

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
    - 7.4.1 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 目次

- 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」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 運転停止中における崩壊熱除去機能喪失時又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、電源負荷評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)
- 添付資料7.4.1.17 運転停止中における通常時のプラント監視について



## 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）

#### 7.4.1.1 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「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）」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、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び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「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）」では，原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障により，余熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により1次冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，炉心水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，余熱除去機能を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，余熱除去機能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，充てんポンプ，高圧注入ポンプ及び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、代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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「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）」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、初期の対策として充てんポンプ、高圧注入ポンプ及び代替格納容器スプレイ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B－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心冷却手段及びA－格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ並びに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。

また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合については「7.4.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

これらの対策の概略系統図を第7.4.1.1図に、手順の概要を第7.4.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.4.1.1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、重大事故等対策に必要な要員は、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11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1名，関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.4.1.3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，21名で対処可能である。

a. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は，余熱除去機能喪失と判断し，余熱除去機能の回復操作を実施する。

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。

（添付資料7.4.1.17）

b. 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）

c. 余熱除去機能回復操作

余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに，他の対応処置と並行して，余熱除去機能の回復操作を継続する。

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。

e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。

充てんポンプ又は高圧注入ポンプ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。

また、代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。

f. 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、優先して実施する。

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。

g. 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）からの蒸発により炉心崩壊熱を除去する。

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。

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。

i. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却

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、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再循環切替水位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B-格納容器スプレイポンプを経てB-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する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。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、低圧注入流量等であり、高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作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

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A-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。



#### 7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した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余熱除去機能が喪失する事故」である。なお、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、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, 7.4.1.12)

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7.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.4.1.2)

### 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、燃烧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、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、運転中の余熱除去ポンプの故障によって、余熱除去機能を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、ディーゼル発電機にて代替格納容器スプレイ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、資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

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、「7.4.1.2(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) 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水操作は、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7.4.1.2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7.4.1.4図から第7.4.1.12図に示す。

#### a. 事象進展

事象発生後、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7.4.1.3, 7.4.1.4)

#### b. 評価項目等



炉心上端ボイド率は第7.4.1.5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維持される。

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7.4.1.12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7.4.1.9図及び第7.4.1.11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ル水位が再循環切替値に到達後、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、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、また、必要に応じてA-格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイにより原子炉格納容器の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, 7.4.1.8, 7.4.1.9)

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。

#### 7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響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余熱除去系の故障により、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7.4.1.8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7.4.1.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，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

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、事象発生後の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7.4.1.13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7.4.1.15)

### 7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「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）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり21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36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「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)」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（1,700m<sup>3</sup>：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

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日間最大負荷で運転した場合、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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。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。

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。

(添付資料7.4.1.16)

#### 7.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「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）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障により、余熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「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）」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、充てんポンプ、高圧注入ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び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「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）」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余熱除去機能が喪失する事故」に対して、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮し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，運転員等操作時間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「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）」に対して有効である。



第7.4.1.1表 「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）」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. 余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。</li> </ul>	—	—	<b>【低圧注入流量】*</b> 1次冷却材温度（広域—高温側）* 1次冷却材温度（広域—低温側）*
b. 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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	—	—	—
c. 余熱除去機能回復操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。</li> </ul>	<b>【余熱除去ポンプ】*</b>	—	—
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	—	—	—
e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。</li> <li>代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。</li> </ul>	充てんポンプ* <b>【高圧注入ポンプ】*</b> 燃料取替用水ピット* <b>【ディーゼル発電機】*</b> 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* 1次冷却材圧力（広域）* <b>【高圧注入流量】*</b>

\*：既許可の対象となっていない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7.4.1.1表 「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）」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
f. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、優先して実施する。</li> </ul>	—	—	—
g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）からの蒸発により炉心崩壊熱を除去する。</li> </ul>	燃料取替用水ピット* 代替格納容器スプレイポンプ 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	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
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	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*

\*：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7.4.1.1表 「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）」の重大事故等対策について（3/3）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
i. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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再循環切替水位 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B-格納容器スプレイポンプを経てB-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する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。</li> </ul>	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* デイゼル発電機燃料油貯油槽* 【高圧注入ポンプ】* B-格納容器スプレイポンプ* B-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*	—	【低圧注入流量】* 【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）* 1次冷却材圧力（広域）* 加圧器水位* 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"> <li>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。</li> </ul>	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】* デイゼル発電機燃料油貯油槽*	原子炉補機冷却水サージタンク 加圧用可搬型素ガスポンプ	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） 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）*
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてA-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。</li> </ul>	【A-格納容器スプレイポンプ】* 【A-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】*	—	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）*

\*：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

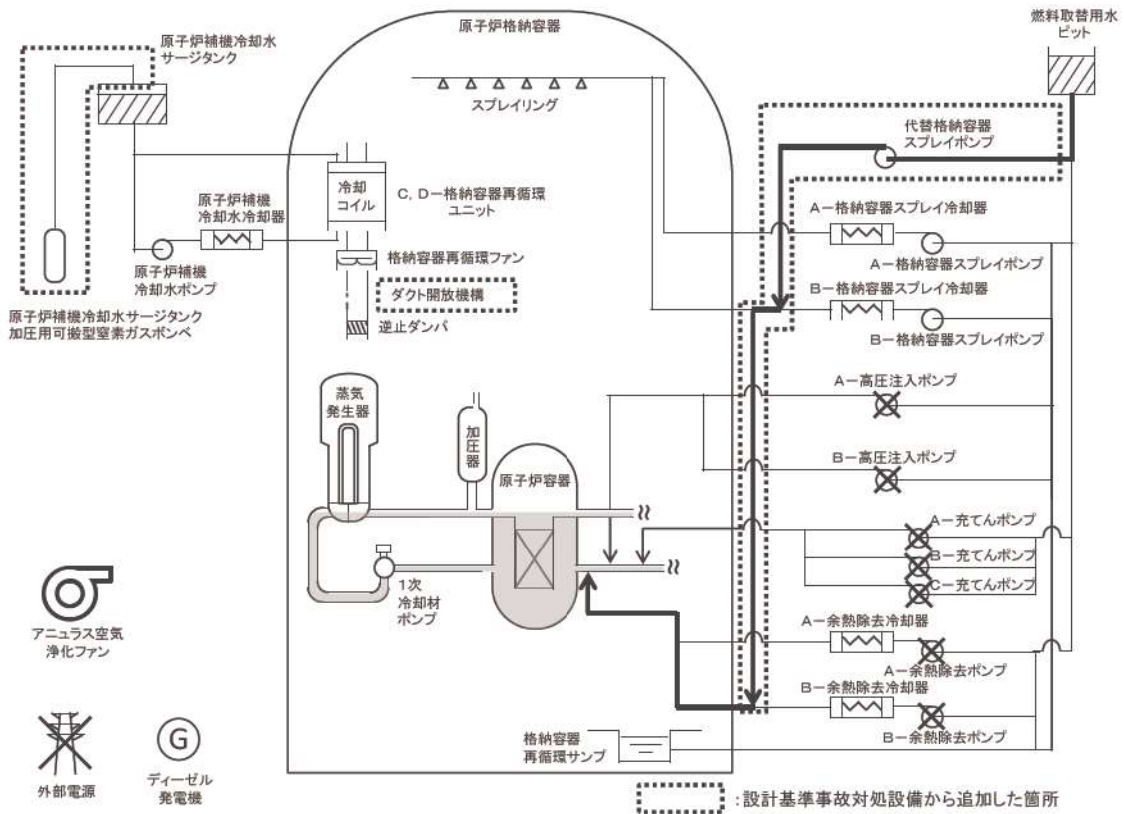
第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失」の主要解析条件  
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(1/2)

項目		条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナ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。	
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了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炉心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いことから設定。	
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。	

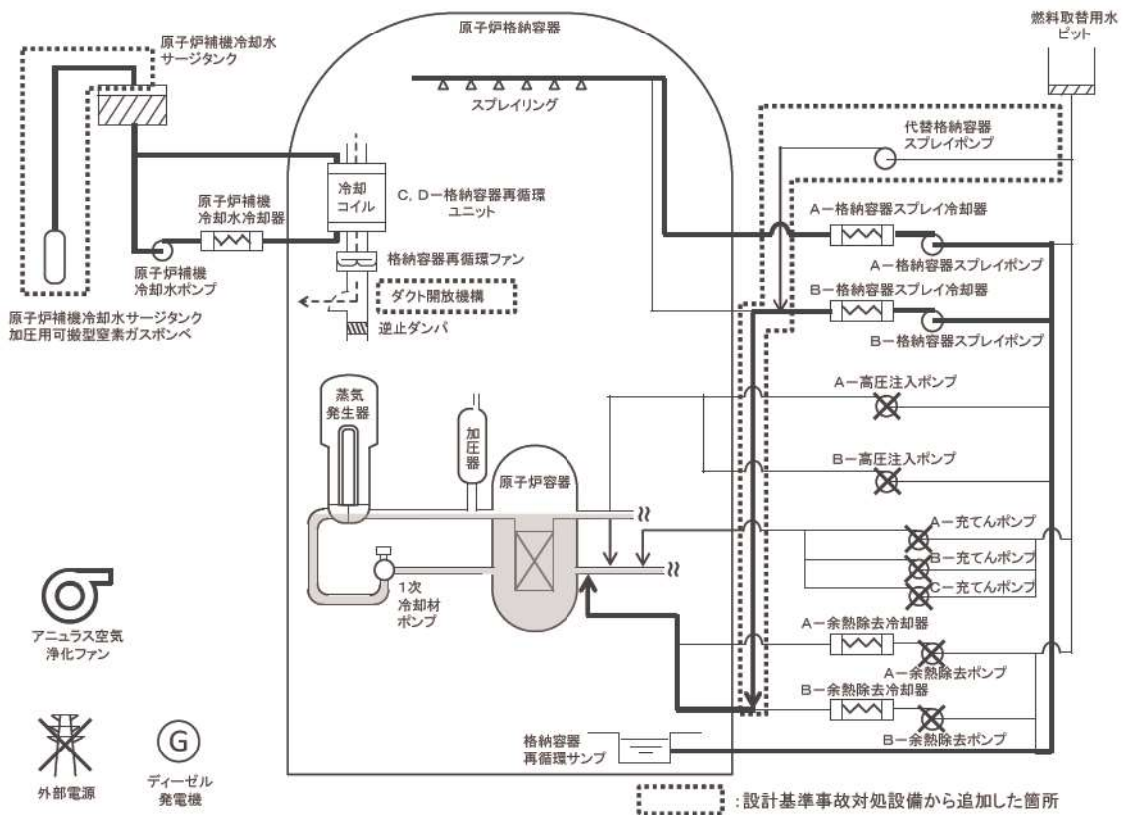


第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失」の主要解析条件  
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん機能及び高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、代替格納容器スプレイポンプの有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入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	外部電源がない場合、ディーゼル発電機により代替格納容器スプレイ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	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量  29m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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	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。

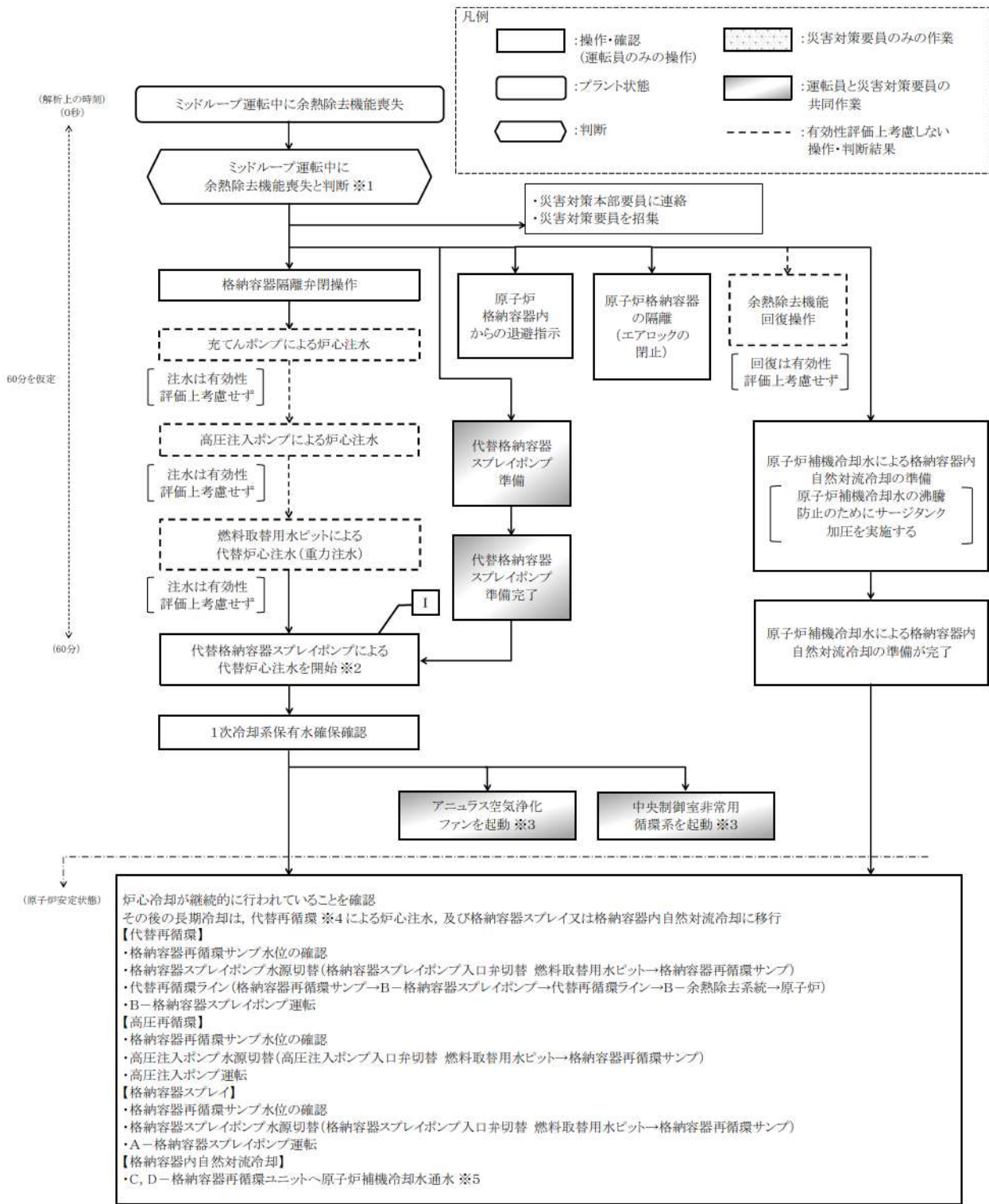


第7.4.1.1図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）（炉心注水）



第7.4.1.1図 「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）」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）  
（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）





- ※1 ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合。(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。)
- ※2 実際の運転操作としては、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、 $29\text{m}^3/\text{h}$ を下回らない流量とする。
- ※3 原子炉格納容器圧力指示が $0.025\text{MPa}[\text{gage}]$ になれば起動する。
- ※4 燃料取替用水ビット水位指示が $16.5\%$ 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、代替再循環に移行する。
- ※5 原子炉格納容器圧力指示が $0.127\text{MPa}[\text{gage}]$ 及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

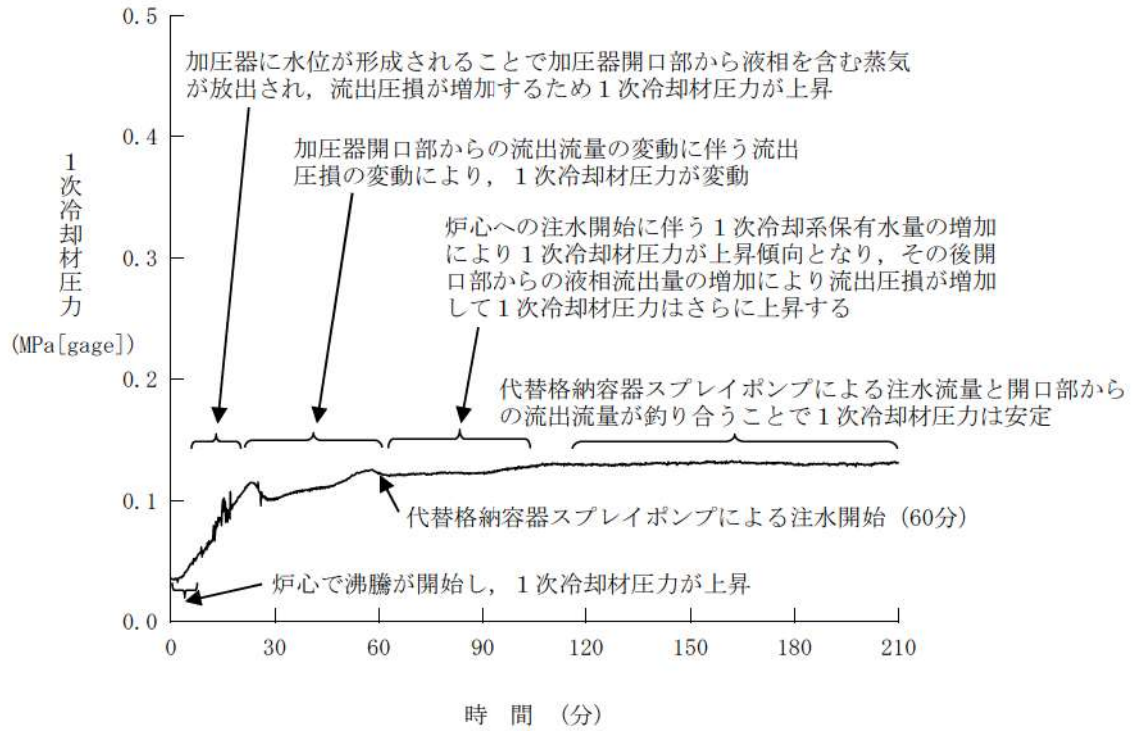
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

I B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

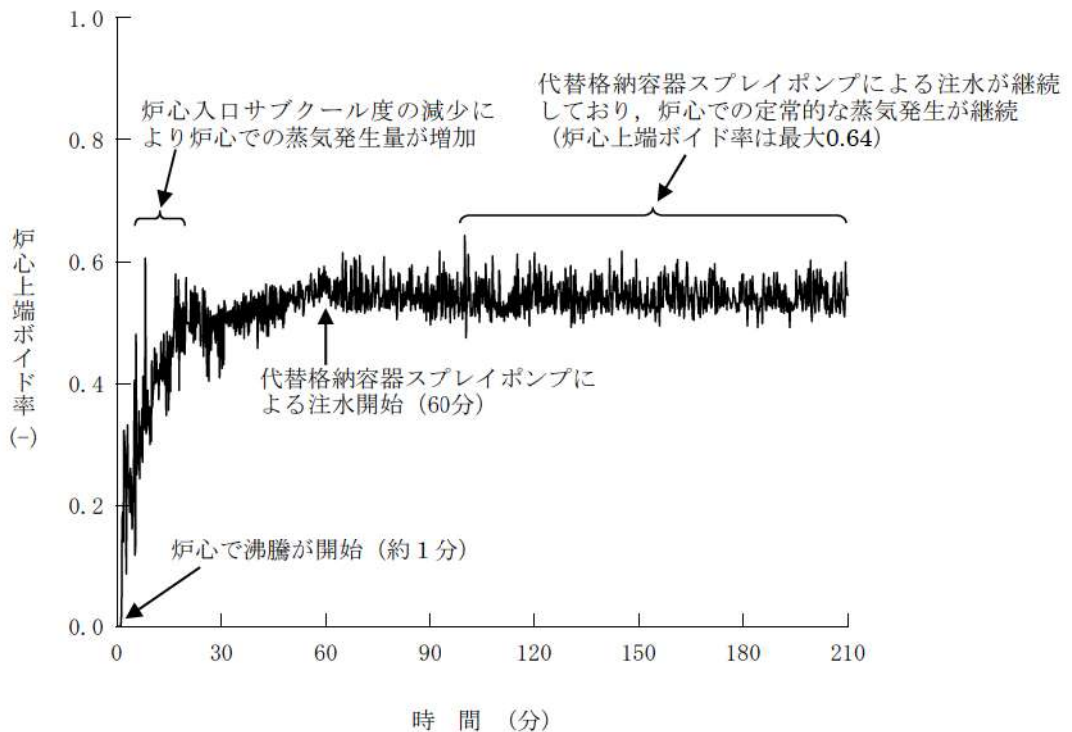
第7.4.1.2図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要  
(「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)



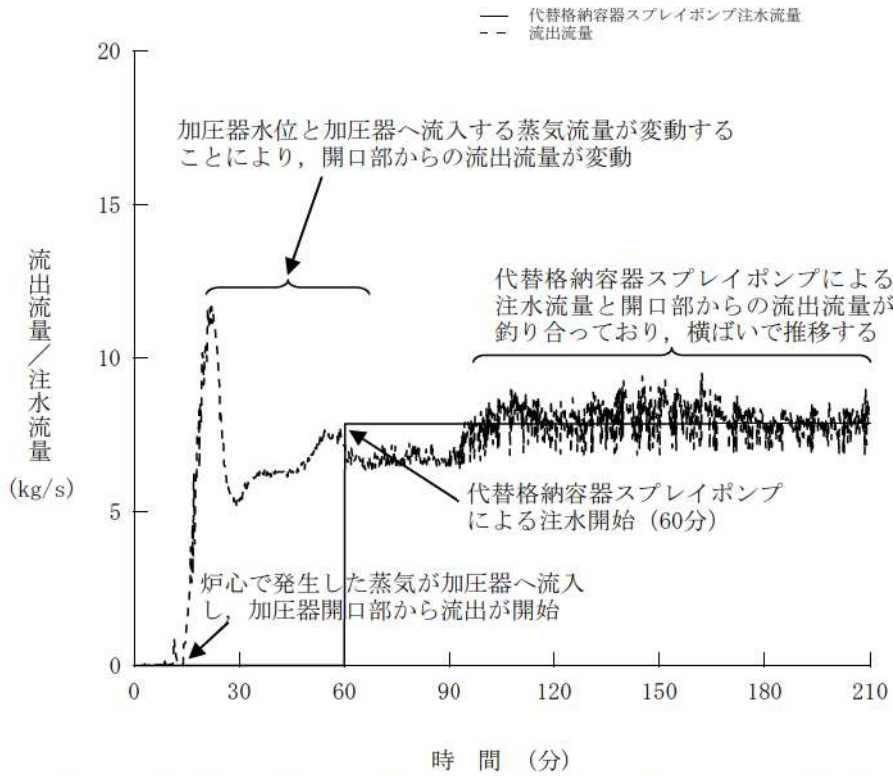




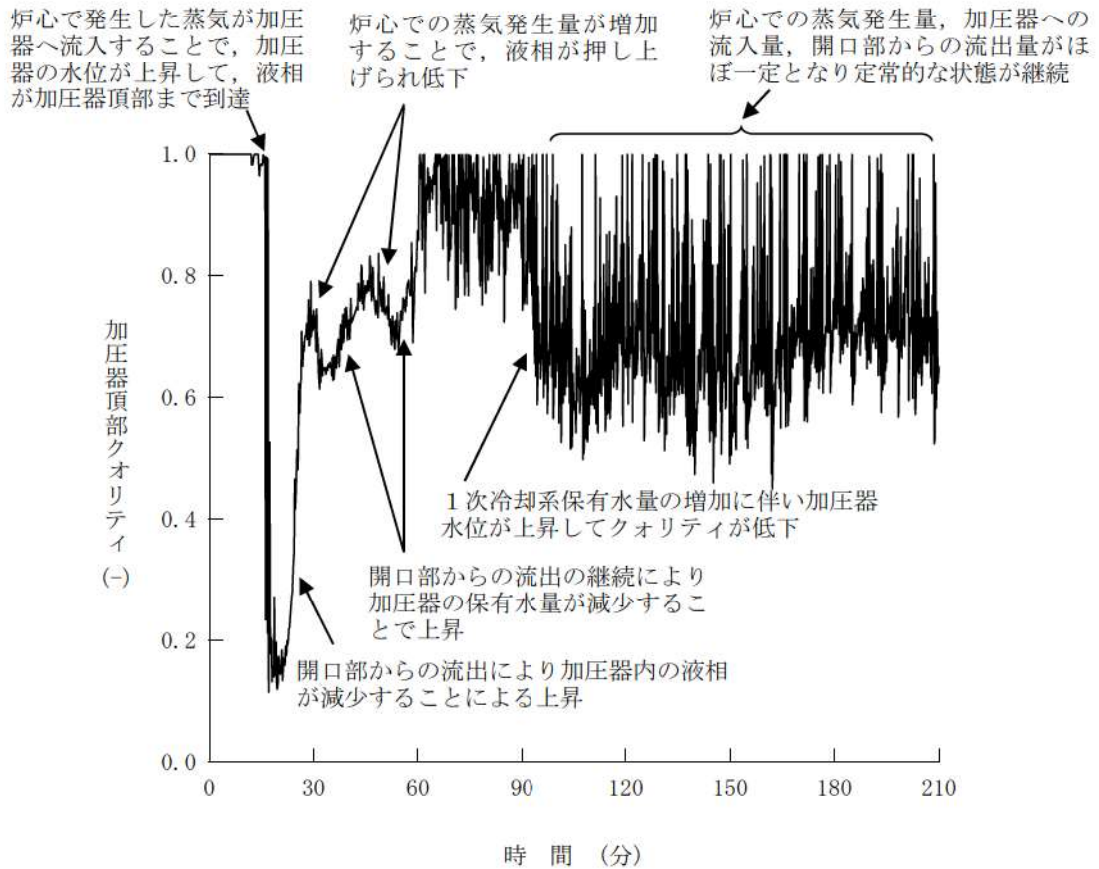
第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移



第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移

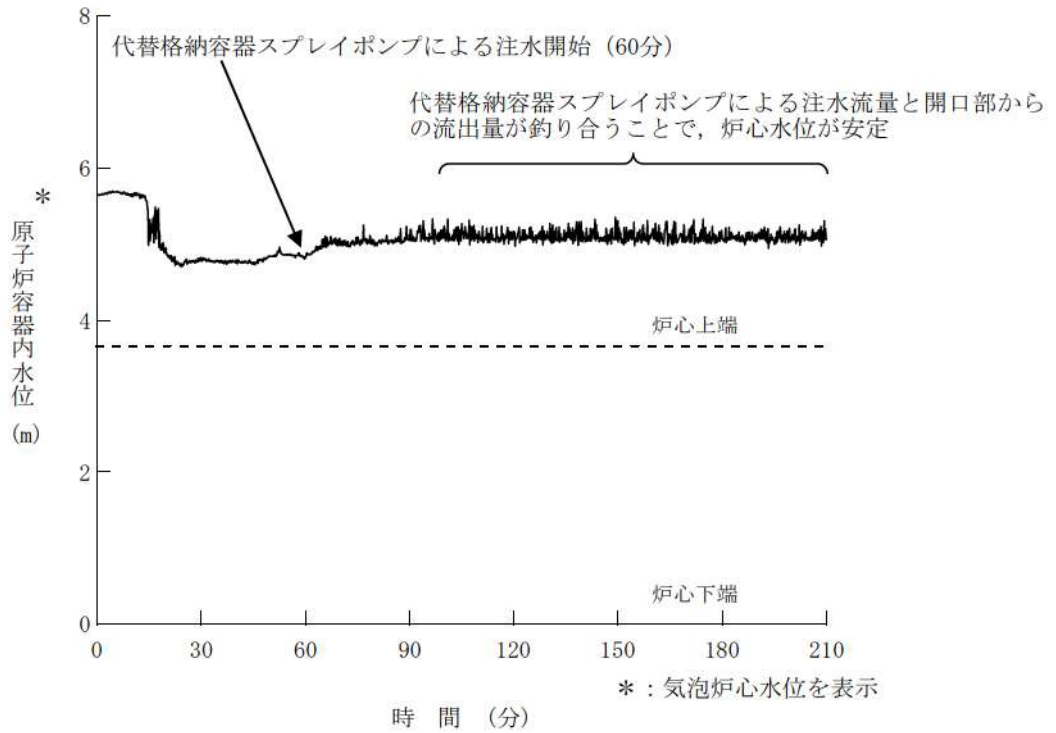


第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移

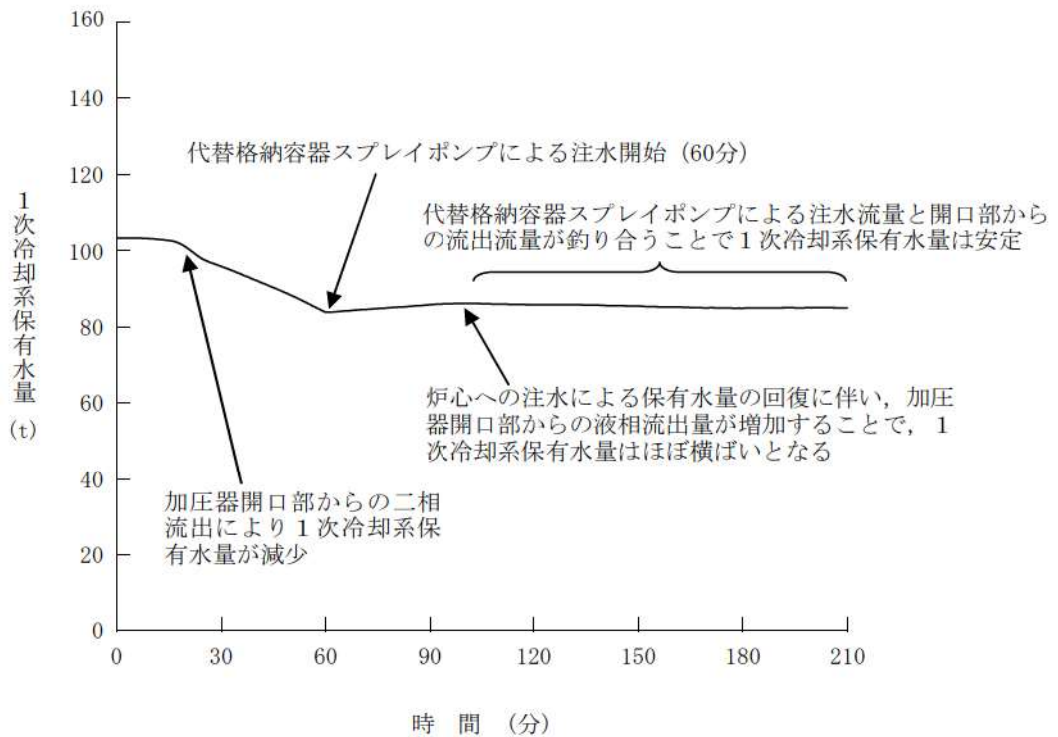


第7.4.1.7図 加圧器頂部クオリティの推移

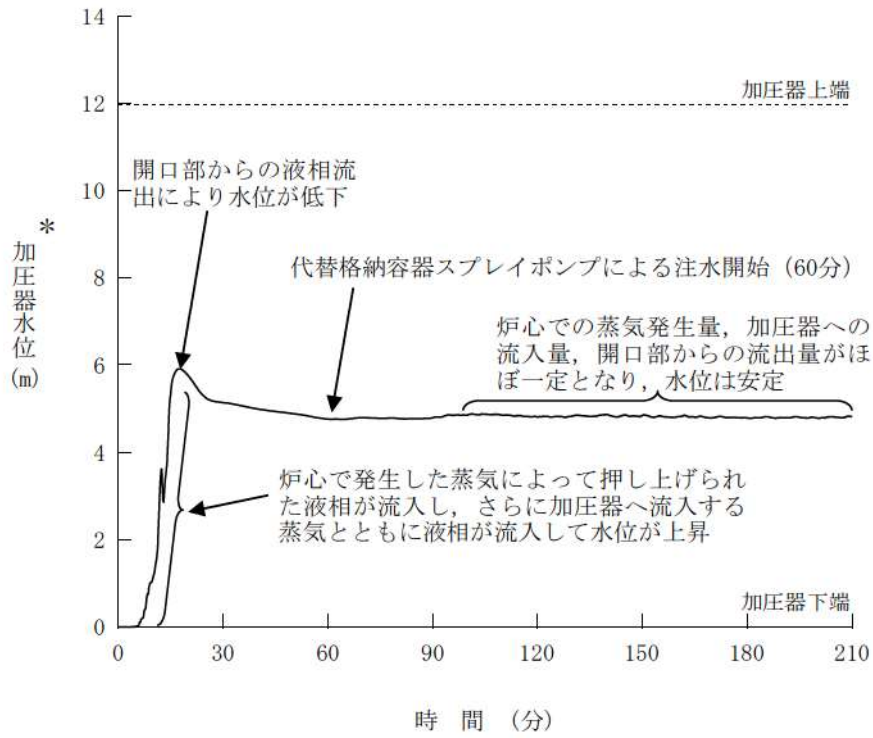




第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

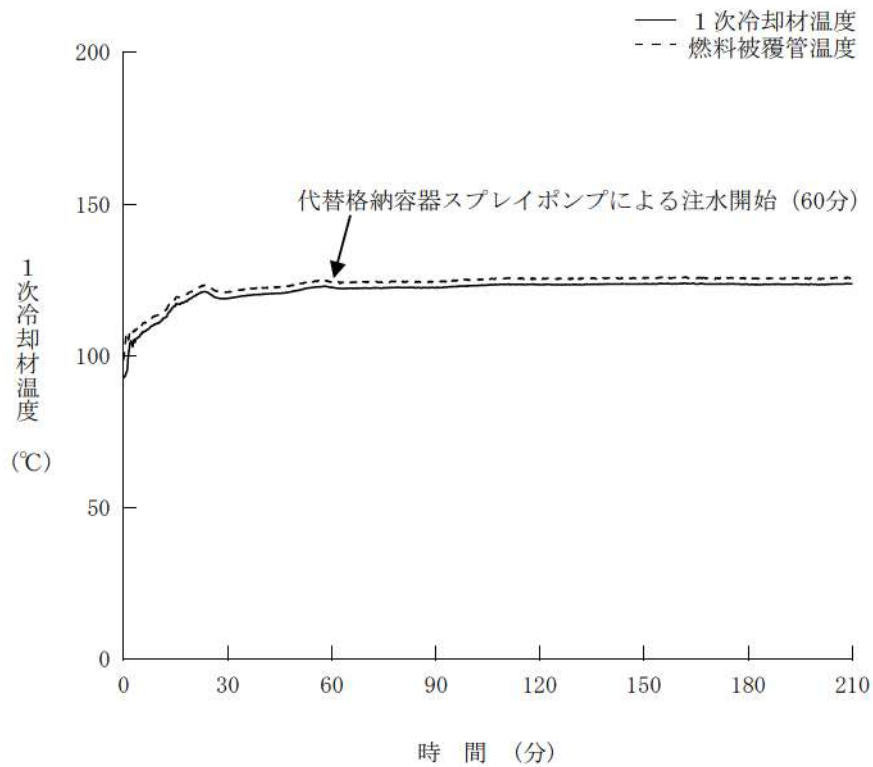


第7.4.1.9図 1次冷却系保有水量の推移



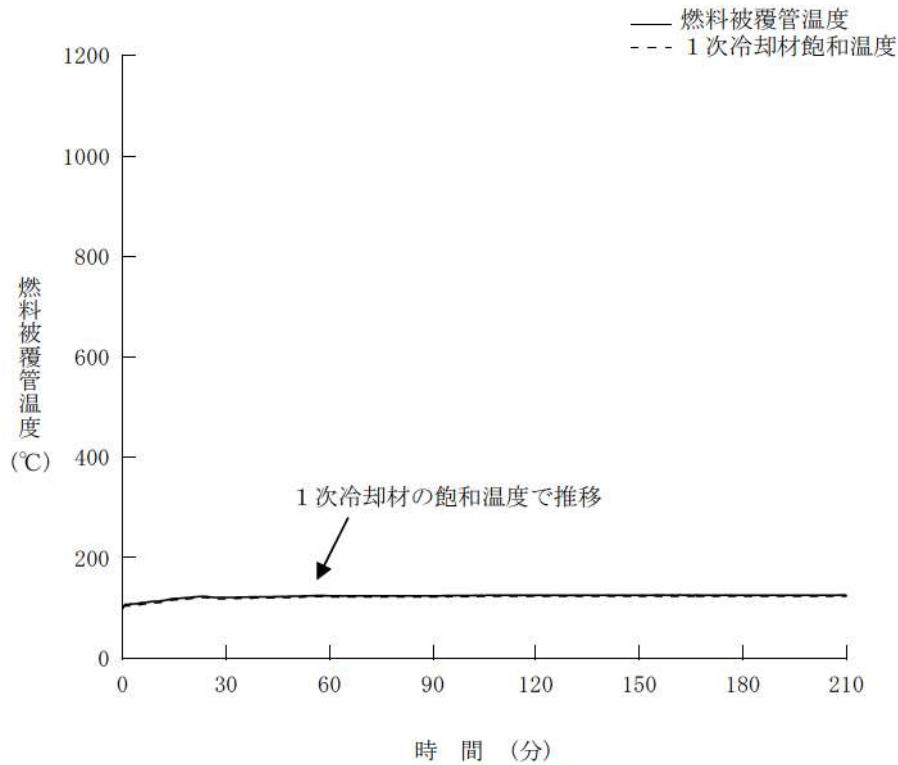
\* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

第7.4.1.10図 加圧器水位の推移

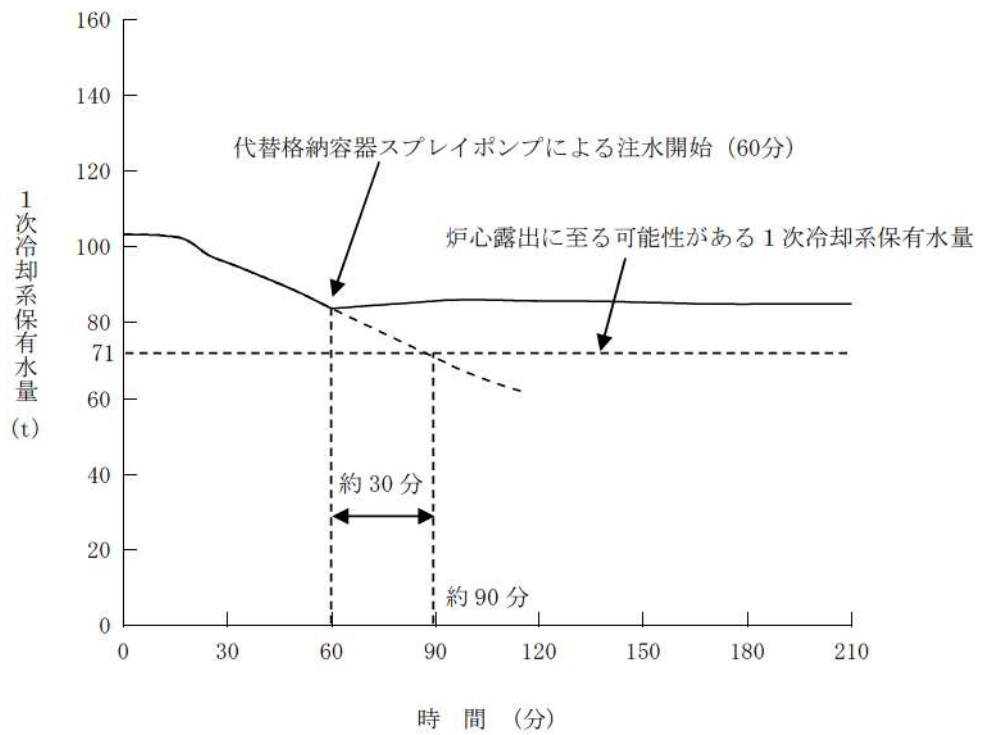


第7.4.1.11図 1次冷却材温度の推移





第7.4.1.12図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.1.13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)

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

ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）内作業員の退避について下記に示す。

1. 教育

ミッドループ運転中にC/V内で作業を実施する作業員に対しては、ミッドループ運転中の事故事象や非常時の退避（退避場所、注意事項等）について教育等を実施し、周知徹底を図っている。

2. 退避手段及び人数把握

事故発生後、格納容器内退避警報又は所内通話設備（バッテリー内蔵）により、作業員へC/V内からの退避指示を行う。

また、ミッドループ運転期間中はC/V内入退域者を名簿で管理し、エアロック閉止を行うC/V出入管理員を24時間常駐させる。

なお、作業員は2名以上で作業を実施するため、退避の際に負傷した場合においても周囲の作業員の救助により退避可能である。

また、確実に作業員全員がC/V外へ退避したことを確認するための具体的な手順は以下の通り。

【退避の確認手順】

- (1) 事故発生時、作業員は予め定めた指定場所（オペフロ等）に集合し、各作業の作業責任者等が退避者を確認した後に、作業班単位又は数人のグループ単位で避難を行う。（負傷者が発生した場合は作業班員の救助により避難する。）
- (2) C/V外へ退避した後に、各作業の作業責任者等が作業員の点呼を行い、全作業員が退避していることを確認し、C/V入域退出管理簿に作業員が退出したことを記載（退出時間を記入）する。
- (3) C/V出入管理員は、各作業の作業責任者等が記載したC/V入域退出管理簿を確認し、C/V内の全作業員の退避を確認する。

3. 退避時間内訳

		所要時間	
運転員	工程	事象確認	C/V隔離弁閉止 <span style="float: right;">*2</span>
	想定	10分	25分
	検証結果		約17分
作業員	工程		エアロック閉止確認
	想定		5分
	検証結果		約3分
	工程		退避
	検証結果		約23分
C/V出入管理員	工程		退避～点呼完了
	想定		30分
	検証結果		
C/V出入管理員	工程		C/V入域退出管理簿等との照合
	想定		30分
	検証結果		
C/V出入管理員	工程		エアロック閉止
	想定		10分
	検証結果		約5分
合計	想定		40分
	検証結果		約35分 <span style="float: right;">*1</span>

\*1：想定時間は、作業員退避後、C/V出入管理員による退避確認・照合を行うことを想定しているが、検証では、格納容器内退避警報が作動したと想定し時間を測定した。

\*2：エアロックは2重の扉となっており、通常運転中は片側ずつ開放し両側が同時に開放できないようになっているが、定期事業者検査中は両側の扉を開放している。この場合、両側の扉開放状態から片側の扉を閉止する。（閉止後も通常の出入は可能）

図1 作業員の退避時間の内訳



ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器内からの作業員の退避時間の検証結果は以下の通り。

表1 作業員の退避時間の検証結果

項目		時間 (検証結果)	備考
退避	作業場所からC/V内集合場所への移動, 点呼	約15分	複数場所からの退避時間を検証し, 最も時間を要する場合。(原子炉キャビティ内からの退避) 作業員の原子炉キャビティ内からオベフロ移動実績40秒を1分と保守的に評価し, 15人×1分として約15分とした。
	C/V内集合場所から通常用エアロック出口への退避	約8分	オベフロから通常用エアロック出口までの移動の測定結果
	小計	約23分	
照合	退出者最終確認 入退域名簿との照合	約7分	通常用エアロック出口で最終確認, 入退域名簿との照合に要する想定時間
閉止	エアロック閉止	約5分	ターンバックル, 内扉側保護カバー, 本体側シート部保護カバー取外し作業実績より。
合計		約35分	

#### 4. 作業員の退避に係る環境影響評価

3. の通り、泊3号炉においてミッドループ運転中に事故が発生した場合におけるC/V内からの作業員の退避に要する時間は、約23分と評価しており、事象確認の10分を含めて40分以内である。

この間に放出される蒸気の影響を確認するため、作業員被ばくの観点及びC/V内雰囲気温度の観点で概略評価を行った。

##### (1) 被ばく評価

<評価結果>

下記の通り、作業員の被ばく線量は最大約13.8mSvとなる。

表2 作業員の被ばく評価結果

外部被ばく	内部被ばく	計
約 $1.14 \times 10^{-1}$ mSv	約 $1.36 \times 10^1$ mSv	約 $1.38 \times 10^1$ mSv

<主な評価条件>

- 1次冷却材の燃料被覆管欠陥率は0.1%を仮定
- プロセス解析の結果によらず、事象発生0分から、C/V内全体が1次冷却材の蒸気雰囲気(100℃における飽和蒸気として)で満たされるものと仮定
- 事象発生0分から40分までを対象(C/V内からC/V外への作業員の退避に要する時間23分に事象確認に要する時間10分を加えた33分を保守的に40分として評価)
- 気液分配係数は1(1次冷却材中の放射性物質(CP, FP)は、沸騰によって液相から気相へすべて移行するもの)と仮定

##### (2) C/V内雰囲気温度評価

<評価結果>

C/V内雰囲気温度は、C/V内ヒートシンクの効果によって退避完了までに有意な上昇は見られず、作業員の退避の影響はない。

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))

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余熱除去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  
 (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))

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 注水開始	事象発生後の60分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 注水流量	29m <sup>3</sup> /h	蒸発量を上回る流量

