

資料 4 - 6

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE741 r. 7. 0
提出年月日	令和5年5月11日

泊発電所 3 号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失

令和 5 年 5 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
    - 7.4.1. 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、重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。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3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，20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

本重要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、29m<sup>3</sup>/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20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35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炉心注水については、事象発生の約59.6時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした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、ディーゼル発電機の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を用いた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を用いた格納容器内自然対流冷却による除熱手段を整備している。

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を用いた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>	—	—	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）*
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>	余熱除去ポンプ*	—	—
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* 高圧注入ポンプ* 燃料取替用水ピット* デイジーゼル発電機* デイジ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）* 高圧注入流量*

\*：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（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 デイジーゼル発電機* デイジ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* デイジーゼル発電機* デイジ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* デイゼル発電機* 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* デイゼル発電機* 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

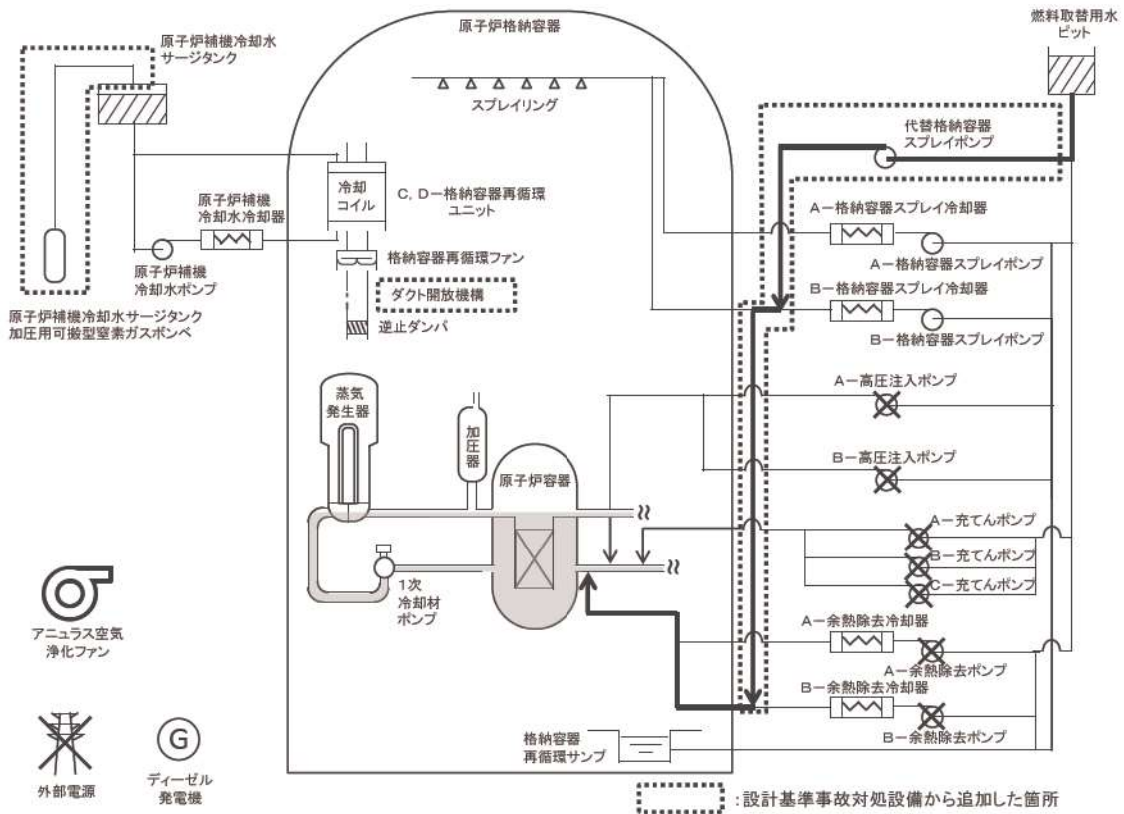


第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失」の主要解析条件  
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(1/2)

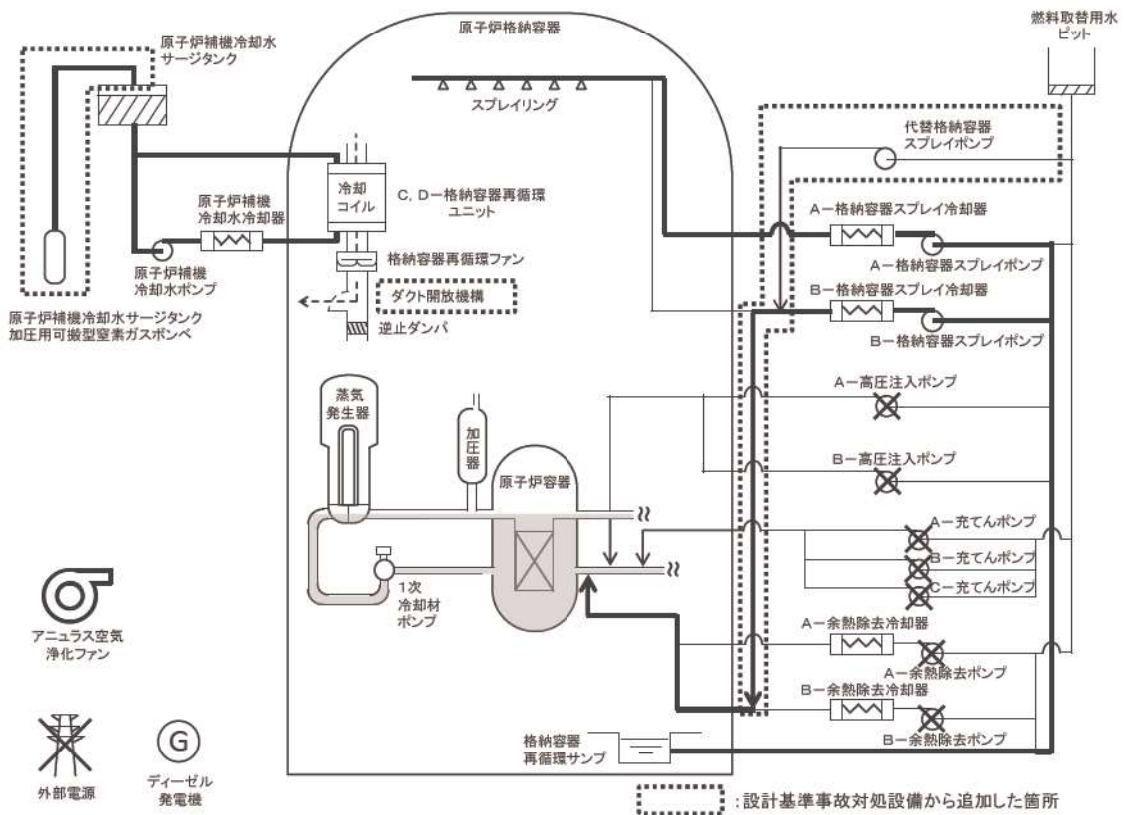
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと炉心崩壊熱が大きくなり、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型燃料集合体を装備した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7.4.1.2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)

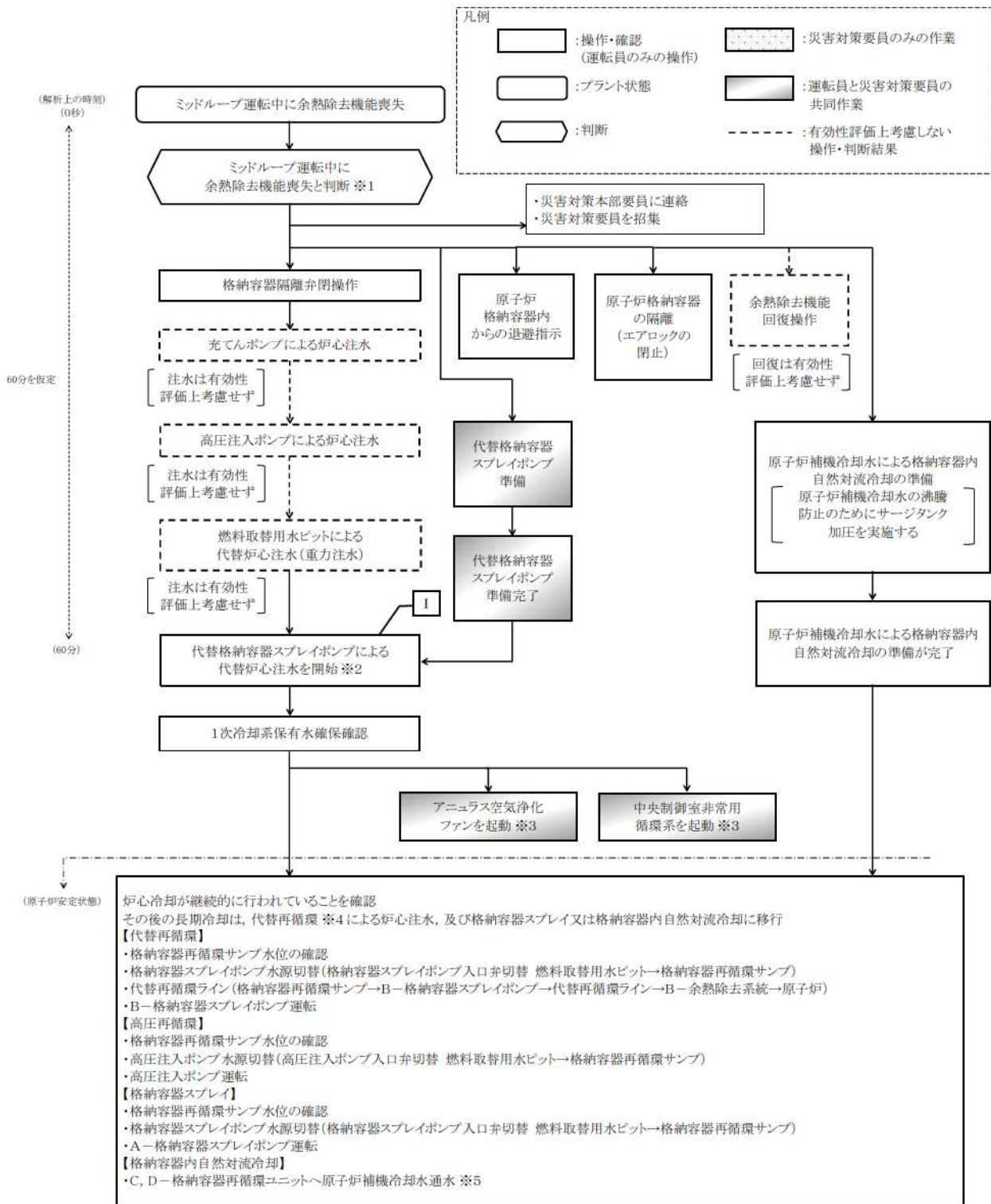
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん機能及び高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、代替格納容器スプレイポンプの有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機により代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が可能であることから、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	事象発生後の60分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間。