※原子炉停止後の時間の詳細については、別紙に記載する。

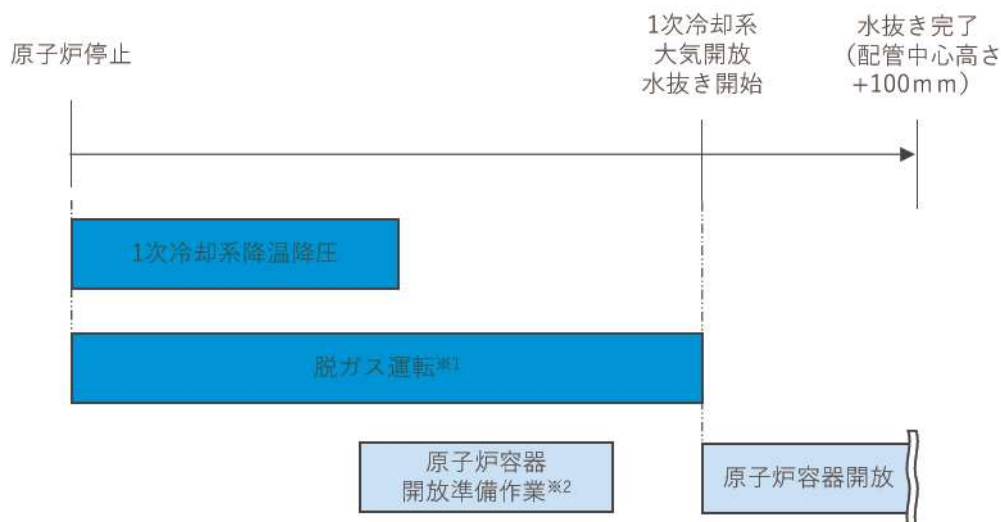


## 原子炉停止後の時間について

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（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）において、原子炉停止後の時間については、評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとしている。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間を設定している。

原子炉停止から1次冷却材の水抜き完了までに必要な作業工程は、脱ガス運転、1次冷却系の降温降圧操作及び原子炉容器開放であり、そのうち、クリティカルとなる作業工程は脱ガス運転及び原子炉容器開放である。実際に原子炉停止から1次冷却材の水抜き完了までに要した時間は、泊3号炉の第1回定期検査において約105時間、第2回定期検査において約121時間である。なお、脱ガス運転終了後に原子炉容器開放を行うが、原子炉容器開放の準備作業を脱ガス運転と並行して実施する。図1にこれらの作業工程をまとめて示す。

以上の実績を基に、泊3号炉においては、保守性を考慮し原子炉停止後の時間を72時間と設定している。



※1 1次冷却系内の溶存水素と放射性気体を取り除く作業工程

※2 キャビティ前作業等

図1 原子炉停止から1次冷却系の水抜きまでに実施する主要な作業工程

表1 原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間

	解析条件	第1回定期検査	第2回定期検査
原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間	72時間	約105時間	約121時間

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「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）」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余熱除去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。

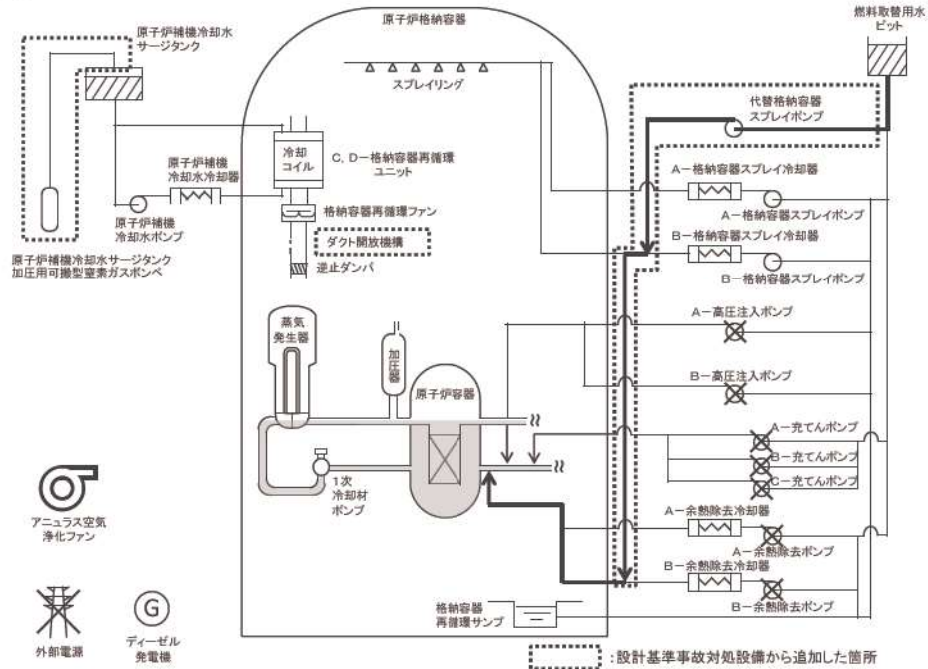


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

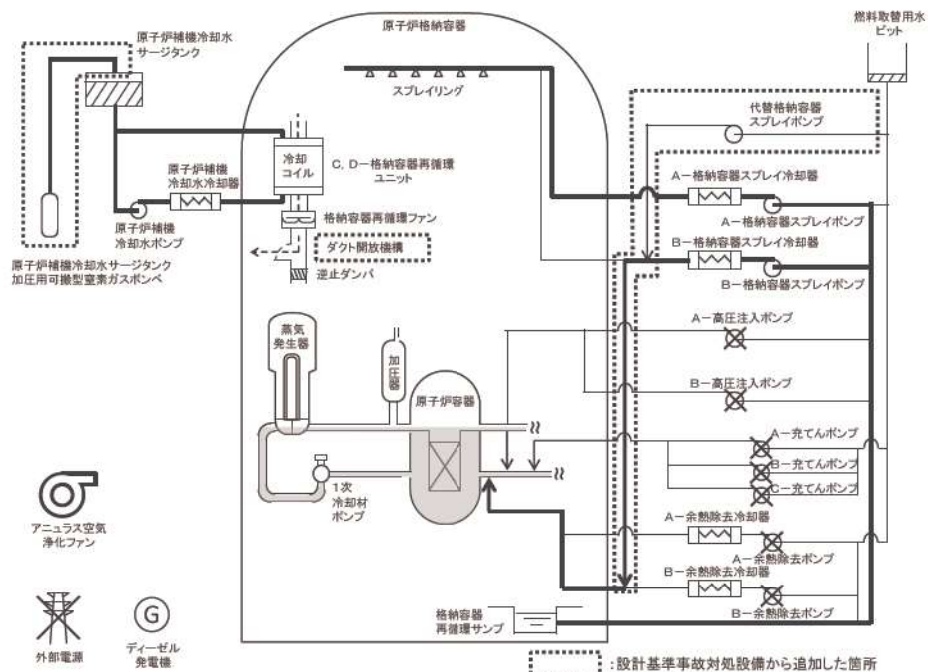


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）



「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

① 1次冷却材圧力と加圧器開口部からの流出流量の関係

1次冷却材圧力変動の主要因は、加圧器開口部からの流出による圧力損失であり、流出が二相の場合、单相時と比較して圧力損失は増大し、それに伴って1次冷却材圧力も増大する。

流出流量が減少し始める段階では、まだ液相の放出が支配的であり、ある程度液相の流出が減少（クオリティが上昇）してから1次冷却材圧力が低下し始める。

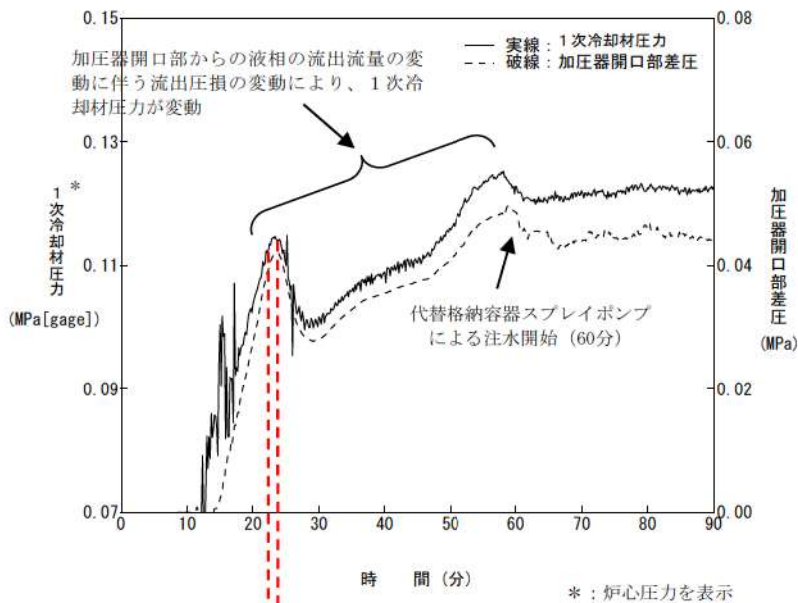


図1 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

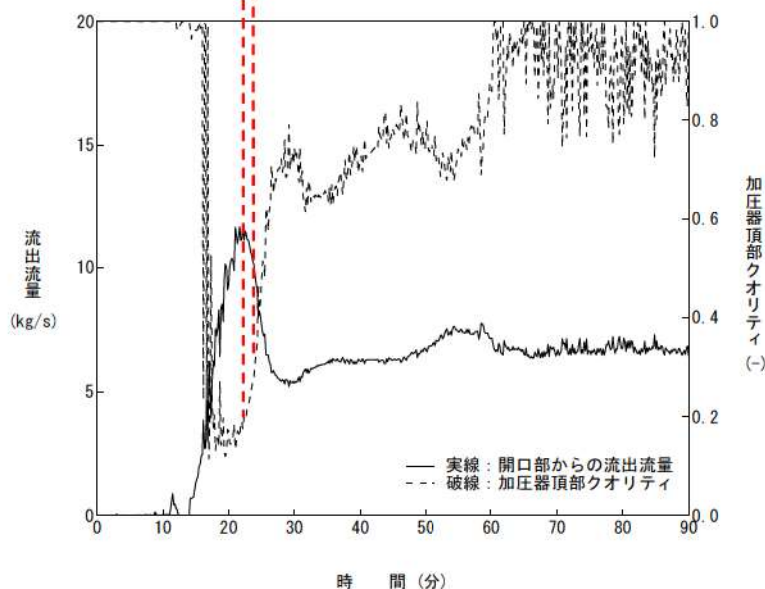


図2 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

② 1次冷却材圧力及び加圧器開口部からの放出流量のピーク値

- ・ 1次冷却材圧力のピーク値が事象後半の方が高い理由  
 流出口の密度 (図6) は図3の①時点の方が大きい、流出口の流速 (図4) は図3の②時点の方が大きい。

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

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

上式のように、圧力損失は流速に大きく影響することから、流速の大きい②の方が圧力のピークが大きくなる。

- ・ 加圧器開口部からの流出流量のピーク値が事象前半の方が高い理由  
 流出口の流速 (図4) は図5の④時点の方が大きい、図5の③時点の方が流出のクオリティが小さく、質量流量としては③が大きくなる。

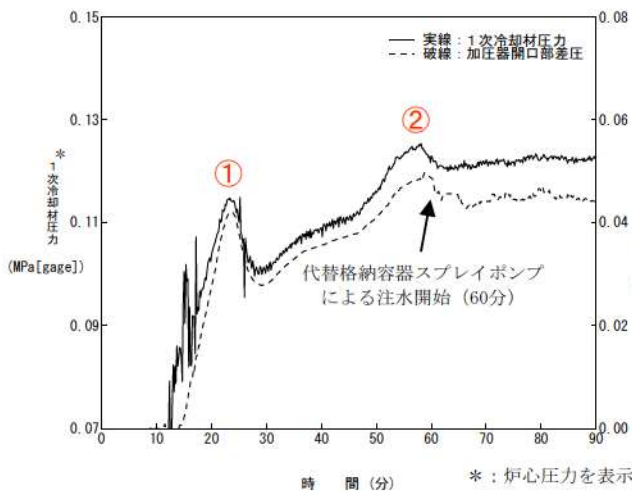


図3 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

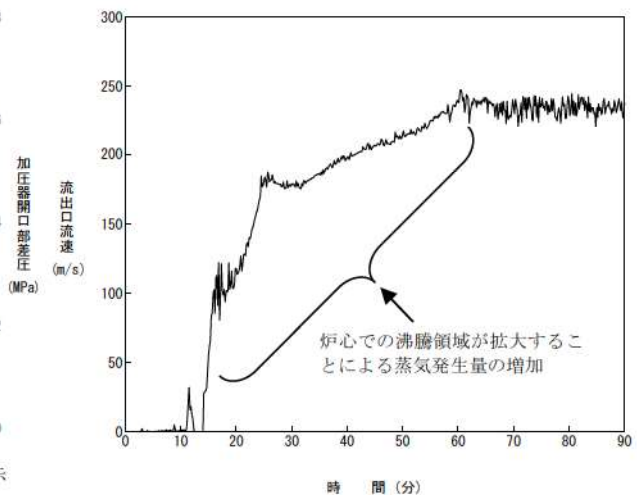


図4 流出口流速の推移

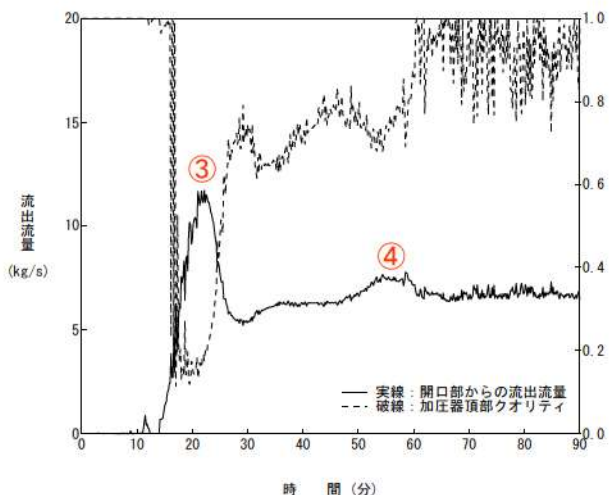


図5 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

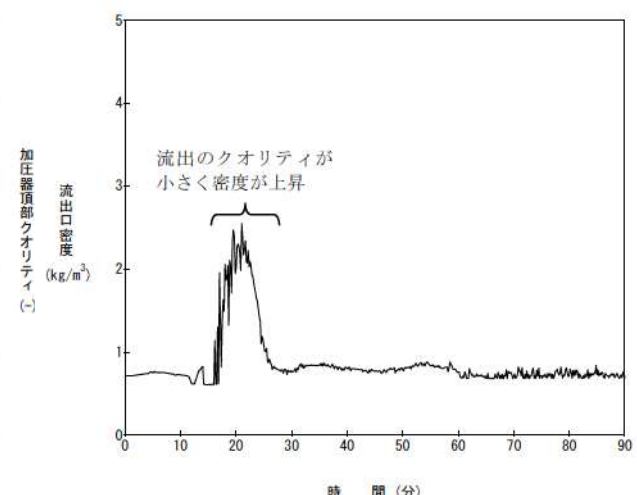


図6 流出口密度の推移

③ 加圧器開口部からの流出流量と加圧器水位の関係

加圧器水位（図7）は、事象初期は炉心での発生蒸気により押し上げられることに伴い水位は上昇するが、高温側配管の水位（図9）がなくなることにより加圧器への流入流量が減少し、流出流量が流入流量を上回る（図8）ため、加圧器水位が減少している。

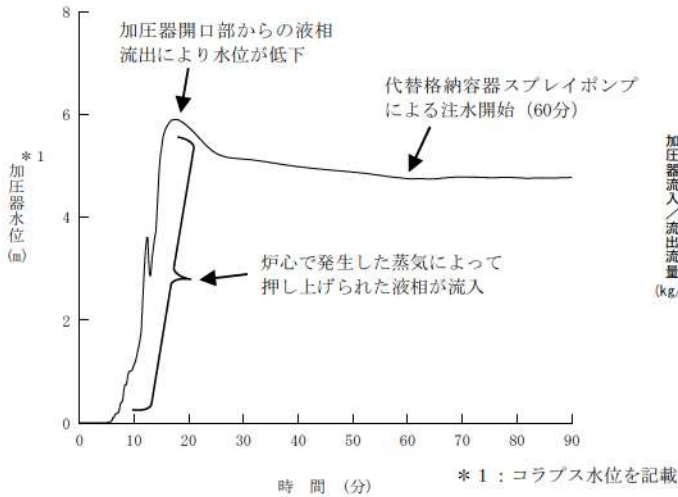


図7 加圧器水位の推移

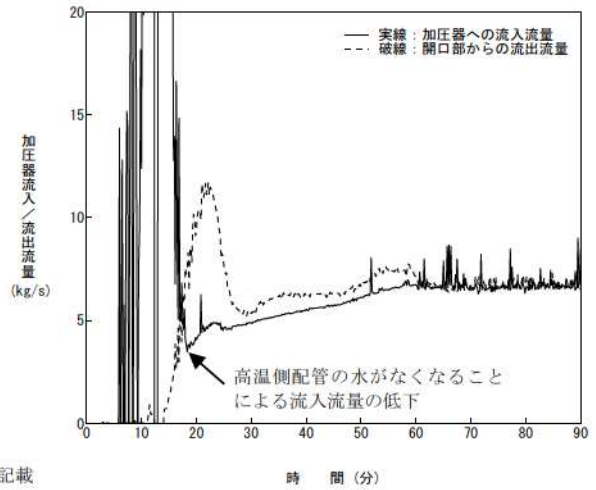


図8 加圧器の流入及び流出流量の推移

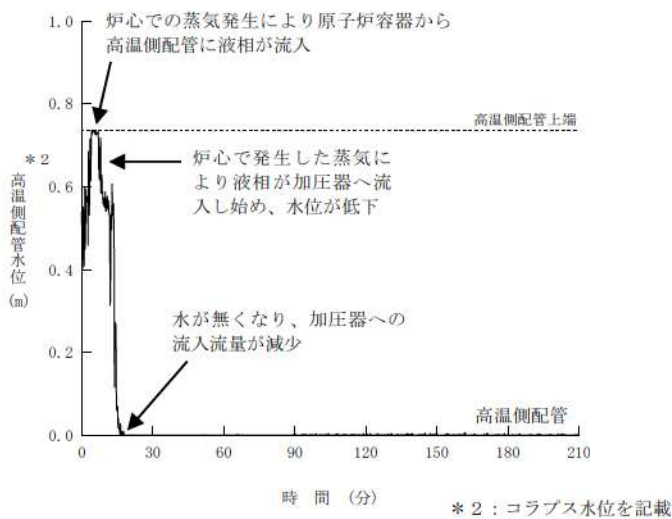


図9 高温側配管水位の推移



## ミッドループ運転中の線量率について

「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

運転停止時の有効性評価における運転状態であるミッドループ運転中の重要事故シーケンスのうち、「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」は炉心露出しないものの、燃料有効長の高さ近くまで原子炉水位が低下することから、表1の評価条件にて線量率を評価した。

ミッドループ運転中の炉内からの放射線による原子炉容器上部蓋上面及びキャビティオペレーションフロア高さの線量率を表1の評価条件にて評価した。その結果、表2のとおり原子炉容器上部蓋上面、キャビティオペレーションフロア高さにおける線量率はそれぞれ  $8.4 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ 、 $2.3 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$  であり、燃料取替時の第IV区分※ ( $\leq 0.15 \text{mSv/h}$ ) を満足している。

また、30分以内に原子炉格納容器から退避できることを訓練等で確認しており、事象確認の10分を含む40分間に作業員が受ける積算線量は、表3に示すとおり事故時の作業員の線量当量限度  $100 \text{mSv}$  より十分小さい。

さらに事故が発生した場合には、漏えいの生じている原子炉格納容器内に入域することなく、60分以内に代替格納容器スプレイポンプ等により水位の回復を図り、被ばく低減を図ることが可能である。

※：運転停止時のミッドループ運転状態での遮蔽設計区分は、通常運転時の第VI区分 ( $> 1 \text{mSv/h}$ ) ではあるが、放射線の影響が十分低いことを示すため、キャビティ満水状態で実施する燃料取替作業時に適用している燃料取替時の第IV区分 ( $\leq 0.15 \text{mSv/h}$ ) を参照

表1 原子炉水位が燃料有効部上端まで低下した場合の線量率に係る評価条件

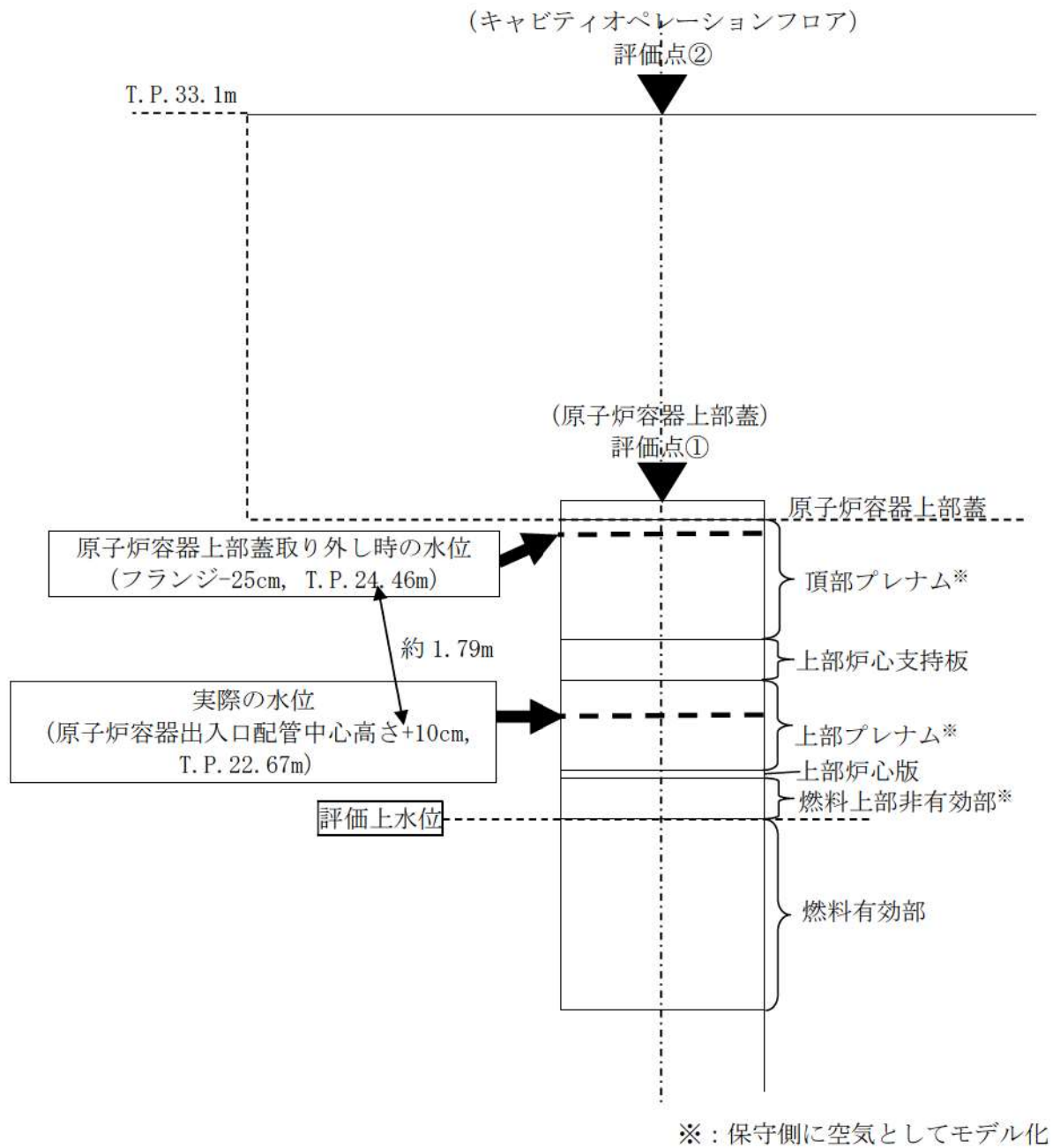
項目	評価条件
運転	運転停止時のミッドループ運転中
評価場所	①原子炉容器上部蓋上面 ②キャビティオペレーションフロア高さ
原子炉水位	燃料有効部上端
原子炉停止後の時間	1日
遮へい計算モデル	図1のとおり

表2 原子炉水位が燃料有効部上端まで低下した場合の線量率 (mSv/h)

評価点	線量率	
	評価値	燃料取替時の 第IV区分
①原子炉容器上部蓋上面	$8.4 \times 10^{-2}$	0.15
②キャビティオペレーションフロア高さ	$2.3 \times 10^{-2}$	( $15 \times 10^{-2}$ )

表3 作業員被ばく評価 (mSv)

評価項目	積算線量		事故時の作業員の 線量当量限度
外部被ばく	$1.14 \times 10^{-1}$	計 $1.38 \times 10^1$	100
内部被ばく	$1.36 \times 10^1$		



- 実形状に合わせて炉心等価体積を円筒形の体積線源としてモデル化
- 計算コード内では、体積線源の線源領域は微少な点線源の集合体に分割され、各点線源から評価点への線量率の寄与を計算し、それを線源領域で積分し評価点での線量率を算出

図 1 遮へい計算モデル図



### 原子炉容器上部蓋取り外し時の放射線の遮へいについて

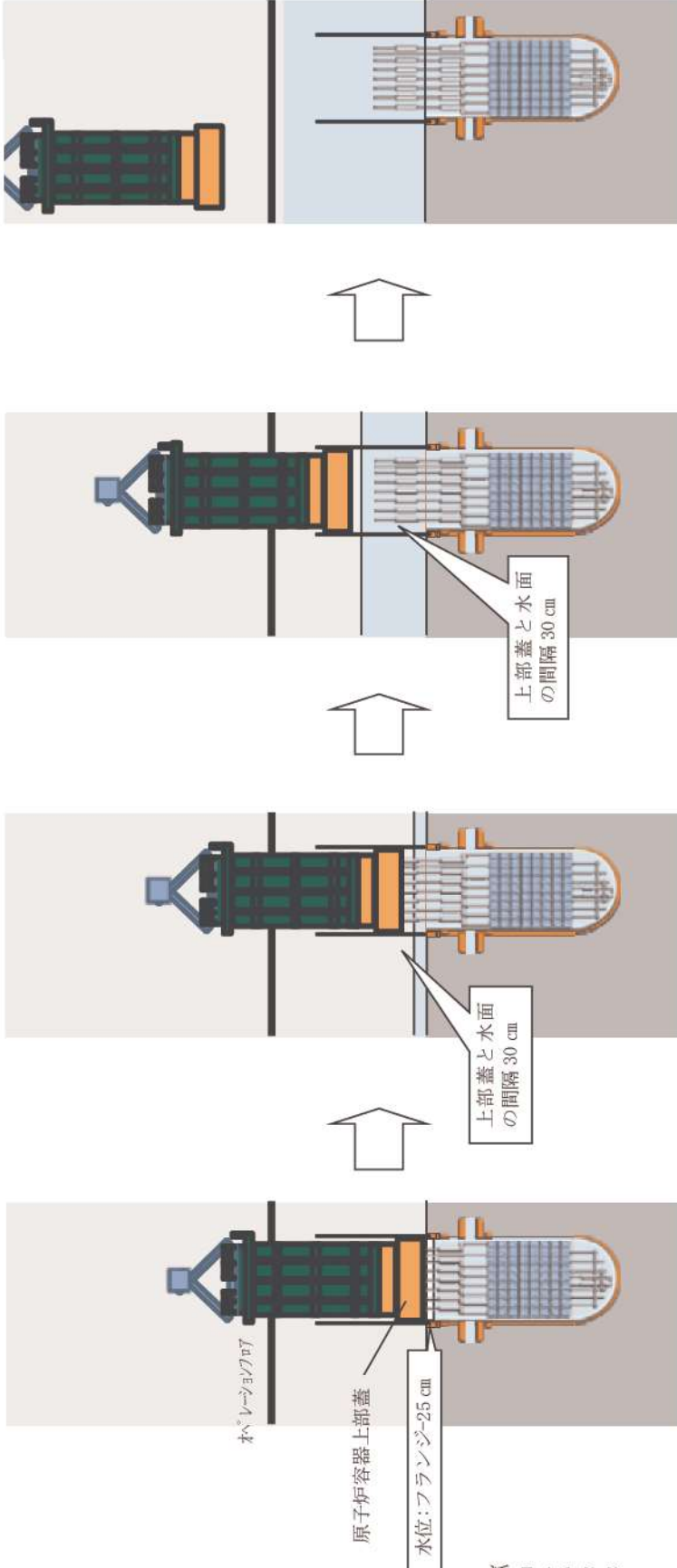
原子炉容器上部蓋の取り外し作業を別図に示す。

同作業は原子炉容器上部蓋吊り上げ準備として、原子炉容器スタッドボルトを取り外し、水位を原子炉容器出入口配管中心高さ+10cm から原子炉容器フランジ-25 cmまで約 1.8m 上昇させ水遮蔽を十分に確保する。

その後は、燃料取替用水ピットからの水により原子炉キャビティに水を注水しつつ、原子炉容器上部蓋を上部に吊り上げながら取り外すことから、原子炉容器上部蓋を取り外す際は放射線の遮蔽が維持される水位を確保している。

仮に原子炉容器上部蓋を取り外しする際に、崩壊熱除去機能喪失等が発生した場合であっても、以下のことから放射線遮蔽が問題となることはない。

- 原子炉容器上部蓋の取り外し作業時は、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価において有効性を確認した時点よりも、崩壊熱がさらに低下している。
- 炉心上部の広範な区画に水が確保されており、水位の低下が遅い。
- 以下の手順により、水位の回復を図ることが可能。
  - ・崩壊熱除去機能喪失：代替格納容器スプレイポンプによる注水
  - ・全交流動力電源喪失：代替格納容器スプレイポンプによる注水
  - ・原子炉冷却材の流出：充てんポンプによる注水



- (1)原子炉容器上部蓋吊上げ準備
  - ・スタッドボルトを取り外す
  - ・原子炉容器フランジ-25 cmまで水位を上げる
- (2)原子炉容器上部蓋吊上げ
  - ・原子炉キャビティ水張り開始
  - ・水位上昇に従って水面との間隔30cmを保持しながら、原子炉容器上部蓋吊上げ
- (3) 原子炉容器上部蓋吊上げ
  - ・水位上昇に従って水面との間隔30cmを保持しながら、原子炉容器上部蓋吊上げ
- (4)原子炉容器上部蓋移動
  - ・原子炉容器上部蓋を仮置き台へ移動

添 7.4.1.5-5

別図 原子炉容器上部蓋の取り外し作業について

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」における未臨界性について

ミッドループ運転中における炉心は、燃料取替作業時の未臨界性を確保するのに十分な高濃度のほう酸水で満たされている。この初期状態から原子炉冷却材の流出が発生すると、1次冷却材が減少するとともに余熱除去機能が喪失するため、炉心崩壊熱により1次冷却材の温度は上昇して沸騰に至る。

事象の進展に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、反応度変化としては2つの効果が生じることとなる。

- ・冷却材密度の低下による中性子減速効果の減少による負の反応度効果
- ・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効果

燃料取替時のほう素濃度（燃料取替用水ピットほう素濃度と同じ濃度）のように、ほう素濃度が高い条件下では、ほう素密度の低下による正の反応度効果が大きくなることで、炉心の反応度は正側に移行する可能性がある。さらに冷却材密度が低下すると、炉心内のほう素の存在量自体の低下と中性子エネルギースペクトルの高エネルギー側へのシフトによるほう素値の低下により、冷却材密度低下の影響は、中性子減速効果の低下に伴う負の反応度効果が支配的となる。このように、一時的に反応度は正側に移行する場合もあるが、ほう素濃度が高い条件下では深い未臨界状態を確保していることから、炉心の未臨界性が問題となることはないと考えられる。

泊3号炉のウラン平衡炉心において、事象進展により冷却材密度が低下した場合の炉心反応度評価条件及び評価結果を表1に示す。泊3号炉では、事象発生前の初期状態の炉心は、濃度 3,200ppm 以上のほう酸水で満たされていることから、取替炉心の燃料装荷パターンの違いによるばらつき及び計算の不確定性を考慮しても炉心反応度は約 $-8.2\% \Delta k/k$ となる。この状態から、図1及び図3に示しているように、事象の進展に伴い平均炉心冷却材密度が  $0.5\text{g/cm}^3$  まで低下したとしても、表1に示す通り、事象進展後、炉心反応度が最も大きくなるのは、冷却材密度が約  $0.75\text{g/cm}^3$  のときに、約 $-7.1\% \Delta k/k$ （実効増倍率は約 0.93）であり、計算の不確定性を考慮しても十分な未臨界度が確保されている。冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化は図5に示す通りである。なお、事象進展中の炉心上端ボイド率の変化を図2及び図4に示す。

このように、燃料取替用水ピットのような濃度の高いほう酸水の雰囲気を確保することにより、炉心の未臨界性が問題となることはない。



表1 炉心反応度評価条件及び評価結果

項目		条件	設定の考え方
核定数計算	計算コード	GALAXY	冷却材密度が大きく低下する場合においても適用可能な、集合体計算コード（2次元非均質輸送計算コード）GALAXYを使用。
	燃料集合体諸元	燃料幾何形状 燃料組成情報	泊3号炉のウラン燃料装荷炉心で使用する17×17型4.8wt%通常ウラン燃料及びGd入り燃料を設定。
	運転条件	炉心熱出力 冷却材温度	基準計算では泊3号炉の炉心熱出力及び冷却材温度を設定。 核定数テーブル作成用の計算では燃料温度、冷却材密度、ほう素濃度に対して、反応度変化量の算出条件を包絡している。
評価条件 炉心計算	計算コード	COSMO-S	冷却材密度が大きく低下する場合においても適用可能な炉心計算コード（3次元少数群拡散コード）COSMO-Sを使用。
	解析モデル体系	3次元炉心モデル	実機炉心を取り扱うため3次元炉心モデルを設定
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心	泊3号炉ウラン燃料装荷平衡炉心を設定
	ほう素濃度	3,200ppm	ボイド発生により冷却材の液相部にほう酸が残るため、ほう素濃度は高くなるが、ここでは保守的な評価を行うためほう素濃度を一定（3,200ppm）として設定。
	冷却材温度	20℃（事象初期） 100℃（事象進展中）	事象初期は低温停止状態、事象進展中は沸騰条件として設定。
	冷却材密度	1.0～0.5 g/cm <sup>3</sup>	図1（崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失）及び図3（原子炉冷却材の流出）の平均炉心冷却材密度変化を包絡するよう設定（炉心上端ボイド率については図2及び図4を参照）。
	初期炉心反応度	約-8.2% Δk/k	原子炉停止中のほう素濃度管理値3200ppmをもとに、取替炉心における燃料装荷パターンのばらつき及び計算の不確定性を考慮し保守的に浅い未臨界状態となるように算出。（表2参照）

項目		結果	備考
評価結果	反応度変化量 最大値 (図5参照)	約1.1% Δk/k	平均冷却材密度が約0.75g/cm <sup>3</sup> において、反応度変化量が最大となる。 (計算の不確定性は±1% Δk/k) (図8及び図9参照)
	事象進展後 炉心反応度	約-7.1% Δk/k <sup>※1</sup>	

※1：事象進展中に最大の炉心反応度となる時点における実効増倍率は約0.93である。

$$k_{\text{eff}} = 1 / (1 - \rho) = 1 / (1 - (-0.071)) \approx 0.934$$

○初期状態における炉心反応度について

事象初期の状態(平均炉心冷却材密度が $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ )における炉心反応度は、原子炉停止中のほう素濃度管理値 $3,200\text{ppm}$ をもとに、取替炉心における燃料装荷パターンのばらつき分及び計算の不確定性を考慮し、保守的に浅い未臨界状態となるように算出した。

具体的には、設置許可申請書に記載されている平衡炉心の燃料取替時に必要最小限要求される未臨界度 ( $k_{\text{eff}}$  (実効増倍率) =  $0.95$ ) を満たすほう素濃度に、取替炉心ごとの燃料装荷パターンの違いによるばらつき分と計算の不確定性を足し合わせたほう素濃度  $2,700\text{ppm}$  (ウラン炉心 :  $2,400\text{ppm}$ ) と、燃料取替停止時ほう素濃度管理値  $3,200\text{ppm}$  とのほう素濃度差に、ほう素価値を掛けて算出している。(表 2)

表 2 に示すとおり、評価にあたっては、事象進展中の未臨界度がより厳しくなるように、ウラン炉心の初期未臨界度に比べ浅くなるMOX炉心の初期未臨界度を用いることとした。

表 2 初期状態における炉心反応度の算出の内訳

項目		設定の考え方	
評価条件	①燃料取替停止時に要求されるほう素濃度 ( $k_{\text{eff}}=0.95$ )	$2,700\text{ppm}$ ( $2,400\text{ppm}$ )	設置許可申請書の平衡炉心に対し、燃料装荷パターンの違いによるばらつき分 ( $300\text{ppm}$ )、計算の不確定性 ( $100\text{ppm}$ ) を考慮したほう素濃度として設定
	②燃料取替時ほう素濃度管理値	$3,200\text{ppm}$ ( $3,200\text{ppm}$ )	燃料取替停止時ほう素濃度管理値
	③ほう素価値	$-5.9 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{ppm}$ ( $-7.1 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/\text{ppm}$ )	燃料取替停止時ほう素濃度管理値における設置許可申請書のMOX平衡炉心のほう素価値
評価結果	④初期状態の炉心反応度	約 $-8.2 \% \Delta k/k$ (約 $-10.9 \% \Delta k/k$ )	$k_{\text{eff}}=0.95$ における負の反応度(①) + ほう素濃度差による負の反応度((②-①) × ③)

※上段はMOX炉心の値、括弧内はウラン炉心の値

【MOX炉心の初期状態の炉心反応度の導出】

$$\begin{aligned} \text{約} -8.2 \% \Delta k/k &= (10^2 \times (0.95 - 1.00) / 0.95) + ((3200 - 2700) \times (-5.9 \times 10^{-3})) \\ &= (-5.26 \% \Delta k/k) + (-2.95 \% \Delta k/k) \end{aligned}$$

【ウラン炉心の初期状態の炉心反応度の導出】

$$\begin{aligned} \text{約} -10.9 \% \Delta k/k &= (10^2 \times (0.95 - 1.00) / 0.95) + ((3200 - 2400) \times (-7.1 \times 10^{-3})) \\ &= (-5.26 \% \Delta k/k) + (-5.68 \% \Delta k/k) \end{aligned}$$



○事象進展に伴う反応度変化について

事象の進展に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、炉心の反応度変化としては2つの効果が生じることになり、これら2つの効果が相まって、炉心全体の反応度変化が現れる。

①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効果

②1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効果

本事象進展に伴う反応度変化量の評価においては、②のほう素密度低下による正の反応度効果が大きくなるように、MOX装荷炉心に比べてほう素価値の大きい泊3号炉のウラン（燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tの高燃焼度ウラン燃料）平衡炉心を評価対象とした。また、ほう素濃度は、事象進展中のボイド発生により1次冷却材の液相部のほう酸が濃縮される効果を保守的に無視することとし、燃料取替停止時ほう素濃度管理値（3,200ppm）で一定とした。このような炉心モデルに基づき、冷却材密度が1.0～0.5g/cm<sup>3</sup>まで低下した場合の反応度変化量を評価したものである。

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。ほう素価値は、装荷燃料仕様、ほう素濃度等に依存するが、取替炉心では、評価に用いたウラン平衡炉心と同じ高燃焼度ウラン燃料又はMOX燃料を装荷すること、実際の燃料取替停止時ほう素濃度を管理値（3,200ppm）以上で管理していること等から、ウラン燃料平衡炉心と同程度又は小さくなる傾向となる。このため、取替炉心毎のほう素価値は、ウラン平衡炉心の値に比べて同程度又は小さくなる傾向となり、事象進展に伴うほう素密度の低下による正の反応度変化量もウラン平衡炉心と同程度又は小さくなる。従って、取替炉心を考慮した場合でも、初期状態における炉心反応度に考慮した保守性と相まって未臨界を確保できる。

また、計算の不確定性（±1%Δk/k）を考慮しても、初期状態において炉心は大きな負の反応度（約-8.2%Δk/k）を有しているため、十分な未臨界度が確保されている。