第7.4.1.1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）



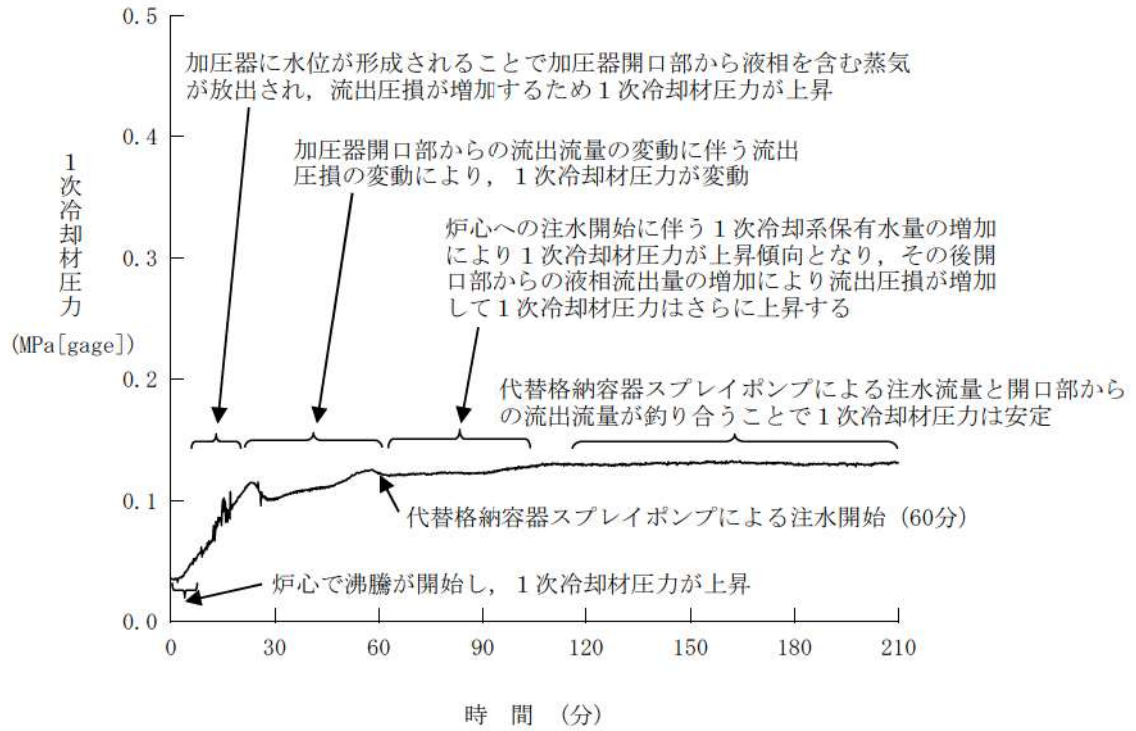
- ※1 ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合。(余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。)
- ※2 実際の運転操作としては、準備が完了し炉心に注水が可能となればその段階で実施する。また、注水流量は、29m<sup>3</sup>/hを下回らない流量とする。
- ※3 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する。
- ※4 燃料取替用水ビット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位(広域)指示が71%以上であることを確認し、代替再循環に移行する。
- ※5 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]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】

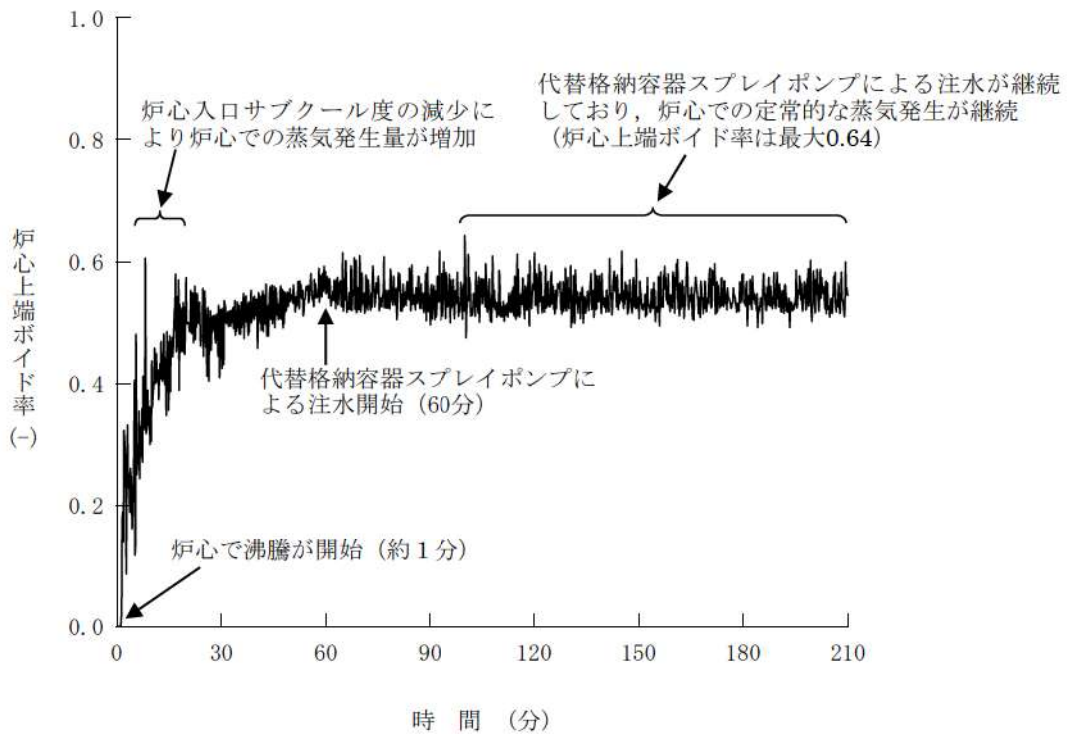
I B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

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)

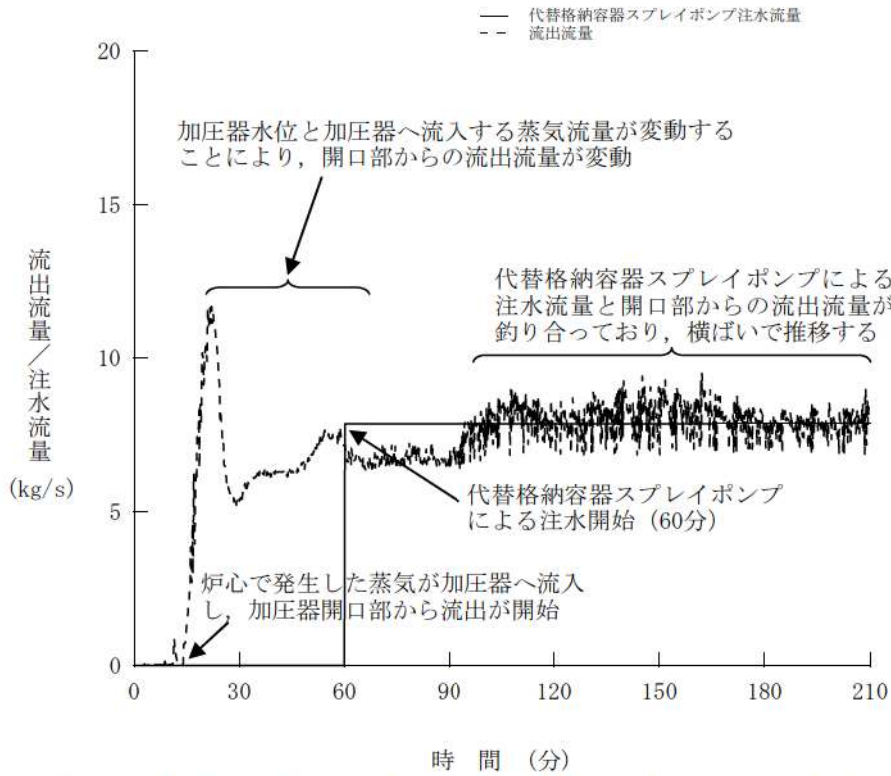




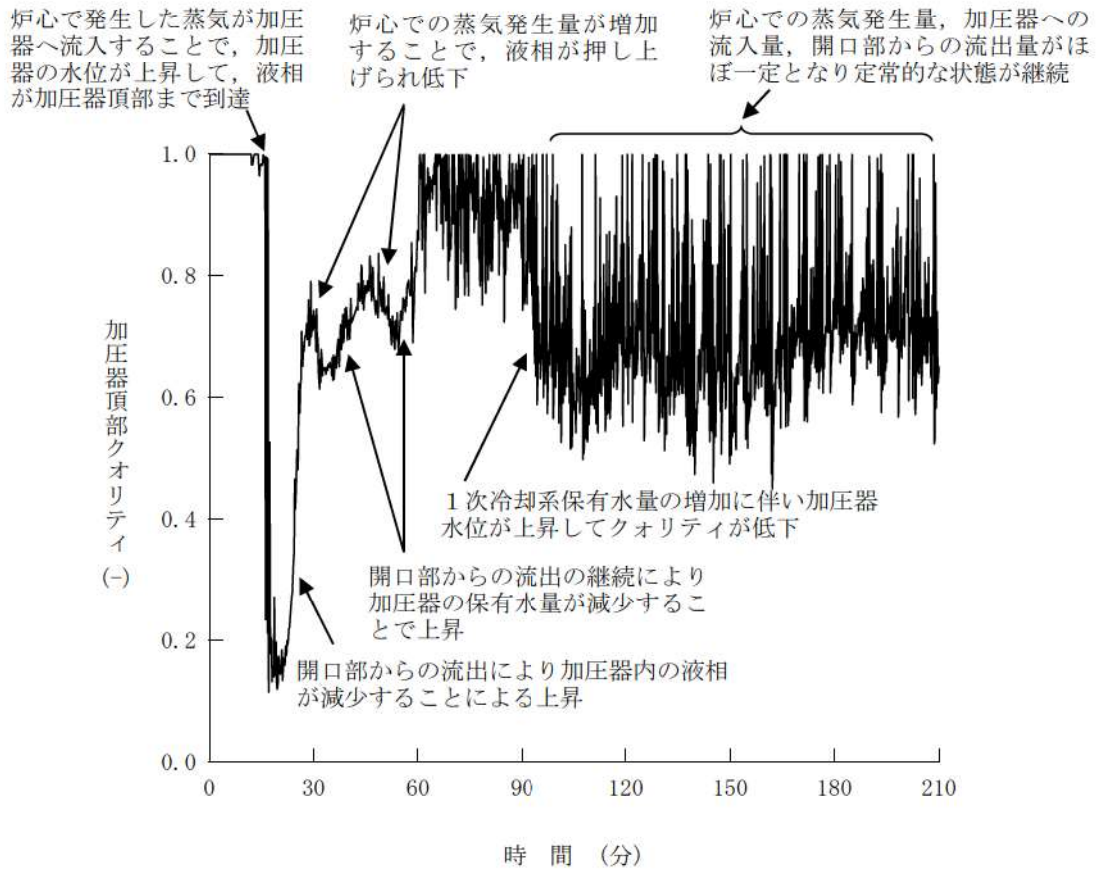
第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移