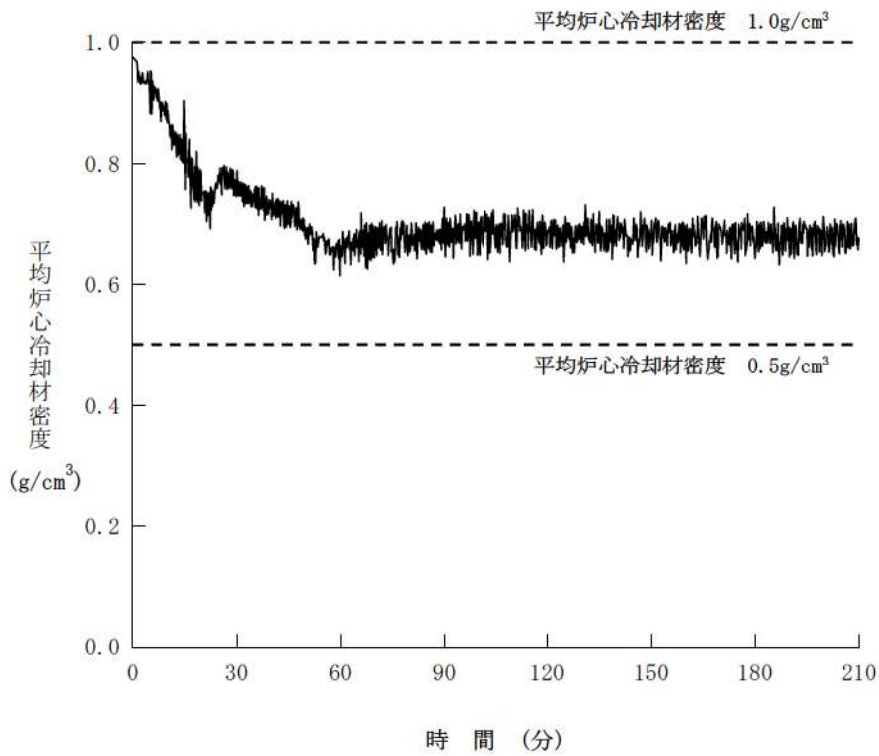


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の平均炉心冷却材密度の推移

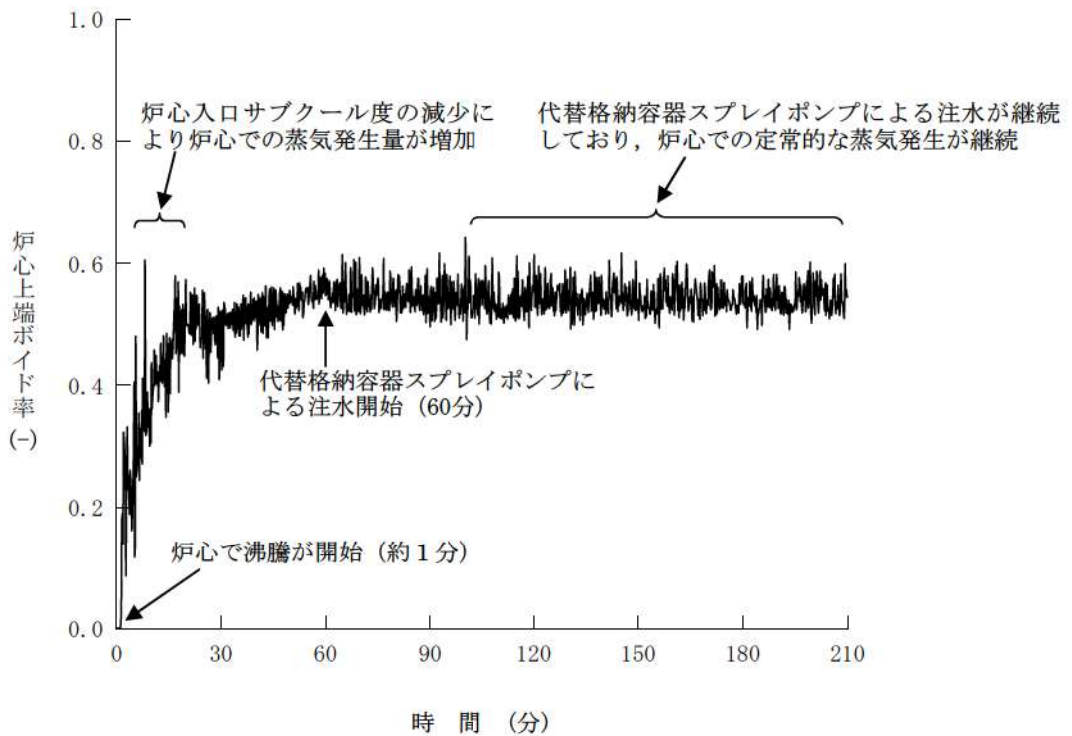


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の炉心上端ボイド率の推移

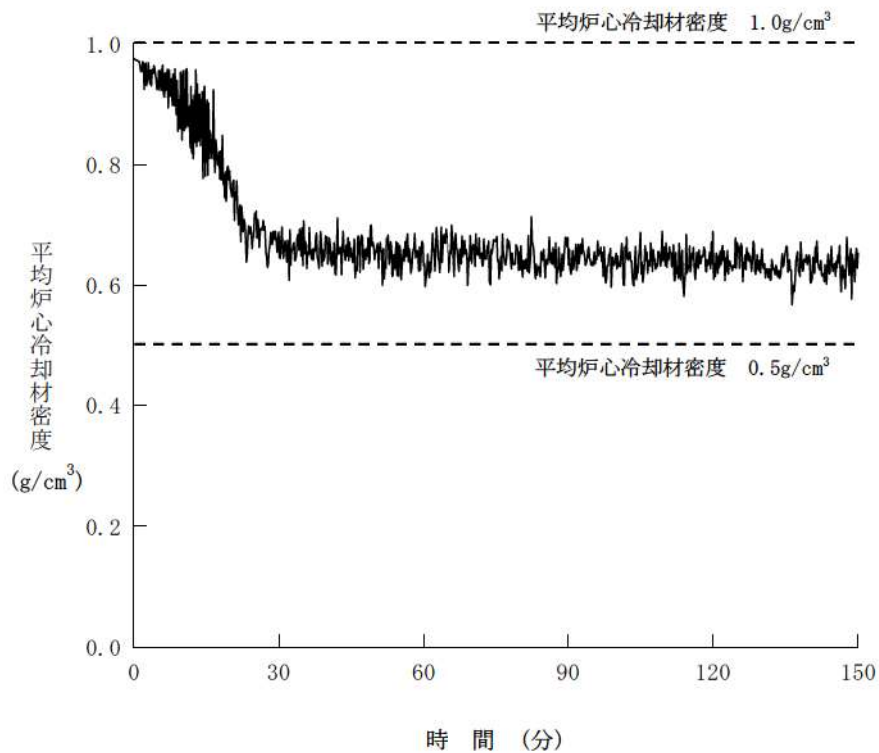


図3 原子炉冷却材の流出時の平均炉心冷却材密度の推移

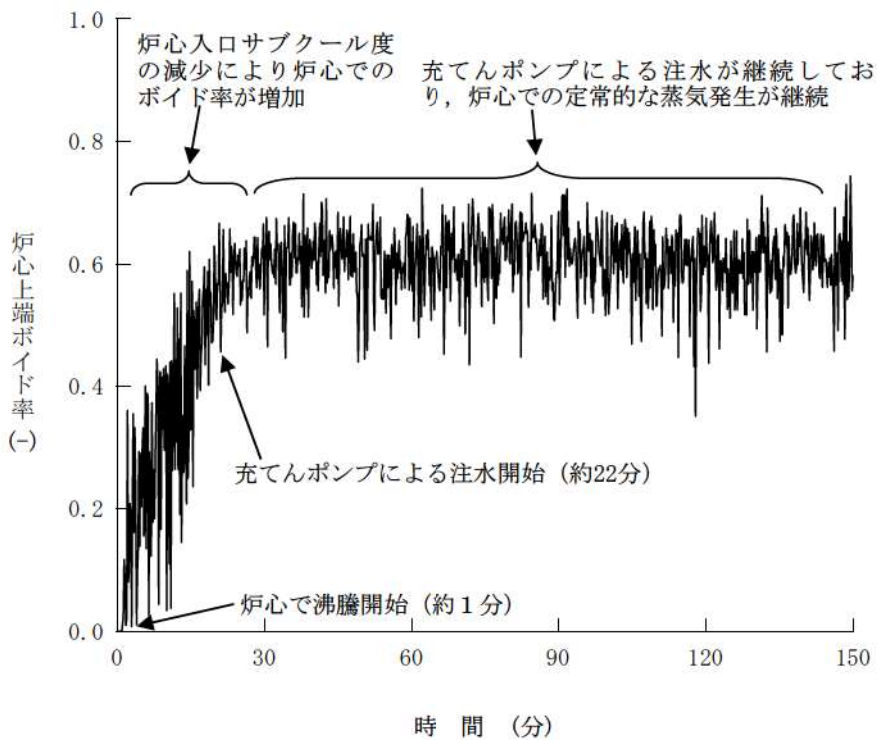


図4 原子炉冷却材の流出時の炉心上端ボイド率の推移

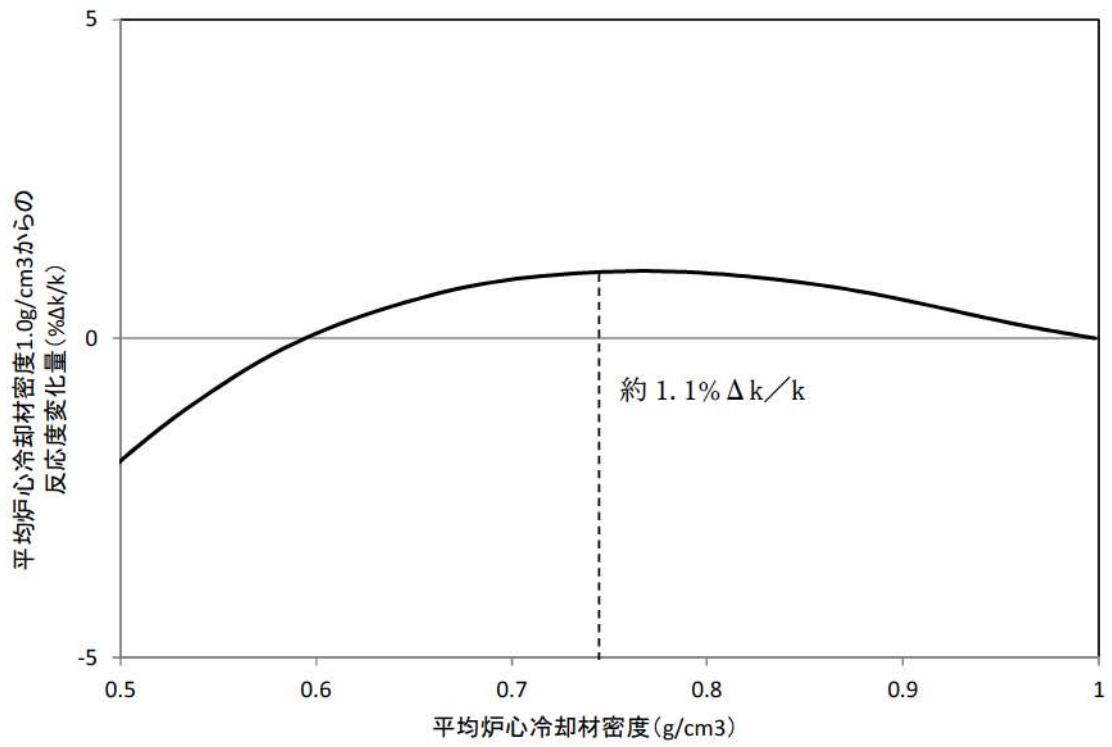


図5 冷却材密度を変化させた場合の反応度変化量



○評価においてウラン炉心を用いた理由について

冷却材密度の低下時には、水密度が低下すると共に、ほう素密度も低下する。ほう素密度の低下による正の反応度効果は、MOX炉心とウラン炉心の違いにより反応度効果に違いが生じる。

MOX炉心の場合、熱中性子の強吸収核種であるPu等のアクチニドを多く含むため、中性子のエネルギースペクトルが硬くなる。このため、ほう素値の絶対値が小さくなり、ほう素密度減少による正の反応度変化が小さくなる。

一方、ウラン炉心では、MOX炉心と比較して中性子のエネルギースペクトルが軟らかいことから、ほう素値の絶対値が大きくなり、ほう素密度減少による正の反応度変化も大きくなる。

図6に示すとおり、評価にあたっては減速材密度低下に伴う正の反応度添加量が大きい方が厳しい結果を与えるため、MOX炉心ではなくウラン炉心を用いて評価した。

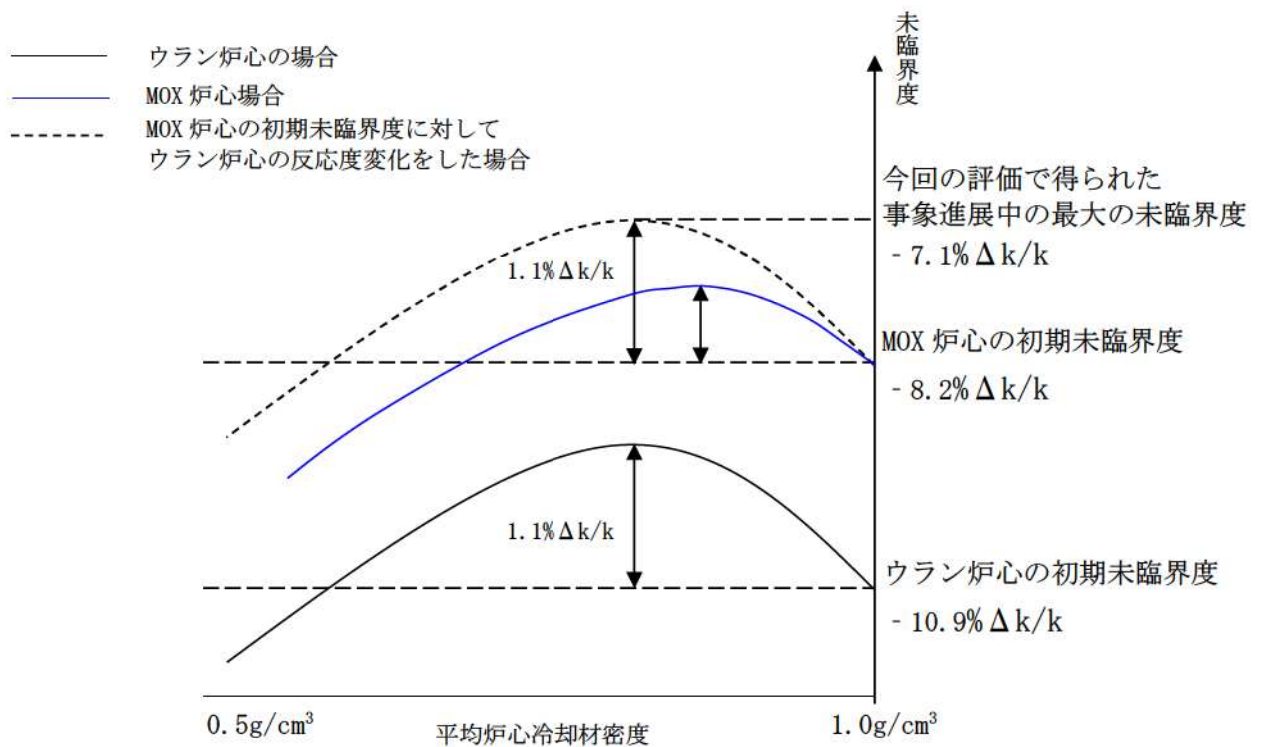


図6 ウラン炉心を利用した際の保守性についての概要図

○GalaxyCosmo-Sコードにおける計算の不確定性について

事象進展後の反応度変化量の計算には、冷却材密度が大きく低下する場合においても適用が可能な、GalaxyCosmo-Sコードを使用している。本コードは、ATWS事象解析に適用されているSPARKLE-2コードの要素コードである3次元炉心動特性計算コードCOSMO-Kの静特性版であり、事象進展に伴う反応度変化の計算に使用する3次元炉心静特性コードCOSMO-SとCOSMO-Kの静特性版の計算モデルは完全に同一である。(図7)

冷却材密度が低下した範囲における検証として、ウラン燃料集合体及びGd入り燃料集合体において、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVPと集合体計算コードGALAXYによる無限増倍率の比較を実施した。結果をそれぞれ図8、図9に示す。これらの結果より、冷却材密度が $0.8\text{g}/\text{cm}^3 \sim 0.4\text{g}/\text{cm}^3$ の範囲において、いずれのほう素濃度であってもMVPとGALAXYの差異の傾向的な拡大は確認されない。また、冷却材密度 $0.7\text{g}/\text{cm}^3$ 近傍は、実機炉心の運転範囲であり、実機炉心における運転実績から、この範囲でのGalaxyCosmo-Sコードの妥当性は確認済みであり、計算の不確定性は臨界ほう素濃度で $\pm 50\text{ppm}$ (約 $\pm 0.5\% \Delta k/k$ )である。

以上から、GalaxyCosmo-Sコードは、冷却材密度低下時においても通常運転範囲から誤差が拡大することなく適用可能であり、計算の不確定性は通常運転範囲と同程度(約 $\pm 0.5\% \Delta k/k$ )と考えるが、本解析範囲では実証データが少ないことから、通常運転範囲の2倍程度( $\pm 1\% \Delta k/k$ )を見込めば十分と考える。

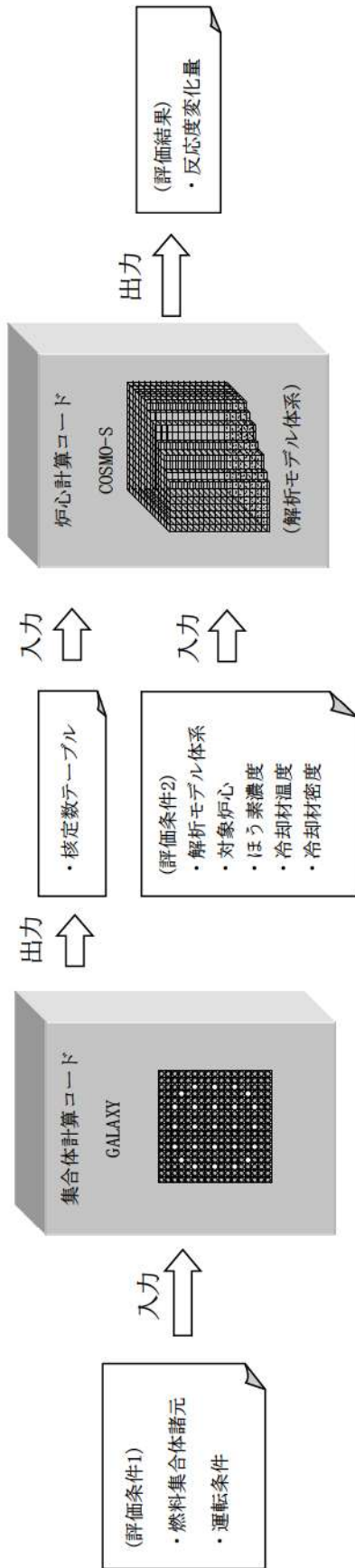


図7 GalaxyCosmo-Sの入出力

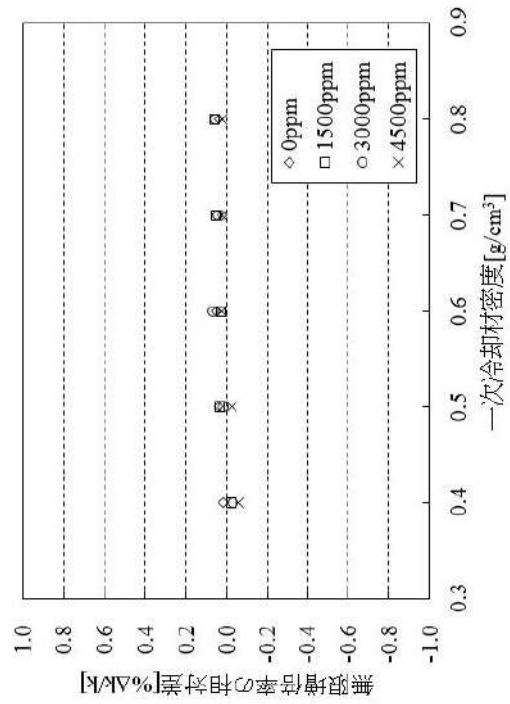


図8 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (ウラン燃料)

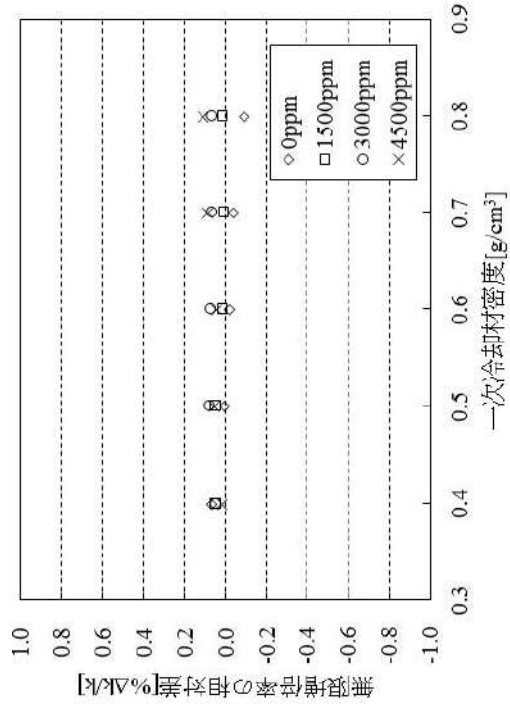


図9 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (Gd入り燃料)



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

(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)

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： $60[\text{min}]/60[\text{min/h}] + (1,250[\text{m}^3] - 19[\text{m}^3]) / 29[\text{m}^3/\text{h}] = \text{約 } 43 \text{ 時間}$

この時間に対し、崩壊熱除去機能喪失時における格納容器スプレイポンプによる代替再循環の準備については再循環切替水位到達後速やかに実施することで対応が可能なこと、全交流動力電源喪失時における高圧代替再循環に移行するための可搬型大型送水ポンプ車等の準備時間は約11時間であることから、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。

以上

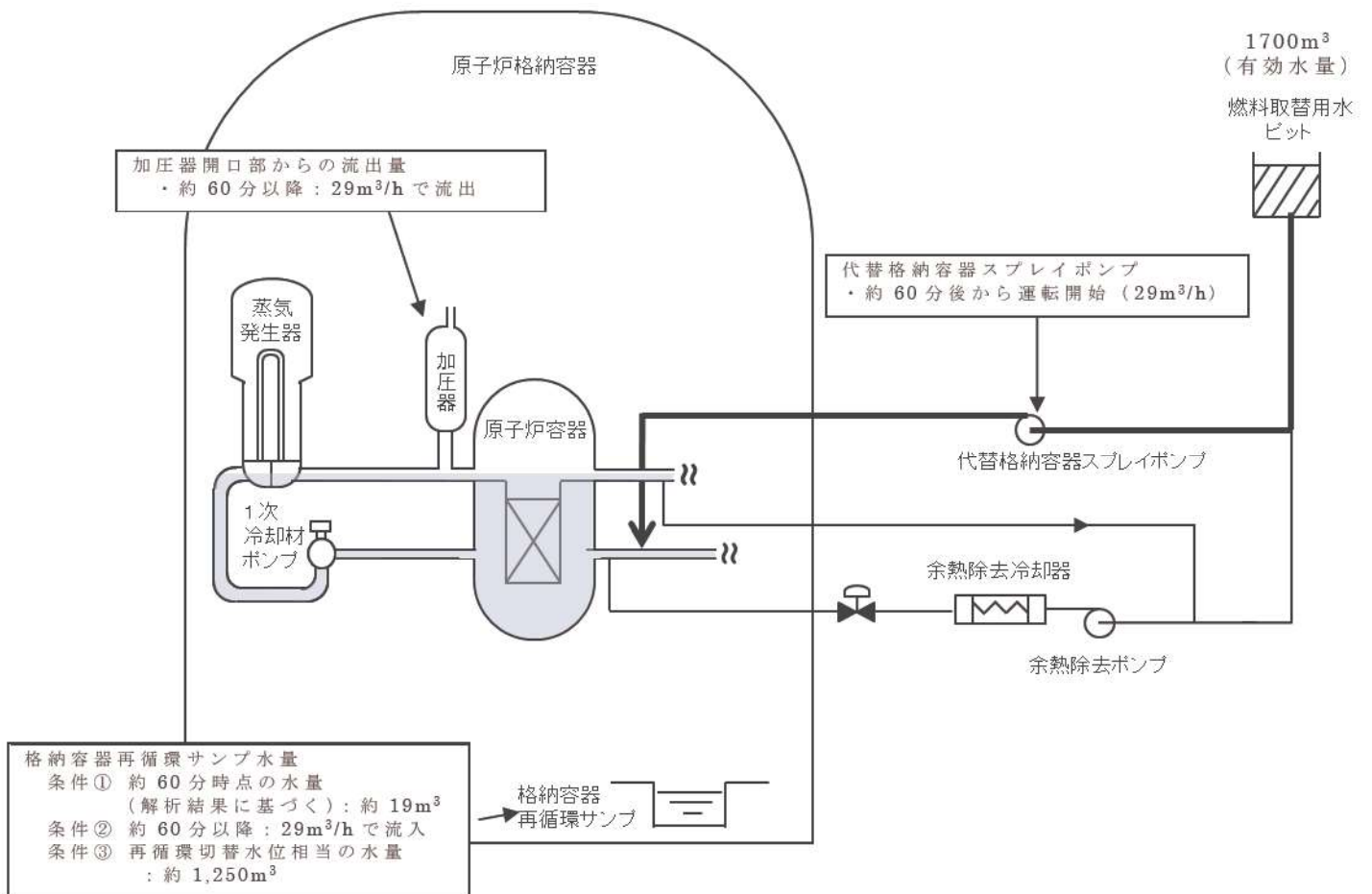


図 1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定  
(ミッドループ運転中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失)

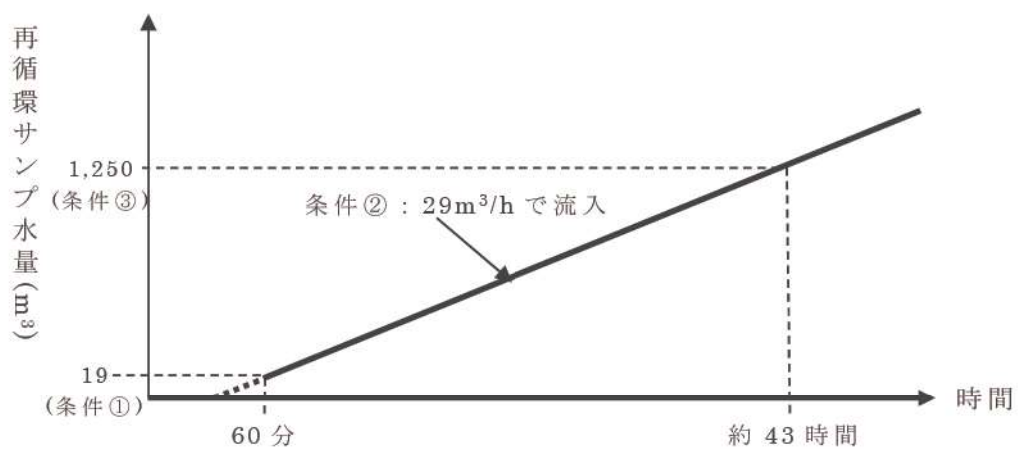


図 2 時間評価結果

## 安定状態について

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）時の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7.4.1.9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7.4.1.11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7.4.1.12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ル水位が再循環切替値に到達後、B-格納容器スプレイポンプによる代替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、代替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。



## 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について

## 1. はじめに

運転停止中の事故シーケンスグループ「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」では、それぞれの要因で余熱除去機能が喪失することを想定しており、1次冷却材が沸騰するとともに加圧器安全弁等の1次冷却系開口部から蒸気が放出されることで原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

よって、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制するため、重大事故等対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備することとしており、その有効性について確認する。

## 2. 確認方法

重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」において、格納容器内圧解析コードCOCOにより確認している原子炉格納容器圧力及び温度並びに原子炉格納容器内放出エネルギー量の結果と、「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」における原子炉格納容器内放出エネルギー量を比較することで、運転停止中における原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を評価する。

具体的には以下のとおりである。

- ① 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の結果から、原子炉格納容器雰囲気温度110℃到達時点、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する時点それぞれの原子炉格納容器内放出エネルギー積算値を確認する。
- ② 「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」の解析結果から、原子炉格納容器内放出エネルギー積算値が、①で確認した値に到達するまでの時間を確認することで、それぞれの事故シーケンスで原子炉格納容器雰囲気温度110℃到達及び最高使用圧力到達時間を確認する。なお、放出エネルギー量の積算値については、保守的に事象発生5時間以降は一定の割合で放出されるものとした。

(図1、図2)

## 3. 確認結果

「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の解析結果から、原子炉格納容

器雰囲気温度110℃到達時点、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器内放出エネルギー量を確認した結果は表1に示すとおりである。(①に相当)

また、「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」の解析結果から、①で確認した放出エネルギー量に到達する時間を確認することで、運転停止中の各事故シーケンスにおいて原子炉格納容器雰囲気温度110℃到達、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する時間を評価した結果は図1及び表2に示すとおりであり、原子炉格納容器雰囲気温度110℃到達するまでの時間又は原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達するまでの時間に対して、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は事象発生の24時間後までに対応可能な対策であり、十分な余裕があることから、事故シーケンスグループ「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」に対しても有効な対策である。

表1 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故における  
原子炉格納容器内放出エネルギー量

重要事故シーケンス	原子炉格納容器雰囲気温度が110°Cに到達するまでのエネルギー積算量	原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達するまでのエネルギー積算量
外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	約 $2.6 \times 10^9$ kJ	約 $4.3 \times 10^9$ kJ

表2 運転停止中の原子炉格納容器圧力及び温度評価結果

重要事故シーケンス	原子炉格納容器雰囲気温度 110°C到達時刻 (約 $2.6 \times 10^9$ kJ 相当)	原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時刻 (約 $4.3 \times 10^9$ kJ 相当)
崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失	約 40 時間後	約 66 時間後
原子炉冷却材の流出	約 290 時間後	約 480 時間後



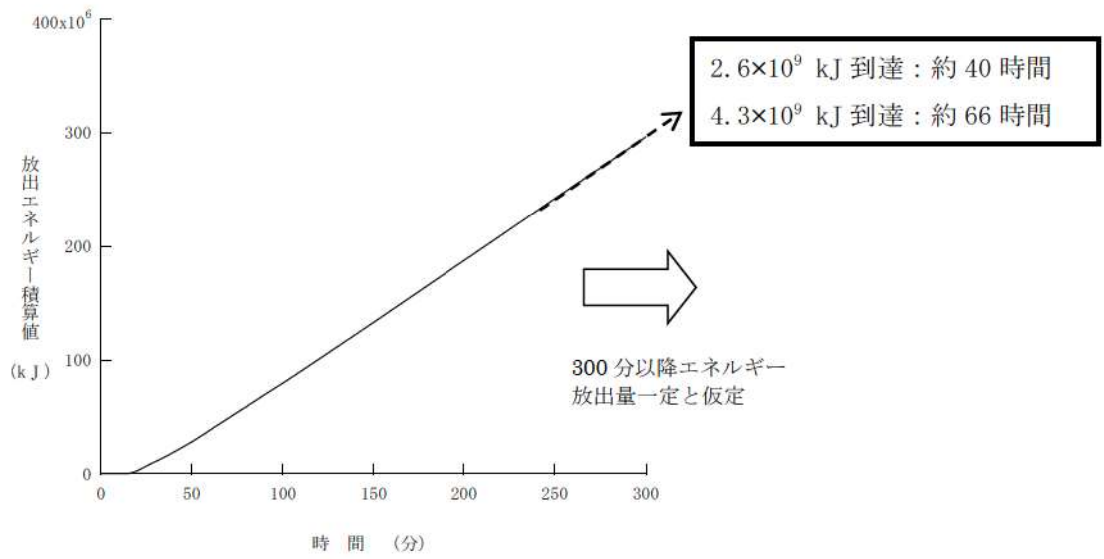


図 1 「余熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

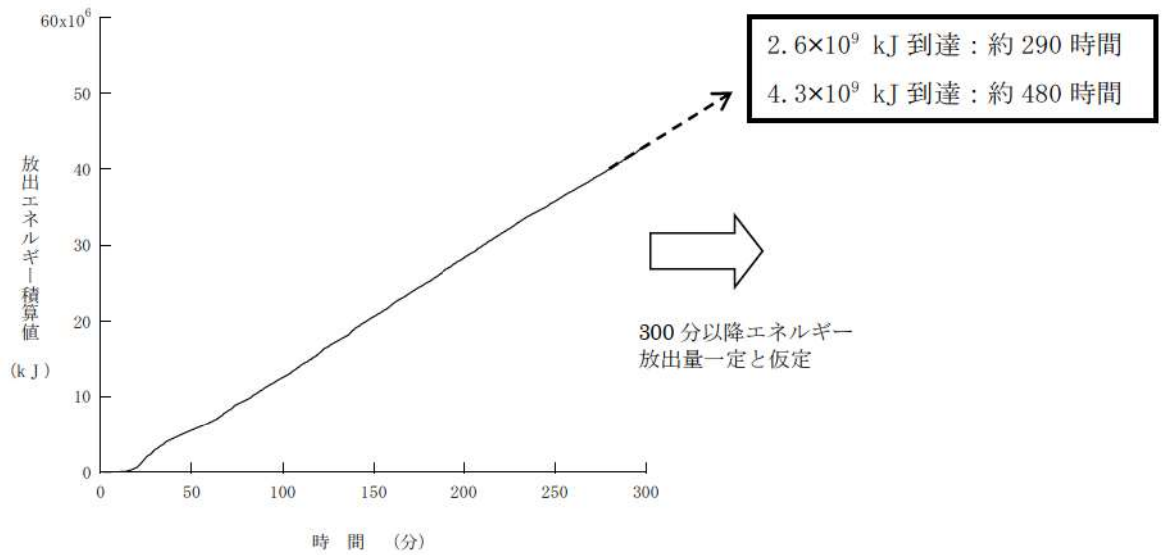


図 2 「原子炉冷却材の流出」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

## 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

運転停止中の事故シーケンスグループ「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」では、蒸気発生器の冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルの内面シール型ノズル蓋（以下「蒸気発生器出入口ノズル蓋」という。）を設置していないものとして有効性評価を行っている。しかしながら、実際のミッドループ運転時には、蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置する状況も考えられるため、設置した場合の評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。

蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置する場合、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」時には、炉心崩壊熱による発生蒸気は蒸気発生器へ流入しないことから、設置しない場合と比べて1次冷却系の開口部からの流出流量は大きくなる。しかし、現状の評価である蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置しない場合においても、図1に示すとおり蒸気発生器への流入は流量の数%程度であり、1次冷却系の開口部からの流出が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、「原子炉冷却材の流出」時には、同様に設置しない場合と比べて1次冷却系開口部及び流出口からの流出流量は大きくなるが、現状の評価である蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置しない場合においても、図2に示すとおり蒸気発生器への流入は発生蒸気流量の数%程度であり、1次冷却系の開口部及び流出口からの流出が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

さらに、蒸気発生器出入口ノズル蓋はミッドループ水位到達後からある程度時間が経過したところで設置するため、現状の評価で想定している崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに与える影響はさらに小さくなる方向となる。

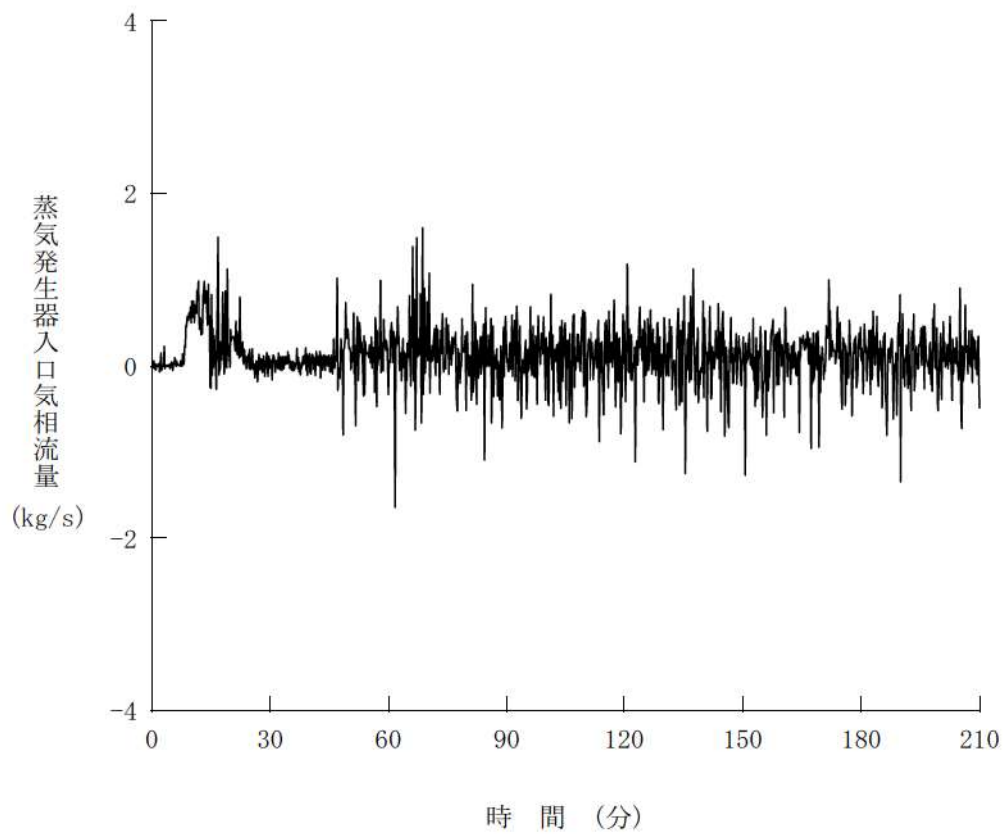


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の蒸気発生器入口気相流量の推移

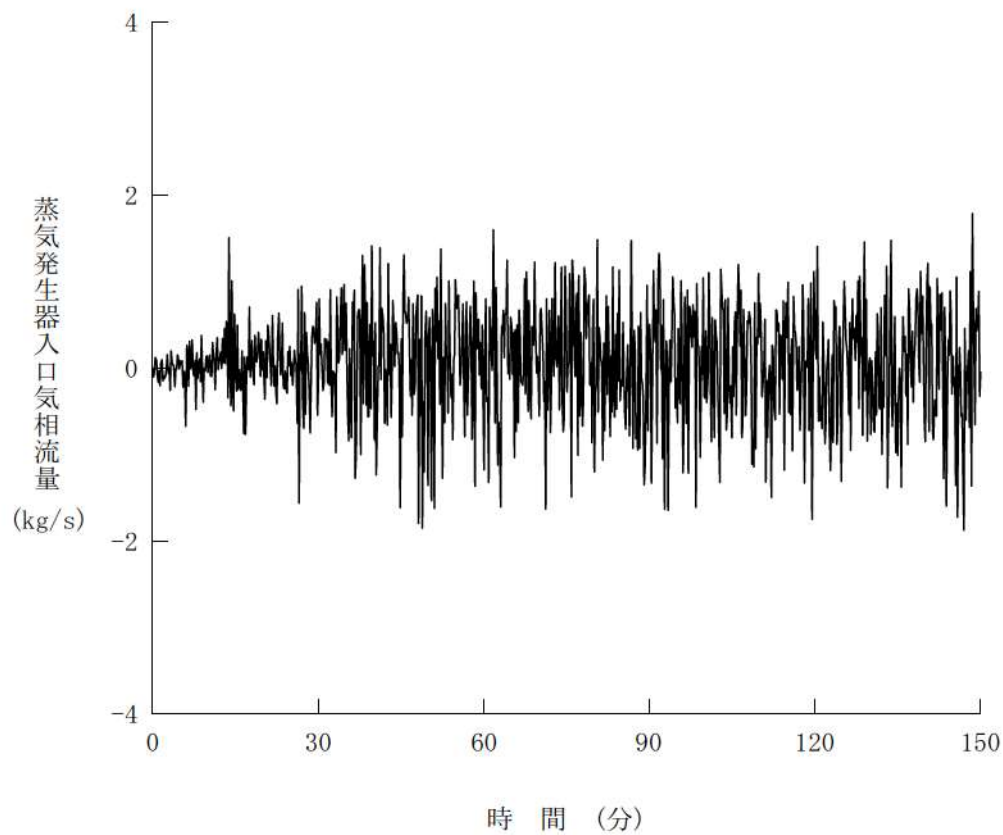


図2 原子炉冷却材の流出時の蒸気発生器入口気相流量の推移



## 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

## 1. キャビティ満水状態における事象進展について

キャビティ満水状態とは、ミッドループ運転後に燃料取替用水ピット水をキャビティ側に移行させた後、1系統の余熱除去系によって崩壊熱除去を行っている状態である。

キャビティ満水状態の1次冷却系保有水量は、遮蔽設計における設計基準線量率に相当する水位<sup>※1</sup>（炉心上端より約4m以上に相当）よりも上部に約1,000m<sup>3</sup>確保されており、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」が発生した場合は、事象発生後約7.5時間で沸騰を開始し、約15m<sup>3</sup>/時間の速度で蒸発が進み、約63時間で遮蔽設計基準値に相当する水位まで低下する。

また、「原子炉冷却材の流出」が発生した場合は、有効性評価における想定と同様に燃料取替用水ピット戻り配管からの流出が継続するとした場合、約2時間で同水位まで低下するが、原子炉キャビティ水位の低下及び燃料取替用水ピット水位の上昇により流出を早期に検知し、漏えい箇所の特定及び隔離等により流出停止の措置を講じることが可能である。

また、燃料取替用水ピット戻り配管以外からの流出を想定した場合においても、サンプル水位の上昇、ピット水位の上昇等により流出を早期に検知し、同様の措置を講じることが可能である。

※1 使用済燃料ピットの燃料損傷防止に係る有効性評価においては、事象発生後にピット近傍で注水等の対応操作に当たる要員の過度の被ばくを防止するため、使用済燃料ピット中央表面の線量率が、燃料取替時の燃料取扱棟内の遮蔽設計基準値(第IV区分: 0.15mSv/h 未満)となるように遮蔽水位を設定して評価をしている。一方、キャビティ満水状態における想定事象発生時には原子炉格納容器内での対応操作は必要とならないが、同様の水位を必要遮蔽厚として設定した。

## 2. 運転停止時における有効性評価上の要求事項について

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下、審査ガイドという）の要求事項に対して、ミッドループ運転状態及びキャビティ満水状態における評価項目を表1に示す。

下表のとおりキャビティ満水状態においては、遮蔽設計基準値に相当する水位に対する確認が必要であり、次項にその結果を示す。

表1 ミッドループ運転状態及びキャビティ満水状態における評価項目について

		ミッドループ運転	キャビティ満水 (モード外を除く)
プラント 状態	原子炉容器 開口状態	上蓋あり	上蓋なし
	純水ライン	隔離	隔離
審査ガイド の要求事項	(a)燃料冠水	確認が必要	燃料露出より前に遮蔽必要 厚さに到達するため、(b) で評価する。
	(b)遮蔽厚	原子炉容器上蓋が閉止され ている状態であることから 問題ない。 <sup>※2</sup>	確認が必要
	(c)未臨界	純水による希積は発生しな い。また、炉心で沸騰が生 じたとしても反応度への影 響は軽微であり、未臨界を 維持していることを確認し ている。	同左

### ※2 ミッドループ運転状態における炉心からの放射線の遮蔽効果

ミッドループ運転状態において水位が燃料有効部上端まで低下した場合を想定し、原子炉容器上蓋、上部炉心支持板等の炉内構造物による遮蔽効果を考慮して線量率を評価したところ、原子炉容器上蓋表面において 0.084mSv/h となり、燃料取替時における遮蔽設計区分（第IV区分：0.15mSv/h 未満）となった。

したがって、遮蔽維持のための水位（炉心上端より約4m以上に相当）と同等の遮蔽効果を有しているため、ミッドループ運転状態においては燃料冠水状態を維持することで、遮蔽厚さに対する要求事項を満足している。



### 3. キャビティ満水状態における事故影響の緩和手段について

キャビティ満水状態においては、事象発生後、十分な時間余裕を有しており、更に、運転中の余熱除去系統の機能喪失に備えて、もう片系統の余熱除去系統を待機状態としておくことを社内規定で定めており、以下のとおり事象収束が可能である。

#### (1) 事象発生後の手順

##### ①余熱除去系統の機能喪失事象が発生した場合（図1）

運転中の余熱除去系統（A－余熱除去ポンプとする。）が機能喪失した場合、ポンプのトリップ信号、キャビティ水位計等により事象発生を検知し、待機状態の余熱除去系統（B－余熱除去ポンプ）によって崩壊熱の除去を行うことができる。

このため、キャビティ水位の有意な低下は発生しない。

また、運転操作としては、ミッドループ運転状態のような代替格納容器スプレイポンプによる注水を事象発生後60分後に実施する必要がなく、運転操作の観点でもミッドループ運転状態の方が厳しい。

##### ②全交流動力電源喪失事象が発生した場合（図2）

事象発生後、キャビティ水位は低下するが、代替非常用発電機による電源回復後は、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による高圧注入ポンプ補機冷却水通水及び格納容器内自然対流冷却によって、崩壊熱の除去及び低下した水位の回復を行うことができる。

仮に事象発生後24時間後に代替格納容器スプレイポンプを起動させた場合、その間の蒸発量を考慮しても、キャビティの保有水量は600m<sup>3</sup>以上確保されている。

また、運転操作としても、①と同様にミッドループ運転状態の方が厳しい。

##### ③原子炉冷却材の流出事象が発生した場合（図1）

事象発生後、系統からの漏えいや流出に対して様々な検知方法が整備されており、キャビティ水位の低下を早期に検知できる。燃料取替用水ピット戻り配管からの流出の場合は、流出箇所の特定制御室操作による電動弁の閉止及び余熱除去ポンプの停止操作等により事象を収束させることができる。<sup>※3</sup>

事象収束後は、A－余熱除去ポンプ又はB－余熱除去ポンプを用いて(1)と同様の手順で崩壊熱の除去を行うことができる。

対応手順と所要時間を図3に示す。事象発生後20分（状況判断10分



+格納容器隔離 5 分+漏えい箇所隔離操作 5 分) で流出停止が可能であり、その間の流出量を考慮してもキャビティの保有水量は 800m<sup>3</sup> 以上確保されている。

なお、燃料取替用水ピット戻り配管以外からの流出の場合は、系統隔離のための現場操作を伴うことも考えられるが、2 時間以内に十分操作可能である。

※3 系統構成上考えられる流出経路は、余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、有効性評価においては、最大流出流量として余熱除去系統の燃料取替用水ピットへの戻り配管(8 インチ配管)を誤開した場合を想定している。この場合に流出した冷却材は燃料取替用水ピットからの補給ラインによって余熱除去ポンプによりキャビティへ移送することで水量を回復させることができる。

一方、その他の化学体積制御系統等から流出した場合は、流出量は小さく十分な時間余裕があり、さらに事象が発生したとしても補助建屋サンプタンク又は格納容器サンプの水位上昇等により早期に検知することができる。

表 2 ミッドループ運転及びキャビティ満水状態における事象収束操作

	ミッドループ運転	キャビティ満水 (モード外を除く)
①余熱除去系統の機能喪失事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象発生後速やかに検知できる。</li> <li>・炉心水位は低下し、事象発生後 60 分で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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象発生後速やかに検知できる。</li> <li>・待機状態の RHR を運転させることで、有意な水位低下は発生しない</li> <li>・代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施し、蒸発により低下した水位を回復させる。</li> <li>・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。</li> </ul>
②全交流動力電源喪失	同上	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象発生後速やかに検知できる。</li> <li>・仮に事象発生後 24 時間後に代替格納容器スプレイポンプを起動させたとし、その間の蒸発量を考慮してもキャビティの保有水量は 600m<sup>3</sup> 以上確保されている。</li> <li>・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。</li> </ul>
③原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象発生後約 2 分後に余熱除去ポンプがトリップする。</li> <li>・炉心水位は低下するが約 22 分で充てんポンプによる炉心注水を実施し、水位は回復する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事象発生後 10 分後に流出箇所を特定できる。</li> <li>・事象発生後 20 分後に流出停止した場合、その間の流出量を考慮してもキャビティの保有水量は 800m<sup>3</sup> 以上確保されている。</li> <li>・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。(図 3)</li> </ul>

(注) ミッドループ運転状態とキャビティ満水状態において運転操作のために確保されている総要員数は同じ。

## (2) 原子炉格納容器への影響

事象発生後、キャビティ水の蒸発により原子炉格納容器圧力及び温度が上昇傾向になったとしても、ミッドループ運転状態と同様に最終ヒートシンクとなる機器（可搬型大型送水ポンプ車及び格納容器再循環ユニット）を機能要求していることから、格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱を維持できる。

## 4. まとめ

3. 項で示したとおり、キャビティ満水状態においては、事象発生後、十分な時間余裕を有しており、さらに、運転操作の観点でも、ミッドループ運転状態の方が必要な操作が多いことから、ミッドループ運転状態を対象として有効性評価を実施している。