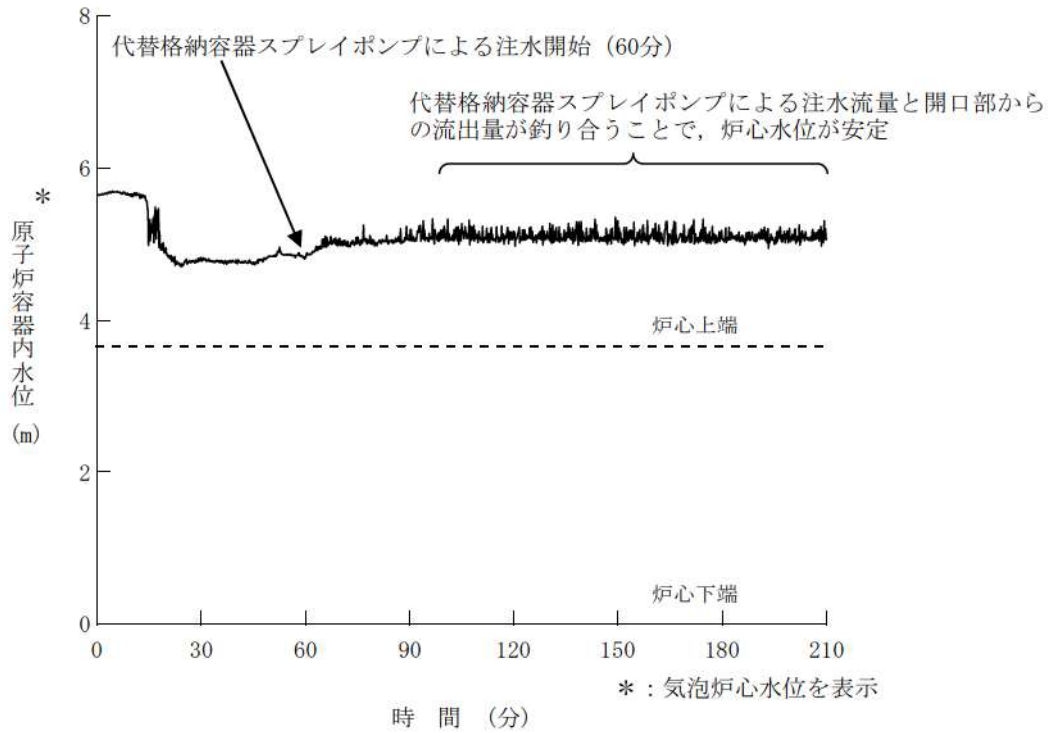
第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移



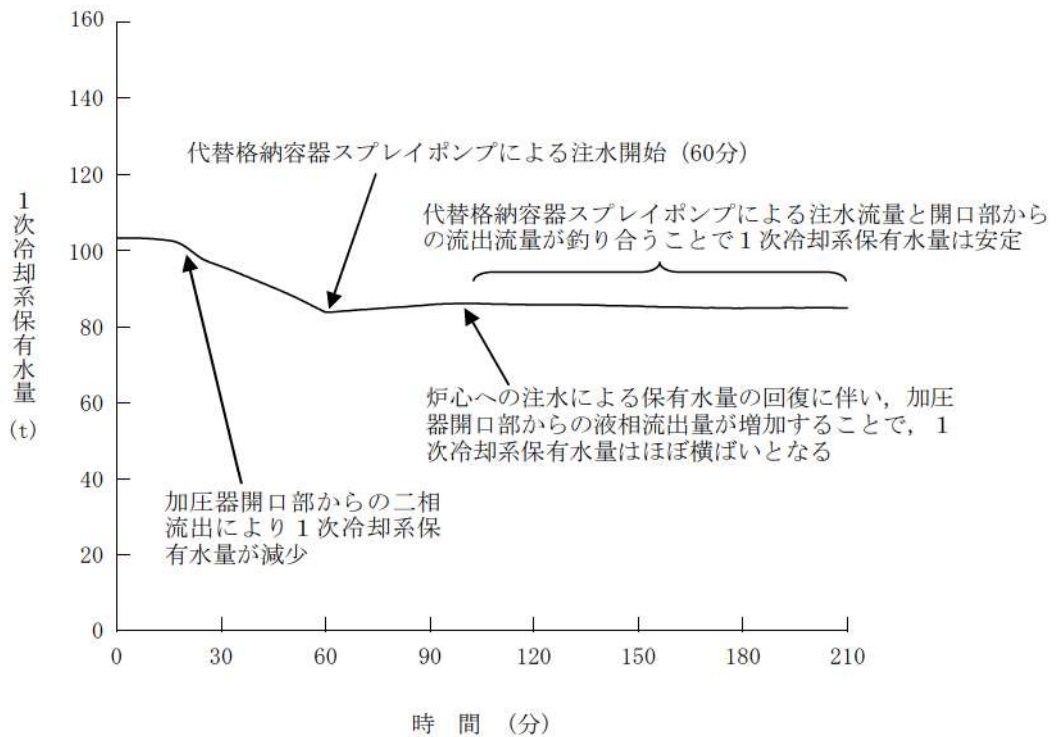
第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