以 上

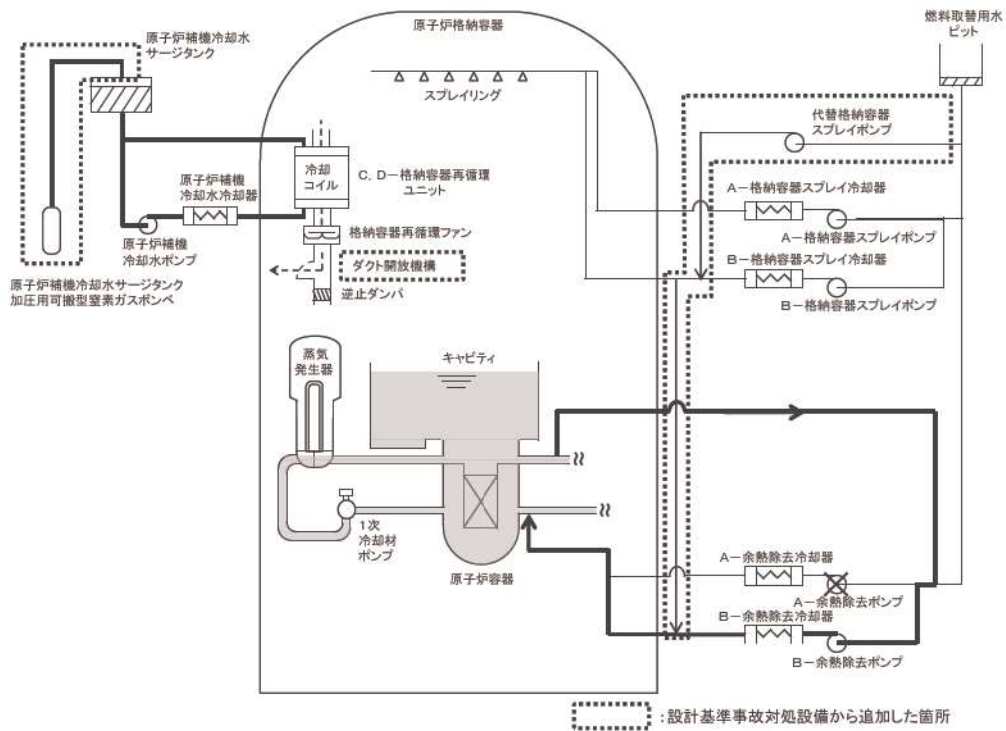


図1 重大事故対策概要図（崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出の場合）

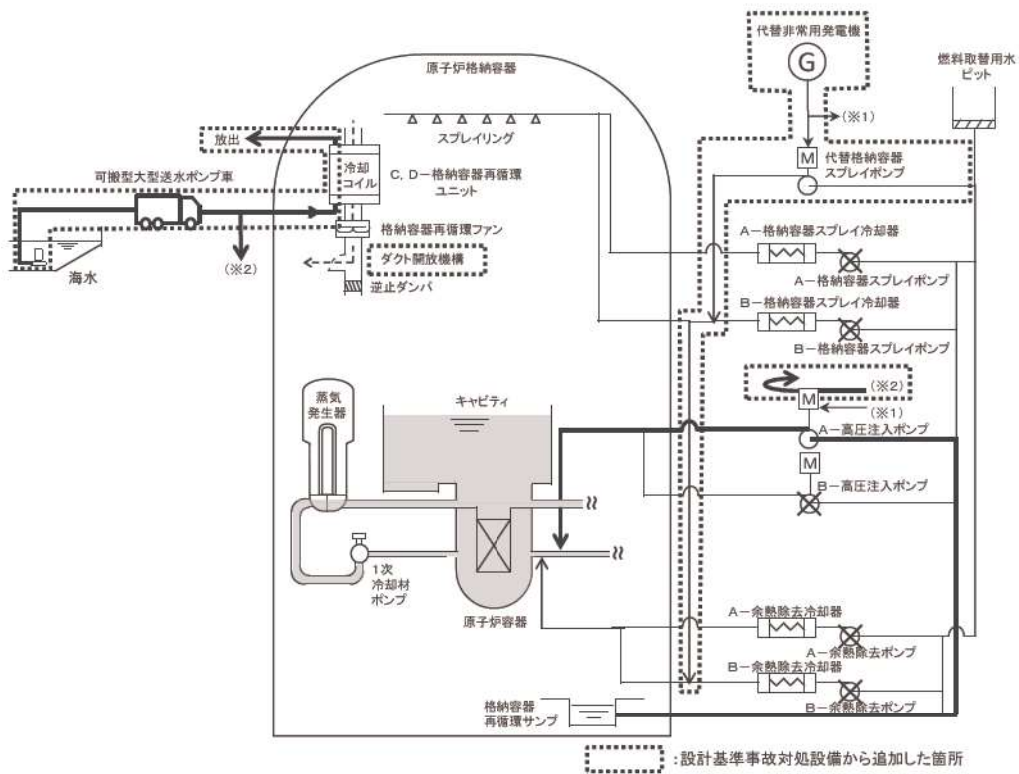
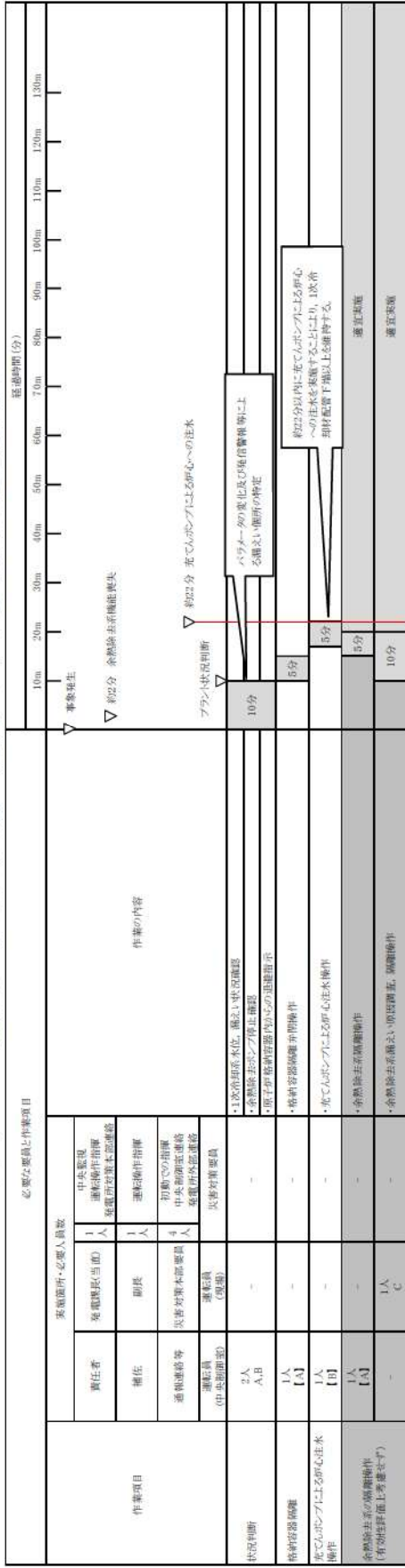


図2 重大事故対策概要図（全交流動力電源喪失の場合）



「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



「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

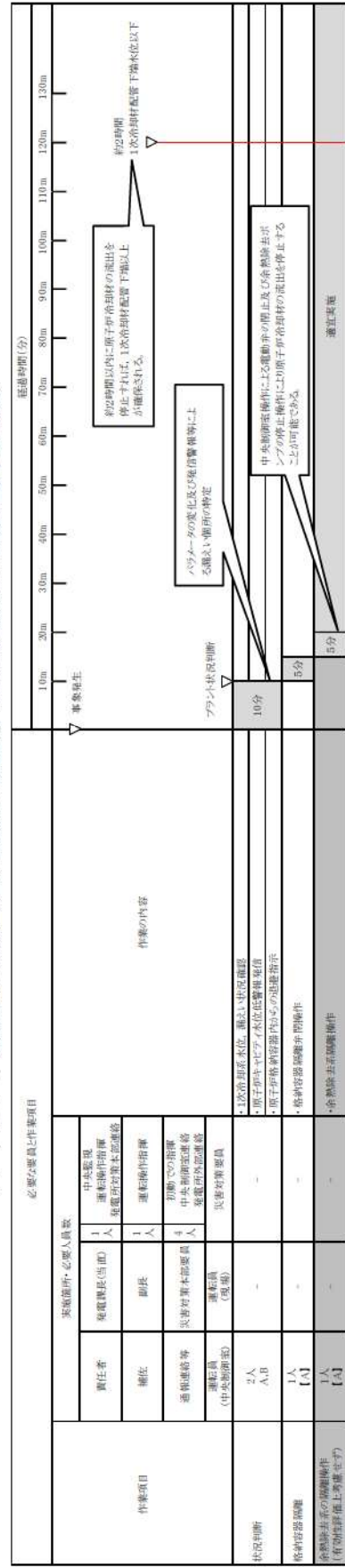


図3 キャビティ満水状態の原子炉冷却材流出事象における対応手順と所要時間

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))

事故シーケンスグループ「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)」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余熱除去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。

— : 1次冷却材水位  
 — : 1次冷却材圧力  
 ..... : 1次冷却材温度

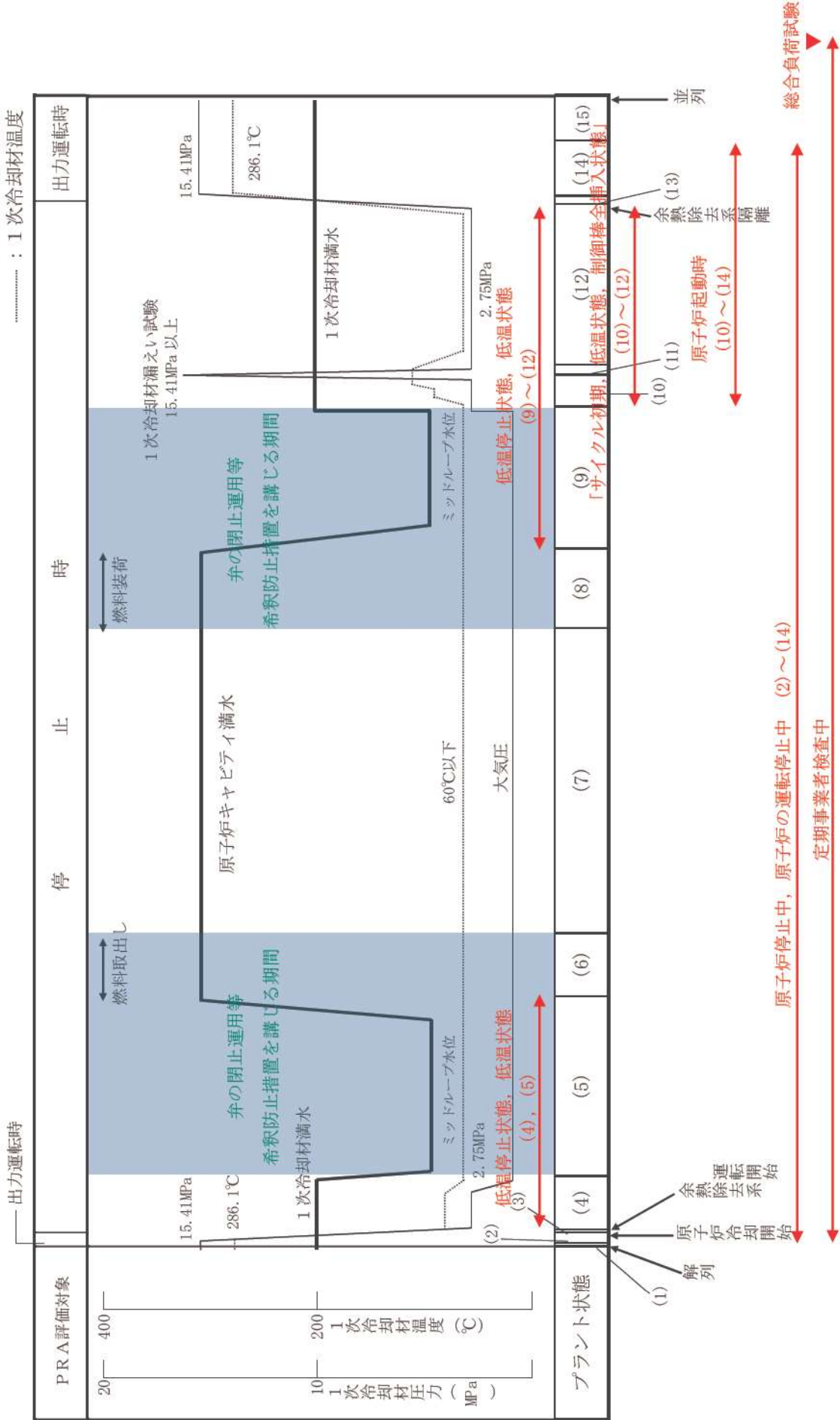


図1 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失）（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			
2	高温停止状態			2次冷却系により崩壊熱を除去している期間であり、運転停止中の事故シナリオグループ「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）」は発生しないため、評価対象外である。
3	高温停止状態 （非常用炉心冷却設備作動信号ブロック）			
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。	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。	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することを確認している。	有効性評価にて評価項目を満足することを確認。	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。	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次冷却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。	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 ー：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（崩壊熱除去機能喪失）（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 原子炉キヤビティ滴水（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次冷却系は滴水状態）	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）	プラント状態1～3と同じ。	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。	
12 RHR系による冷却状態⑤（1次冷却系は滴水状態）	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。		
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）			プラント状態1～3と同じ。
15 部分出力運転状態			

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

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

運転停止中の事故シーケンスグループ「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」では、運転中の重要事故シーケンスと異なり、1次冷却材圧力が低圧で推移する。

このような低圧条件下において、M-RELAP5 コードの炉心水位の不確かさは図1に示す通り±10%程度である<sup>[1]</sup>。

したがって、炉心高さが約4mであることから炉心水位の不確かさは最大でも±0.4m程度となる。

事故シーケンスグループ「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」について評価した結果、図2及び図3のとおり最も低くなる原子炉容器内水位は、「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の場合で炉心上端から約1.0mの高さ位置、「原子炉冷却材の流出」の場合で炉心上端から約1.2mの高さ位置である。したがって、原子炉容器内水位は炉心上端より約0.4m以上高い位置に維持されており、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ため、この不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

<参考文献>

- [1] A Full-Range Drift-Flux Correlation for Vertical Flows (Revision 1), EPRI NP-3989-SR Revision 1 Special Report September 1986



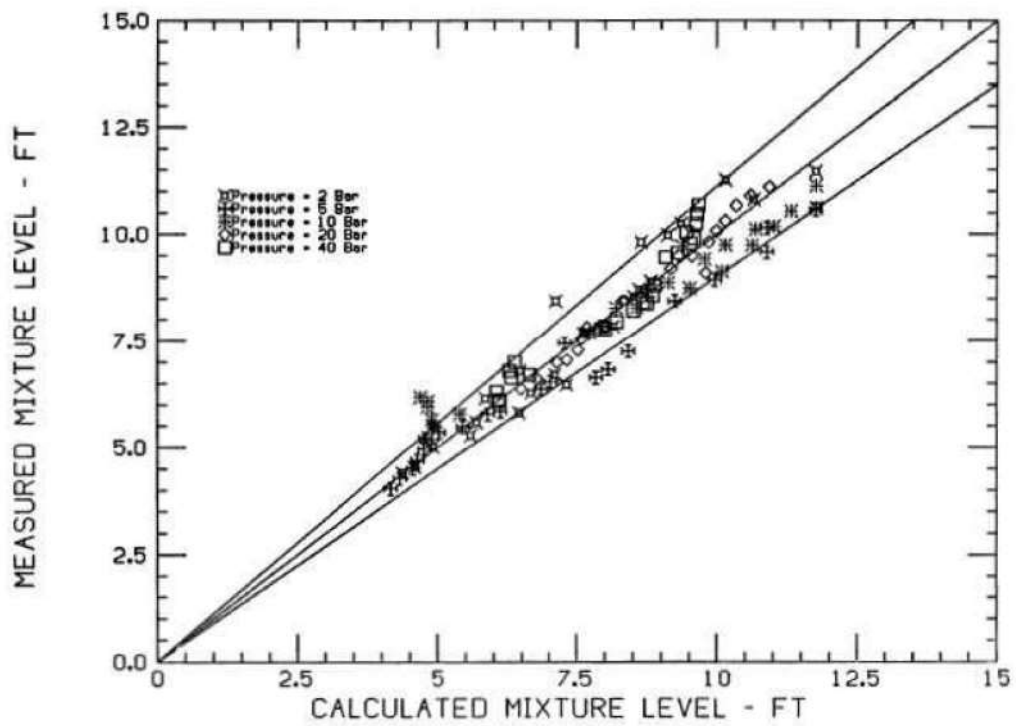


Figure 6-6. Comparison with JOMIT Data in a Heated Bundle at 2,5,10,20,40 Bars

図1 M-RELAP5の炉心水位の不確かさについて

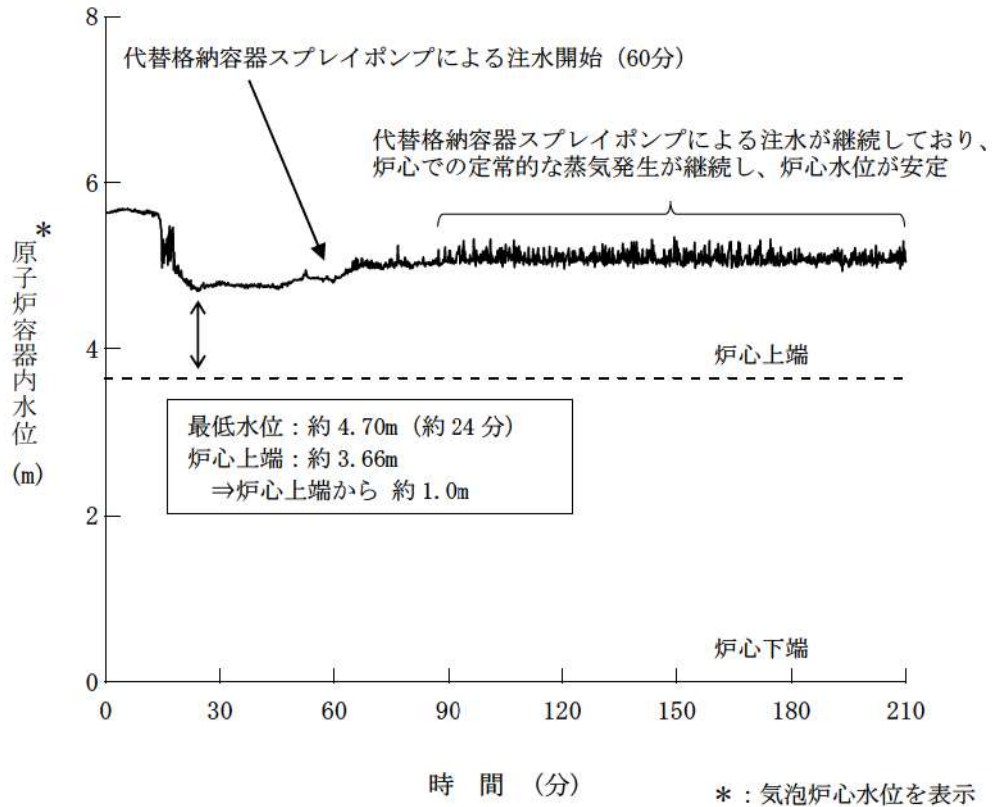


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の原子炉容器内水位の推移

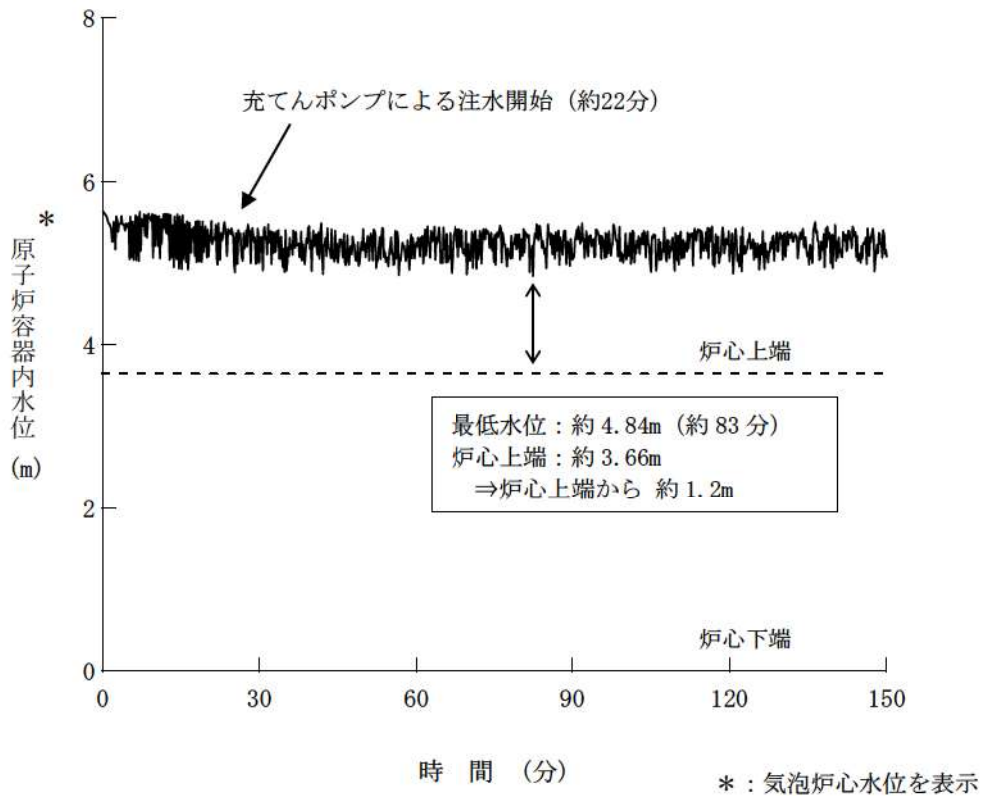


図3 原子炉冷却材の流出時の原子炉容器内水位の推移

運転停止中における崩壊熱除去機能喪失時又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

1. はじめに

運転停止中に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）又は全交流動力電源喪失が発生した場合において、1次冷却系保有水量を確保し炉心露出を防止する観点から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おり、その操作の時間余裕について確認した。

2. 影響確認

代替格納容器スプレイ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次冷却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次冷却系からの漏えい率は減少するが、保守的に1次冷却系からの漏えい率を炉心注水時間時点（事象発生から60分後）のまま維持するものとして概算した結果、運転停止時崩壊熱除去機能喪失時及び全交流動力電源喪失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次冷却系保有水量である約71[t]となるまでには、約30分の時間余裕がある。

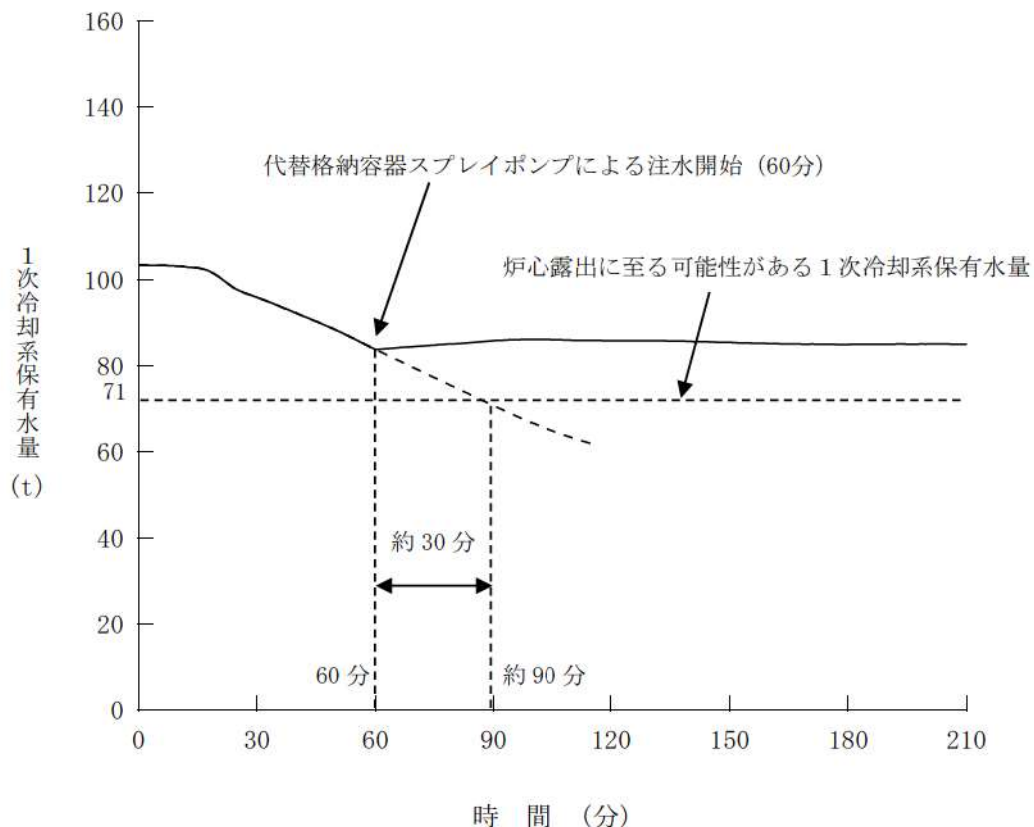


図1 1次冷却系保有水量の推移  
添 7.4.1.14-1



[参考] 炉心注水時間の感度解析について

(1) 感度解析ケース

運転停止中における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）又は全交流動力電源喪失では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより炉心注水することとしていることから、同シーケンスの代替格納容器スプレイポンプの注水開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：代替格納容器スプレイポンプの注水開始時間  
【事象発生+60分】⇒【事象発生+70分】

(2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を図2～図4から、以下のことを確認した。

- ・ 図2、図4の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる注水開始時間を遅らせることにより、1次冷却系保有水量の回復に遅れが生じるが、炉心は露出することはない、安定に至る挙動に大きな差異はない。
- ・ 図4の結果から、基本ケースと同様に、燃料被覆管温度は初期から大きく上昇することはない、燃料被覆管温度の差異はない。

(3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図5に示すが、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度解析ケースの主要解析条件の相違  
**【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）、  
 全交流動力電源喪失】**

項目	基本ケース	感度解析ケース
解析コード	M-RELAP5	←
原子炉停止後の時間	72時間	←
1次冷却材圧力（初期）	大気圧（0MPa[gage]）	←
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	←
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	←
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）	←
代替格納容器スプレイポンプの 原子炉への注水流量	29m <sup>3</sup> /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	事象発生の60分後	事象発生の70分後
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	←

\*：2次冷却系からの冷却は仮定していない

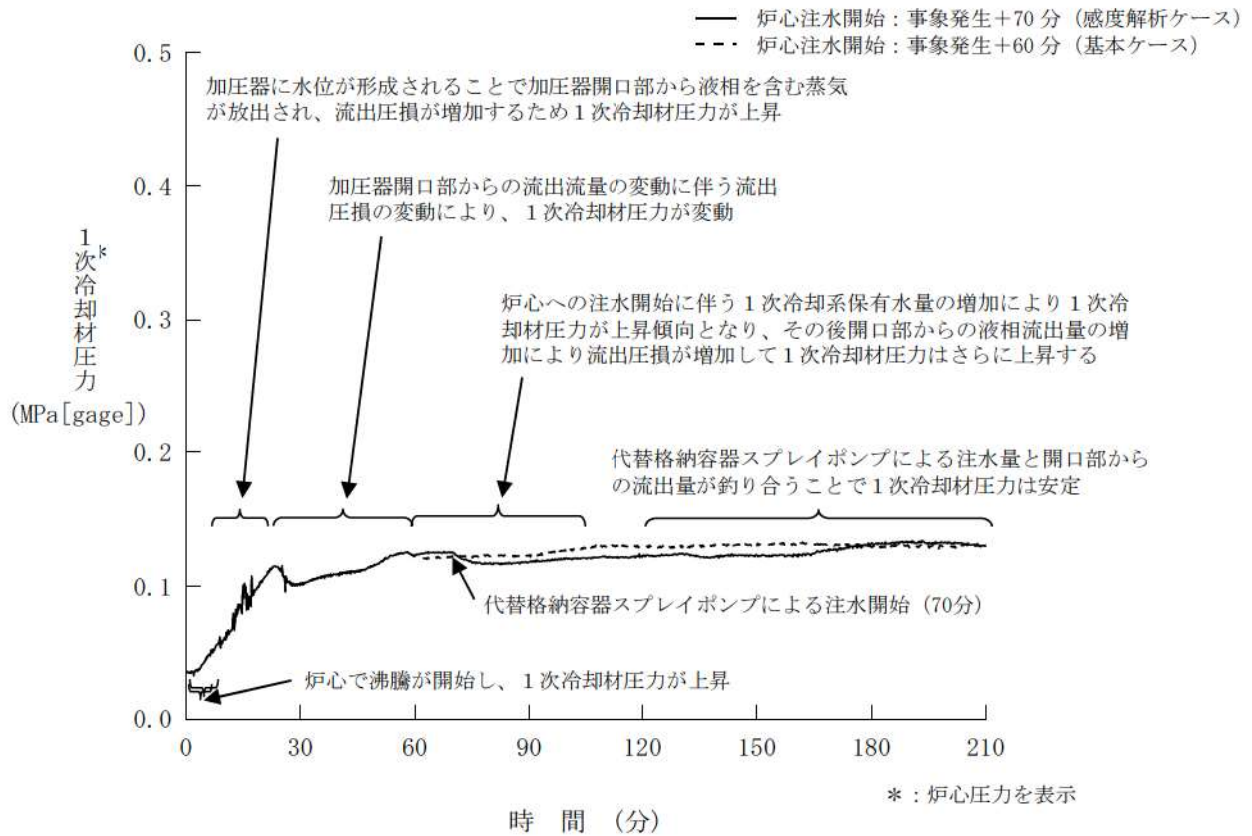


図2 1次冷却材圧力の推移

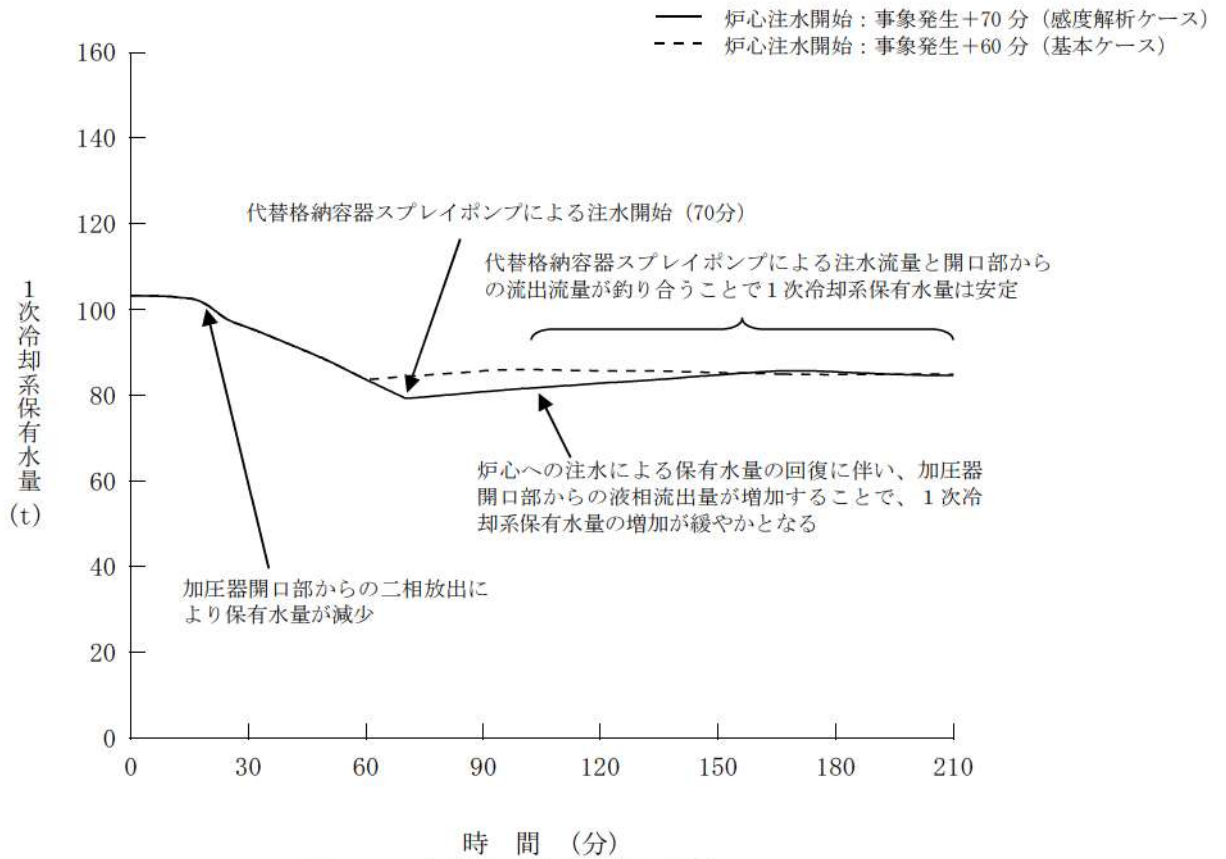


図3 1次冷却系保有水量の推移



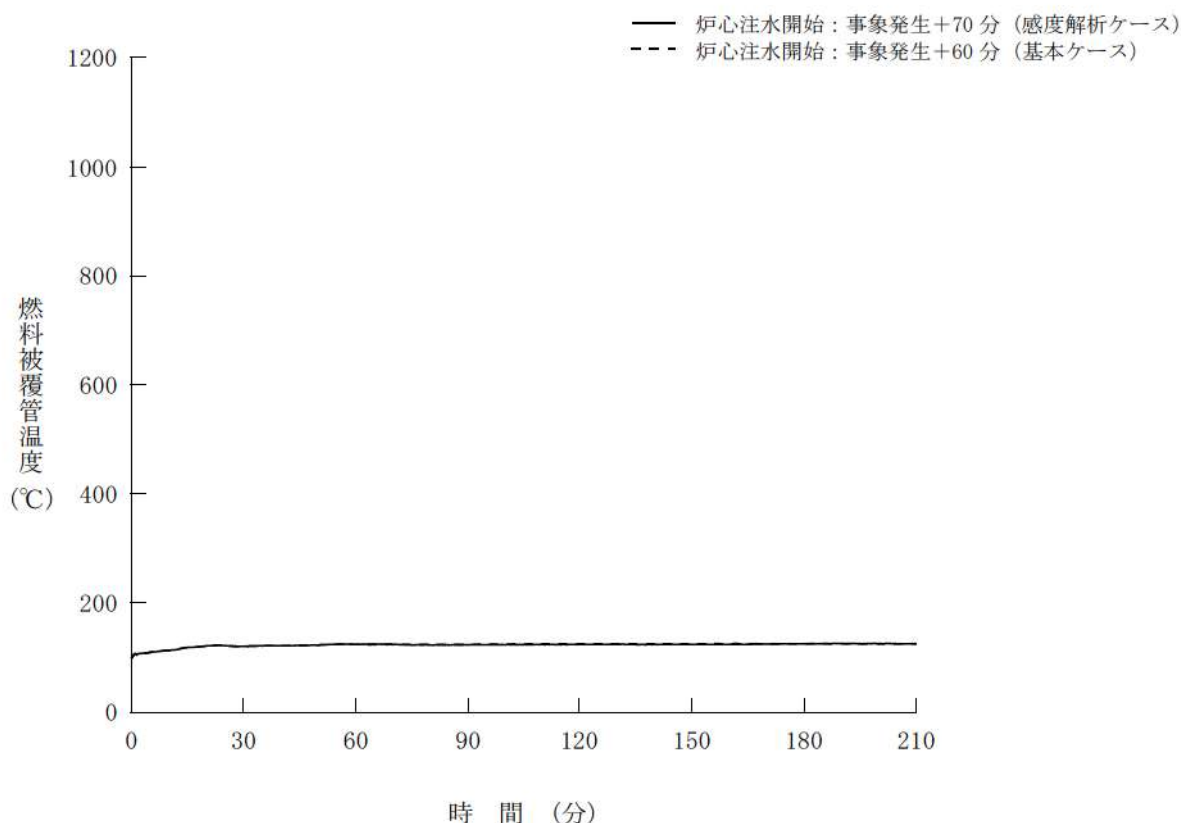


図4 燃料被覆管温度の推移

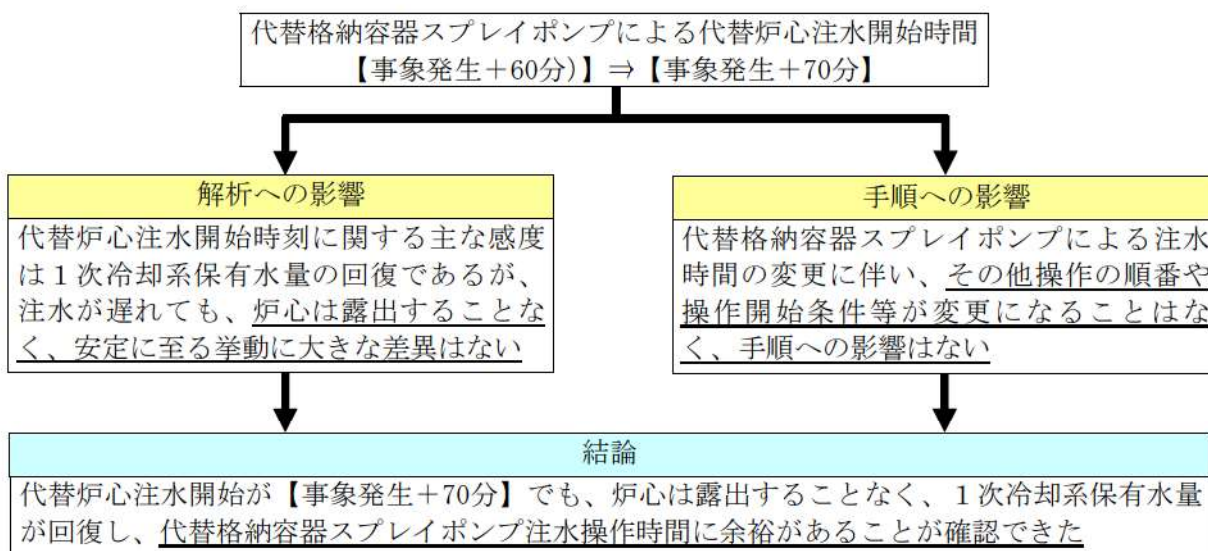


図5 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

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))

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余熱除去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/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・ポイド率変化			炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の炉心水位について±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影響はない。	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の炉心水位について±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	ポイドモデル 流動様式	炉心水位：±0.4m	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の炉心水位について±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影響はない。	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の炉心水位について±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。
1 次冷却系	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。
	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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉停止後の時間	72時間 (定期事業者検査工程毎)	72時間以上 (定期事業者検査工程毎)	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材放水完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材放水完了までの時間として考えられる最長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炉心崩壊熱が大きくなり、1次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。	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。	
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、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次冷却系の保有水量が大きくなり、1次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。	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次冷却系の保有水量が小さくなり、1次冷却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次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作時間は変わらない。	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。
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、プラント系統構成上の制約から定められ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。	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い。
炉心崩壊熱	PP: 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)	表荷炉心毎	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炉心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、使用する崩壊熱はワラ・ブルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮。	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、炉心水位を起点に開始する運転員等操作時間は変わらない。	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。
燃料取替用水ピット水量	2,000m <sup>3</sup>	2,000m <sup>3</sup>	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。	解析条件に対して2次冷却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、1次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作時間は変わらない。	解析条件に対して2次冷却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、炉心露出に対する余裕は大きくなる。

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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	運転中の 余熱除去機能喪失	運転中の 余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。	
	安全機能の喪失に 対する仮定	待機中の 余熱除去機能喪失	待機中の 余熱除去機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、代替格納容器スプレイポンプの有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。
		充てん機能及び高圧注入 機能喪失	充てん機能及び高圧注入 機能喪失	外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて代替格納容器スプレイ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。	
外部電源	外部電源なし	外部電源なし			
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 <sup>3</sup> /h	29m <sup>3</sup> /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分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m <sup>3</sup> /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い。運転員等操作時間を与える影響はない。



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		操作の不確かさ要因	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。	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【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操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ない。</p> <p>【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、起動操作及び給電操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電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ない。</p> <p>【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、起動操作及び給電操作は、中央制御室から機器操作場まで通常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を想定している。また、アクセスルート上にアクセシブを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【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。</p> <p>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、起動操作及び給電操作は、現場操作器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。</p> <p>【他の並列操作有無】 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。</p> <p>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、起動操作及び給電操作時に、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。</p> <p>【操作の確実性】 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時に、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ない。</p> <p>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、起動操作及び給電操作は現場操作器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。</p> <p>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。</p>	<p>実際の操作において、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い。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。</p>	<p>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見込まれる影響として、解析上の操作開始時間と実際開始時間との差等によって操作開始が早くなる場合がある。また、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。</p>	<p>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、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点の1次冷却系保有水量の推移と同様の推移を想定しているところ、訓練実績は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操作は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。代替格納容器スプレイポンプへの給電操作は15分を想定しているところ、訓練実績は13分。</p>	<p>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、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点の1次冷却系保有水量の推移と同様の推移を想定しているところ、訓練実績は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操作は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。代替格納容器スプレイポンプへの給電操作は15分を想定しているところ、訓練実績は13分。</p>



水源、燃料、電源負荷評価結果について  
(崩壊熱除去機能喪失)

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おける崩壊熱除去機能喪失】

- 水源
  - ・燃料取替用水ピット：約 1,700m<sup>3</sup> (有効水量)
- 水使用パターン
  - ・代替格納容器スプレイポンプ：29m<sup>3</sup>/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)
  - ・1,700m<sup>3</sup> ÷ 29m<sup>3</sup>/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+代替再循環運転に移行することで対応可能。

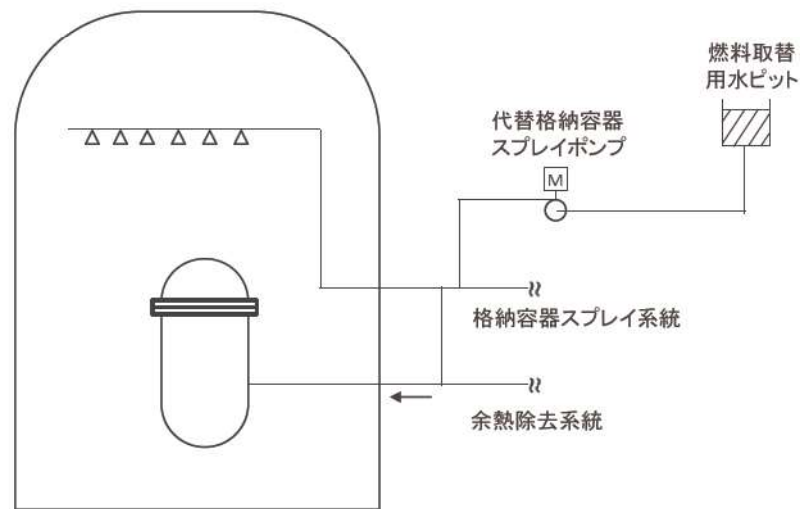


図 系統概略図

## 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おける崩壊熱除去機能喪失】

事象：ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量)  $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 軽油必要容量 (kL)	
N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600	
H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)	
γ : 燃料油の密度 (kg/kL) = 825	
c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	

### 3. 電源に関する評価

#### 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おける崩壊熱除去機能喪失】

事象：外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

評価結果：本重要事故シーケンスでは運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものことから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、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。

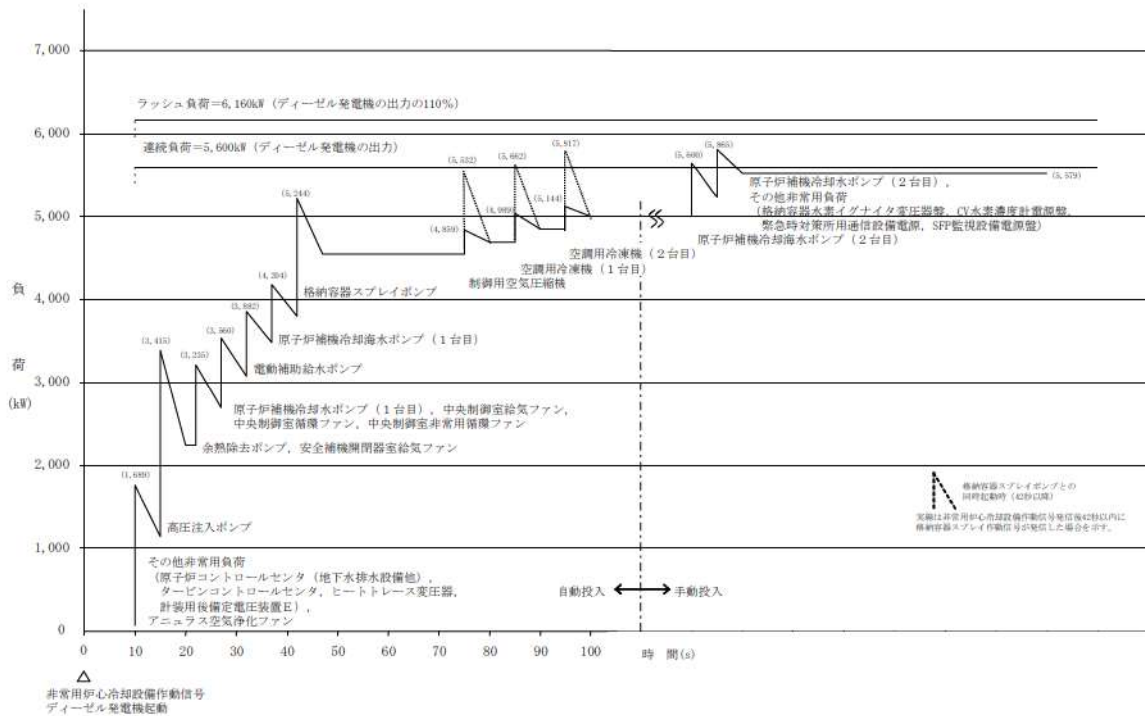


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※1、2

※1 A、B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

※2 本重要事故シーケンスの燃料損傷防止対策で使用する代替格納容器スプレイポンプの負荷は、機能喪失を想定する余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの負荷よりも小さい



## 運転停止中における通常時のプラント監視について

運転停止中における通常時のプラント監視項目のうち、以下の項目に関するものについての概要を表1に示す。

- ・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスにおける運転中の余熱除去系の停止確認
- ・「原子炉冷却材の流出」の事故シーケンスにおける原子炉冷却材の流出の確認

表1 運転停止中における通常時のプラント監視項目の概要

項目	監視対象 <sup>※1</sup> (下線：重大事故等対処設備)	監視方法	確認頻度	異常発生に伴う警報 <sup>※2</sup> 確認
余熱除去系の運転状態	余熱除去系の運転状態	パラメータ確認  現場状態確認	1回/時間  現場パトロール時 (1回/日)	・系統故障警報の発生時 (ポンプトリップ、ポンプ過負荷/地絡、ポンプ出口圧力高/流量低)
1次冷却材温度	・ <u>1次冷却材温度(広域-高温側)</u> ・ <u>1次冷却材温度(広域-低温側)</u> ・炉心出口温度 ・余熱除去冷却器入口温度	パラメータ確認	1回/時間	
1次冷却材水位	・ <u>加圧器水位</u> ・ <u>原子炉容器水位</u> ・1次冷却系統ループ水位	パラメータ確認  現場状態確認	1回/時間  現場パトロール時 (1回/日)	・水位低の警報発生時 (加圧器水位、1次冷却系統ループ水位)
原子炉格納容器内の水位	・ <u>格納容器再循環サンプ水位(狭域)</u> ・ <u>原子炉下部キャビティ水位</u>	パラメータ確認	1回/時間	・水位高の警報発生時 (原子炉下部キャビティ水位)

※1 定期事業者検査中において点検により監視できない期間がある

※2 定期事業者検査中において点検により警報を発報しない期間がある

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE742 r.11.0
提出年月日	令和5年12月22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12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全交流動力電源が喪失することにより，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，燃料の崩壊熱により1次冷却材が蒸発することから緩和措置がとられない場合には，炉心水位の低下により燃料が露出し，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，高圧注入ポンプを用いた高圧代替再循環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、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計21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9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4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）、アニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、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として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）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

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した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) 起回事象

起回事象として、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。

起回事象として、外部電源を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、事象発生の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維持される。

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

期末臨界度は、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を用いた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 $\pm 0.4\text{m}$ 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 $\pm 0.4\text{m}$ 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、事象発生後の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21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36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「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（1,700m<sup>3</sup>：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19.2kL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、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kL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の可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必

要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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182.3kL）。

#### 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、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「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"> <li>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。</li> </ul>	蓄電池（非常用）*	—	—
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>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系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、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。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油 貯油槽* 燃料タンク（SA）	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"> <li>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。</li> </ul>	—	—	【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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	—	—	—

\*：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"> <li>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。</li> </ul>	—	—	—
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"> <li>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。</li> </ul>	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槽* 燃料タンク (SA)	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"> <li>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。</li> </ul>	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槽* 燃料タンク (SA)	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. 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"> <li>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。</li> <li>原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]となれば、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、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給（窒素ポンプ接続）を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。</li> <li>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。</li> </ul>	B-アニュラス空気浄化ファン* B-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* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニュラス全量排気弁等動作可搬型素ガスポ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  
 □：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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	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* 燃料タンク（SA） 【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"> <li>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。</li> </ul>	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* 燃料タンク（SA）	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"> <li>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。</li> </ul>	—	—	—

\*：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)

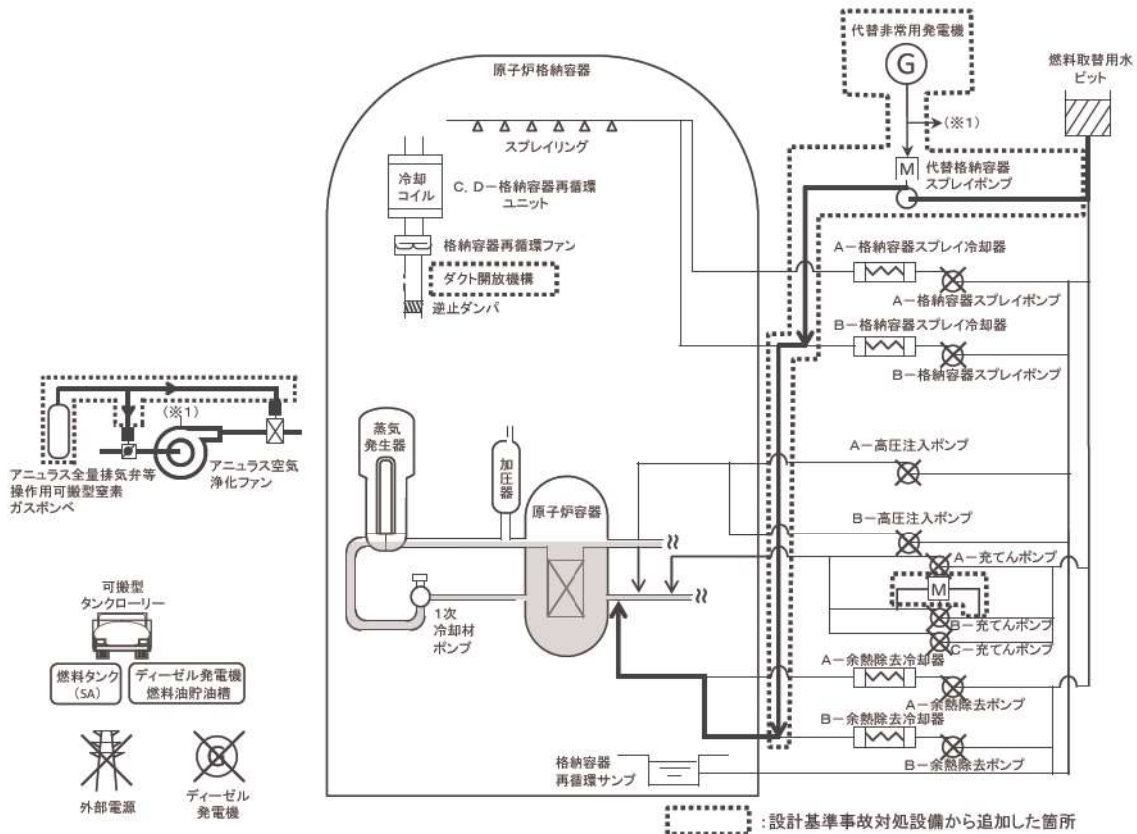
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと炉心崩壊熱が大きくなり、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

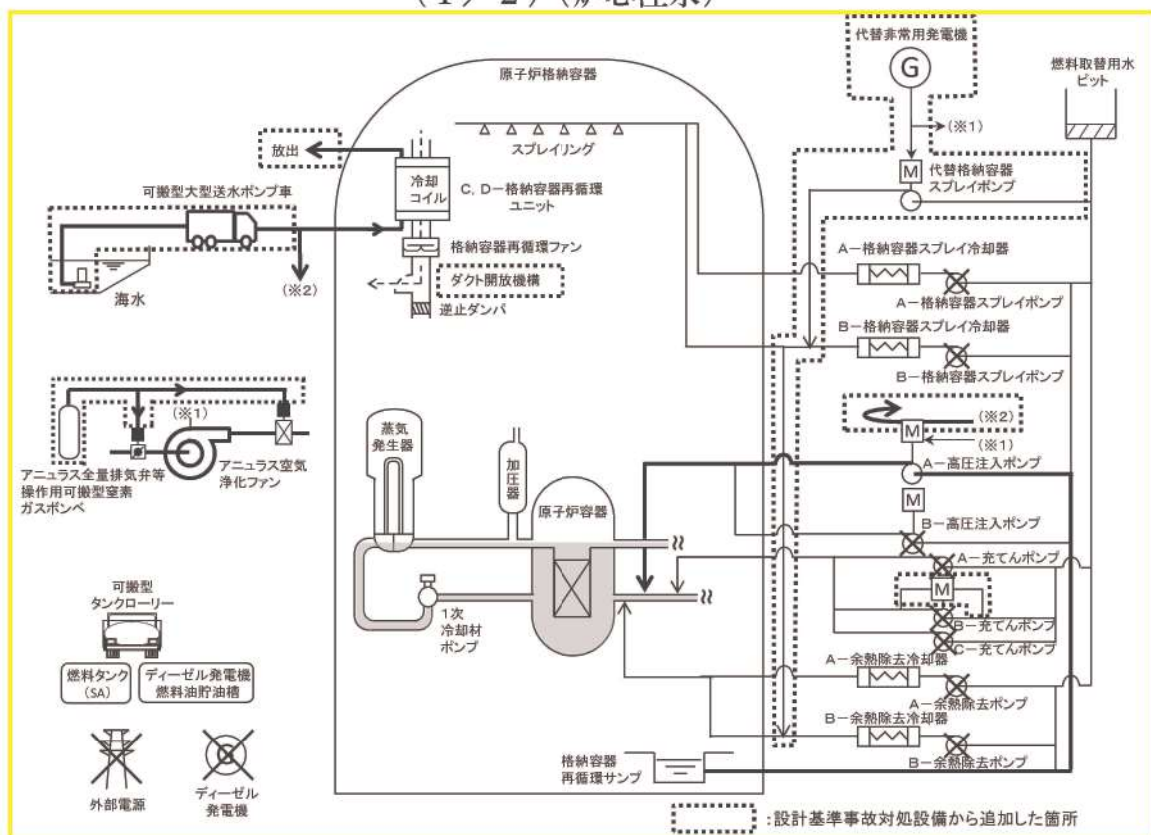
第7.4.2.2表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件  
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、  
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2/2)

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。
	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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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	事象発生後の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。



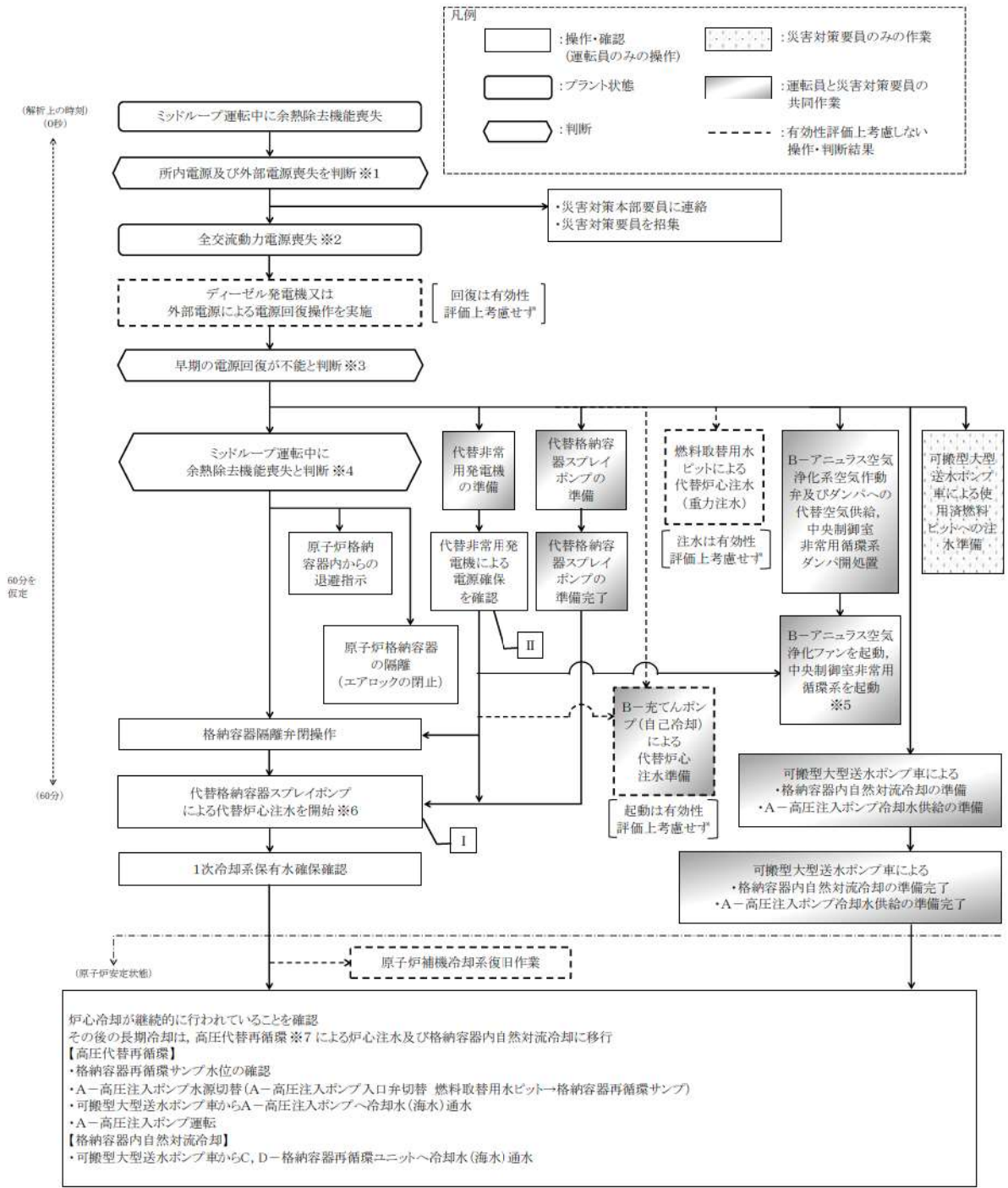


第7.4.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (炉心注水)



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)





※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 ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合。(余熱除去ポンプ運転状態、低圧注流入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 実際の運転操作としては、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、29m<sup>3</sup>/hを下回らない流量とする。  
 ※7 燃料取替用水ピット水位指示が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、高圧代替再循環に移行する。

**【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】**

I B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水, ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水, 可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

II 後備変圧器による代替電源 (交流) からの給電, 可搬型代替電源車による代替電源 (交流) からの給電, 号炉間連絡ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源 (交流) からの給電

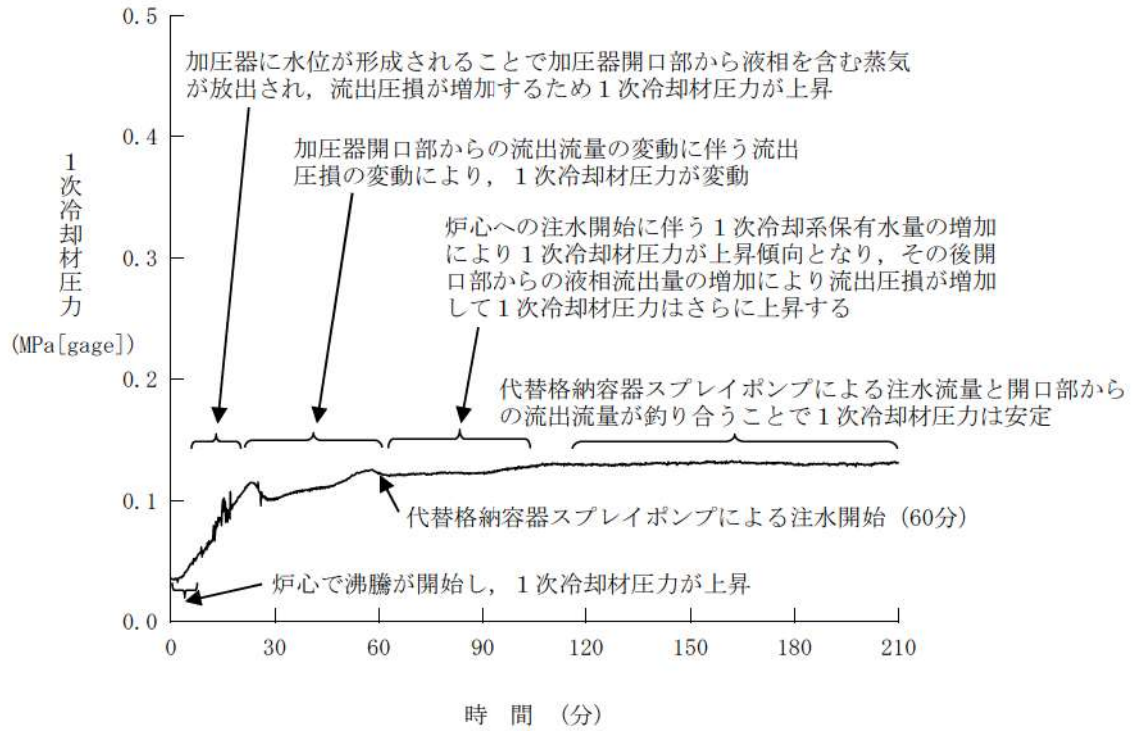
**第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要**  
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目	実施箇所・必要人員数				作業の内容	経過時間(分)										備考					
	責任者	補佐	実施班長(当直)	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m		110m	120m			
作業開始	主任者 1人	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 事故発生																
状況判断	主任者 1人 NA NA	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 アラート状況判断 全交直流電力電源喪失判断	10分													40分 代替格納容器スライ ドポンプに注入水開始		
格納容器隔離	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 原子炉格納容器内からの配管、点検 - 原子炉格納容器内からの配管確認 - 原子炉格納容器内のエアロック閉止	30分	30分	10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。 検閲・休日明けは18時間、エア ロック前には常駐する。	
電源確保作業	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 格納容器エアロック閉止 - 格納容器隔離弁閉鎖 - 格納容器エアロック閉止確認 - 代替非常用発電機からの発電準備、起動確認 - 非常用母線受電準備及び発電 - 発電器受電	25分	15分	10分	45分	5分	5分	5分								60分 原子炉格納容器スライ ドポンプの受電は、25分まで完了 できる。	
燃料取扱作業	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - B-エアニクス等気浄化ファン起動準備 - 中央制御室非常用電源システム起動準備 - B-エアニクス等気浄化ファン起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	30分	30分	30分	5分	5分	5分	5分									原子炉格納容器圧力は、 0.05MPa程度に保たれ、適正に 低減対策としてエアニクス等気浄 化ファンを起動及び作業開始前 保のため中央制御室非常用電源 系を起動する。
燃料取扱非常用電源システム起動	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	35分	35分	35分	35分	35分	35分	35分									燃料取扱非常用電源システム起動 は、注入水に注水した場合も発生 する。
燃料取扱非常用電源システム起動	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	20分	20分	20分	20分	20分	20分	20分									燃料取扱非常用電源システム起動 は、注入水に注水した場合も発生 する。
燃料取扱非常用電源システム起動	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分									燃料取扱非常用電源システム起動 は、注入水に注水した場合も発生 する。
燃料取扱非常用電源システム起動	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	20分	20分	20分	20分	20分	20分	20分									燃料取扱非常用電源システム起動 は、注入水に注水した場合も発生 する。
燃料取扱非常用電源システム起動	主任者 1人 IA C	補佐 1人	実施班長(当直) 1人	必要人員数 1人 2人 3人 4人 5人	作業の内容 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備 - 燃料取扱非常用電源システム起動準備	30分	30分	30分	30分	30分	30分	30分									燃料取扱非常用電源システム起動 は、注入水に注水した場合も発生 する。

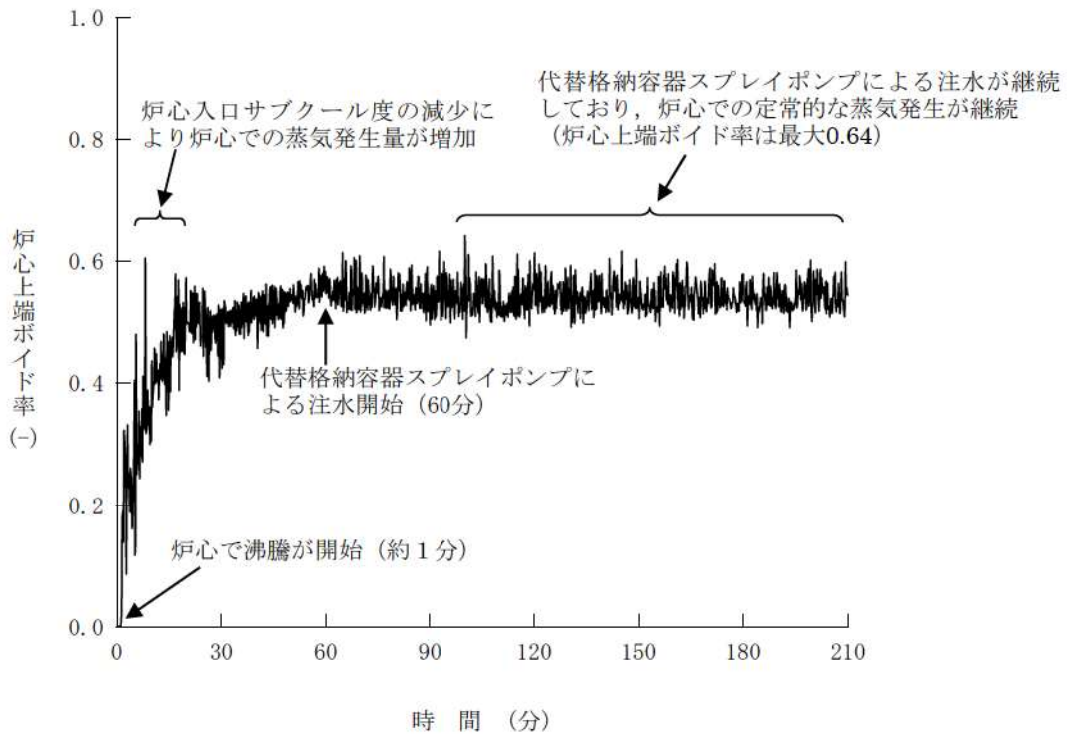
必要作業員と作業項目  
**第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間**  
 原子炉補機冷却機能が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、  
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、  
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)



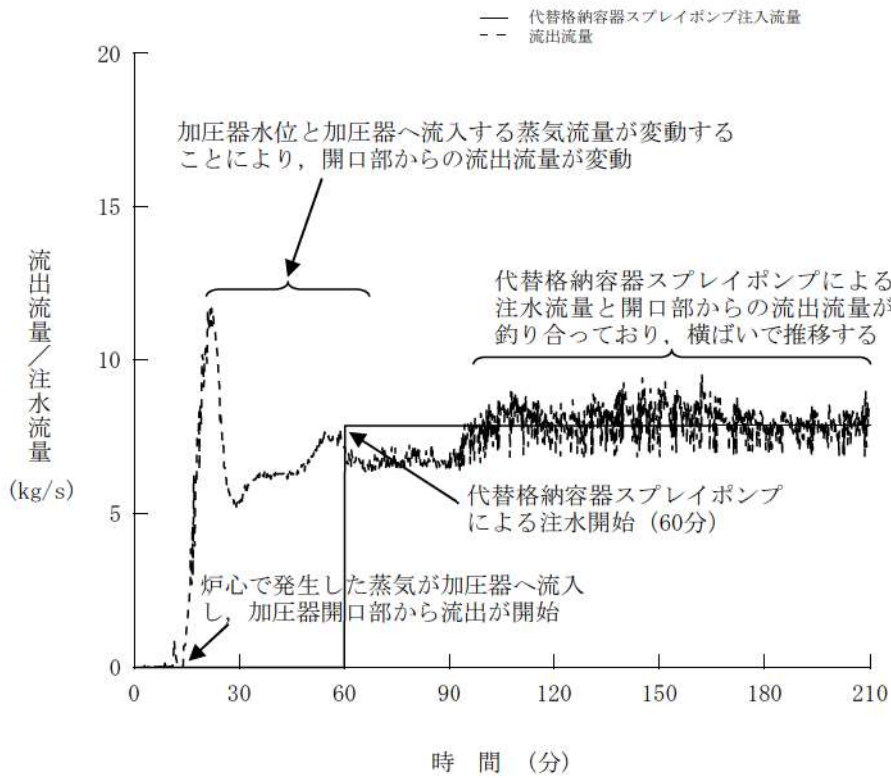




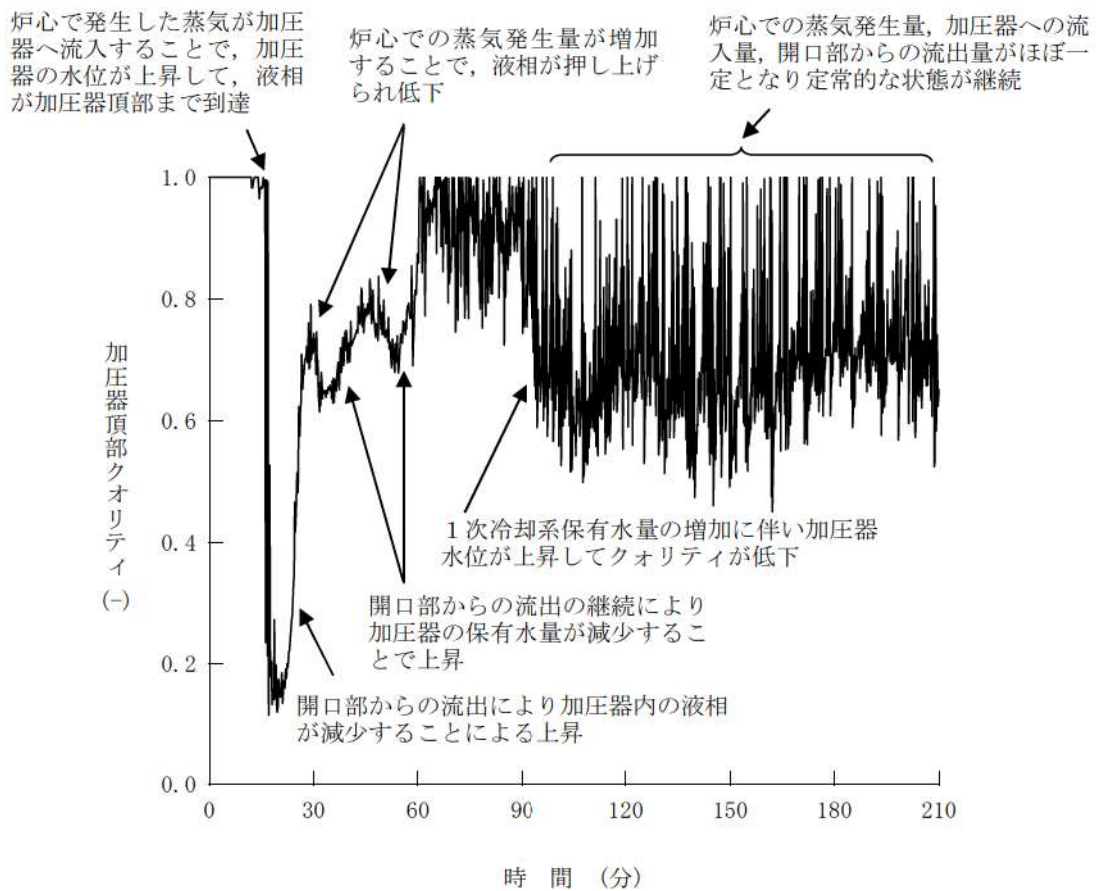
第7.4.2.4図 1次冷却材圧力の推移



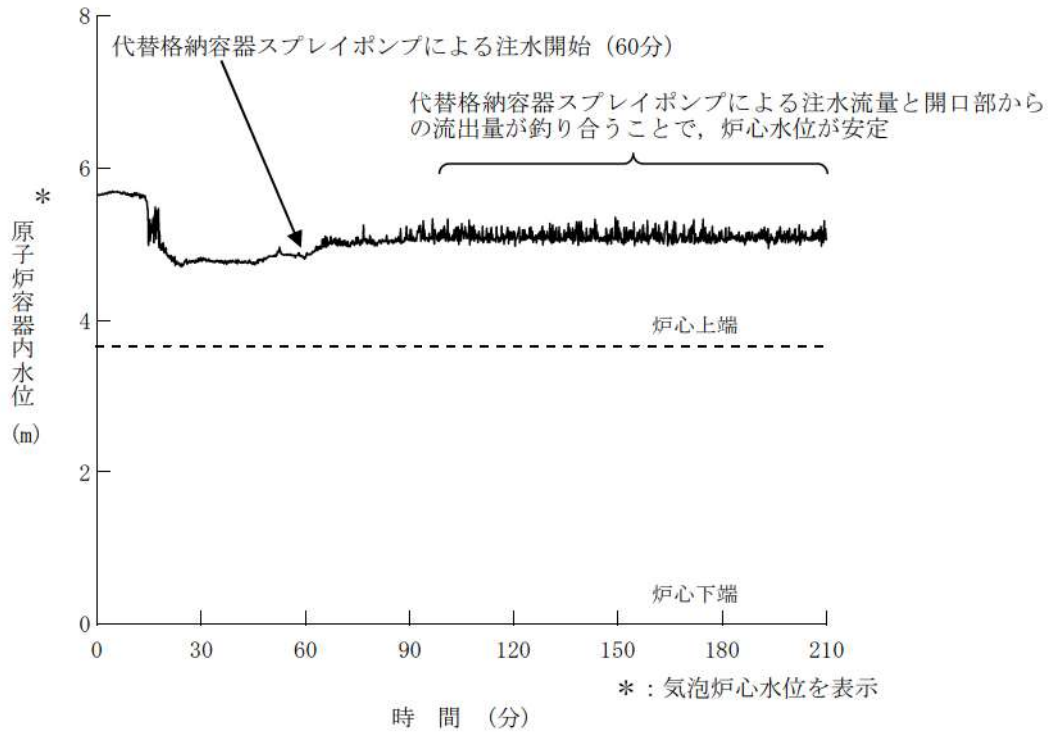
第7.4.2.5図 炉心上端ボイド率の推移



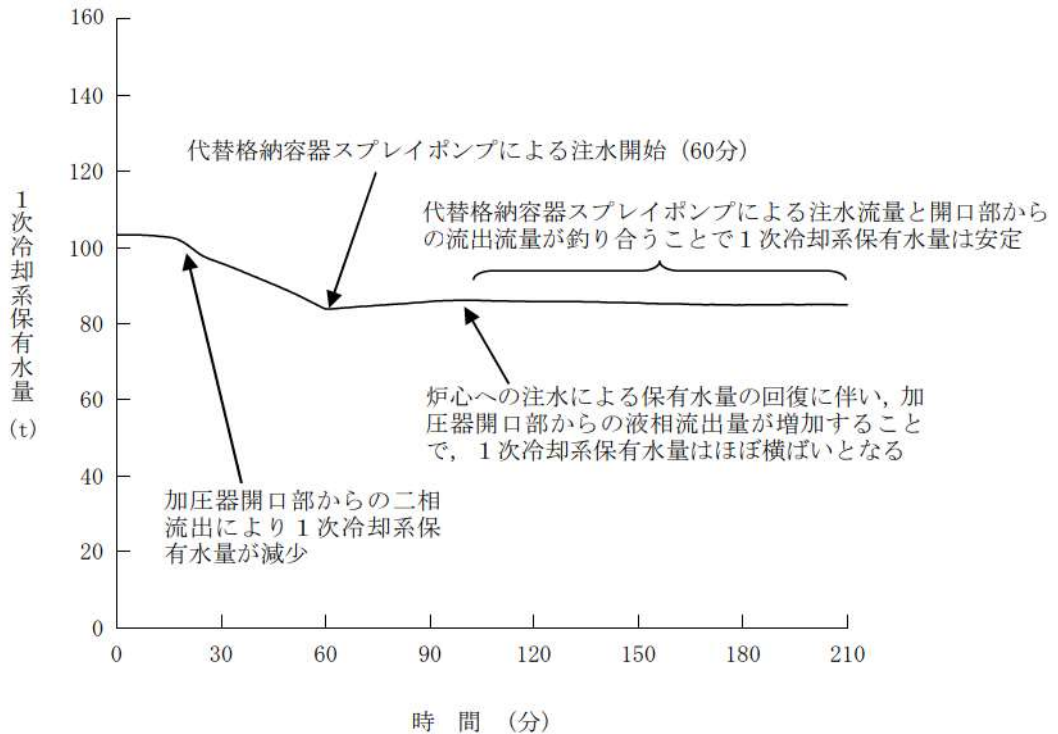
第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移

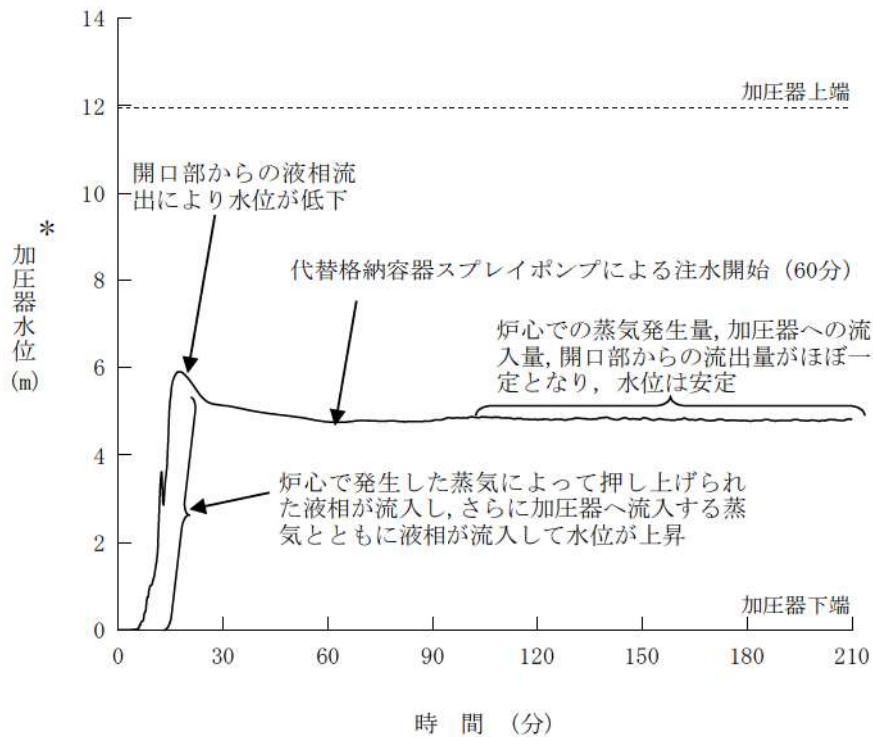


第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移



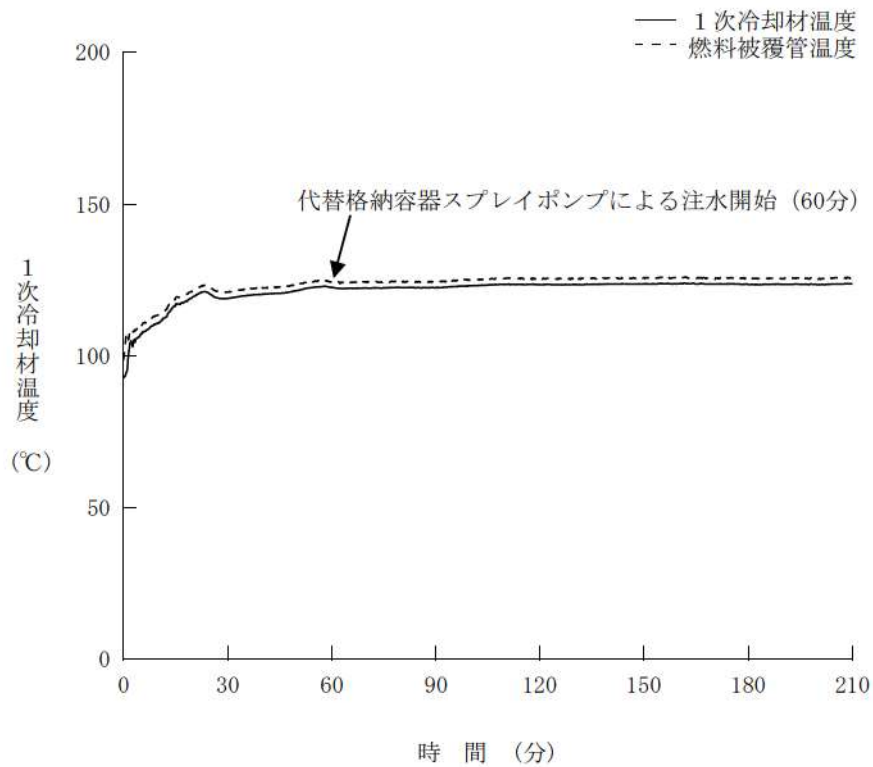
第7.4.2.9図 1次冷却系保有水量の推移



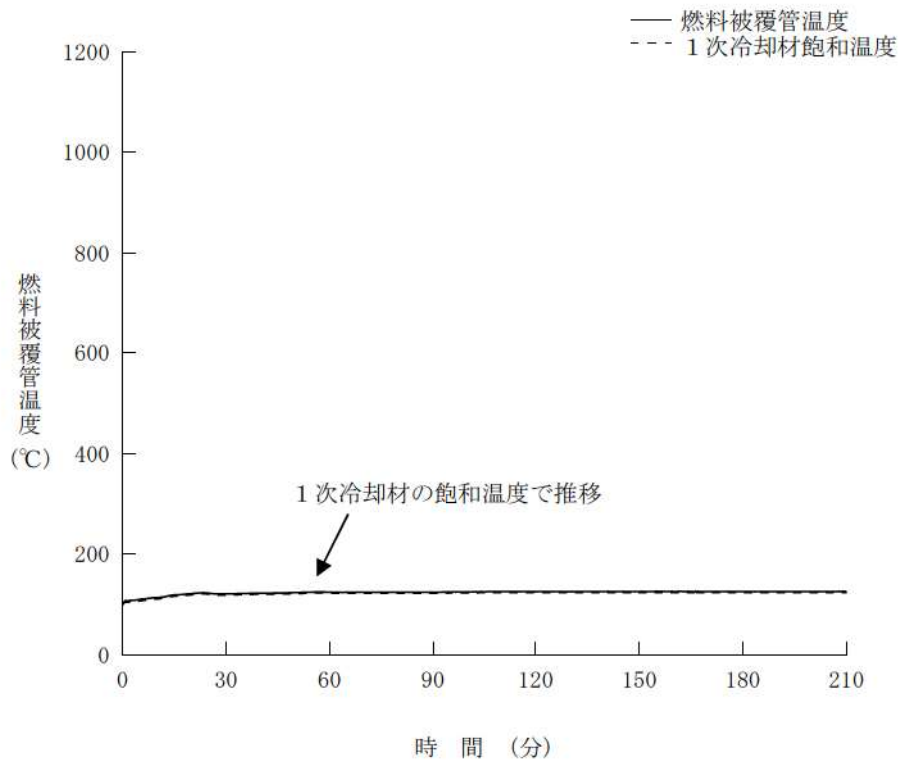


\* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

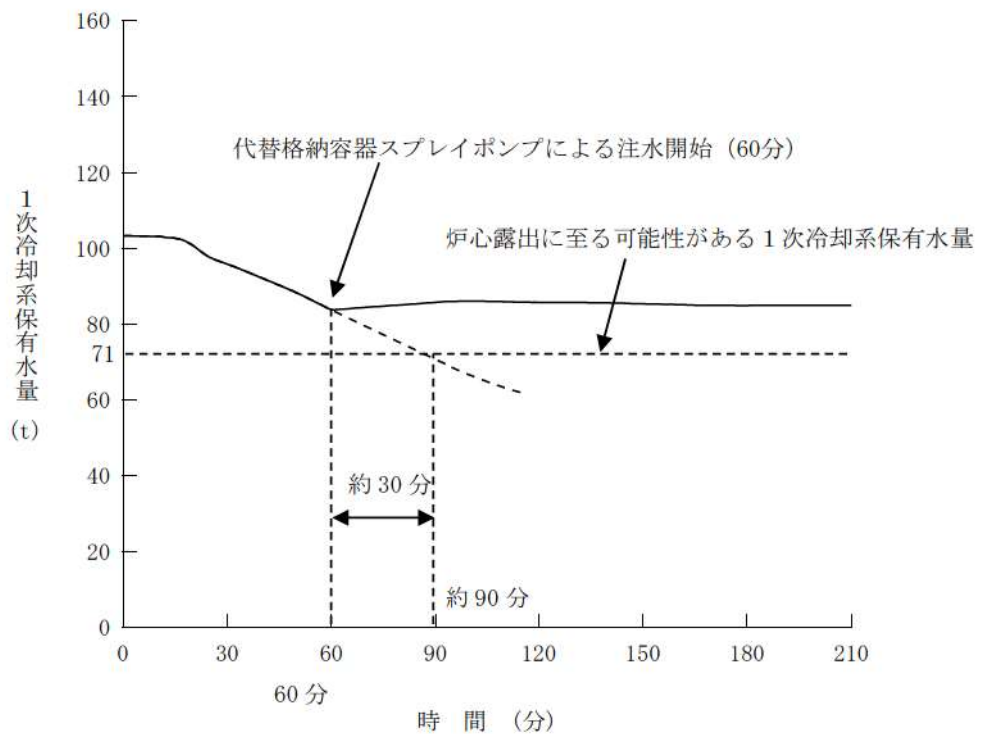
第7.4.2.10図 加圧器水位の推移



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
○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 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 <sup>3</sup> /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。)	○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、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)

### 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）N<sub>2</sub>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

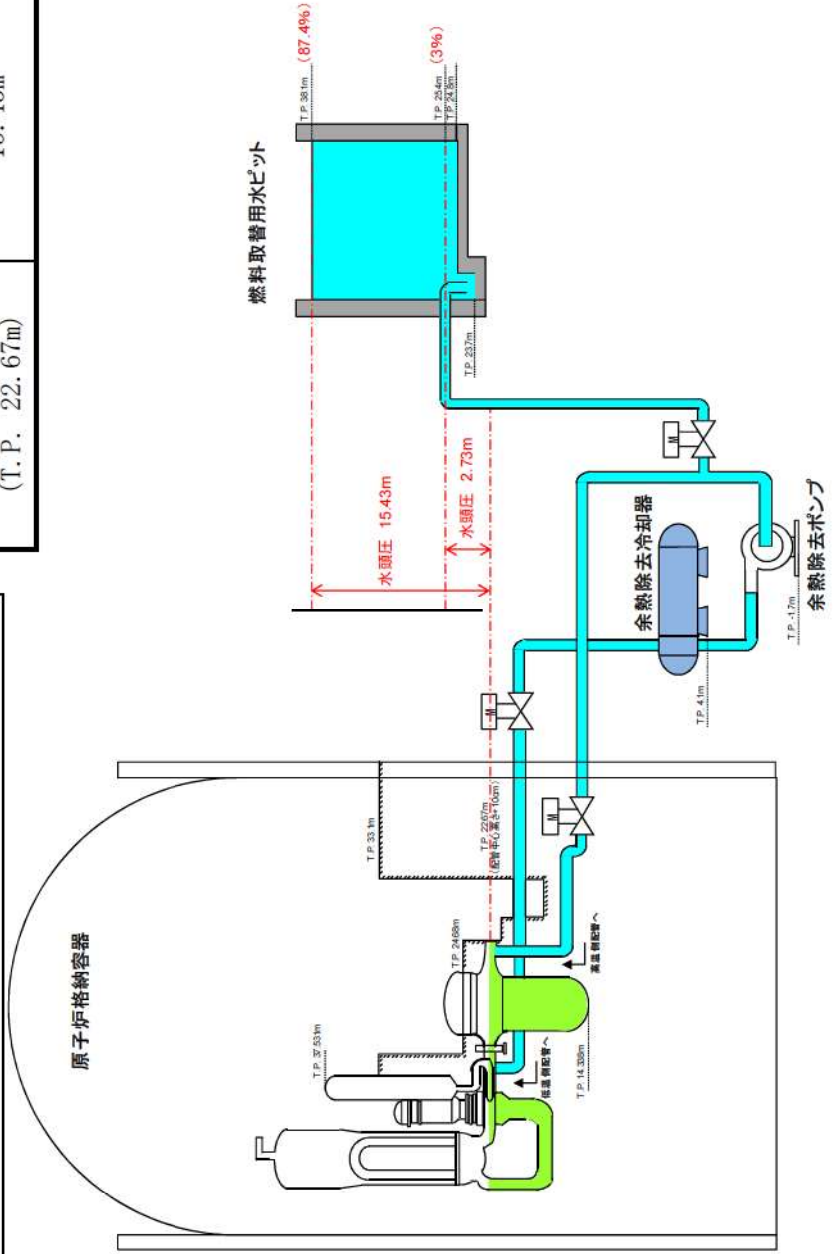
	炉心注水に蓄圧タンクを使用しない場合 (大気開放)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (4.4MPa保持)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (低圧にて保持) (例：1.0MPa)	備考
低温過加圧防護機器の作動による保有水液相放出  (加圧器満水時の場合)	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水時1次冷却材系統が加圧され低温過加圧防護機器が作動し1次冷却材が系外へ放出される懸念がある。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	
	○	×	○	
作業の安全性確保  (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）の上限值
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 注水開始	事象発生の60分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 注水流量	29m <sup>3</sup> /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。