第7.4.1.7図 加圧器頂部クオリティの推移

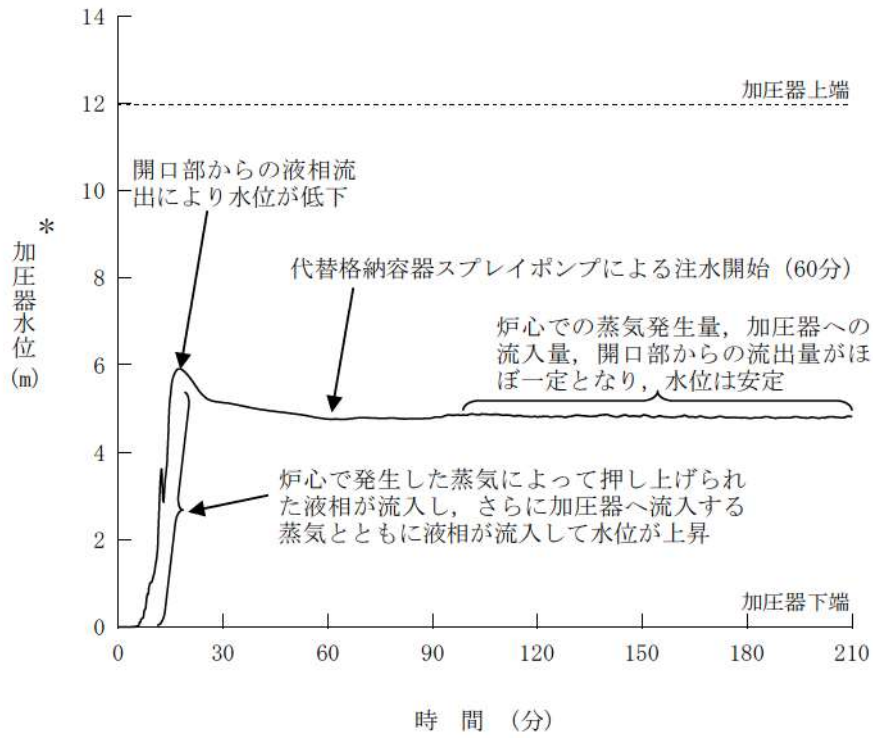


第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移



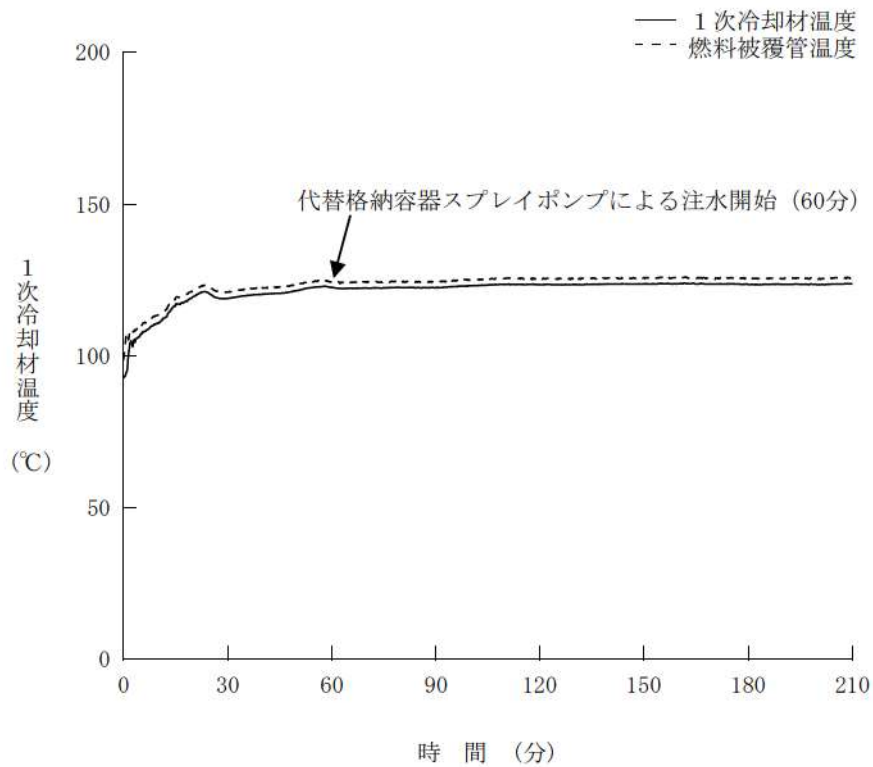
第7.4.1.9図 1次冷却系保有水量の推移



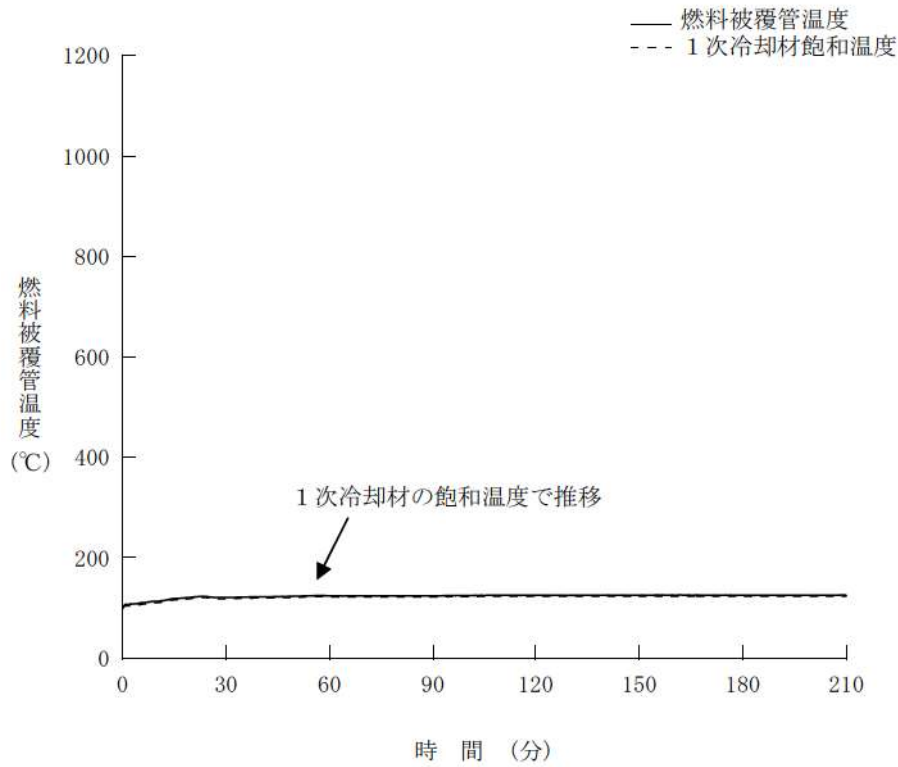


\* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

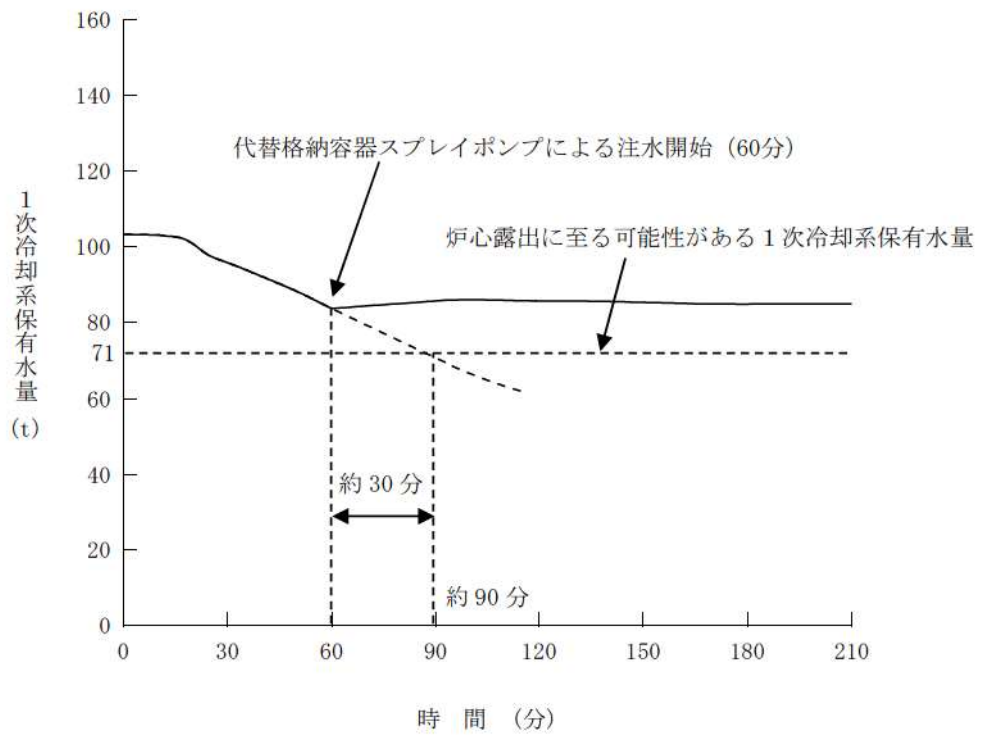
第7.4.1.10図 加圧器水位の推移



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	約3分
作業員	工程	退避	
	検証結果	約23分	
	工程	退避～点呼完了	
想定	30分		
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	
	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、定検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。（閉止後も通常の入出は可能）

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 注入開始	事象発生から60分後	運転員等操作余裕の考え方
ii 注入流量	29m <sup>3</sup> /h	蒸発量を上回る流量

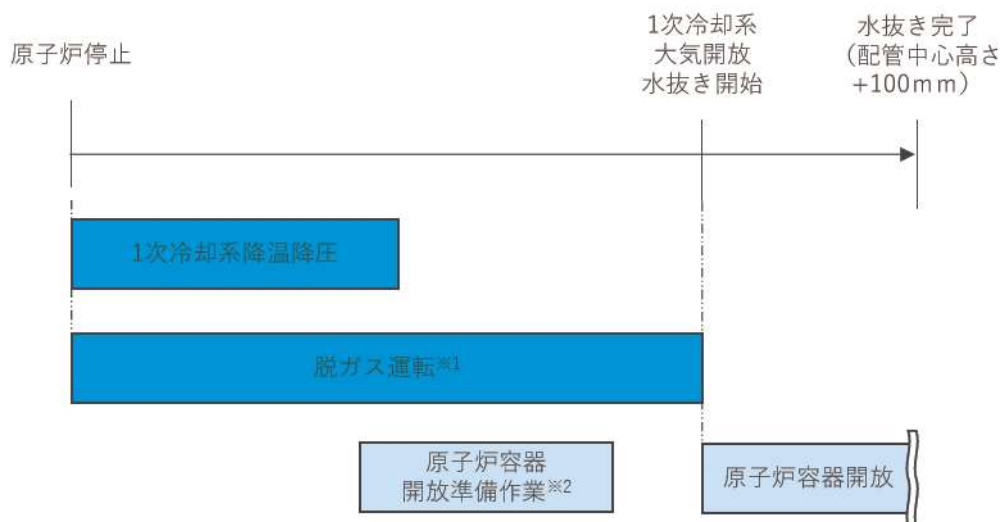
※原子炉停止後の時間の詳細については、別紙に記載する。

## 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。

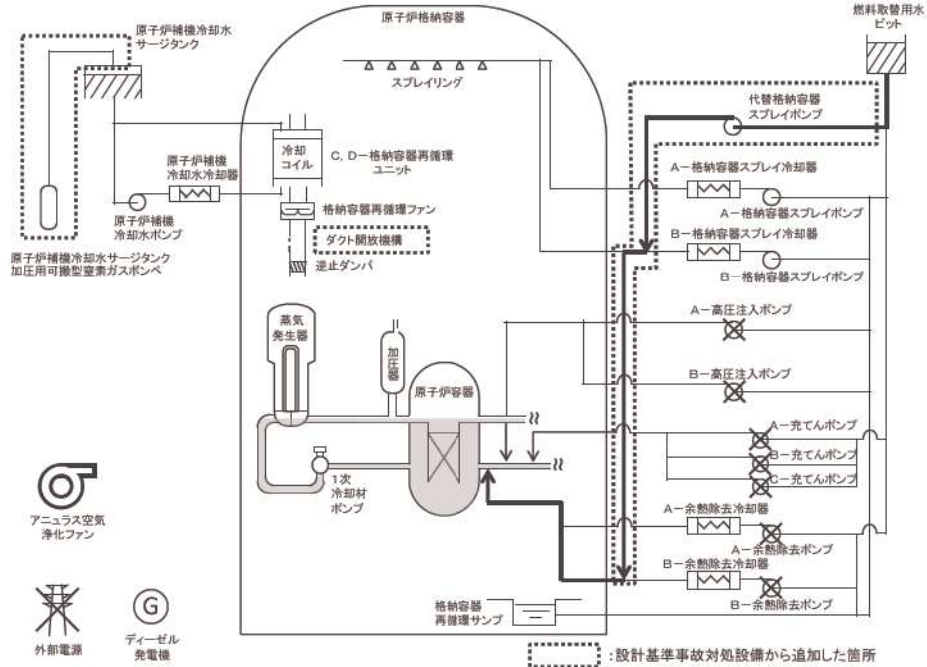


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

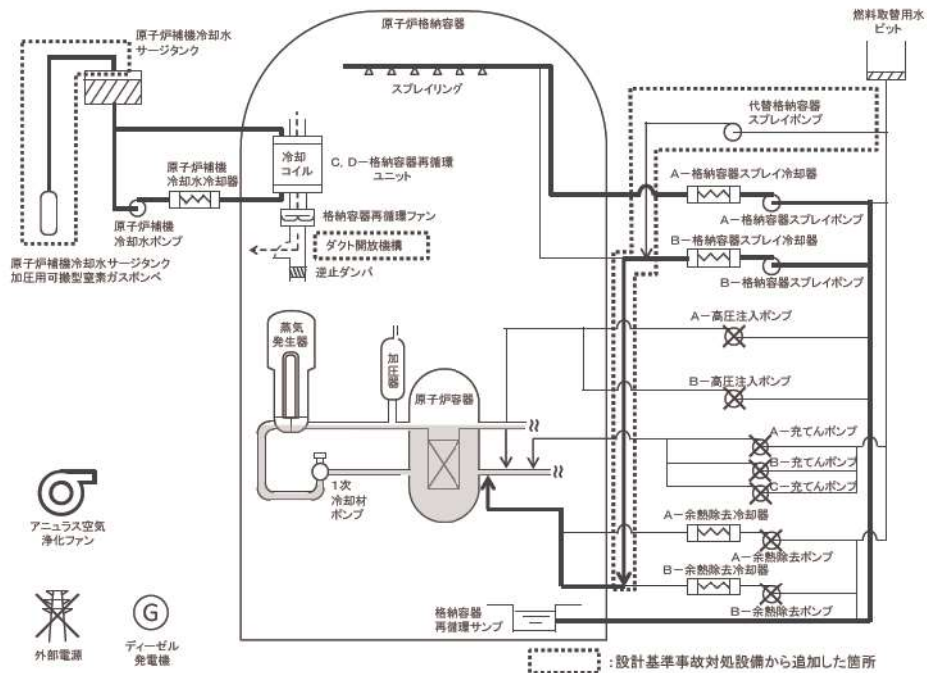


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）

「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。

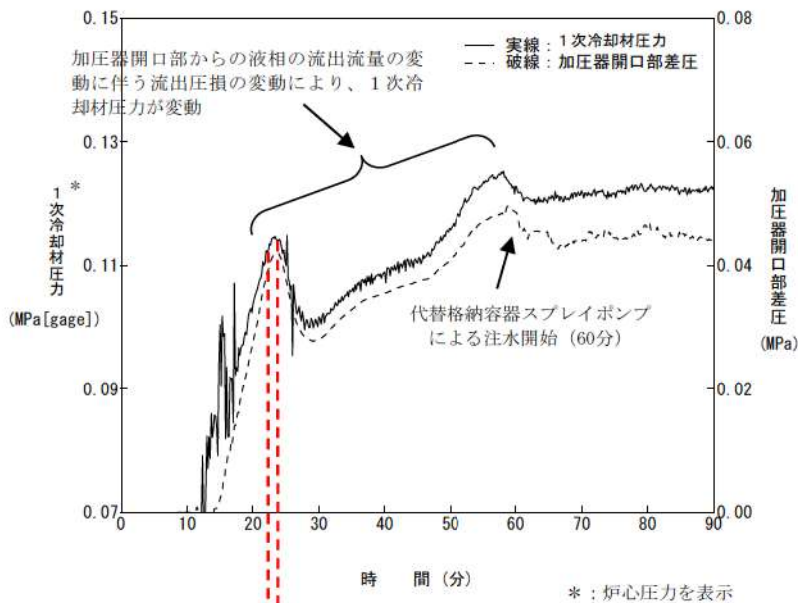


図1 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

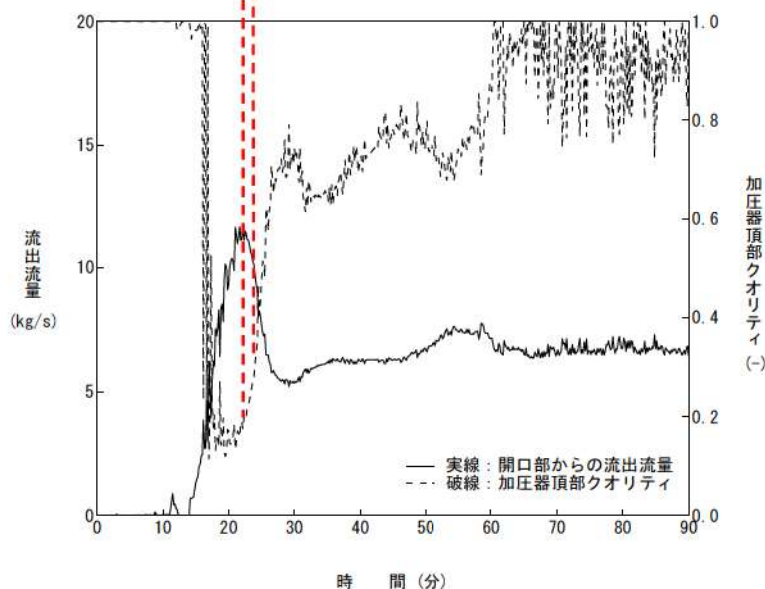


図2 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移



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。

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

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。

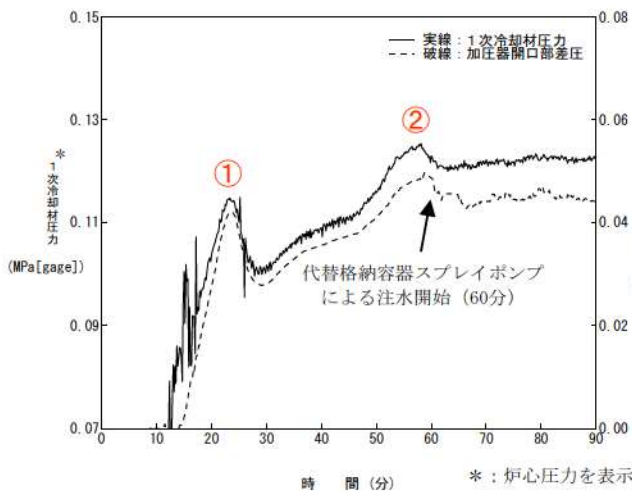


図3 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

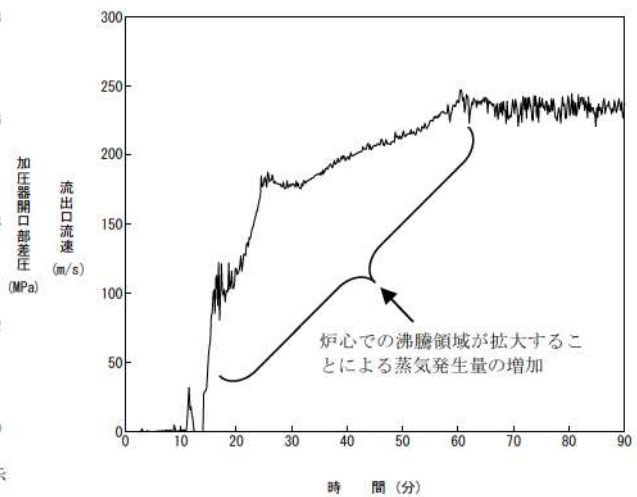


図4 流出口流速の推移

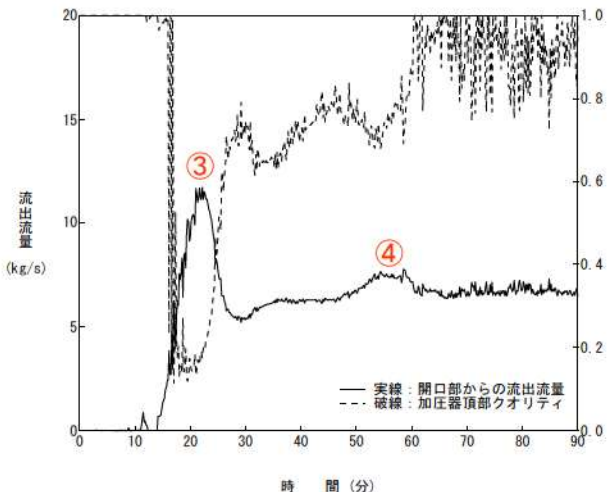


図5 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

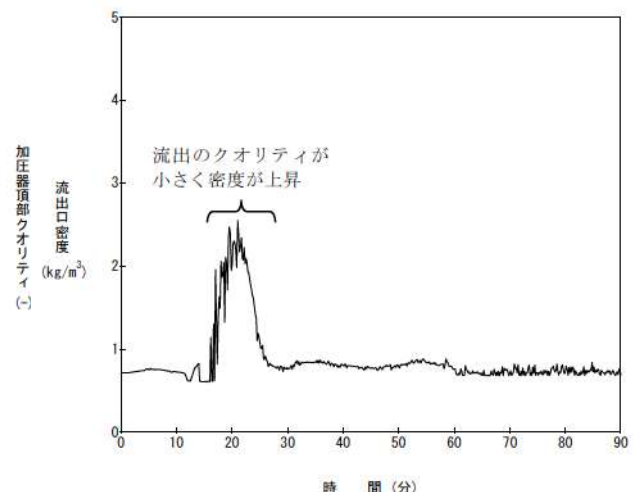