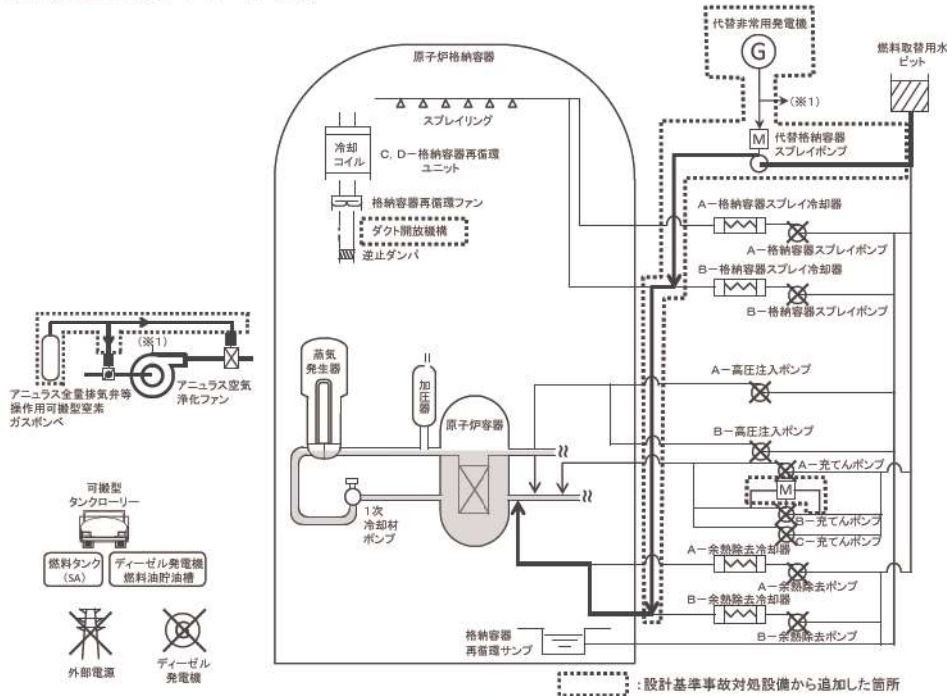


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

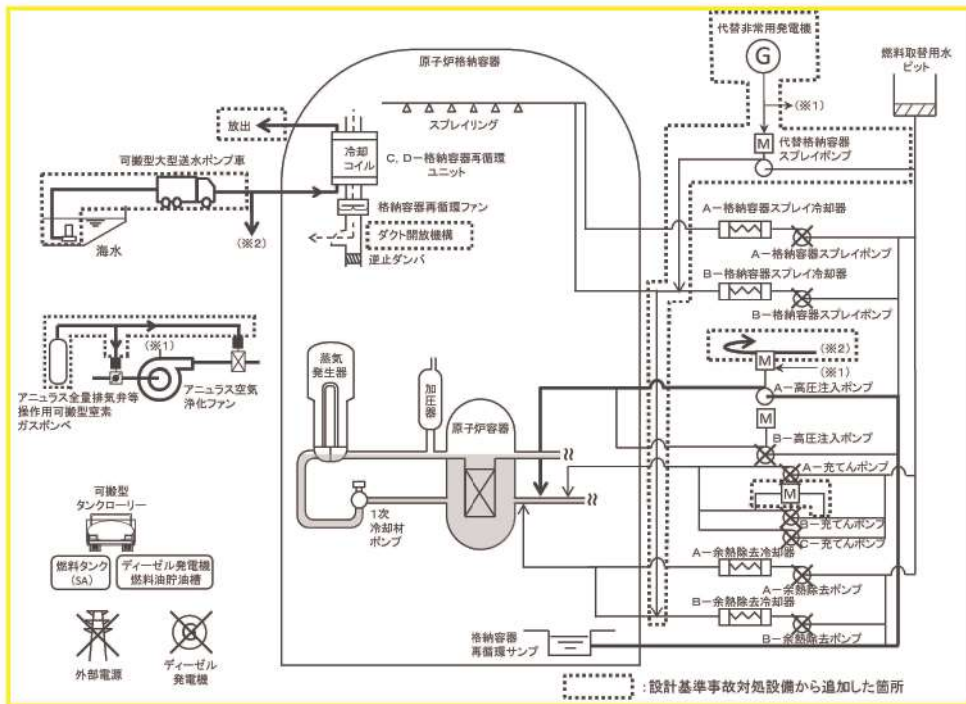


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（高压代替再循環及び格納容器内自然対流冷却）

## 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

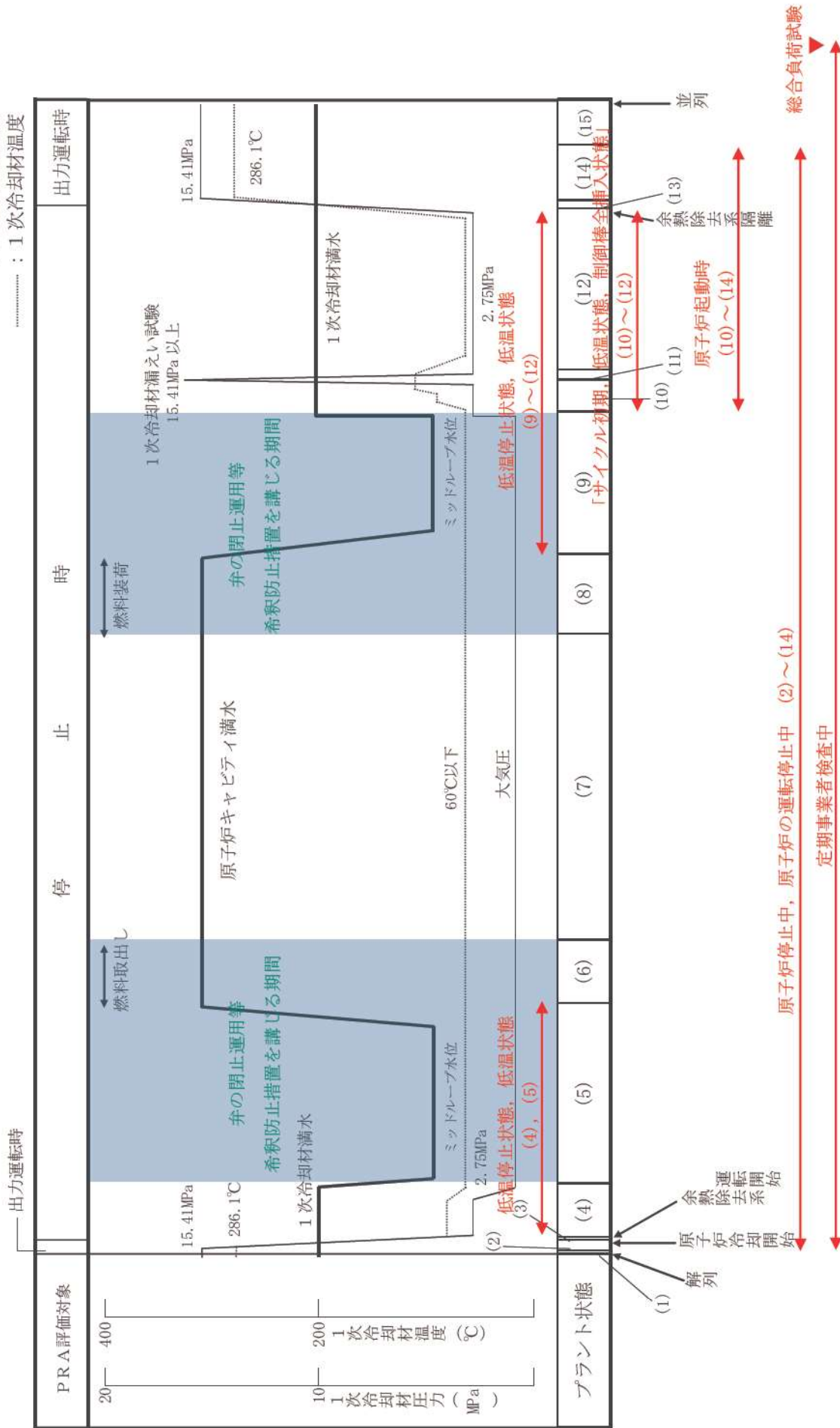


図1 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

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。	— ○	
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。	○	
11	1次冷却系漏えい試験（RHR系は隔離）	崩壊熱が低く、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。	○	
12	RHR系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	○	
13	RHR系隔離から高温停止状態		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、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。

※ ○：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/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。	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 (定期事業者検査工程毎)	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最長時間に余裕を見込みとして設定。 原子炉停止後の時間が短いと炉心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。	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。	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。
1次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gauge])	大気圧 (0MPa [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設定。	解析条件と最確条件が同様であることから対象進展に影響はない。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対象進展に影響はない。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、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。	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次冷却系の保有熱が小さくなり、1次冷却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次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作はなくなり、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次冷却系保有水量の減少が抑制されることと、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対象進展に影響はない。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対象進展に影響はない。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、使用する崩壊熱はワラン・ブ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、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなくなり、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、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
燃料取替用水ピット水量	2,000m <sup>3</sup>	2,000m <sup>3</sup>	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対象進展に影響はない。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対象進展に影響はない。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対象進展に影響はない。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対象進展に影響はない。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。	解析条件に対して2次冷却系から冷却することと、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることと、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なくなり、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次冷却系保有水量の減少が抑制されることと、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	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、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。
	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設定。		
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 <sup>3</sup> /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分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m <sup>3</sup> /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		操作の不確かさ要因	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	運転員等操作時間との発生、事象発生、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。	運転員等操作時間との発生、事象発生、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。	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【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操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ない。</p> <p>【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)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、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ない。</p> <p>【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1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に与える影響はない。</p> <p>【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。</p> <p>【他の並列機動作有無】 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は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な機動作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【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及び起動操作は、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機動作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【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及び起動操作は、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機動作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p>	<p>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たため、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見込まれる操作開始時間との差が早くなる場合、1次冷却系保有水量の減少が抑えられるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。</p> <p>また、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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一致するものとし、解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間との差が早くなる場合、1次冷却系保有水量の減少が抑えられるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。</p> <p>また、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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一致するものとし、解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間との差が早くなる場合、1次冷却系保有水量の減少が抑えられるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。</p> <p>また、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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一致するものとし、解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間との差が早くなる場合、1次冷却系保有水量の減少が抑えられるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。</p> <p>また、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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操作は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。</p>



## 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 1,700m<sup>3</sup>（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 m<sup>3</sup>/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）

- ・1,700m<sup>3</sup> ÷ 29m<sup>3</sup>/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。

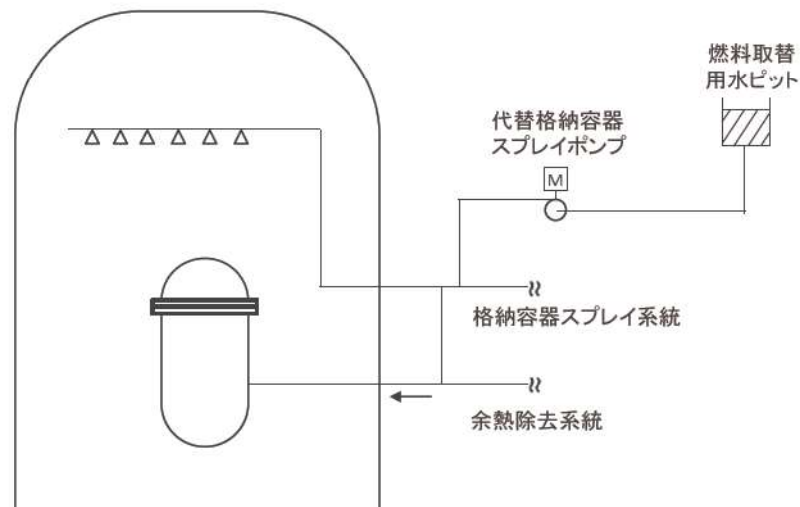


図 系統概略図

## 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～ 事象発生後7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約 411 L/h × 2台 × 24h × 7日間 = 約 138,096L = 約 138.1kL
		緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台)起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約 (57.1L/h × 1台 + 57.1L/h × 1台) × 24h × 7日間 = 約 19,185.6L = 約 19.2kL
		<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 12,432L = 約 12.5kL
		<使用済燃料ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h × 1台 × 24h × 7日間 = 約 12,432L = 約 12.5kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 182.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約540kL)及び燃料タンク(SA)(約50kL)の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能





泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE743 r.12.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.4.3 原子炉冷却材の流出

令和5年12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
    - 7.4.3 原子炉冷却材の流出

## 添付資料 目次

- 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）
- 添付資料7.4.3.9 燃料、電源負荷評価結果について（原子炉冷却材の流出）

### 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、「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，運転員の誤操作等により系外への1次冷却材の流出が発生することを想定する。このため，1次冷却材の流出に伴い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，1次冷却材の流出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，注水機能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，充てんポンプによる炉心注水を行うことで必要量の1次冷却材を確保することによって，燃料損傷の防止を図る。また，代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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「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、初期の対策として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格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び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。これらの対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、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操作手順の関係を第7.4.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、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10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、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。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、10名で対処可能である。

#### a. 1次冷却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次冷却系の水位が低下し、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、余熱除去ポンプがトリップする。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。

(添付資料7.4.1.17)

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次冷却系保有水確保

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次冷却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。

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. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却

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再循環切替水位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B－格納容器スプレイポンプを経てB－格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB－余熱除去系統及びB－格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する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。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は，低圧注入流量等であり，高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は，高圧注入流量等である。

h. 格納容器内自然対流冷却

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A－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

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した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次冷却系保有水の確保の観点から、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。

本重要事故シーケンスにおいて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, 7.4.3.6)

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、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7.4.3.2)

### a. 初期条件

#### (a) 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。

#### (b) 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。

### b. 事故条件

#### (a) 起回事象



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次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、1次冷却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、400m<sup>3</sup>/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次冷却系水位が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

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、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、資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 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、「7.4.3.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の崩壊熱の蒸発量に、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、 $29\text{m}^3/\text{h}$ 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) 充てんポンプの炉心注水操作は、事象発生を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次冷却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次冷却系水位が低下し約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。事象発生約22分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部及び余熱除去系抽出口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次冷却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は冠水維持される。

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)

炉心崩壊熱に伴う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7.4.3.13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7.4.3.10図及び第7.4.3.12図に示すとおり、事象発生約30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、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、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、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、また、必要に応じてA-格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイにより原子炉格納容器の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)

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。

#### 7.4.3.3 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充てんポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を



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次冷却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次冷却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した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却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次冷却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が、操作手順（1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始）に変わりはないことから、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7.4.3.9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)

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した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、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。

(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，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

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が，余熱除去機能喪失までの期間においては，1次冷却系保有水の減少量のうち余熱除去システムからの1次冷却材の流出量が支配的であることから，1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作に与える影響は小さい。

事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合，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次冷却系保有水量の減少が抑制されることから1次冷却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次冷却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

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。

事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合、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

操作条件の充てん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、余熱除去機能喪失の20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、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、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

操作条件の充てん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。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次冷却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、「7.4.3.3(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次冷却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次冷却系保有水量となるまで約26分の時間余裕がある。

(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、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.4.3.8)

#### 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おける必要な要員は、「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり10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36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（1,700m<sup>3</sup>：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、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。



## b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

## c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。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。

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。

（添付資料7.4.3.9）

### 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1次冷却材が系外に流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次冷却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としては、初期の対策として、充てんポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び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を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、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、運転員等操作時間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、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ることが確認で

き，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」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
a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、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、余熱除去ポンプがトリップする。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。</li> <li>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。</li> </ul>	—	—
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>余熱除去ポンプの運転不能により、余熱除去ポンプがトリップする。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。</li> </ul>	【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	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	—	—
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	—	—

\*：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7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>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次冷却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。</li> </ul>	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"> <li>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破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。</li> <li>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。</li> </ul>	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*

\*：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7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」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
g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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再循環切替水位 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 B-格納容器スプレイポンプを経て B-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を B-余熱除去系統及び B-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることと、継続的な炉心冷却を行う。</li> </ul>	充てんポンプ* 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* デイゼル発電機燃料油貯槽* 【高圧注入ポンプ】* B-格納容器スプレイポンプ* B-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*	—	【低圧注入流量】* 【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)* 1次冷却材圧力 (広域)* 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"> <li>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。</li> </ul>	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】* デイゼル発電機燃料油貯槽*	原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ	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) 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)*
	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて A-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。</li> </ul>	【A-格納容器スプレイポンプ】* 【A-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】*	—	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)*

\*：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



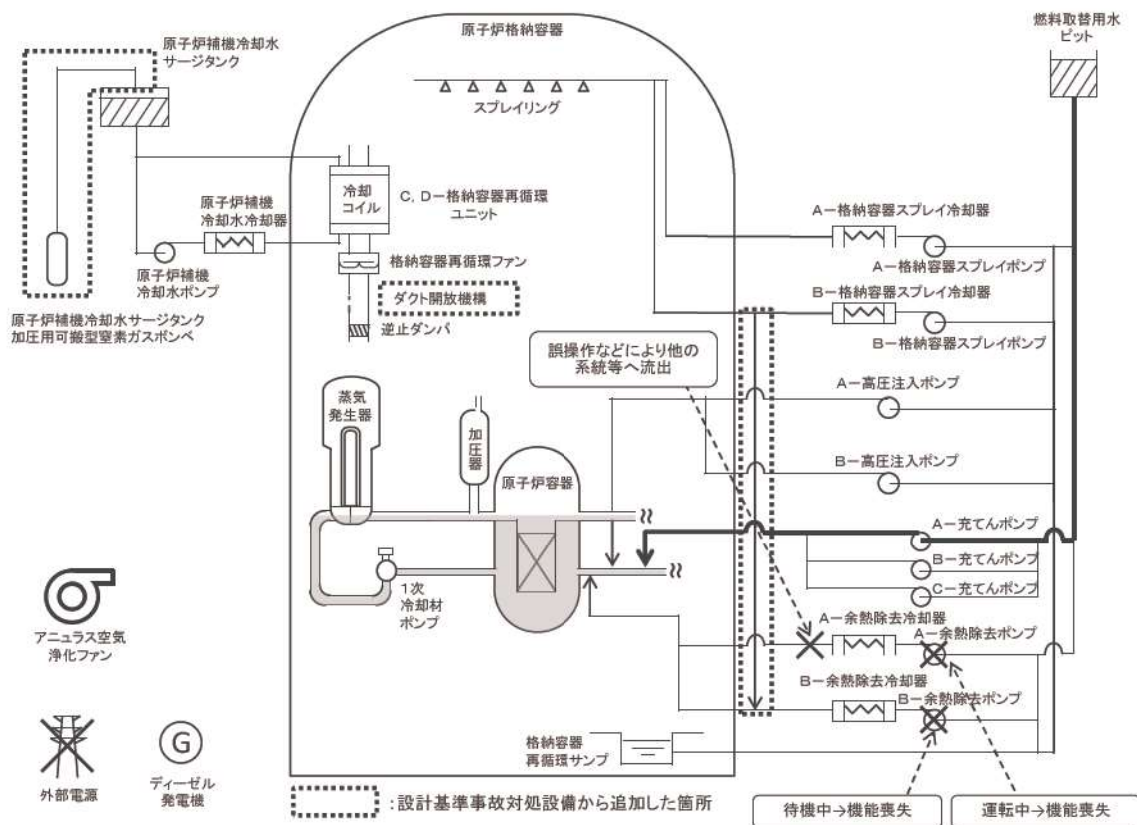
第7.4.3.2表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件  
(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) (1/2)

項目		条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナジェ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。
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了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炉心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)の上限値として設定。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。

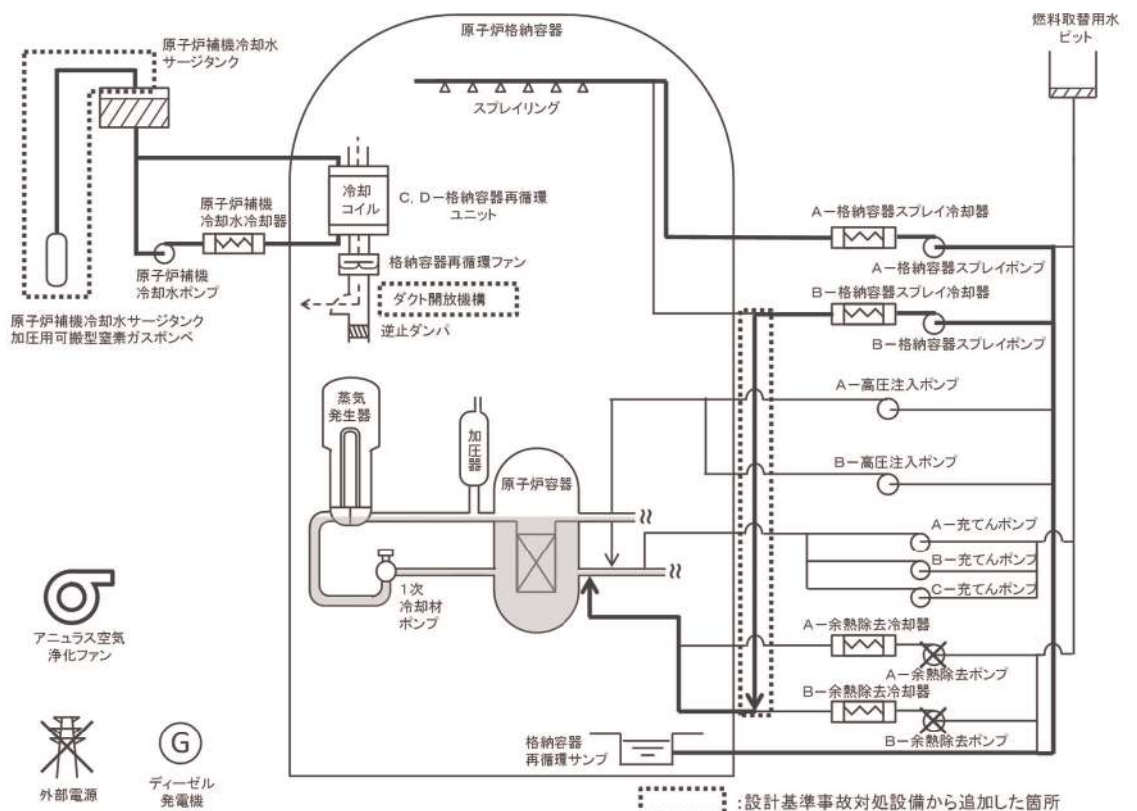
第7.4.3.2表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件  
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) (2/2)

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 <sup>3</sup> /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次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統があるが、1次冷却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)。
	安全機能の喪失に対する仮定	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)	1次冷却材水位が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	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。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源なし		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。
	充てんポンプの原子炉への注水流量	29m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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	余熱除去機能喪失の20分後		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。



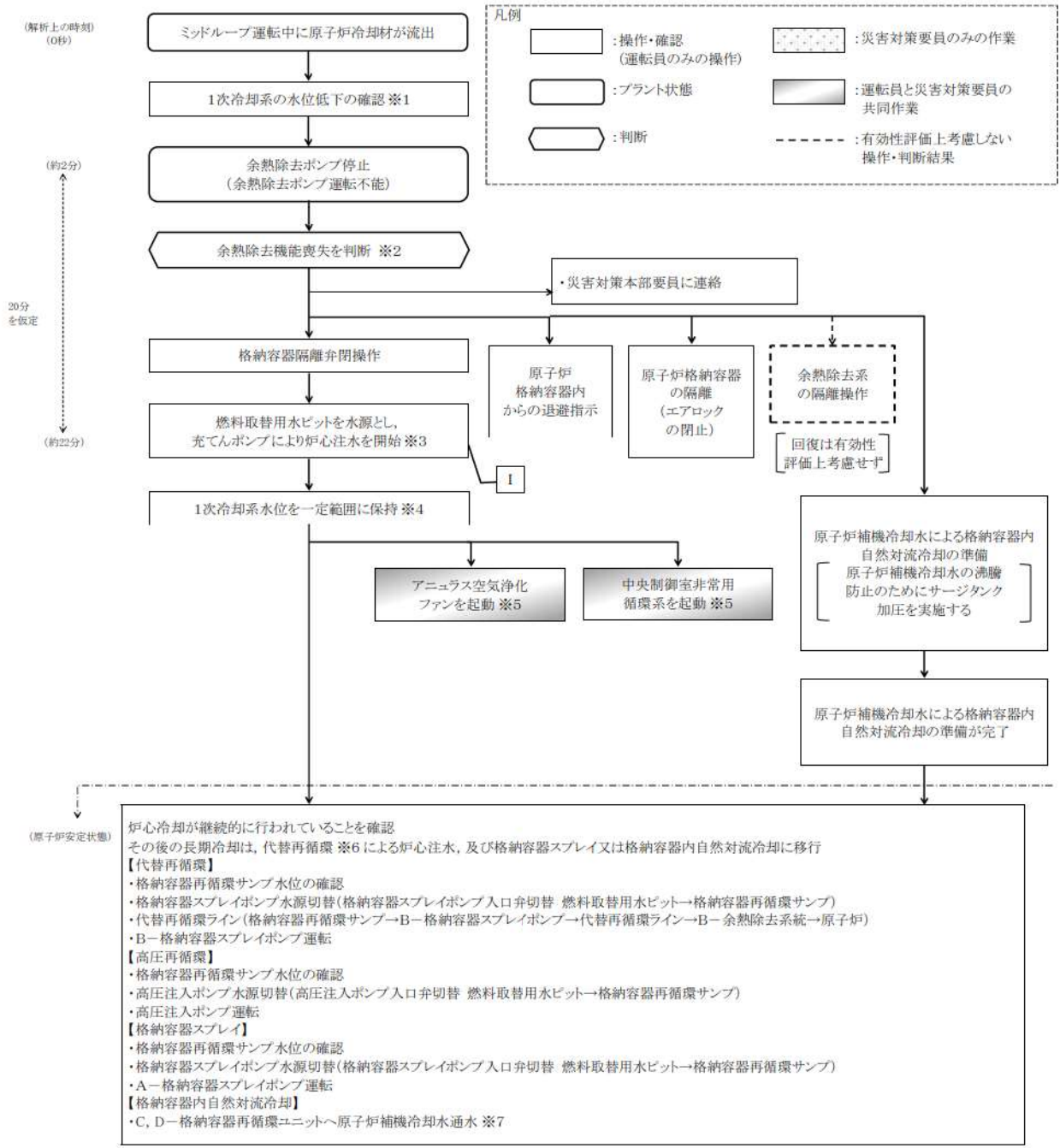


第7.4.3.1図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2) (炉心注水)



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 (2 / 2) (代替再循環, 格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却)



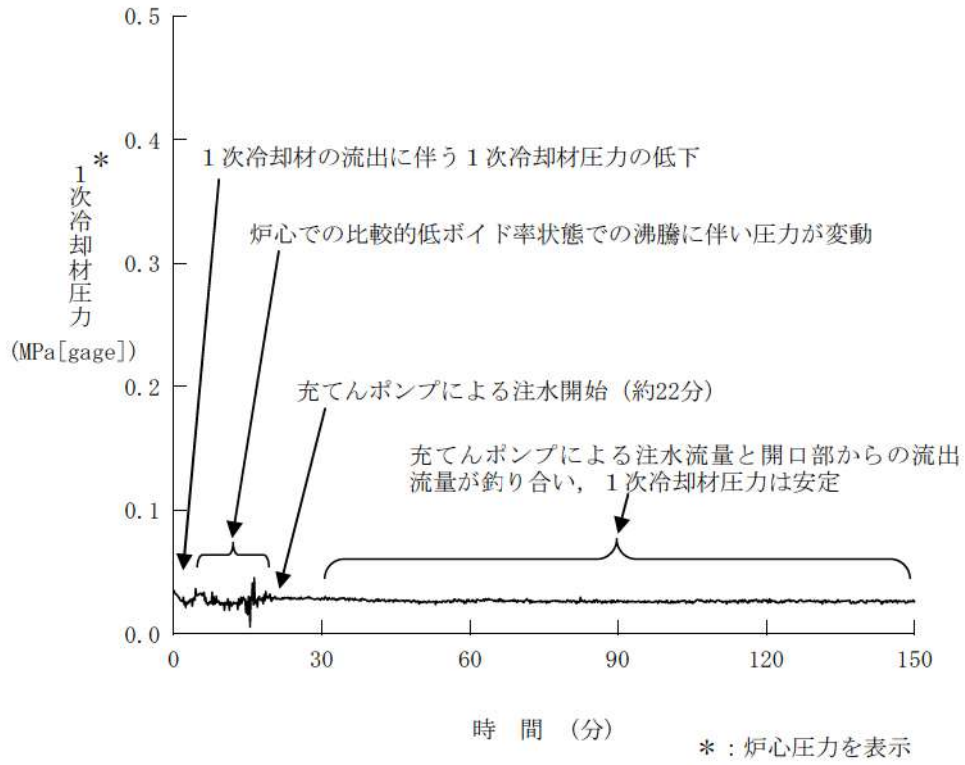


※1 解析上、初期水位T. P. 22.67m (ノズルセンタ+10cm)、水位低警報はT. P. 22.62m (ノズルセンタ+5cm)にてRCSループ水位低圧抽出ライン隔離警報が発信。  
 ※2 余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。  
 ※3 実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水以外に、蒸気発生器を使用した除熱、燃料取替用水ビットからの重力注水等の冷却方法がある。  
 ※4 1次冷却系水位は1次冷却材配管下端水位以上で適宜調整する。  
 ※5 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する。  
 ※6 燃料取替用水ビット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位(広域)指示が71%以上(再循環代替水位)であることを確認し、代替再循環に移行する。  
 ※7 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

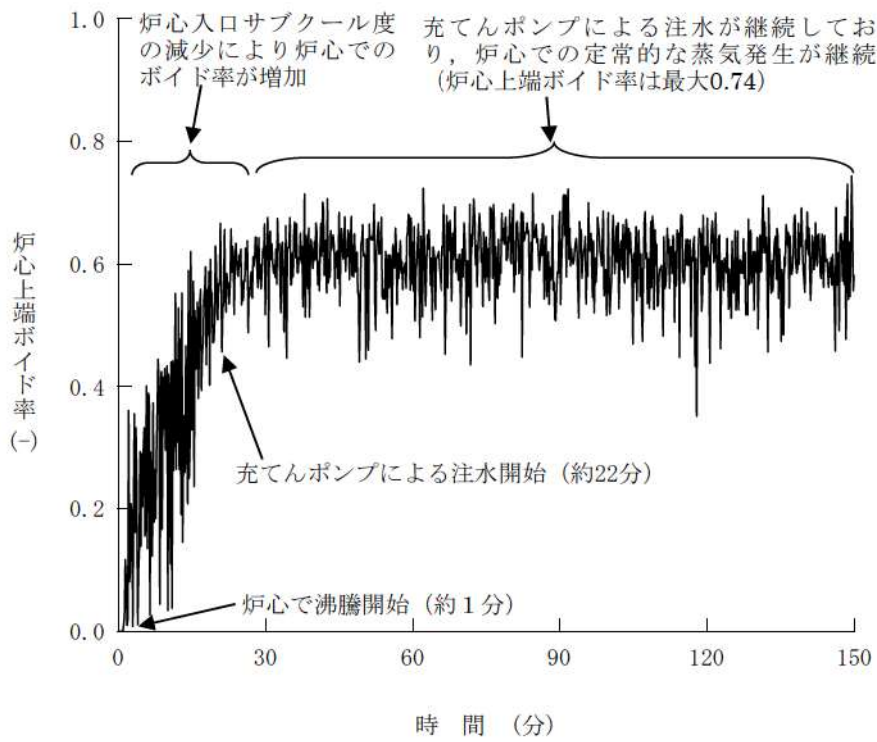
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】  
 I 高圧注入ポンプによる炉心注水、燃料取替用水ビットからの重力注水による代替炉心注水、B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

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)



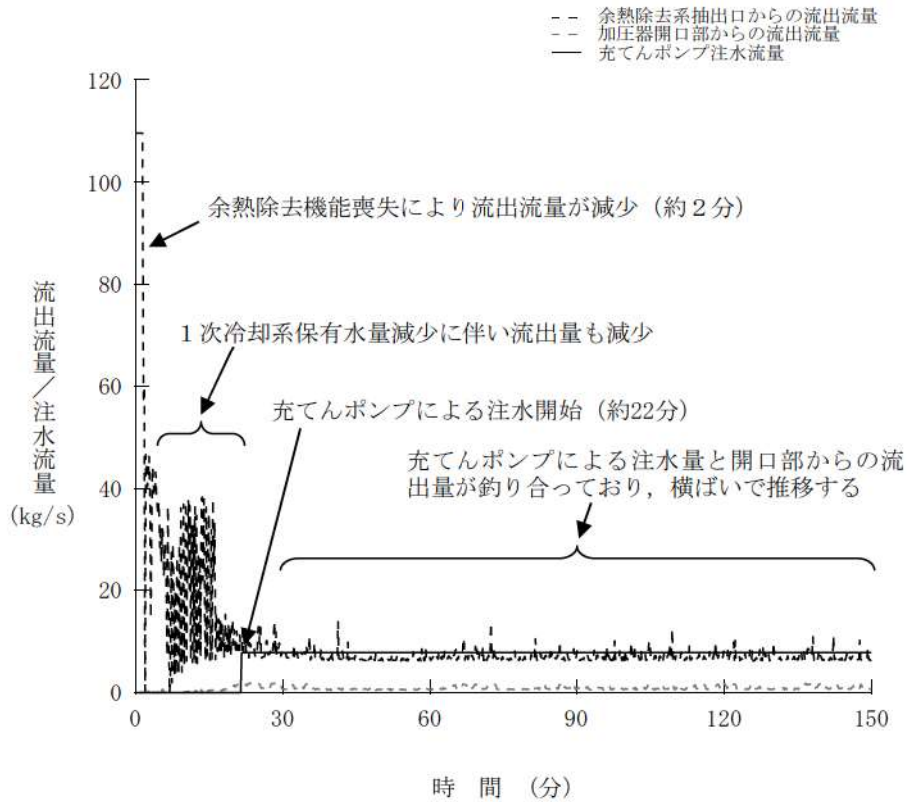


第7.4.3.4図 1次冷却材圧力の推移

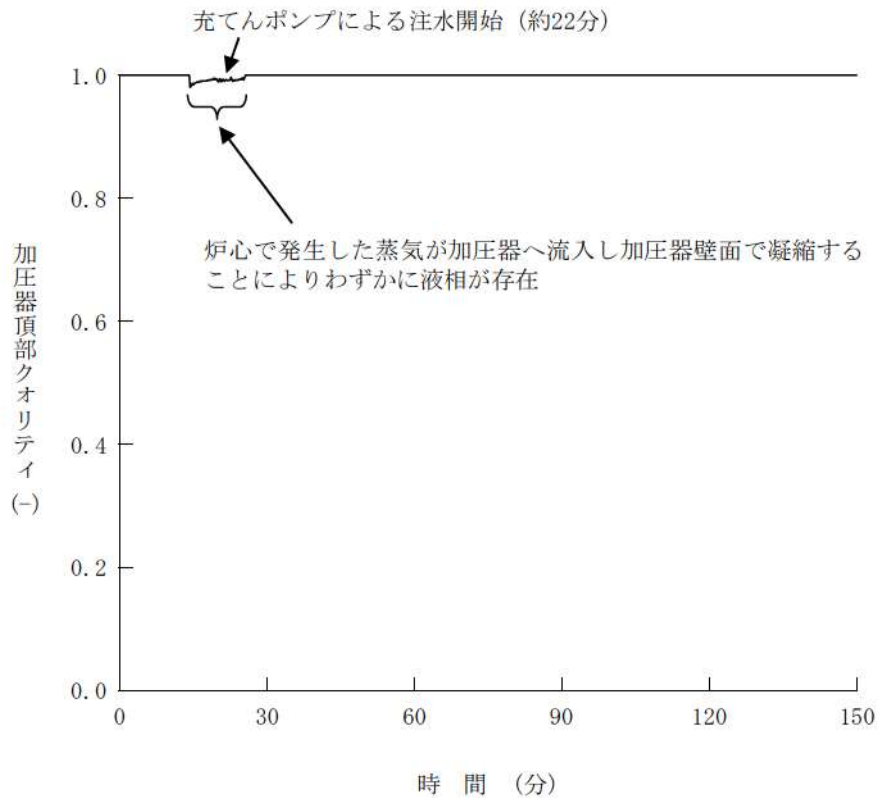


第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移

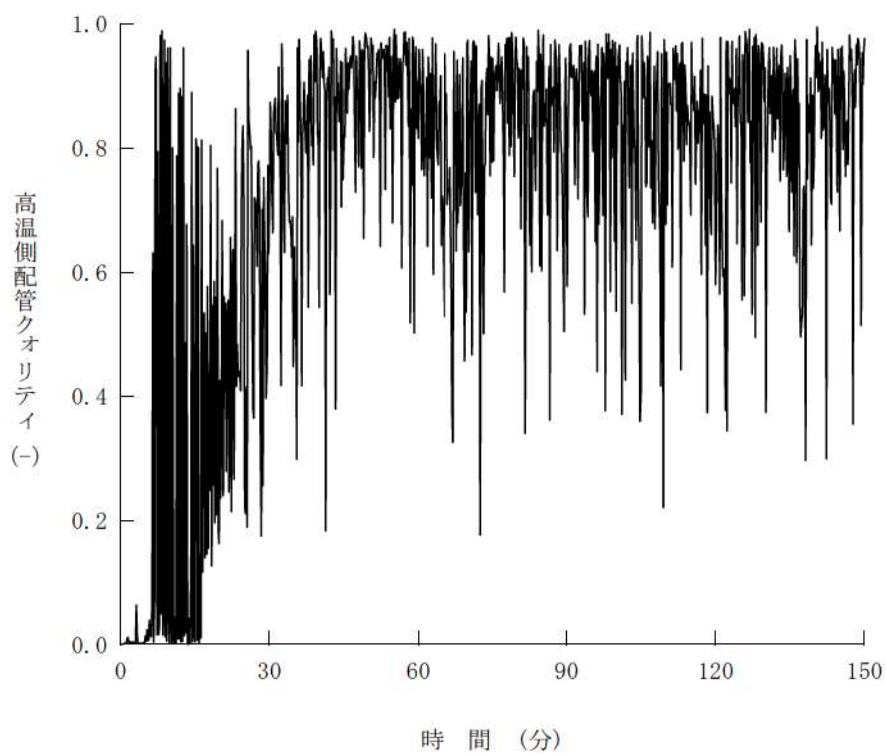




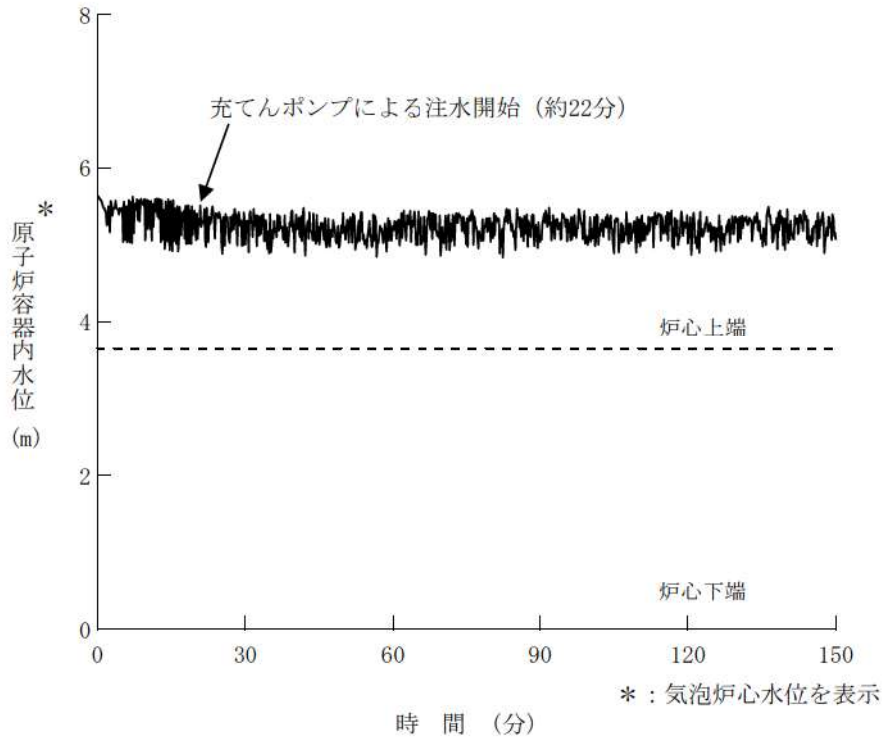
第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



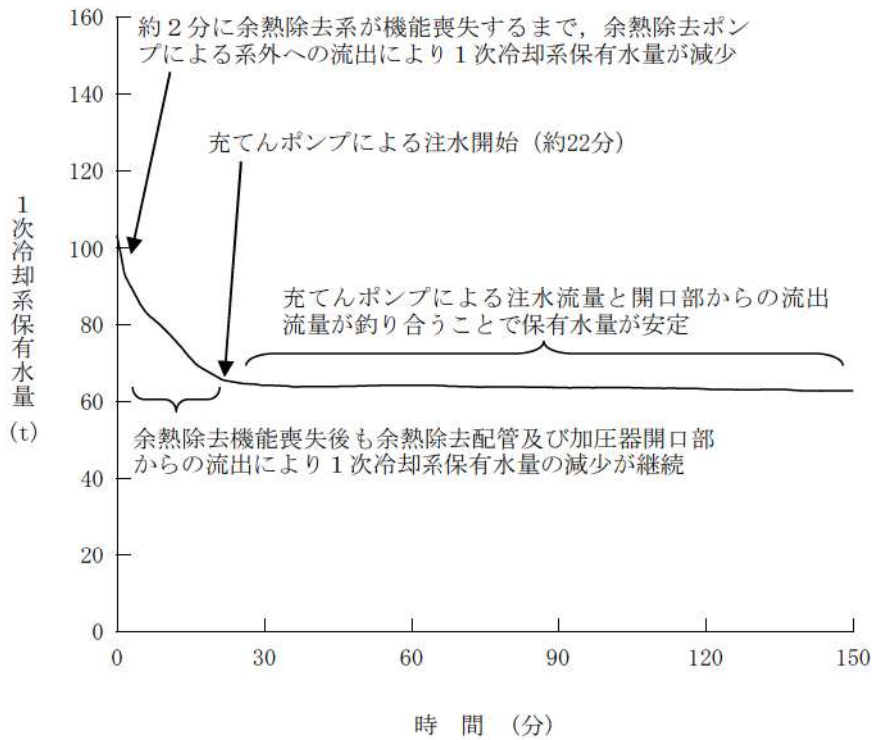
第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移