図6 流出口密度の推移

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。

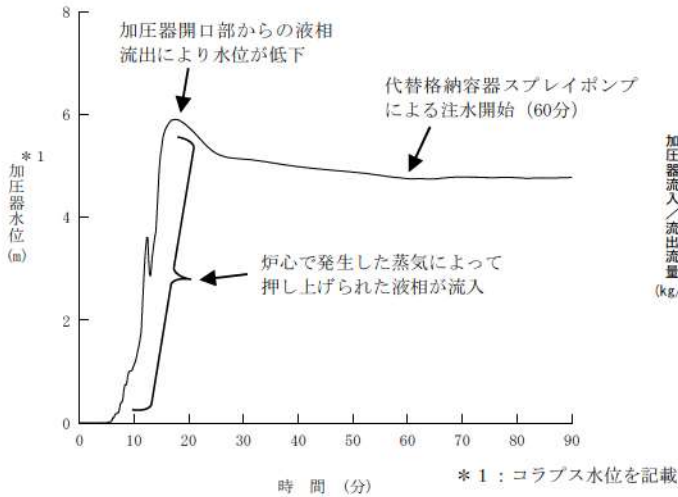


図7 加圧器水位の推移

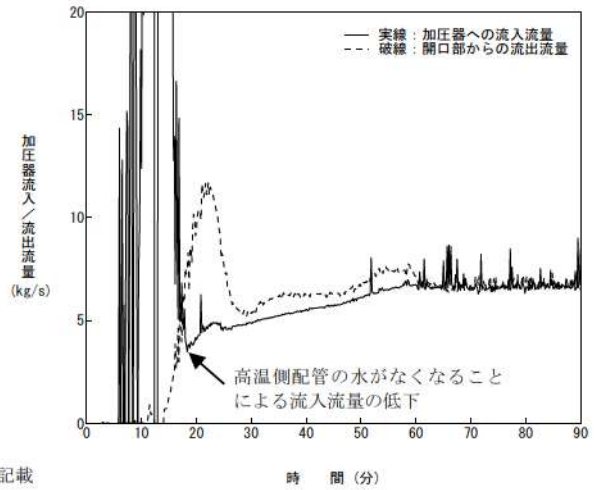


図8 加圧器の流入及び流出流量の推移

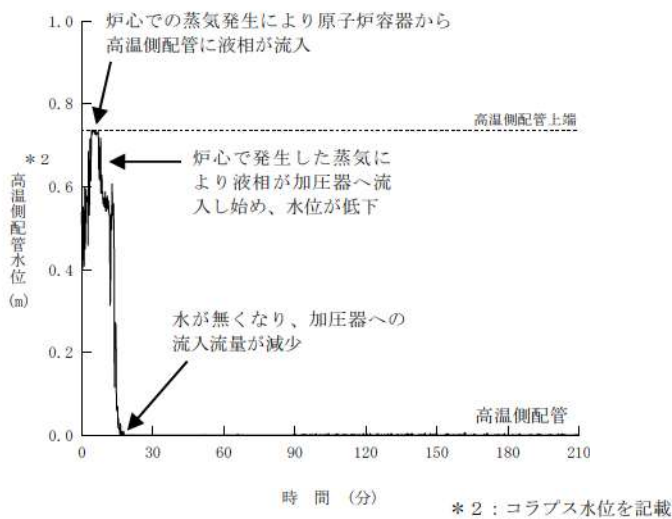


図9 高温側配管水位の推移

## 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

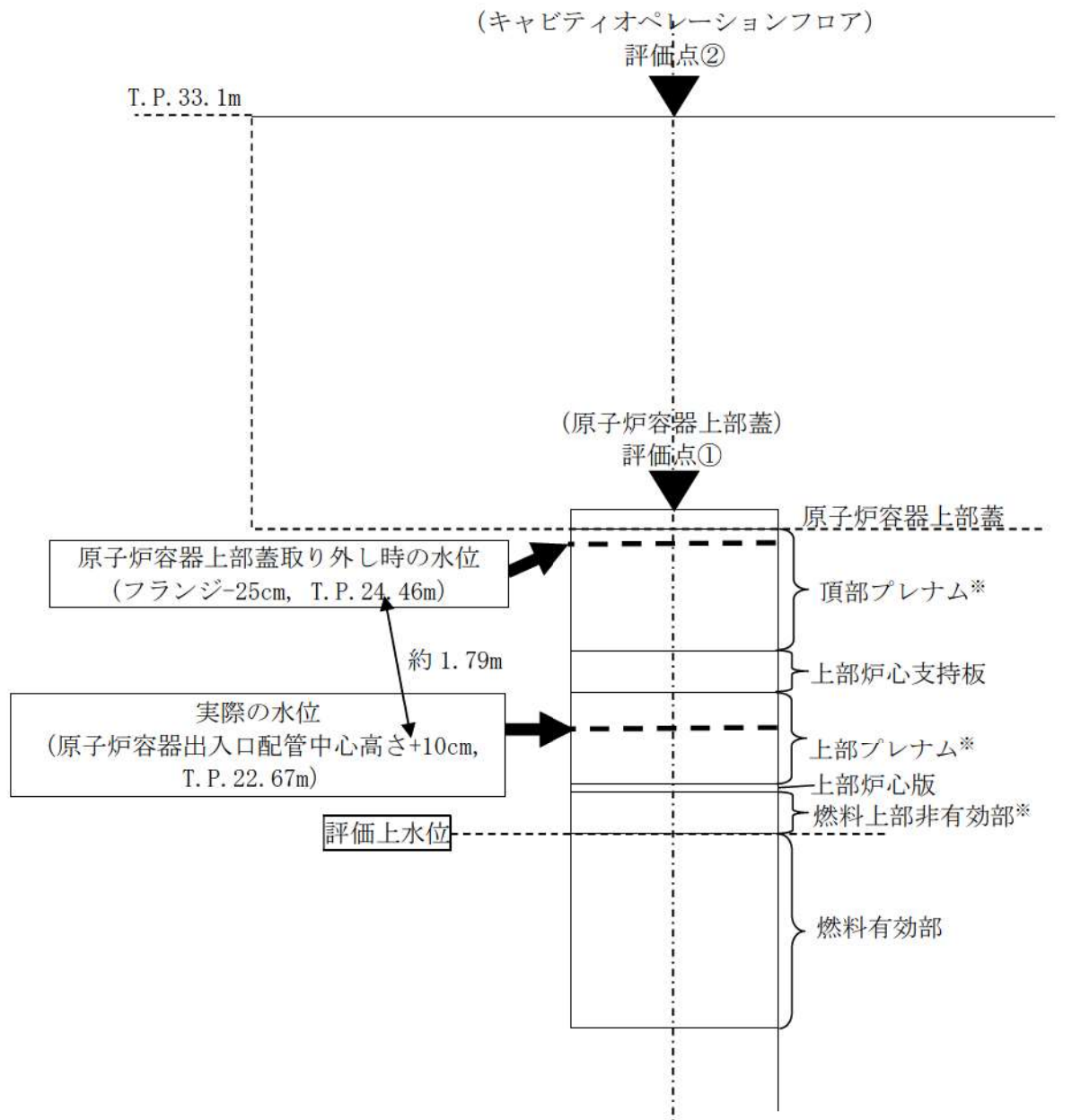
項目	評価条件
運転	運転停止時のミッドループ運転中
評価場所	①原子炉容器上部蓋上面 ②キャビティオペレーションフロア高さ
原子炉水位	燃料有効部上端
原子炉停止後の時間	1日
遮へい計算モデル	図1のとおり

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	$1.36 \times 10^1$		



※：保守側に空気としてモデル化

- 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

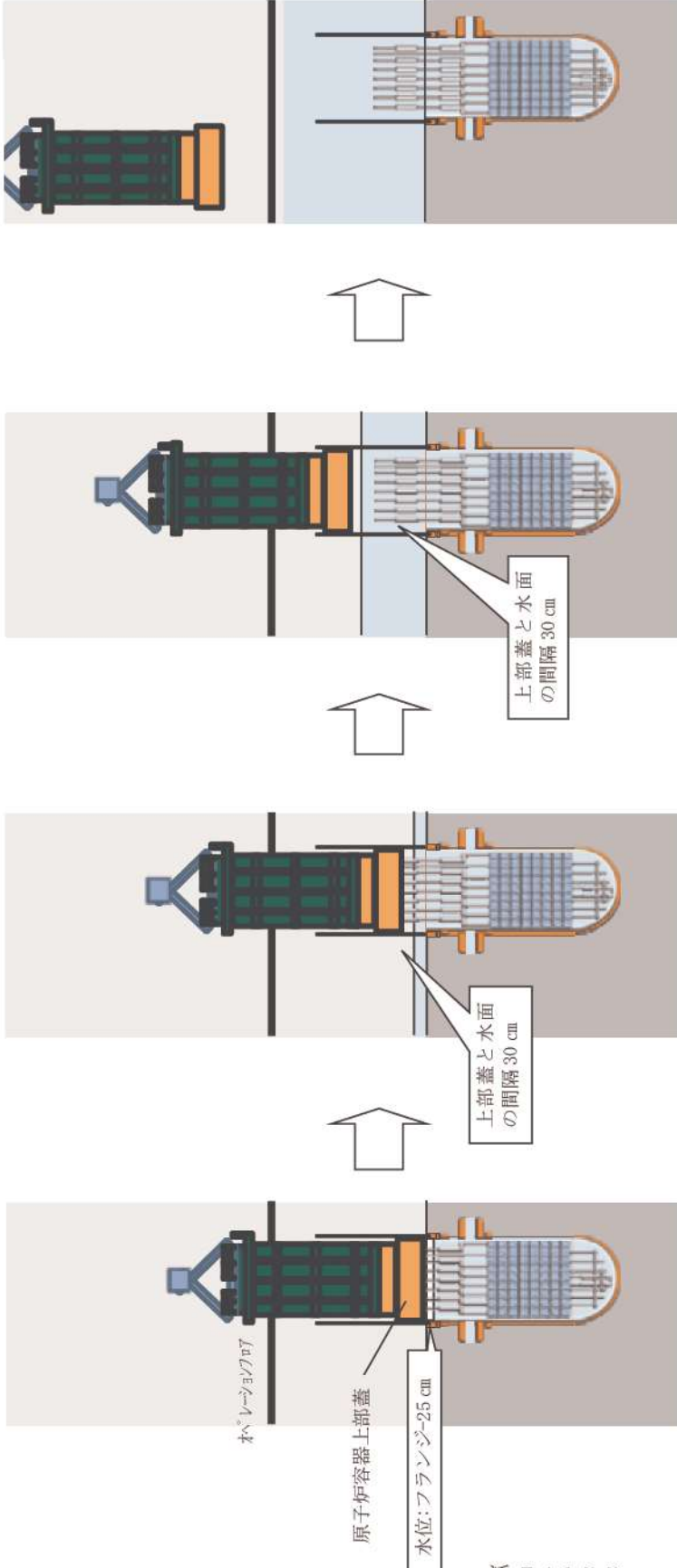
原子炉容器上部蓋の取り外し作業を別図に示す。

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



添 7.4.1.5-5

- (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

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価値の低下により、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
評価条件	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。
	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。

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

添 7.4.1.6-2

○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。

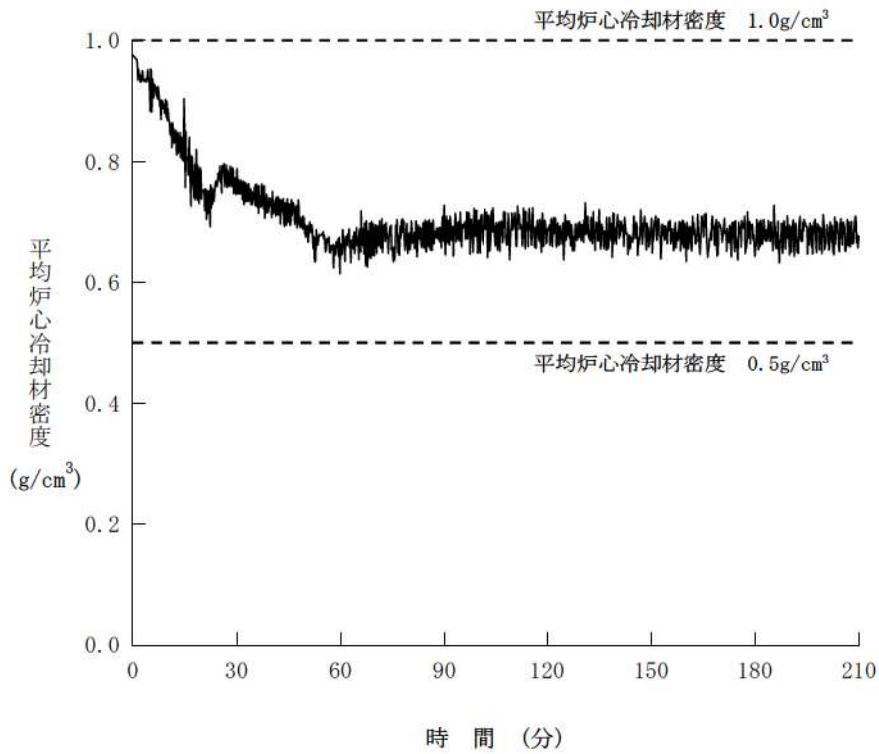


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の平均炉心冷却材密度の推移

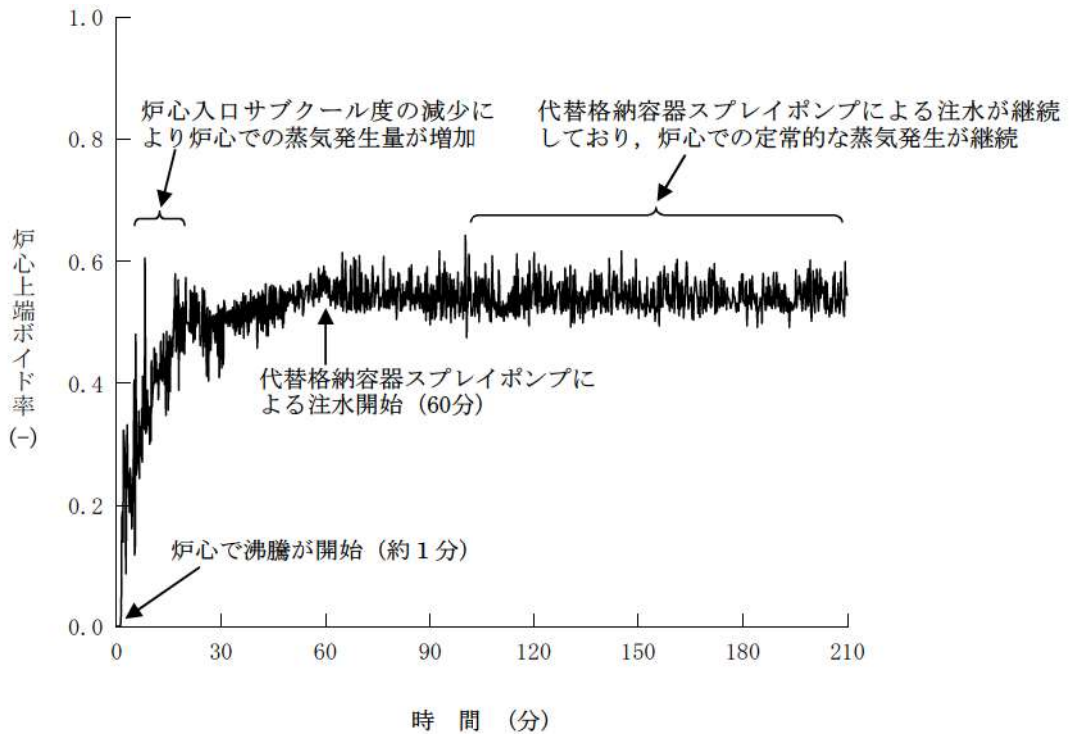


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の炉心上端ボイド率の推移

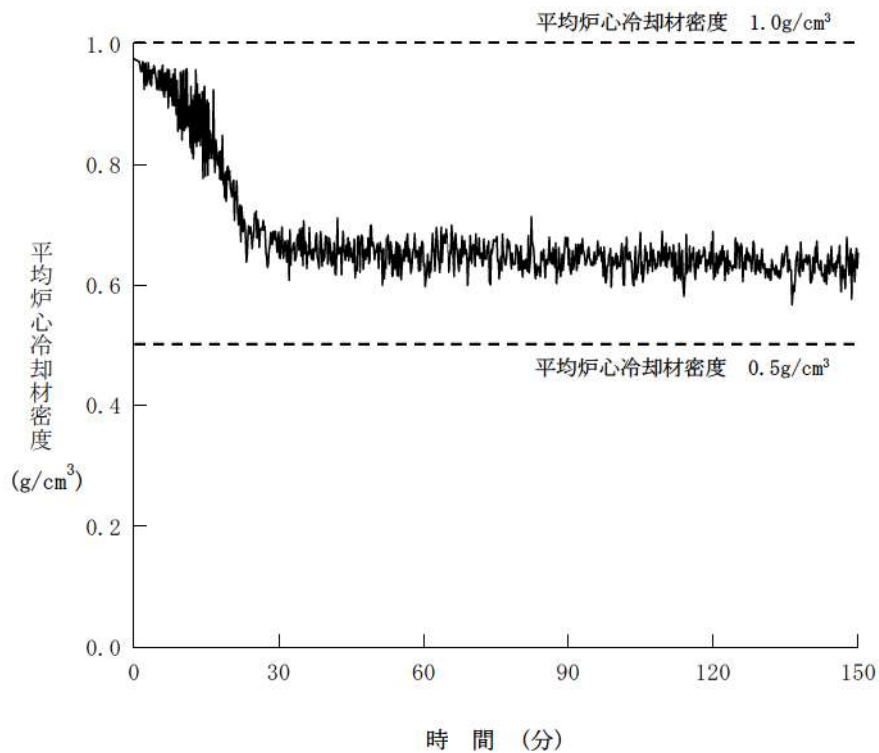


図3 原子炉冷却材の流出時の平均炉心冷却材密度の推移

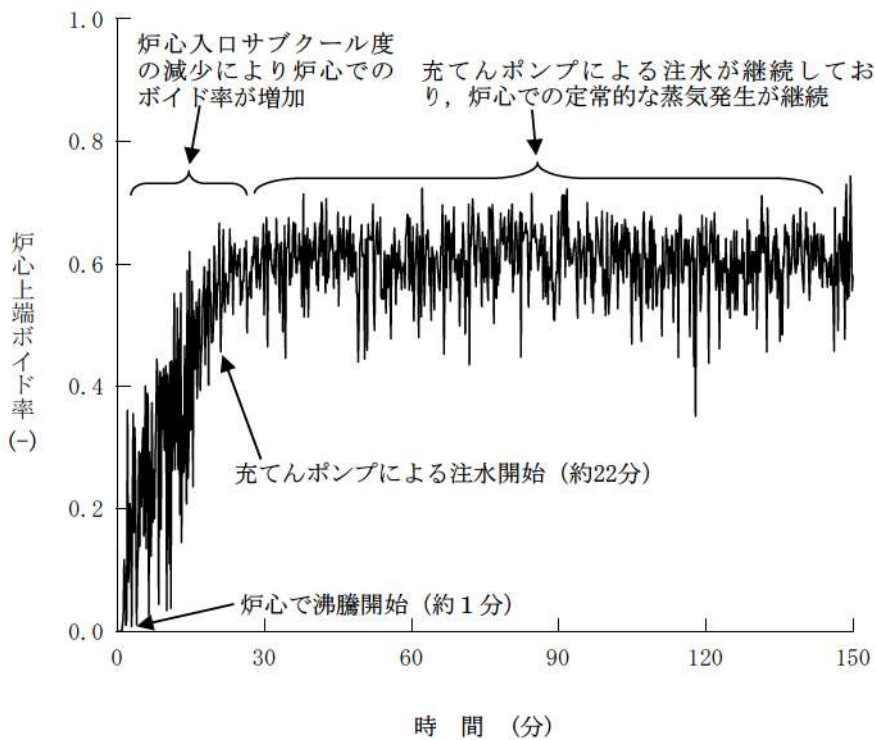


図4 原子炉冷却材の流出時の炉心上端ボイド率の推移

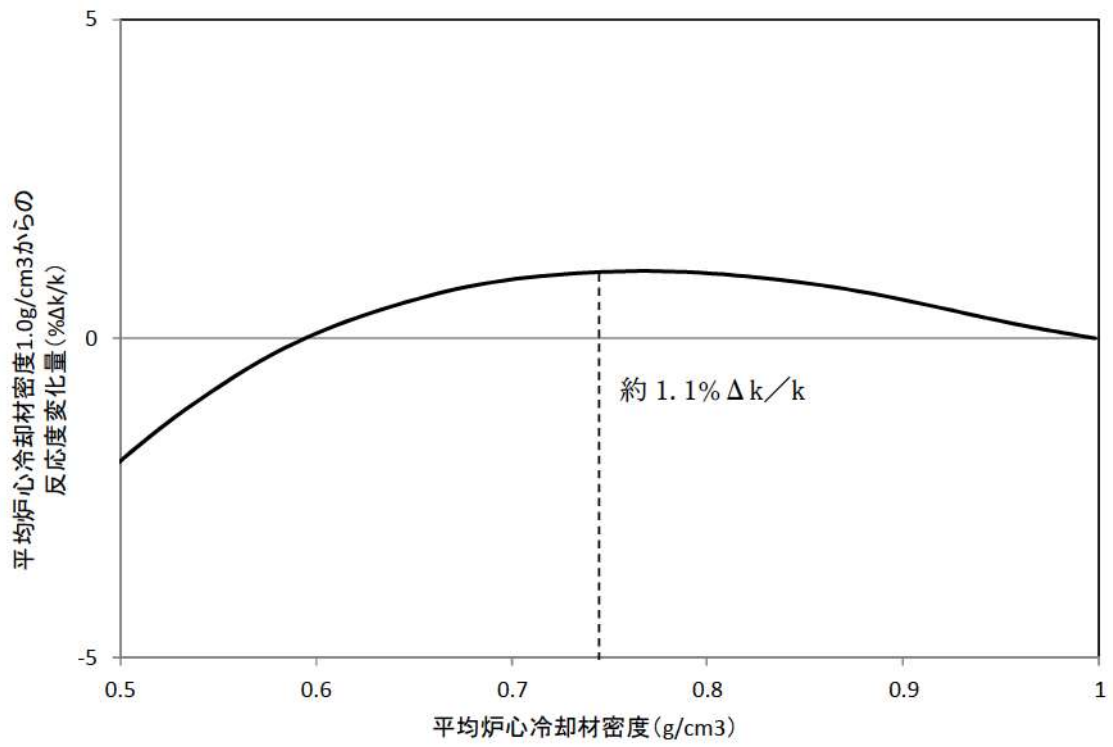


図5 冷却材密度を変化させた場合の反応度変化量

○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。

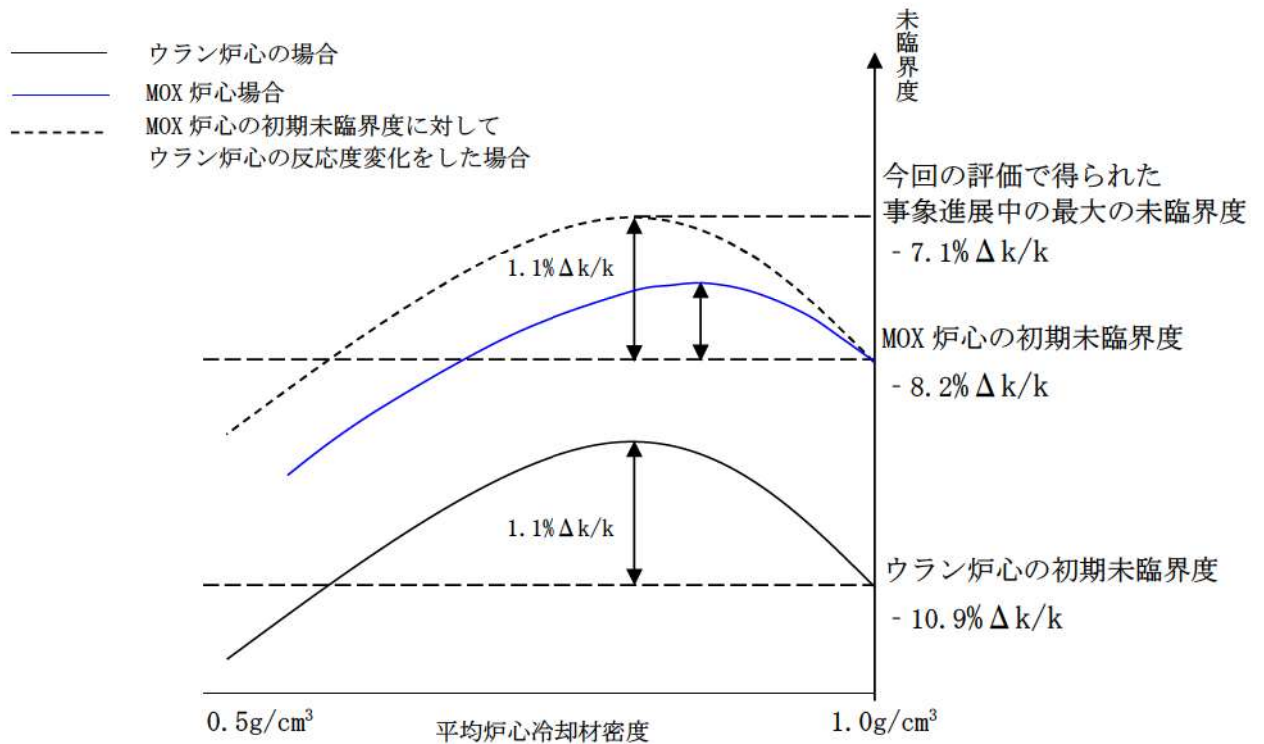


図6 ウラン炉心を利用した際の保守性についての概要図

○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。



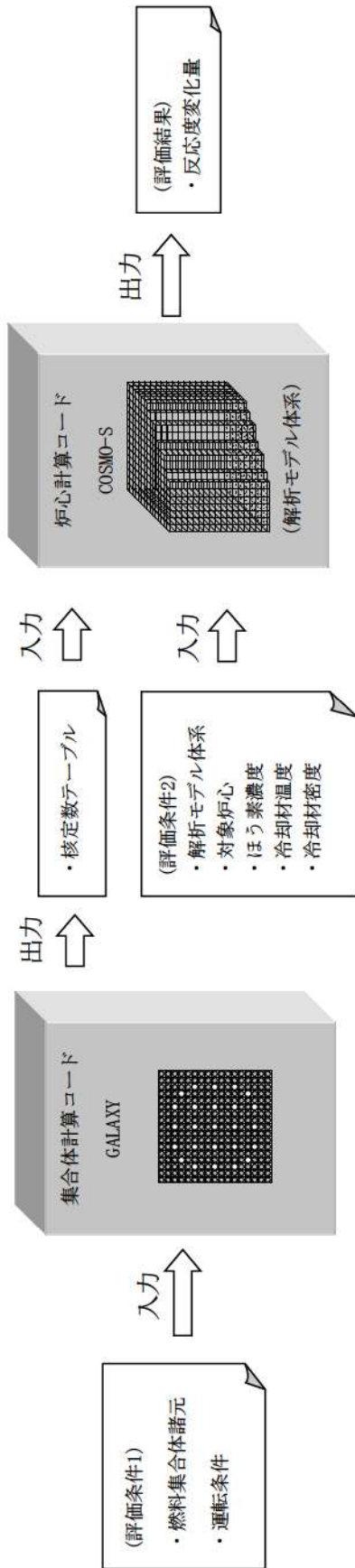


図7 GalaxyCosmo-Sの入出力

添 7.4.1.6-10

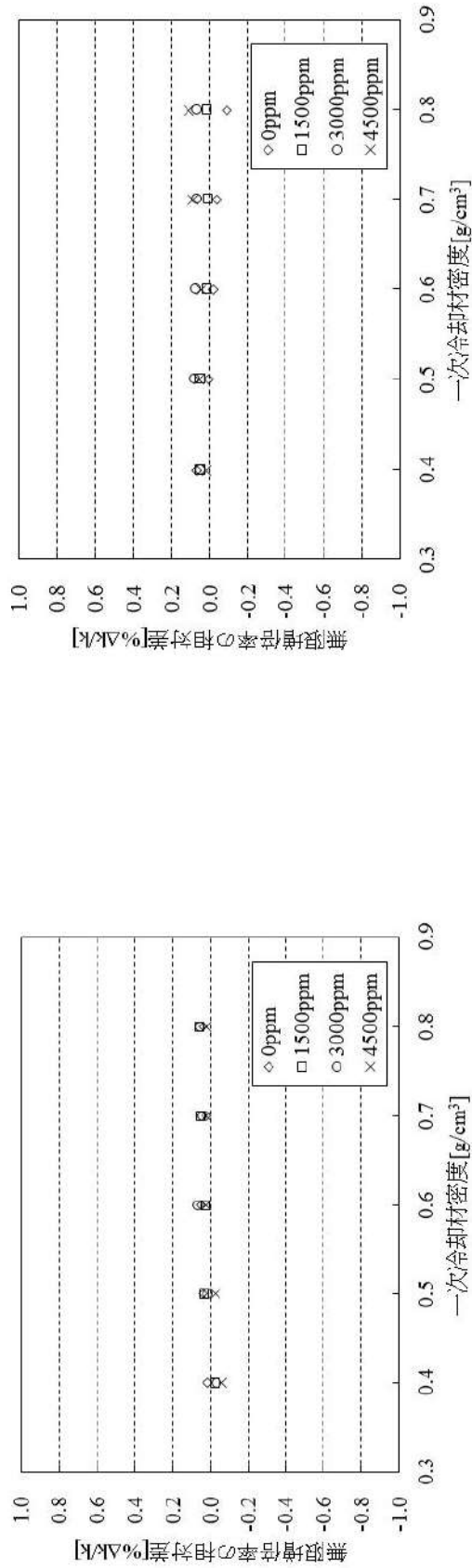


図8 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (ウラン燃料)

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)