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

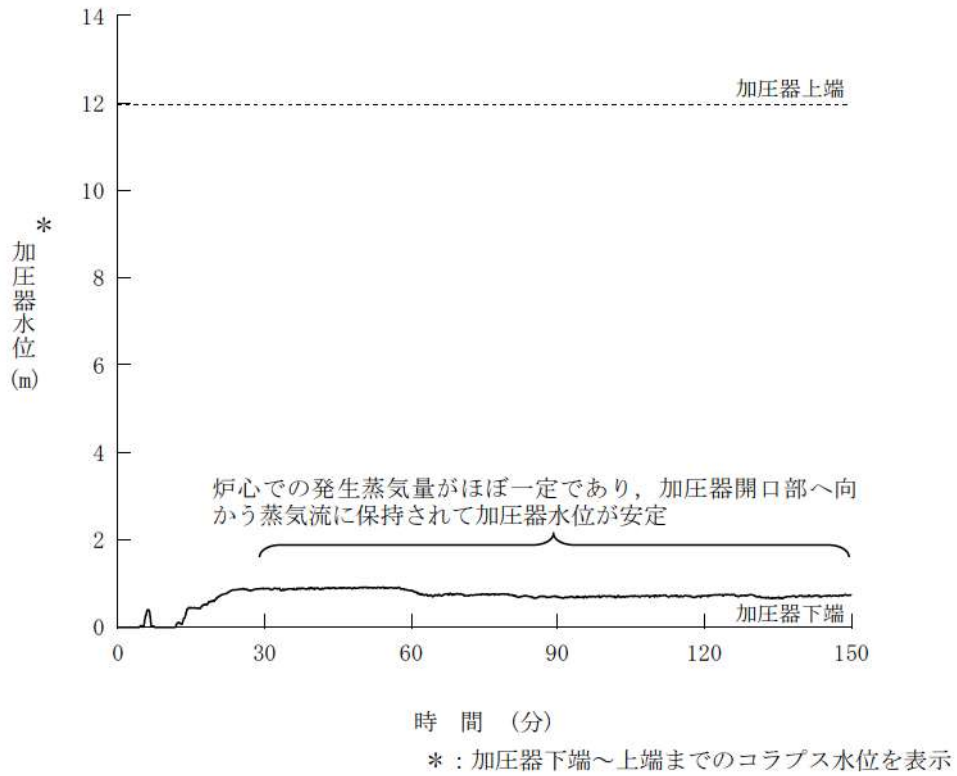


第7.4.3.9図 原子炉容器内水位の推移

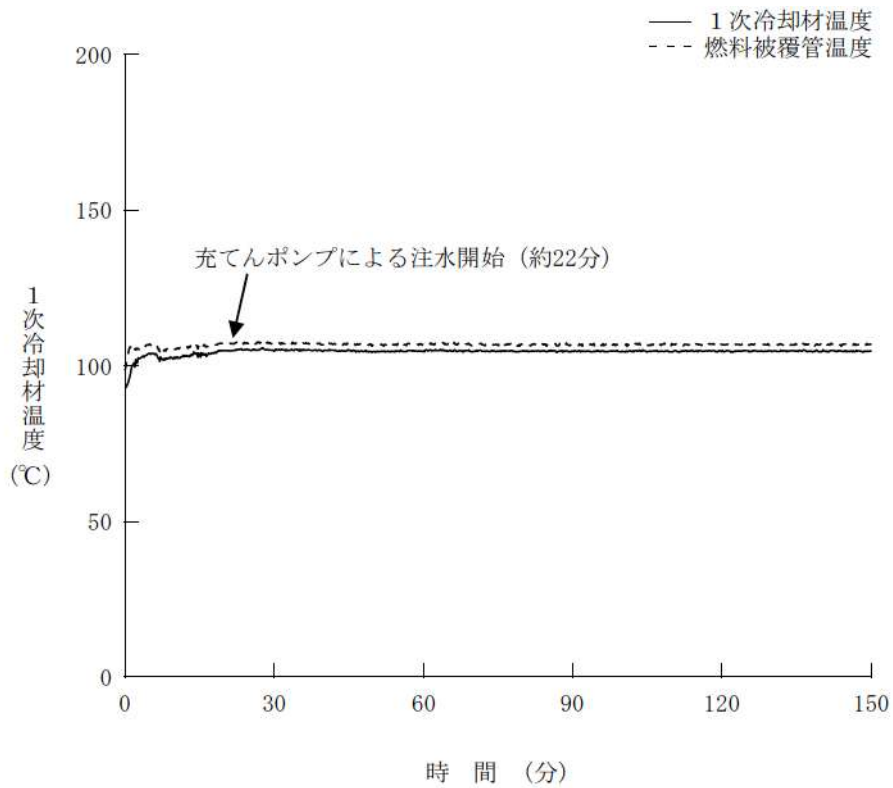


第7.4.3.10図 1次冷却系保有水量の推移

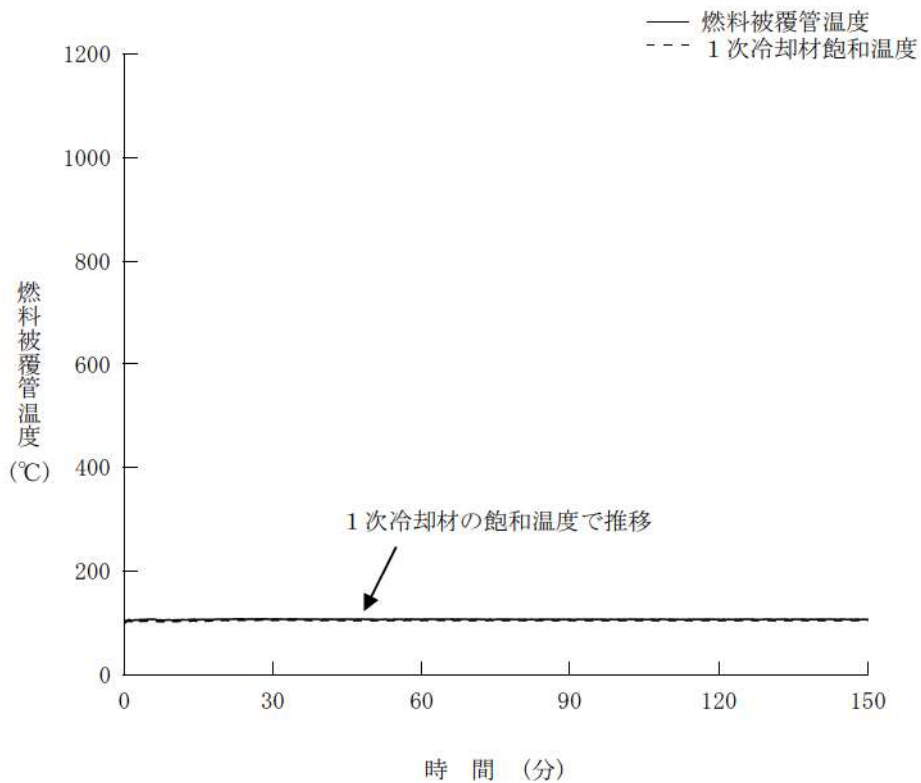




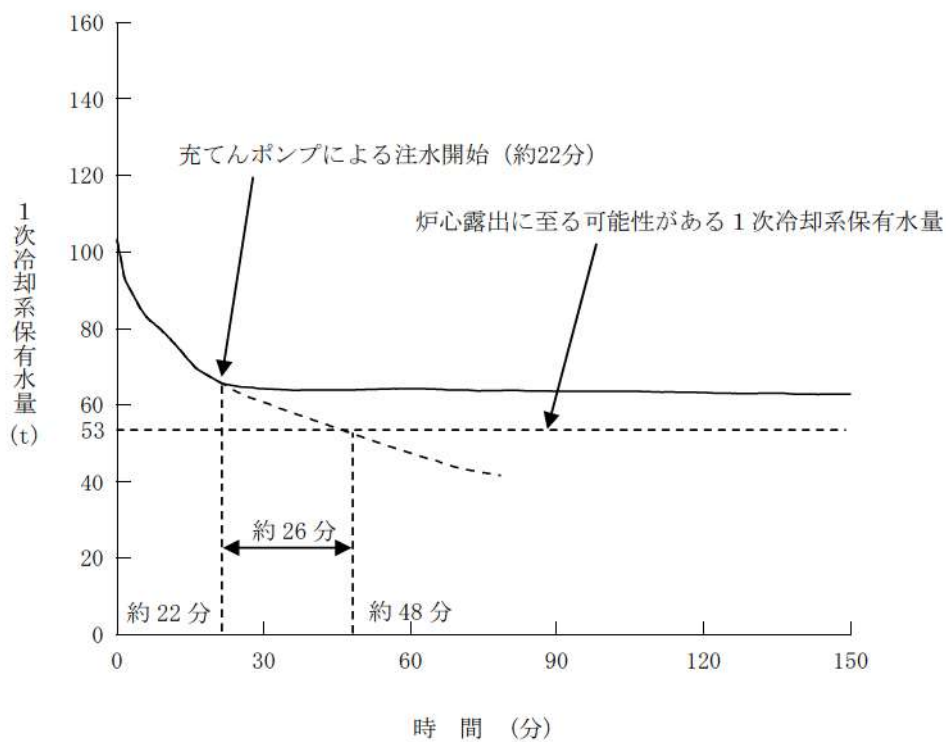
第7.4.3.11図 加圧器水位の推移



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次冷却系保有水量の推移  
(炉心注水操作開始の時間余裕確認)

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。





表1 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

系統	想定される漏えい		漏えい検知のプロセス・判定		対応操作
	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		
1 次冷却系	フロア等への流出	格納容器サンブ	・1次冷却系水位低下 ・格納容器サンブ水位 上昇	・C/Vサンブ水位上昇率高, 異常高 ・C/Vサンブ水位高	▶ 1次冷却系の現場確認, 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 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	格納容器冷却材 ドレンタンク	・格納容器冷却材ドレ ンタンク水位上昇	・C/V冷却材ドレンタンク水位高	▶ 1次冷却系から格納容器冷却材ドレンタンク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 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
化学体積制御系	フロア等への流出	【原子炉格納容器内】 C/V サンブ	・1次冷却系水位低下 ・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サンブ水位上昇率高, 異常高 ・C/Vサンブ水位高 ・充てんライン流量高 ・体積制御タンク水位低	▶ 化学体積制御系の現場確認, 漏えい箇所の特定及び隔離 (漏えい量が少ない場合) (化学体積制御系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) ▶ 冷却材補給操作 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
		【原子炉補助建屋内】 補助建屋サンブタンク	・補助建屋サンブ タンク水位上昇 ・冷却材貯蔵タンク 水位上昇	・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	▶ 化学体積制御系の現場確認, 漏えい箇所の特定及び隔離 (化学体積制御系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) ▶ 冷却材補給操作 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	冷却材貯蔵タンク	・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	・抽出ライン流量高 ・体積制御タンク水位低	▶ 化学体積制御系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	・加圧器逃がしタンク	・体積制御タンク水位低 ・加圧器逃がしタンク水位高	▶ 化学体積制御系安全弁状態の確認, 漏れ込み箇所の特定 ▶ 充てん, 抽出の停止 ▶ 冷却材補給操作
余熱除去系	フロア等への流出	【格納容器内】 格納容器サンブ	・1次冷却系水位低下 ・格納容器サンブ水位 上昇	・C/Vサンブ水位上昇率高, 異常高 ・C/Vサンブ水位高	▶ 余熱除去系の現場確認, 漏えい箇所の特定及び隔離 (漏えい量が少ない場合) (余熱除去系の漏えい部位は余熱除去流量, 抽出水流量等から判断) ▶ 運転中余熱除去系の切替え, 隔離 ▶ 冷却材補給操作 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
		【A/B内】 補助建屋サンブタンク	・補助建屋サンブ タンク水位上昇 ・余熱除去流量変化 ・抽出水流量変化 ・燃料取替用水ビット 水位上昇	・漏えい検知警報 ・余熱除去ライン流量低	▶ 余熱除去系の現場確認, 漏えい箇所の特定及び隔離 (余熱除去系の漏えい部位は余熱除去流量, 抽出水流量等から判断) ▶ 運転中余熱除去系の切替え, 隔離 ▶ 冷却材補給操作 ▶ ミッドループ運転における LOCA 対応
	他系統への漏れ込み(弁)	燃料取替用水ビット	・燃料取替用水ビット 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	・燃料取替用水ビット水位高	▶ 余熱除去系から燃料取替用水ビットへの弁状態の確認, 漏れ込み箇所の特定及び隔離 ▶ 運転中余熱除去系の切替え, 隔離 ▶ 冷却材補給操作 ▶ ミッドループ運転における 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	・加圧器逃がしタンク 水位高 ・余熱除去ライン流量低	・加圧器逃がしタンク水位高 ・余熱除去ライン流量低	▶ 余熱除去系安全弁状態の確認, 漏れ込み箇所の特定 ▶ 運転中余熱除去系の切替え, 隔離 ▶ 冷却材補給操作

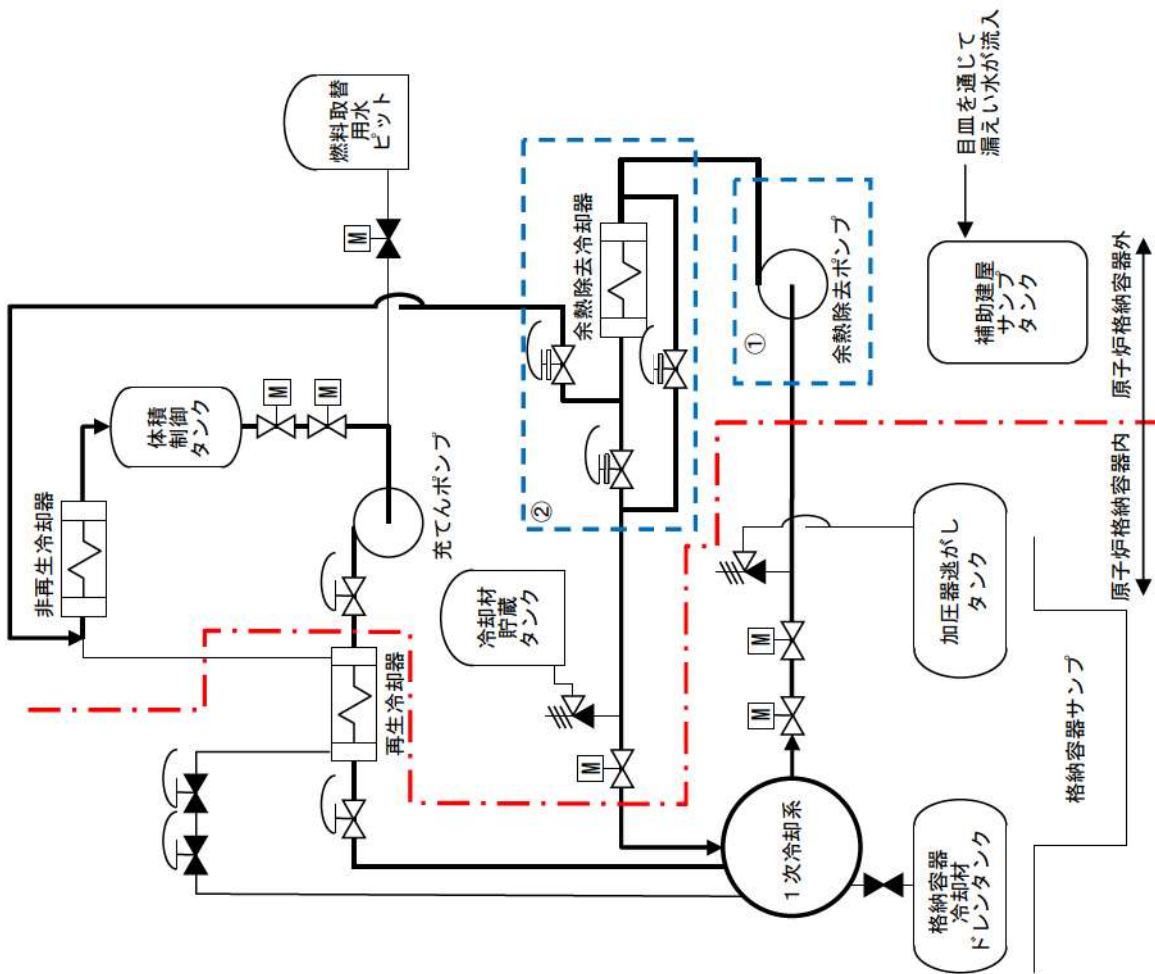


図2 ミッドループ運転中における運転系統の概要と漏水監視の範囲の概念

系統	中央制御室発信警報	
1次冷却系	C/Vサンプ水位上昇率高, 異常高	—
	C/Vサンプ水位高	—
余熱除去系	漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)	①
	漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい) 冷却器室, バルブ室から目皿を通じて ポンプ室へ流れ込むため	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)

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  
(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	余熱除去機能喪失の20分後  29m <sup>3</sup> /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次冷却材圧力 2) 1次冷却材高温側温度  3) 1次冷却材水位 4) 原子炉停止後の時間 5) 1次冷却系開口部 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) +加圧器ベント弁(1個) 400 m <sup>3</sup> /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)の上限值 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 <sup>3</sup> /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0.2m(8インチ) 口径相当(余熱除去機能喪失後)	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。

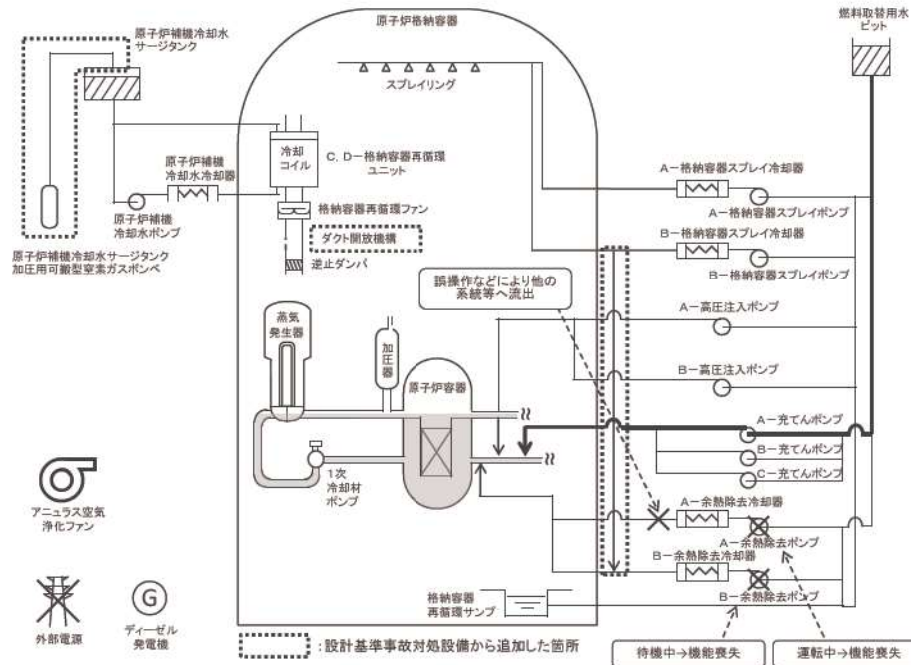


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

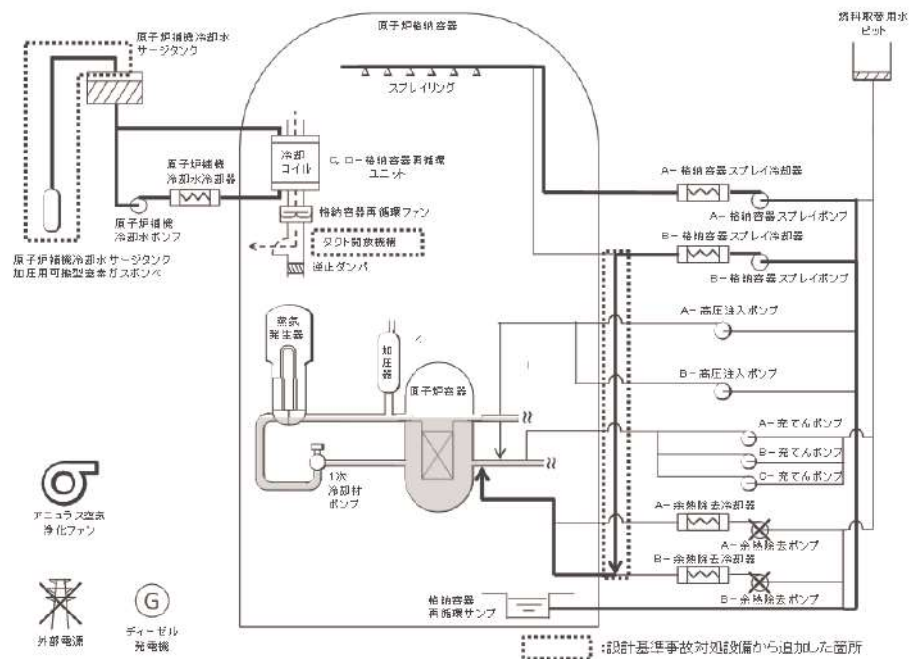


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリが喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替再循環、格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）

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)

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ルが再循環切替水位に到達した以降は速やかにB-格納容器スプレイポンプによる代替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代替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



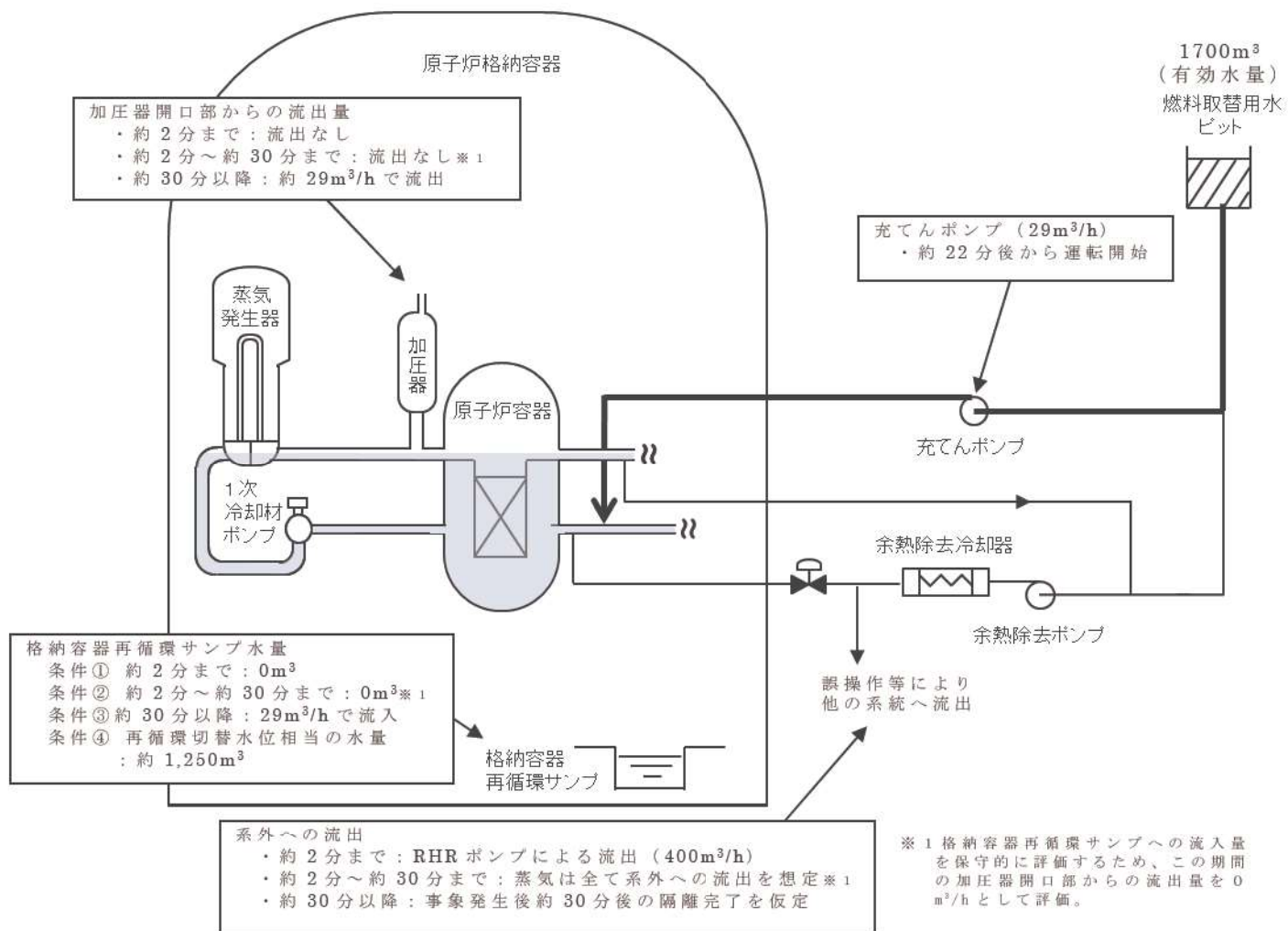


図 1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定 (ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出)

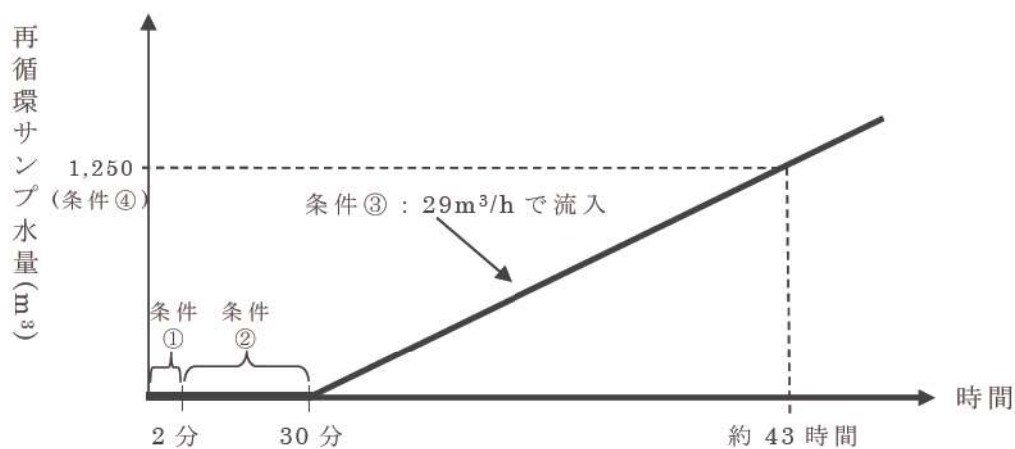


図 2 時間評価結果

## 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。

原子炉安定停止状態：事象発生後、原子炉冷却材の流出が停止し、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**

第7.4.3.10図の解析結果より、1次冷却系保有水量は事象発生の約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次冷却系保有水及び1次冷却材温度が安定する事象発生の約30分後を原子炉の安定状態とした。

1次冷却材が流出する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、B-格納容器スプレイポンプによる代替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、代替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  
(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

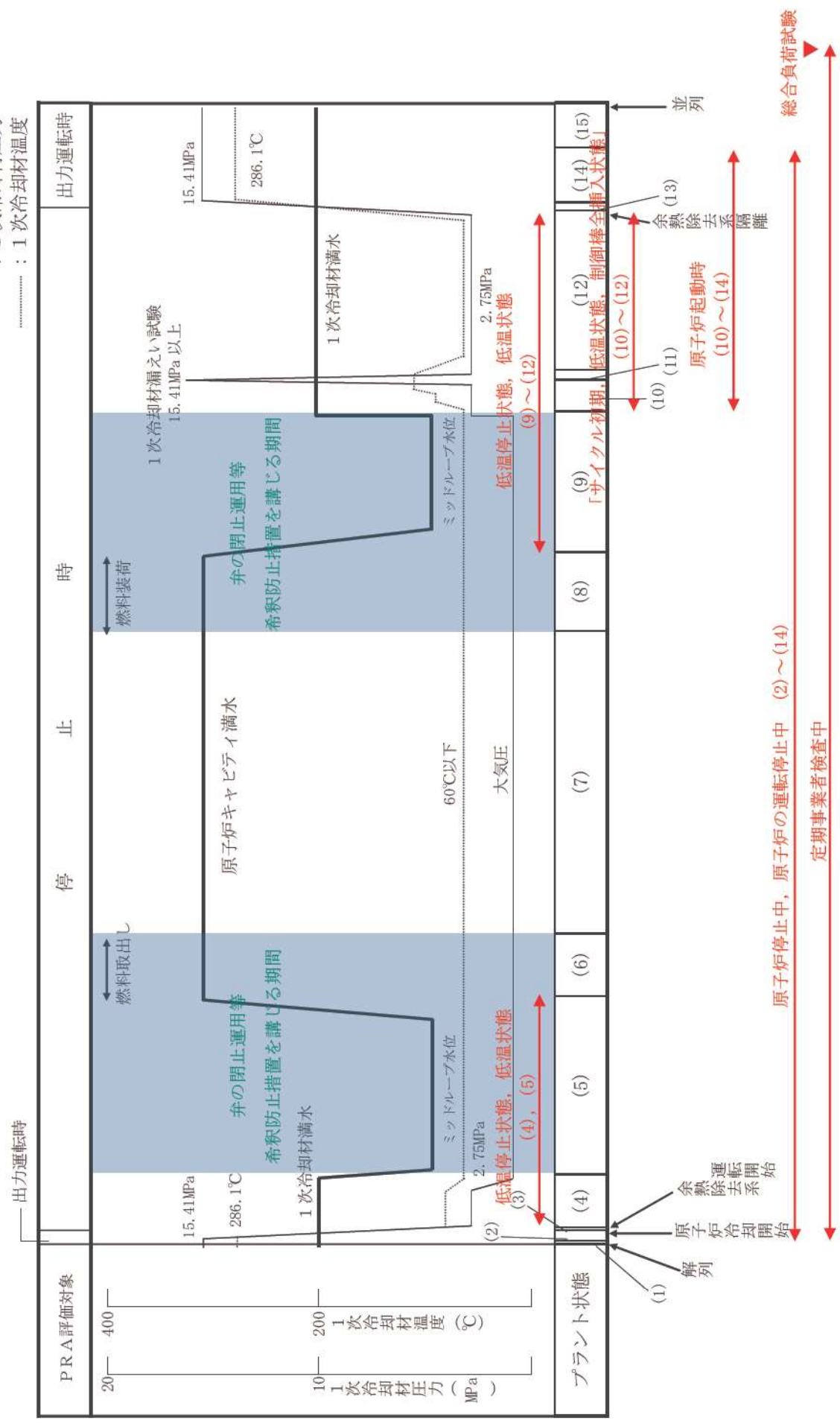


図1 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

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、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は高温状態で十分臨界未満を維持できる。
2	高温停止状態	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つたととしても、炉心露出に至ることはない。	○	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。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）	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つたととしても、炉心露出に至ることはない。	○	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であり影響は小さい。
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す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。
6	原子炉キャビテイ満水 （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（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*
燃料取出し状態		評価対象外	
7	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、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。
8	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。
9	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、プラント状態5に包絡される。	○
10	1次冷却系漏えい試験 (RHR系は隔離)	○	○
11	RHR系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	○	○
12	RHR系隔離から高温停止状態	○	○
13	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)	○	○
14	部分出力運転状態	○	○
15		○	○

※ ○：原子炉容器蓋を設置している状態 ー：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

運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合において、1次冷却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次冷却系保有水量の推移から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次冷却材の蒸発は減少するが、保守的に1次冷却系保有水量の減少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、図1に示すとおり、運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合に炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量である約53[t]になるまでには、約26分の時間余裕がある。

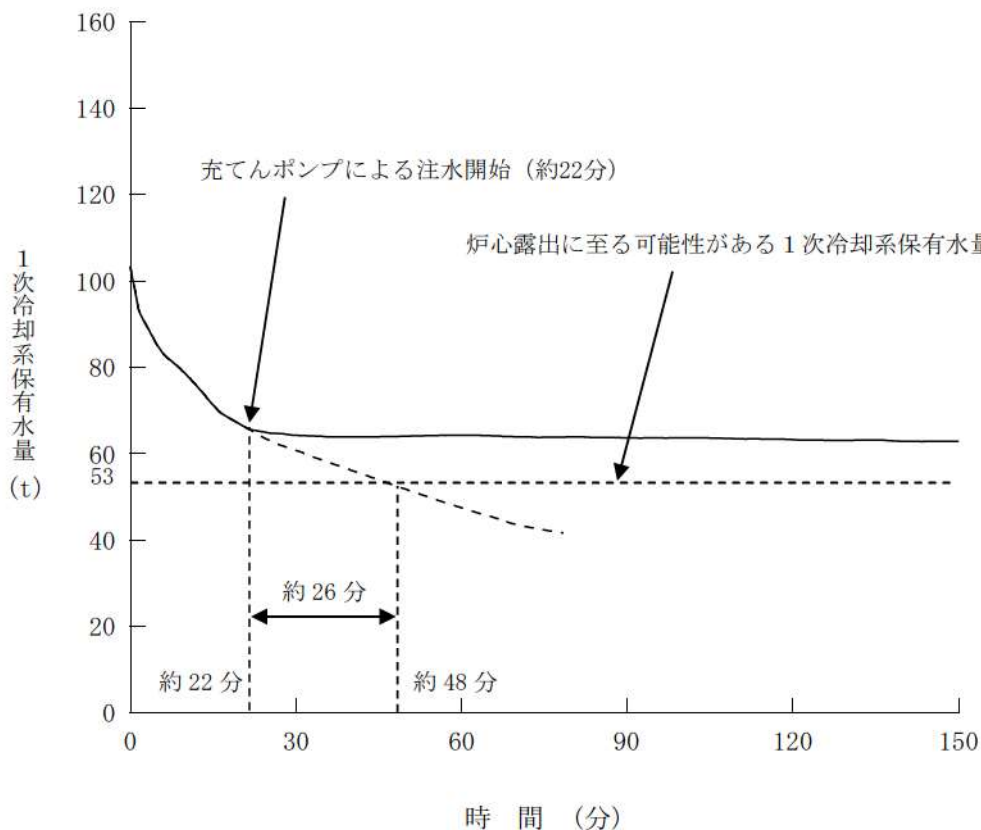


図1 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）

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/THET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/THET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くなる。
炉心	沸騰・ポイド率変化	ポイドモデル 流動様式	炉心水位：±0.4m	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、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と、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失が早くなることと、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・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、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1.2mの高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることがから、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、ほとんどの質量流量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ことを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、炉心露出による水量の減少が抑制されることにより、1次冷却系保水水量の運送が速くなることから、1次冷却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が、操作手順（1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、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、ほとんどの質量流量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ことを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて小さくなり、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と与える影響 (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と与える影響
	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 (定期事業者検査工程毎)	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとす。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了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して設定。原子炉停止後の時間が見ると炉心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。	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次冷却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次冷却水位を起する操作では遅くなく、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次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
1次冷却材圧力 (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、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次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却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次冷却系の保有熱が小さくなる。よって、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、1次冷却水位低下による余熱除去機能力喪失が、操作用手順 (1次冷却系水位低下による余熱除去機能力喪失の判断後に炉心注水操作を開始) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して1次冷却材高温側温度が低くなることで、1次冷却材の保有熱が小さくなる。よって、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
1次冷却材水位 (初期)	原子炉容器器出入口 配管中心高さ+100mm	原子炉容器器出入口 配管中心高さ+100mm	評価結果を厳しくするよう、プラントシステム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。	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ルーブリック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くなる。よって、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。	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くなる。よって、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。
燃料取替用水ピット水量	2,000m <sup>3</sup>	2,000m <sup>3</sup>	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次冷却水位を起する操作では遅くなく、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次冷却系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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を与える影響(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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	余熱除去系からの1次冷却材の流出	400m <sup>3</sup> /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統と化学体積制御系統があるが、1次冷却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次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、1次冷却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、余熱除去機能喪失に1次冷却系水位を開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に対する影響はない。	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。
		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次冷却系保有水量の減少が抑制され、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする余裕がなくなるが、操作手順(1次冷却系開始が遅くなる)による余熱除去機能喪失の判断水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間に対する影響はない。	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次冷却系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源なし	1次冷却系水位が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対する影響はない。
機器条件	充てんポンプの原子炉への注水量	29m <sup>3</sup> /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分時点における前加熱による蒸発量約28.4m <sup>3</sup> /hを上回る値として設定。		
		29m <sup>3</sup> /h			



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				
<p>操作条件</p> <p>充てんポンプ起動</p>	<p>解析上の操作開始時間</p> <p>余熱除去機能喪失の20分後 (事象発生後 約22分)</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を想定して設定。</p> <p>【他の並列操作有無】 充てんポンプによる炉心注水操作時、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ない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の中央制御盤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、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 充てんポンプによる炉心注水操作のため、中央制御盤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。</p>	<p>充てんポンプによる炉心注水操作は、充てんポンプ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次冷却系保水水量となるまで約26分の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.4.3.7)</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次冷却系保水水量と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次冷却系保水水量となるまで約26分の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.4.3.7)</p>	<p>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、充てんポンプによる炉心注水操作について所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は2分。</p> <p>想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>



燃料、電源負荷評価結果について  
(原子炉冷却材の流出)

## 1. 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原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故】

事象：ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷 (100%出力) 時の燃料消費量)  $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各1台の計2台) 起動 (緊急時対策所用発電機 100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 (約540kL) 及び燃料タンク (SA) (約50kL) の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$$

V : 軽油必要容量 (kL)	
N : 発電機定格出力 (kW) = 5,600	
H : 運転時間 (h) = 168 (7日間)	
γ : 燃料油の密度 (kg/kL) = 825	
c : 燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	

## 2. 電源に関する評価

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原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故】

事象：外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

評価結果：本重要事故シーケンスでは余熱除去機能喪失を仮定し、重大事故等対策として高圧注入ポンプを使用せず充てんポンプを使用することから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、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。

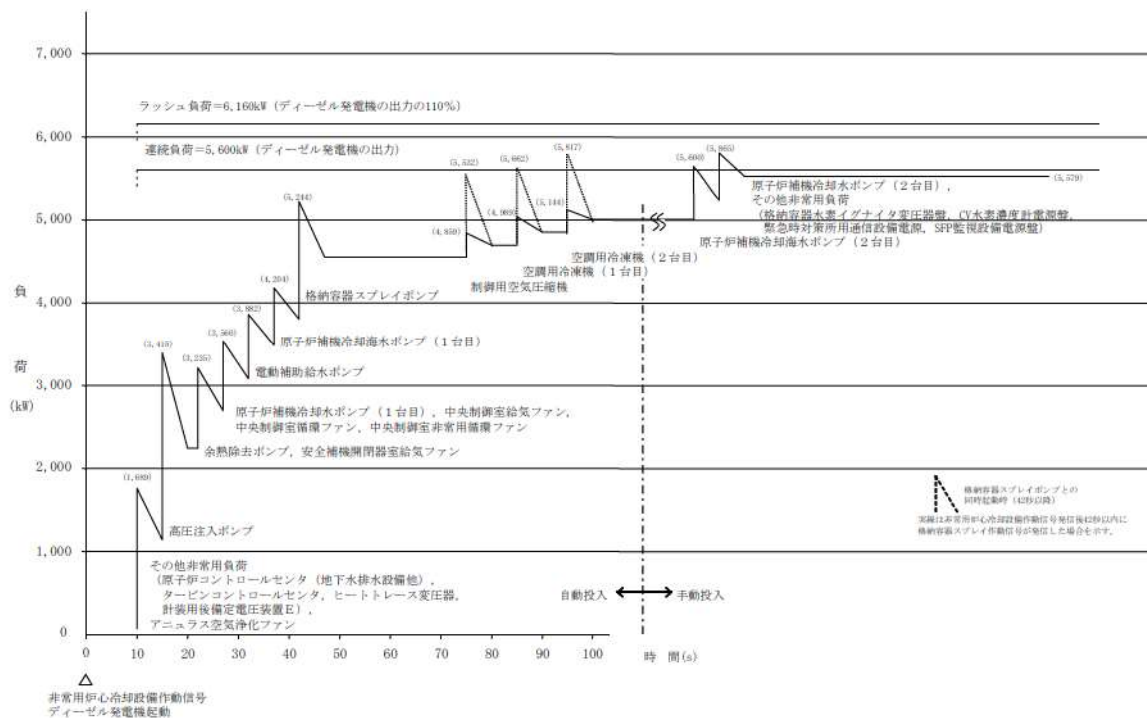


図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線※1、2

※1 A, B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載

※2 本重要事故シーケンスの炉心損傷防止対策で使用する充てんポンプの負荷は、高圧注入ポンプの負荷よりも小さい

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE744 r.11.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.4.4 反応度の誤投入

令和5年12月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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
    - 7.4.4 反応度の誤投入

## 添付資料 目次

- 添付資料7.4.4.1 RCS ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度誤投入の懸念について
- 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評価条件について（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）
- 添付資料7.4.4.11 燃料、電源負荷評価結果について（反応度の誤投入）

#### 7.4.4 反応度の誤投入

##### 7.4.4.1 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「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入事故」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「反応度の誤投入」では，原子炉の運転停止中に，化学体積制御系の弁の誤動作等により，1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。このため，1次冷却材中のほう素濃度が低下することから，緩和措置がとられない場合には，反応度が添加されることで，原子炉は臨界に達し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により，原子炉出力が上昇することによって，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，原子炉停止機能に対する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，純水注水を停止し，反応度の添加を停止するとともに，1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保し，燃料損傷の防止を図る。

###### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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、初期の対策として化学体積制御系弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水注水を停止する。また、安定状態に向けた対策として充てんポンプにより1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.4.1図に、手順の概要を第7.4.4.2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7.4.4.1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、重大事故等対策に必要な要員は、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8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2名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所へ通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.4.4.3図に示す。

#### a. 反応度の誤投入の判断

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。

なお、停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。



b. 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)

c. 希釈停止操作

1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉操作により、純水流量積算の動作停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。

ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の維持確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。

また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。

未臨界状態の維持を確認するために必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

#### 7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

##### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した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、定期事業者検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号がリセットされることにより希釈水弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、1次冷却系に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。

(添付資料7.4.4.1)

また、原子炉停止中において、1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間については、1次冷却系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次冷却系の希釈を防止する措置を講じ設備及び手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希



積停止操作を実施するための時間余裕を評価する。

(添付資料7.4.4.2)

また、評価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評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料7.4.4.4)

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次冷却材の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた220m<sup>3</sup>とする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限值である3,200ppmとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のぼらつき等を考慮しても



余裕のある値として、1,950ppmとする。

(添付資料7.4.4.5)

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1次冷却系への純水注水最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約74m<sup>3</sup>/h）に余裕を持たせた値である81.8m<sup>3</sup>/hとする。

(b) 外部電源

1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源は使用できるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値

警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(添付資料7.4.4.6)

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) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。

### (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7.4.4.2図に示す。

#### a. 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約64分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の10分後の約74分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

(添付資料7.4.4.7, 7.4.4.3)

#### b. 評価項目等

第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約64分要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作の実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持することができる。

なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である



1,950ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度3,200ppmまで濃縮するのに要する時間は約1.0時間である。

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。

(添付資料7.4.4.8, 7.4.4.9)

#### 7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止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、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。

##### (1) 評価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7.4.4.2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、評価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1次冷却系純水注水流量及び臨界ほう素濃度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

事故条件の1次冷却系純水注水流量を最確条件とした場合、



評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなるが、操作手順（「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の臨界ほう素濃度を最確条件とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなるため、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなるが、操作手順（「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施）に変わりはないことから、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

事故条件の1次冷却系純水注水流量を最確条件とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

初期条件の臨界ほう素濃度を最確条件とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界

ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### 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

操作条件の希釈停止操作は、評価上の操作開始時間として「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から10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、実態の操作開始時間は評価上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、評価条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、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

操作条件の希釈停止の操作開始時間については、運転員等操作時間に与える影響として、評価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、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなる



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、1次冷却系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

なお、「7.4.4.3(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始し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ない。

## (2) 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。

操作条件の希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで約5分の時間余裕がある。

なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔の変化により1次冷却系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。

## (3) まとめ



評価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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、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7.4.4.10)

#### 7.4.4.4 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「反応度の誤投入」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり8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36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「反応度の誤投入」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

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

###### b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

#### c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

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。

（添付資料7.4.4.11）

#### 7.4.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注



水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、原子炉が臨界に達し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「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により1次冷却材を濃縮する対策を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により未臨界を維持することが可能である。

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。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間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、希釈停止操作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「反応度の誤投入」に対して有効である。

第7.4.4.1表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

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. 反応度の誤投入の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。</li> <li>停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。</li> </ul>	—	—	中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*
b. 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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	—	—	—
c. 希釈停止操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉操作により、純水流量積算の動作停止を確認する。</li> </ul>	—	—	—
d. ほう酸濃縮操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。</li> </ul>	ほう酸タンク* ほう酸ポンプ* 充てんポンプ* 緊急ほう酸注入弁*	—	ほう酸タンク水位* 中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*
e. 未臨界状態の維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。</li> <li>ほう酸濃縮についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう酸濃度以上に戻っていることを確認する。</li> </ul>	—	—	中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*

\*：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

第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件  
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故) (1/2)

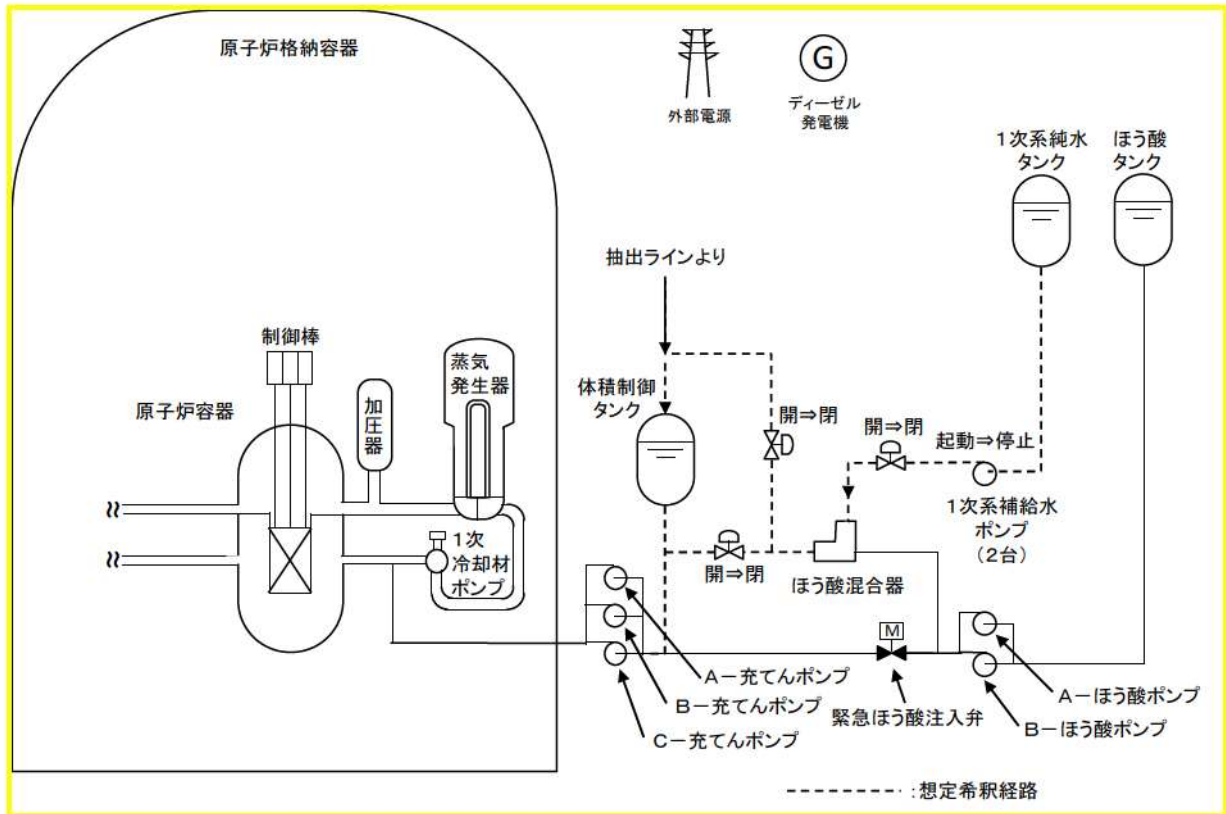
項目		主要評価条件		条件設定の考え方
制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。		
1次冷却材の有効体積	220m <sup>3</sup>	1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次冷却材の有効体積を厳しい値として設定。		
初期ほう素濃度	3,200ppm (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされておき、同ピットのほう素濃度の設計値の下限値を厳しい値として設定。		
臨界ほう素濃度	1,950ppm*	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。		
起因事象	1次冷却系への純水注水	81.8m <sup>3</sup> /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約74m <sup>3</sup> /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次冷却系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が增加することから厳しい設定。	
事故条件				

※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値(約1,517ppm)に、取替炉心による変動分(300ppm)を核的不確定性(100ppm)を考慮した値

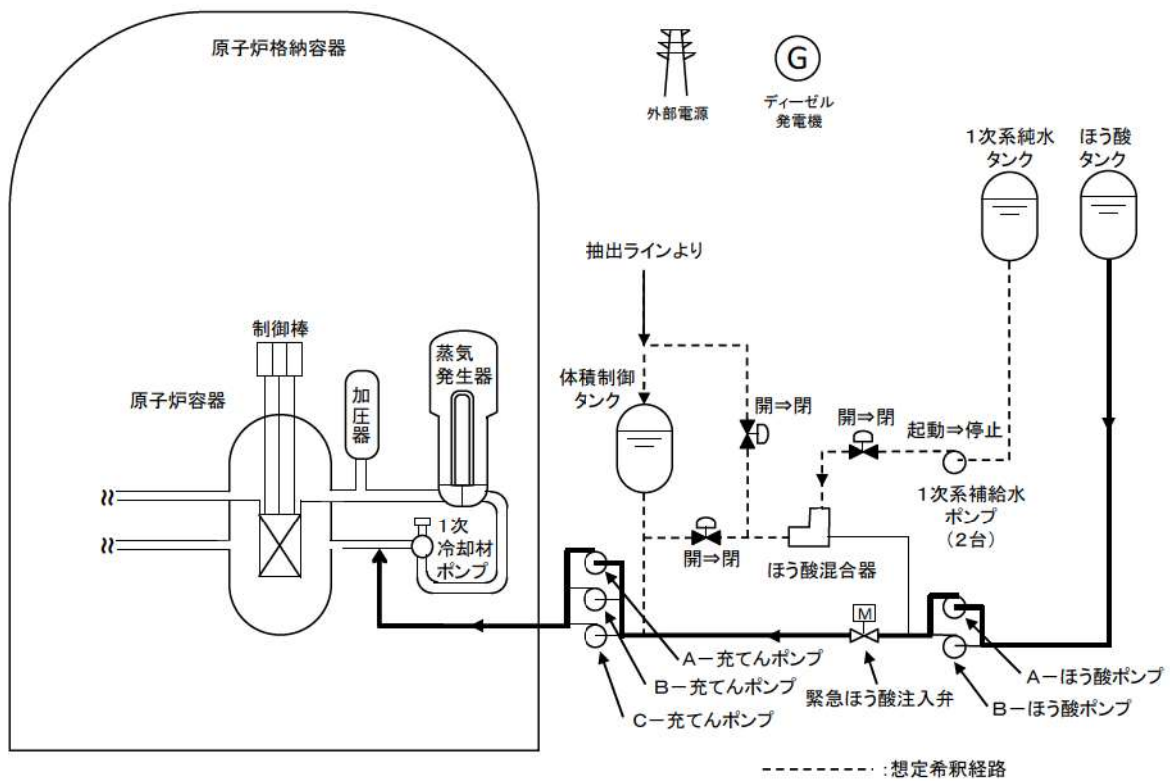


第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件  
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故) (2/2)

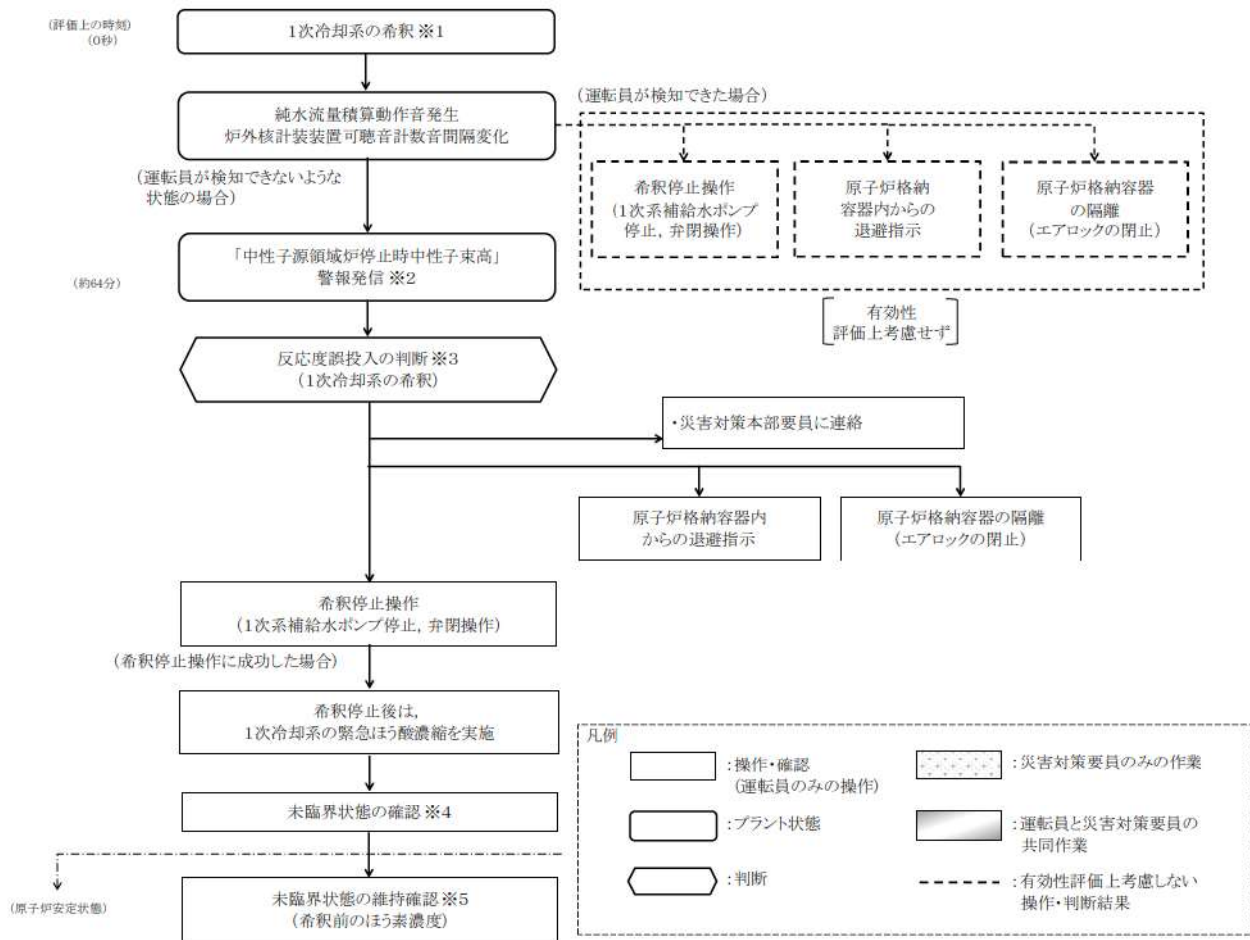
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事を想定するため、外部電源はある場合を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	この警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード (10 <sup>0.5</sup> ≒約3.2倍) 上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード (10 <sup>0.8</sup> ≒約6.3倍) 上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から 10分後 + 希釈停止操作時間 (1分)	運転員等操作時間として、事象の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）  
（希釈停止操作）



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）  
（ほう酸注入）



- ※1 1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間は、1次冷却系へ純水を補給する系統の手动弁を閉止運用する等の措置を講じるため、1次冷却系が希釈される事象は発生しない。このため臨界到達までの時間余裕が厳しい原子炉起動時において、ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤動作等により炉心へ純水が流入する事象を想定する。
- ※2 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信により運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作に移行する。
- ※3 反応度誤投入の判断は以下で行う。  
1次系純水補給ライン流量動作, 純水流量積算動作, 炉外核計装装置可聴音計数音間隔, 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報, 中性子源領域中性子束レベル上昇, 中性子源領域起動率が正側を指示
- ※4 未臨界状態の確認は以下で行う。  
中性子源領域中性子束レベル低下, 中性子源領域起動率が負側を指示
- ※5 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示, 炉外核計装装置可聴音計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。また、ほう素濃度が希釈前のほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。

第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要  
(「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)



作業項目	必要な要員と作業項目				駐留時間(分)	備考																
	責任者	補佐	通称連絡等	必要な要員・必要人員数																		
状況判断	2人 A,B	-	-	中央監視 運転操作指揮 毎班1名(当班)本部連絡 1人	10分	警報発出前であっても、緊急設備 類への異常発生を確認した場合は、速 速に対応動作を実施する。																
	1人 A	1人 B	1人 C	中央監視 運転操作指揮 1人 中央制御室連絡 運転操作本部要員 4人 運転操作本部要員 4人 運転操作本部要員 4人 実務対策要員																		
格納容器隔離	-	1人 B	-	1人 B	30分																	
冷却停止操作	1人 A	-	-	1人 A	10分																	
緊急止電機設備操作	1人 A	-	-	1人 A	5分																	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	-	2人 A,B	10分																	
<p>【注】は他作業兼務移動しての要員          ・班員間連絡設備類による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に追加、上記要員以外の実務対策要員も併用を行う。</p> <table border="1"> <tr> <td>運転員</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>実務対策要員</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>実務対策要員(支援)</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>実務対策本部要員</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>実務対策本部要員</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>16</td> </tr> </table> <p>重大事故等対策的に必要な要員数</p> <table border="1"> <tr> <td>初期体制の要員数</td> <td>38</td> </tr> <tr> <td>(運転員6名、実務対策要員11名、実務対策要員(支援)15名、実務対策本部要員4名の合計数)</td> <td></td> </tr> </table>							運転員	4	実務対策要員	0	実務対策要員(支援)	0	実務対策本部要員	4	実務対策本部要員	8	合計	16	初期体制の要員数	38	(運転員6名、実務対策要員11名、実務対策要員(支援)15名、実務対策本部要員4名の合計数)	
運転員	4																					
実務対策要員	0																					
実務対策要員(支援)	0																					
実務対策本部要員	4																					
実務対策本部要員	8																					
合計	16																					
初期体制の要員数	38																					
(運転員6名、実務対策要員11名、実務対策要員(支援)15名、実務対策本部要員4名の合計数)																						

第7.4.4.3図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間  
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)

初期ほう素濃度  $C_{B0}$  からほう素濃度  $C$  に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left[ \begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次冷却材の有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right]$$

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生約64分後
臨 界	警報発信約16分後



第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

## RCSほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度誤投入の懸念について

背景：PWRプラントにおいて、プラント起動時におけるほう素濃度の希釈をしている際に外部電源喪失が発生した場合、ディーゼル発電機の起動により希釈に必要な補機が再起動しRCS内に純水塊が形成され、その後1次冷却材ポンプを再起動すると炉心に純水塊が送り込まれ、反応度誤投入によって燃料の損傷を引き起こすことが懸念される。

以上に対する泊3号炉の発生防止対策については以下のとおり。

### ○設備面の状況について

ほう素濃度希釈時に外部電源喪失が発生した場合、希釈信号がリセットされ希釈ライン弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、RCS内に希釈水が流入することはない。

希釈信号は非常用母線の低電圧信号によりリセットされる。

1次系補給水ポンプは、安全系交流電源から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路がリセットされることから、受電後の再起動はない。

### ○手順書の状況について

運転要領 緊急処置編「外部電源喪失」には以下の記述を行うこととしており、手順書上も問題ない。

- ・全体の注意事項(3. 注意事項)に次の記載を行う。  
RCS希釈操作中に電源が喪失した場合は、希釈が自動停止となっていることを確認する。
  - (1) 非常用母線の低電圧信号により、希釈信号がリセットされ、自動停止する。
  - (2) 希釈が継続された場合には、1次冷却材ポンプ停止中であり、十分なミキシングが行われず純水塊が発生し、1次冷却材ポンプ再起動時に反応度事故の可能性が生じる。
- ・また、ユニットトリップ後の対応操作として次の記載がある。  
原子炉補給水モード選択を「自動」にする。



## 反応度の誤投入の事象想定について

有効性評価においては、「反応度の誤投入」事象として、運転停止中において化学体積制御系統の弁の誤作動等によって、原子炉起動時（低温状態）において1次冷却材中のほう素の異常な希釈が生じ、反応度が投入されるシナリオを想定した評価を行っている。

評価においては、以下のとおり、運転操作を考慮した上で評価対象時期を選定している。

すなわち、原子炉停止後の RCS 水抜きから燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から RCS 水張りが完了し、原子炉起動前の低温停止状態に至るまでの期間は、弁の誤操作や誤作動によって RCS への純水注入による希釈が生じないように中央制御室操作器及び現場手動弁に隔離（中央制御室操作器への操作禁止表示、現場手動弁への操作禁止表示）を行うとともに、手動弁には施錠を実施する。このため、これらの期間については希釈事象が発生することはないと、評価対象期間は、加圧器満水状態以降の期間に限定される。

以上を踏まえ、以下の a.～d.を考慮した条件において評価を行っている。なお、RCS 通常水位の場合は、停止バンク引き抜き状態となり、全挿入状態よりも臨界ほう素濃度が高くなるが、1次冷却材圧力が高いことから希釈流量が小さく、また、制御棒を落下させることにより制御棒挿入状態と同様となる。これを踏まえ、希釈流量が大きい RCS の昇圧操作開始前の加圧器満水状態（制御棒全挿入）に対して仮想的に通常水位を想定した評価としている。

## a. 臨界ほう素濃度

燃料取出前（サイクル末期）と燃料装荷後（サイクル初期）の炉心の臨界ほう素濃度を比較した場合、燃料装荷後の方が高い。

また、原子炉起動時の低温状態における臨界ほう素濃度は、高温時における臨界ほう素濃度よりも高いため、ほう素の異常な希釈が生じた場合、臨界到達までの時間が短くなることから低温状態（1次冷却材温度を 20℃として評価）で評価している。

## b. 制御棒位置

原子炉起動時の低温状態における制御棒状態として、制御棒引き抜き状態においてほう素の異常な希釈が生じた場合は、希釈停止及びほう酸濃縮操作に加えて制御棒の落下により負の反応度を添加する手段があるが、制御棒の全挿入状態で事象発生した場合は、制御棒による負の反応度添加が期待できないことから、制御棒全挿入状態の期間を選定している。

## c. RCS 水位

1次冷却系保有水量が少ない方が、ほう素の異常な希釈が生じてから臨界ほう素濃度に到達するまでの時間が短くなり厳しい評価結果となる。

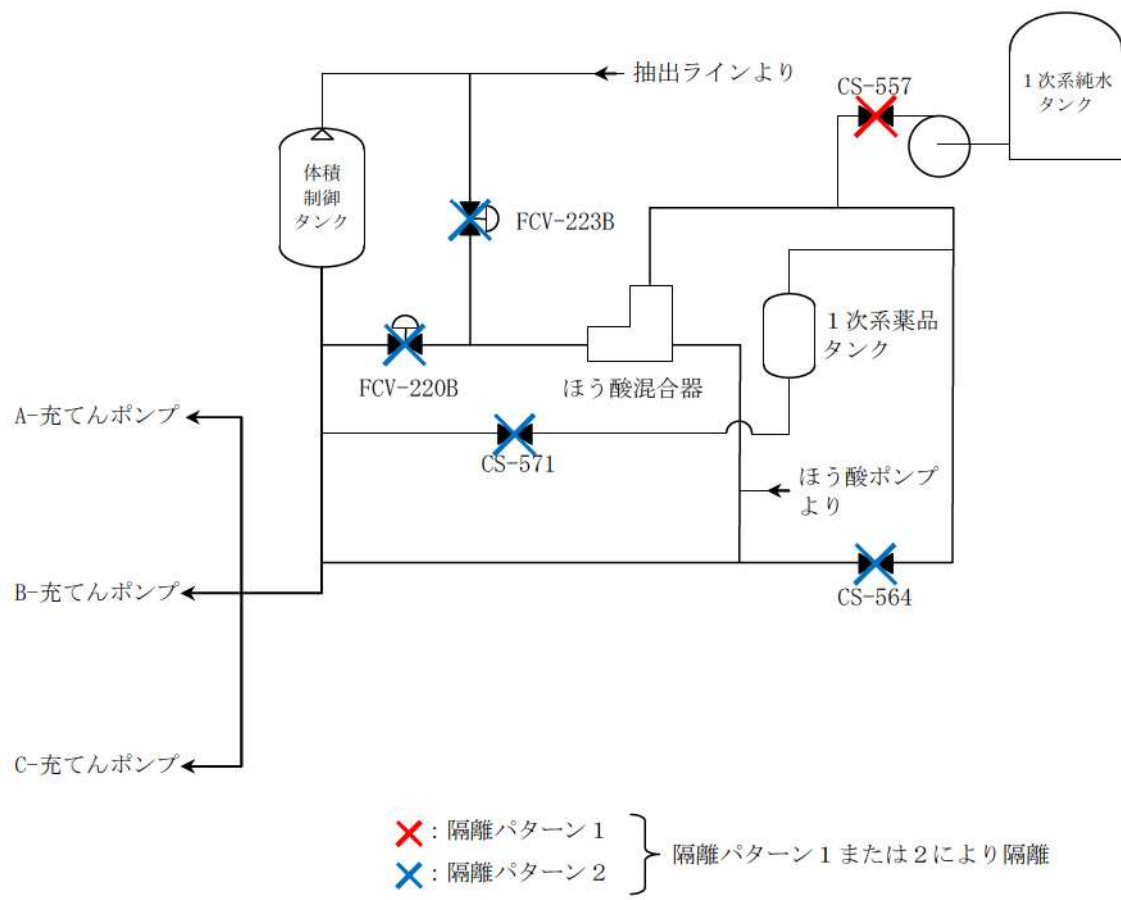
a.及びb.の観点から、評価対象時期は、RCS水張り完了、加圧器水位満水以降の期間となることから、この期間での保有水量を考慮し、保守的に通常水位を想定した評価としている。加圧器満水時とRCS通常水位時について比較した結果について別紙に示す。

d. 1次冷却材圧力

1次冷却材圧力が低い方が、純水の希釈流量が多い、すなわち、希釈速度が大きくなる。加圧器満水又はRCS通常水位の期間において最も圧力が低い状態は、加圧器満水時における大気圧状態であり、この時の純水の希釈流量81.8m<sup>3</sup>/hを想定した評価としている。

一方、その後の起動運転に伴う昇圧操作によって希釈流量は低下傾向となり、RCS通常水位における圧力15.41MPa[gage]において希釈流量は56.8 m<sup>3</sup>/hまで低下する。

以 上



別図:燃料取出前と燃料装荷後における意図しない希釈防止の対応



### 加圧器満水時と RCS 通常水位時の比較について

#### (1) 原子炉起動時のプラント運転操作について

原子炉起動時のプラント運転操作としては、加圧器満水時（制御棒全挿入状態）から 1 次冷却系を 2.75MPa[gage]まで昇圧した後に停止バンクを引き抜き、その後昇温・昇圧を行いながら RCS 通常水位へと移行する。

#### (2) 1 次冷却材圧力の違いによる希釈進展の違い

RCS 圧力によって希釈流量に影響があることから、加圧器満水状態から RCS 通常水位状態に移行する際の圧力状態と希釈流量を表 1 に示す。

RCS 通常水位における圧力は 15.41MPa[gage]であり、この状態で希釈が起こったとしても希釈流量は 56.8m<sup>3</sup>/h であり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界到達までの時間は約 29 分となり、制御棒全挿入状態における評価値（約 16 分）より長い結果となる。

このため、評価対象とするプラント状態は、1 次冷却系が加圧器満水で大気圧状態のプラント状態を選定している。

#### (3) 停止バンク引き抜き状態における希釈事象について

実際の定期事業者検査工程としては、停止バンク引き抜き後に短時間で昇温・昇圧操作を開始し、RCS 通常水位まで移行させるが、この期間は、一連の運転操作で行われるものであり、プラント状態が大きく変化するため、常に運転員による監視状態にあることから、この期間における意図しない希釈事象は発生する可能性は非常に低い。

また、仮に発生したとしても、純水流量積算の動作音や中性子束の増加による炉外核計測装置可聴計数率ユニットの可聴音の計数音間隔が短くなることから、中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信する前でも炉心状態の変化に気付くため、速やかに希釈停止操作や停止バンクの挿入操作により対処可能である。

停止バンク全引き抜き状態における希釈事象発生を想定した事象進展を図 1 に示す。

停止バンク挿入後の臨界ほう素濃度は、停止バンク全挿入での想定と同じ臨界ほう素濃度となるため、事象初期の状態として制御棒引き抜き状態を想定したとしても、停止バンクの挿入後は、制御棒全挿入状態を事象初期の状態とした場合と同じ事象進展となり、停止バンク挿入後も希釈が継続すると仮定した場合の臨界到達までの時間は、図 1 のとおり、今回の有効性評価に比して大きくなることがわかる。

以 上

表1 加圧器満水状態から RCS 通常水位状態への移行

運転状態	加圧器満水	→ 水位低下 →	RCS通常水位
1次冷却材圧力	大気圧	→ 昇圧 →	15.41MPa[gage]
希釈流量	81.8m <sup>3</sup> /h	→ RCS圧力に従い流量低下 →	56.8m <sup>3</sup> /h
停止バンク位置	全挿入	全引き抜き	
時間余裕	約16分	—	約29分

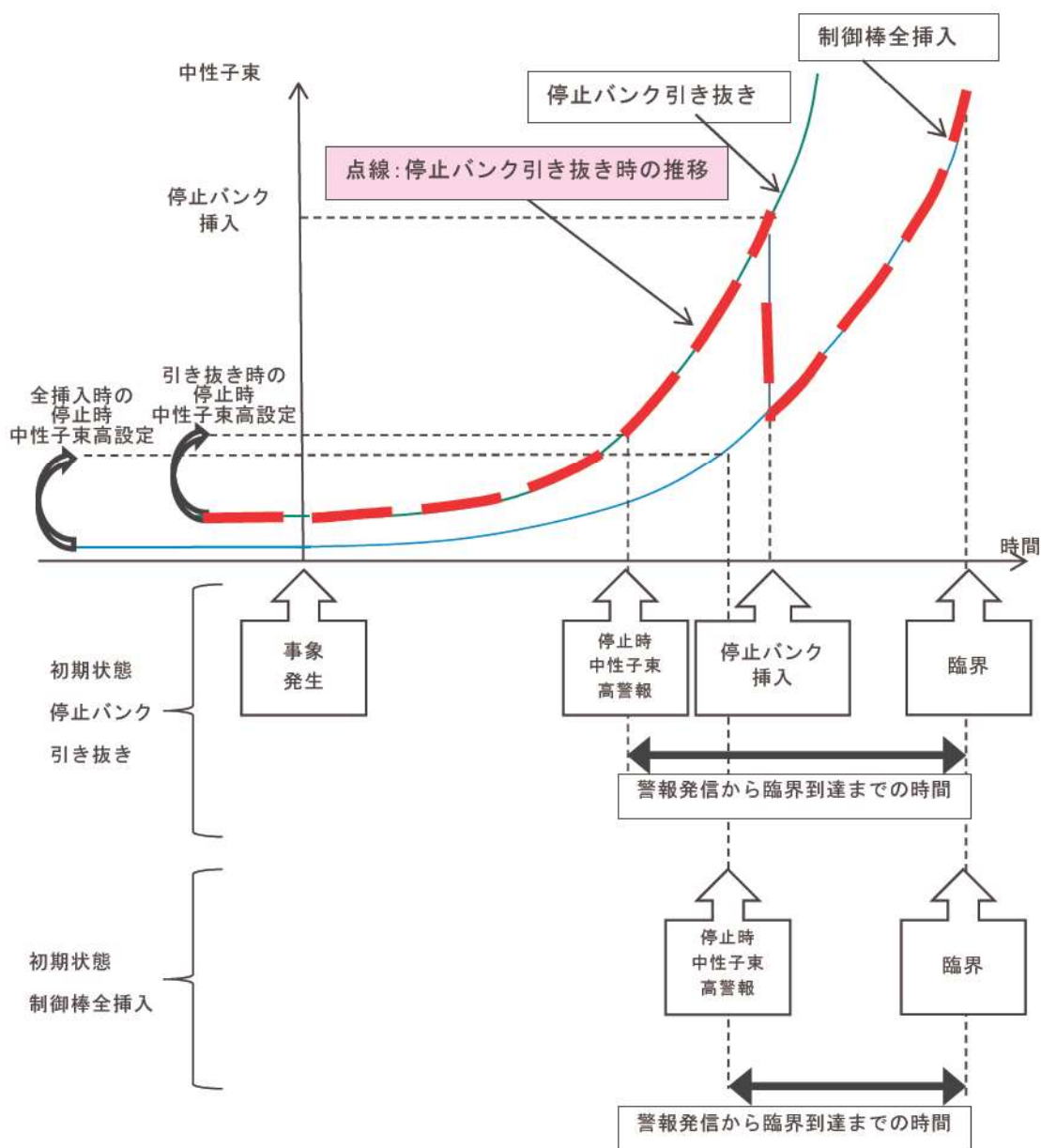


図1 反応度の誤投入の事象進展における制御棒状態による違い

## 反応度の誤投入における時間評価について

## 1. 時間評価方法

希釈計算の基礎式については以下のとおり導出し、得られた基礎式に基づき a.、b. のとおり、事象発生～臨界、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信～臨界までの時間を評価した。

ほう酸水の流入・流出について以下のように想定する。



## ① ほう素の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V C) = \rho_{in} Q C_{in} - \rho Q C \quad \dots (1)$$

## ② 質量の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V) = \rho_{in} Q - \rho Q \quad \dots (2)$$

(1)、(2)式よりほう素濃度の時間変化は

$$\frac{dC}{dt} = \frac{Q}{V} \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho} (C_{in} - C) \quad \dots (3)$$

(3)式より初期ほう素濃度  $C_{B0}$  からほう素濃度  $C$  に至るまでの時間は以下となる。

$$t = \frac{V}{Q} \cdot \frac{\rho}{\rho_{in}} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$\rho_{in}$  : 補給水密度

$\rho$  : 1次冷却材密度

$C_{B0}$  : 初期ほう素密度

$C$  : 希釈後ほう素密度

## a. 事象発生から臨界到達までの時間評価

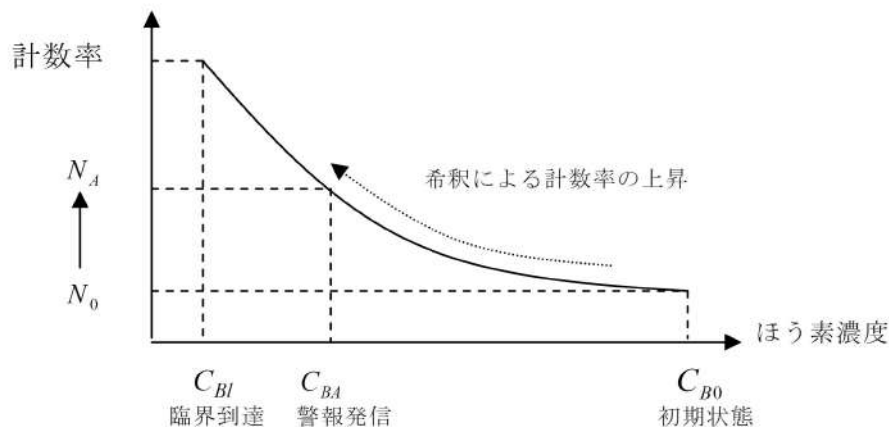
原子炉起動時での希釈を想定しており、注入水と1次冷却材は常温であり、 $\rho_{in} = \rho$  であるため、

$$\begin{aligned} t &= \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C} \\ &= (220/81.8) \times \ln(3200/1950) \times 60 = \text{約80分} \end{aligned}$$



b. 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に到達するまでの時間評価

警報設定値を停止時中性子束レベルの0.8デカード( $10^{0.8}$ )上と設定した場合の時間評価は下記の通りである。



$C_{B0}$  : 初期ほう素濃度                       $N_0$  : 初期状態の計数率  
 $C_{BA}$  : 警報発信時のほう素濃度         $N_A$  : 警報設定の計数率  
 $C_{Bl}$  : 臨界ほう素濃度

警報発信時の中性子束レベルと実効増倍率の関係式

$$\frac{N_A}{N_0} = 10^{0.8} = \frac{k_{\text{eff}}^0 - 1}{k_{\text{eff}}^A - 1} \quad \dots (4)$$

$\left[ \begin{array}{ll} N_0 : \text{事象発生時の中性子束} & k_{\text{eff}}^0 : \text{事象発生時の実効増倍率} \\ N_A : \text{警報発信時の中性子束} & k_{\text{eff}}^A : \text{警報発信時の実効増倍率} \end{array} \right]$

希釈による実効増倍率の変化は、ほう素濃度の変化量に近似的に比例するため、ほう素濃度と実効増倍率の関係は、以下のとおりとなる。

$$C = a \cdot k_{\text{eff}} + b \quad \dots (5)$$

臨界時には、 $k_{\text{eff}} = 1$ となることから、

$$C_{Bl} = a + b \quad \dots (6)$$

(4)～(6)式より

$$C_{BA} = C_{Bl} + \frac{C_{B0} - C_{Bl}}{10^{0.8}}$$

警報発信から臨界に至るまでの時間は下式となり、約16分が得られる。

$$\begin{aligned}t &= \frac{V}{Q} \ln \left( 1 + \frac{C_{B0}/C_{B1} - 1}{10^{0.8}} \right) \\ &= (220/81.8) \times \ln \{ 1 + ((3200/1950) - 1) / 10^{0.8} \} \times 60 = \text{約16分}\end{aligned}$$

したがって、警報発信時間は、約64分後となる。また、警報発信時点におけるほう素濃度については、次式より約2100ppmとなる。

$$C_{BA} = C_{B1} + \frac{C_{B0} - C_{B1}}{10^{0.8}} = 1950 + \frac{3200 - 1950}{10^{0.8}} = \text{約2,148ppm}$$

以 上

## 2. 評価結果

原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により1次冷却材中に純水が注水された場合、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信するまで約64分を要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。よって、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作を実施するのに十分な時間余裕があるため、原子炉の未臨界を確保することができる。

また、運転員は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信以前にも、核計装装置指示値の増加、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が短くなること等の情報により、異常な希釈の発生を検知することができる。

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約64分
臨 界	警報発信後、約16分





重大事故等対策の有効性評価に使用する個別評価条件について  
(反応度の誤投入)

重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」における個別評価条件を第1表に示す。

第1表 時間余裕評価用データ  
(反応度の誤投入)

名 称	数 値	評価上の取り扱い
(1) 警報 1) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」 i 設定点	停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上	最大値 (設定値に余裕を考慮した値)
(2) 初期条件 1) 1次冷却材の有効体積 2) 初期ほう素濃度 3) 臨界ほう素濃度	220m <sup>3</sup> 3,200ppm 1,950ppm	設計値 (加圧器等を除いた1次冷却材の有効体積) 設計値 (燃料取替用水ピットのほう素濃度) 最大値 (燃料取替後の炉心評価値に余裕を考慮した値)
(3) 事故条件 1) 1次冷却系純水注水流量	81.8m <sup>3</sup> /h	最大値 (設計値に余裕を考慮した値) ※1

※1 低温停止状態を想定するため、1次冷却系と補給水の密度は同等。

## 臨界ほう素濃度の設定について

プラント起動時の異常な希釈として、燃料取替後の炉心において低温停止状態で異常な希釈が生じることを想定する。よって、事象発生前の炉心は、1次冷却材温度、制御棒位置及びほう素濃度は、それぞれ低温状態、全制御棒挿入状態及び燃料取替停止時のほう素濃度である3,200ppmとする。

本事象が発生しても、1次冷却材温度、制御棒位置には影響を及ぼさないため、臨界ほう素濃度は低温状態、全制御棒挿入時の臨界ほう素濃度となる。また、臨界になるまでの時間を評価することから臨界ほう素濃度が最も高くなるサイクル初期を想定する。

この条件での臨界ほう素濃度の設定にあたっては、泊発電所3号炉において想定される炉心を包絡するよう、代表Pu組成平衡炉心の臨界ほう素濃度評価値（約1,520ppm）に核的不確定性（100ppm）及び取替炉心による変動分（300ppm）を考慮し、解析で使用する臨界ほう素濃度を1,950ppmとした。

表1 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度

	解析条件 設定値	代表Pu組成 平衡炉心	低Pu組成 平衡炉心	高Pu組成 平衡炉心	ウラン燃料 平衡炉心
臨界ほう素濃度 (ppm) 〔サイクル初期〕 低温状態※ 〔全制御棒挿入〕	1,950	約1,520	約1,510	約1,500	約1,370

※ 1次冷却材温度20℃における評価値

参考. 核的不確定性の100ppmについて

国内、海外のウラン炉心及びMOX炉心における高温状態でのほう素濃度測定値と計算値の比較から、高温状態での計算の不確定性については図1の通り±50ppmと評価されている。しかしながら、低温状態におけるほう素濃度の測定実績が無いことから、保守的に±100ppmとしている。

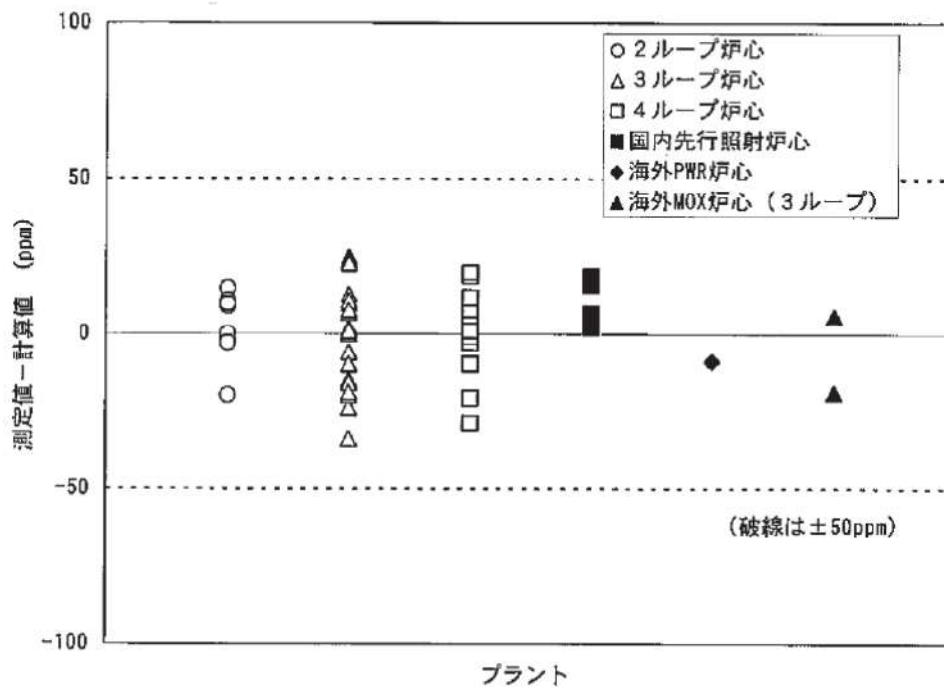


図1 臨界ほう素濃度の測定値と計算値の誤差

参考文献：「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる核設計の信頼性」

MHI-NE S-1025 改2 三菱重工業、平成18年)



## 反応度の誤投入における警報設定値の影響について

## 1. 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するため設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率に対して、信号の揺れ等を考慮して0.5デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の0.5デカードに泊発電所3号機の炉外核計測装置中性子源領域の計器誤差である0.3デカード（フルスケール（6デカード） $\pm 5\%$ ）を考慮し、評価においては警報設定値を定常値の0.8デカード上とすることで評価を実施した。

## 2. 警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計器誤差（0.3デカード）を考慮したことによる影響評価結果を表1に示す。

警報設定値を定常値の0.8デカード上に設定した場合は、0.5デカード上に設定した場合に比べて警報発信までに必要な時間が約14分遅くなるが、希釈開始から臨界までの時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間余裕が約14分短くなる。したがって、警報設定値を定常値の0.8デカード上に設定する評価条件は保守的な設定となっている。

表 1 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」発信	臨界ほう素濃度まで 希釈するのに必要な時間
定常値の0.5デカード上	約50分	警報発信から約30分
定常値の0.8デカード上	約64分	警報発信から約16分

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「反応度の誤投入」における重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

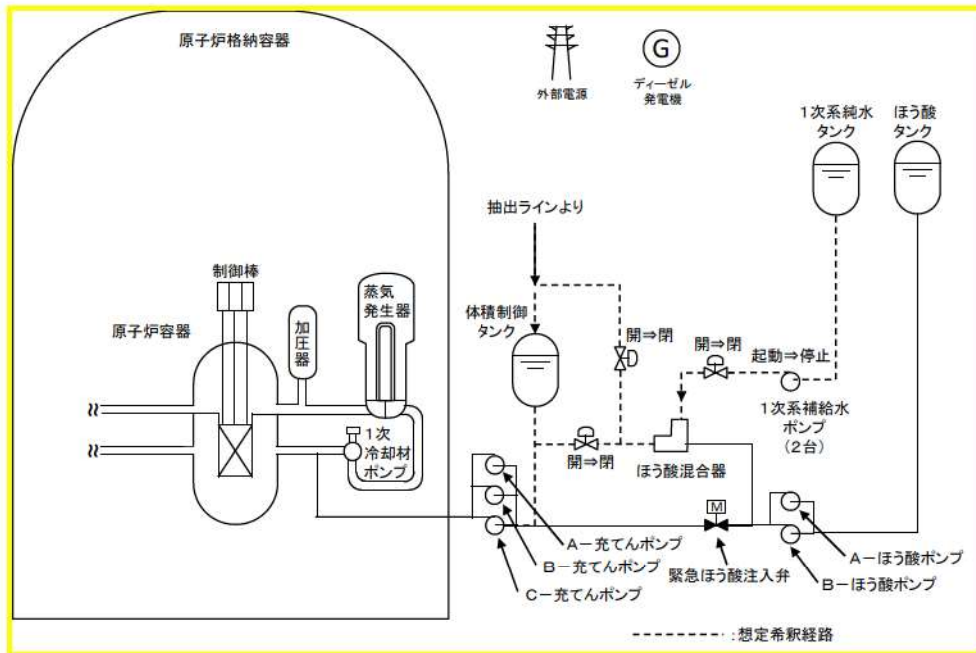


図1 「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の重大事故等対策の概略系統図（希釈停止操作）

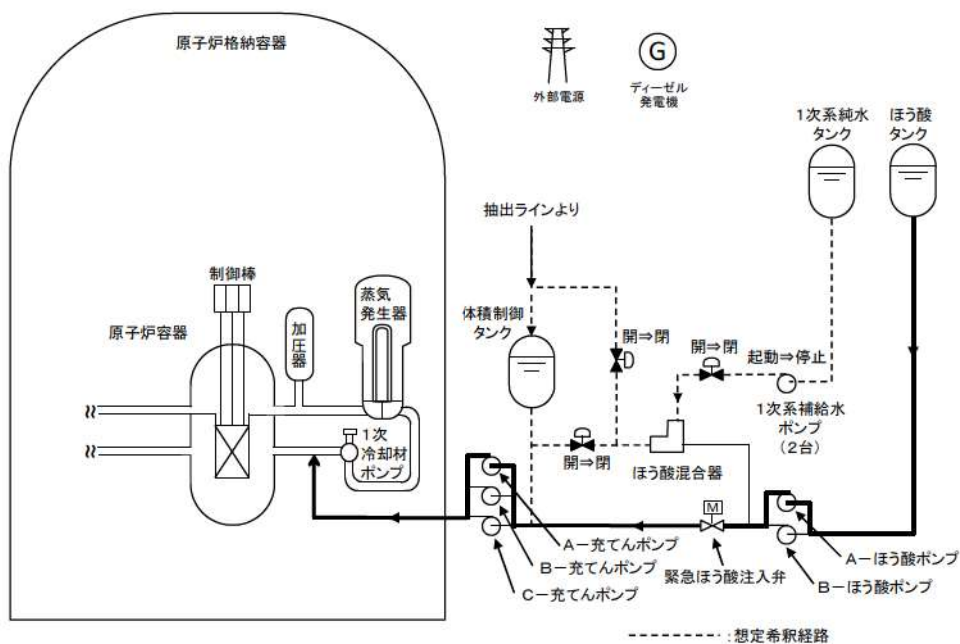


図2 「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の重大事故等対策の概略系統図（ほう酸注入）



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

「反応度の誤投入における対応手順と所要時間」について、希釈された1次冷却材系統を緊急濃縮にて事象発生前のほう素濃度に戻すまでの所要時間は、下記のとおり事象発生後約2.4時間である。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{\text{BAT}} - C_{\text{B}}}{C_{\text{BAT}} - C_{\text{BE}}} \cong 1.0 \text{h}$$

$t$  : 濃縮にかかる時間 (h)  
 $V$  : 1次冷却材の有効体積 ( $\text{m}^3$ )  
 $Q$  : 濃縮流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )  
 $C_{\text{BAT}}$  : ほう酸タンクのほう素濃度 (ppm)  
 $C_{\text{B}}$  : 希釈停止時のほう素濃度 (ppm)  
 $C_{\text{BE}}$  : 緊急濃縮後のほう素濃度 (ppm)

表 緊急濃縮における各パラメータ

$C_{\text{BE}} (= C_{\text{B0}})$	3,200
$C_{\text{BAT}}$	21,000
$C_{\text{B}}$	2,010
$Q$	13.6
$V$	220

※  $C_{\text{B0}}$  : 初期ほう素濃度 (ppm)

事象発生から希釈停止完了までの75分に、緊急ほう酸濃縮操作の準備時間5分及び上記計算式で得られた事象発生前のほう素濃度に戻すまでの所要時間約1時間3分を加えた約2時間23分(約2.4時間)が所要時間となる。

以上

安定状態について

反応度の誤投入時の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

希積の停止は中央制御室から操作可能であり、希積事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は2,010ppmであり、臨界ほう素濃度1,950ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。

ほう酸濃縮は約1.0時間\*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約80分から実施することから、約3.4時間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。

\*ほう酸濃縮時間の根拠

希積停止時のほう素濃度  $C_B$  は、以下の式 (1) から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q_D \cdot t}{V}\right)} \dots (1)$$

{

t : 希積にかかる時間 (h)

V : 1次冷却材の有効体積 (m<sup>3</sup>)

Q<sub>D</sub> : 希積流量 (m<sup>3</sup>/h)

C<sub>B0</sub> : 初期ほう素濃度 (ppm)

}

表 希積停止時における各パラメータ

$C_{B0} (= C_{BE})$	3,200
$Q_D$	81.8
t	1.25 (75/60)
V	220

希積停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式 (1) より2,010ppmとなる。

※  $C_{BE}$  : 緊急濃縮後のほう素濃度 (ppm)

ここで、希積停止時のほう素濃度  $C_B$  から希積前のほう素濃度  $C_{BE}$  に至るまでの時間は、以下の式 (2) となる。

$$t = \frac{V}{Q_B} \ln \frac{C_{BAT} - C_B}{C_{BAT} - C_{BE}} \cong 1.0h \dots (2)$$

{

Q<sub>B</sub> : 濃縮流量 (m<sup>3</sup>/h)

C<sub>BAT</sub> : ほう酸タンクのほう素濃度 (ppm)

}

ほう酸タンク濃度  $C_{BAT}$  21,000ppm、ほう酸濃縮流量  $Q_B$  13.6m<sup>3</sup>/h で濃縮した場合に2,010ppmから元の3,200ppmとするのにかかる時間は、式 (2) より1時間3分であり、約1.0時間となる。