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

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

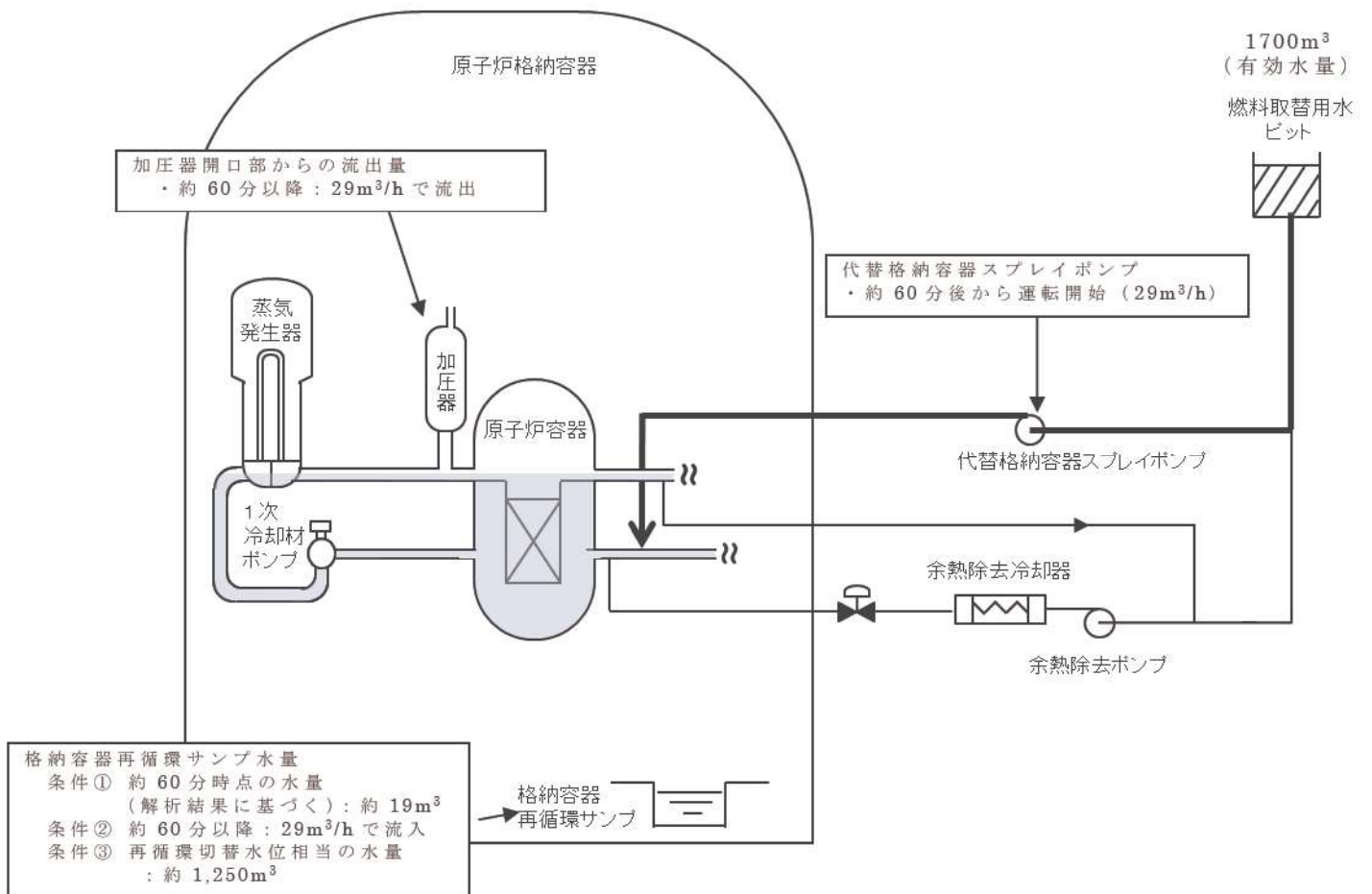


図 1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定  
(ミッドループ運転中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失)

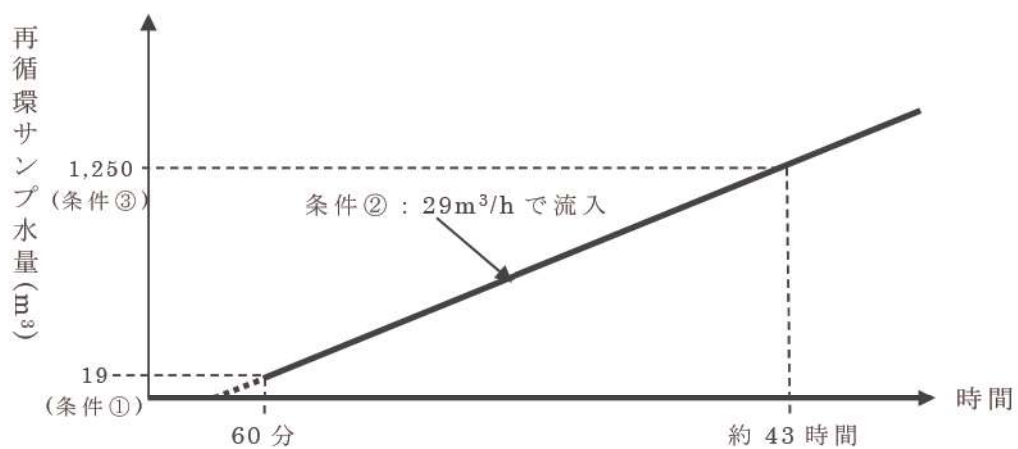


図 2 時間評価結果

## 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を用いた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、原子炉格納容器内温度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内温度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、原子炉格納容器内温度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内温度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、原子炉格納容器内温度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	原子炉格納容器内温度が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	原子炉格納容器内温度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

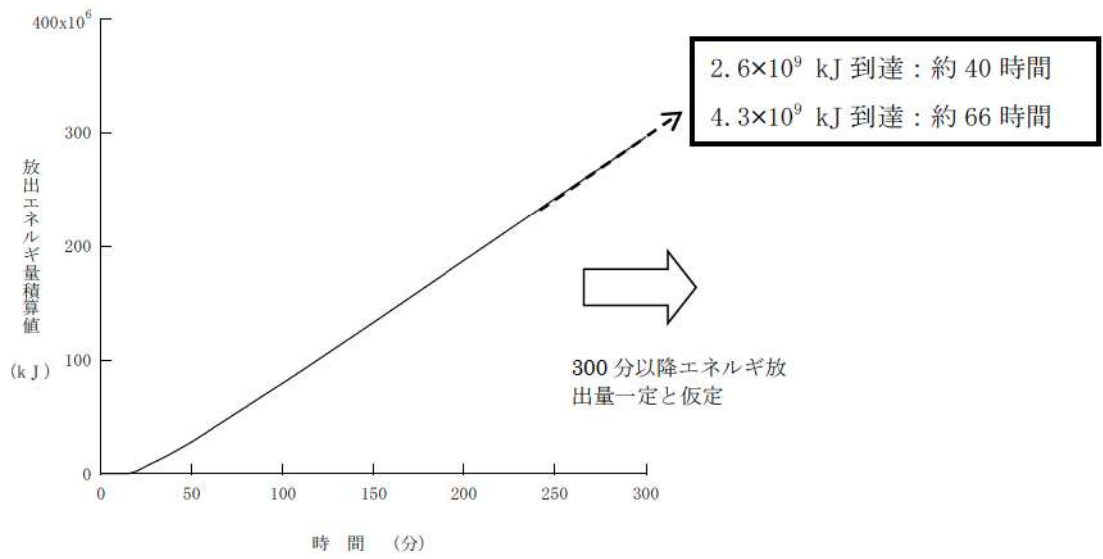


図 1 「余熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

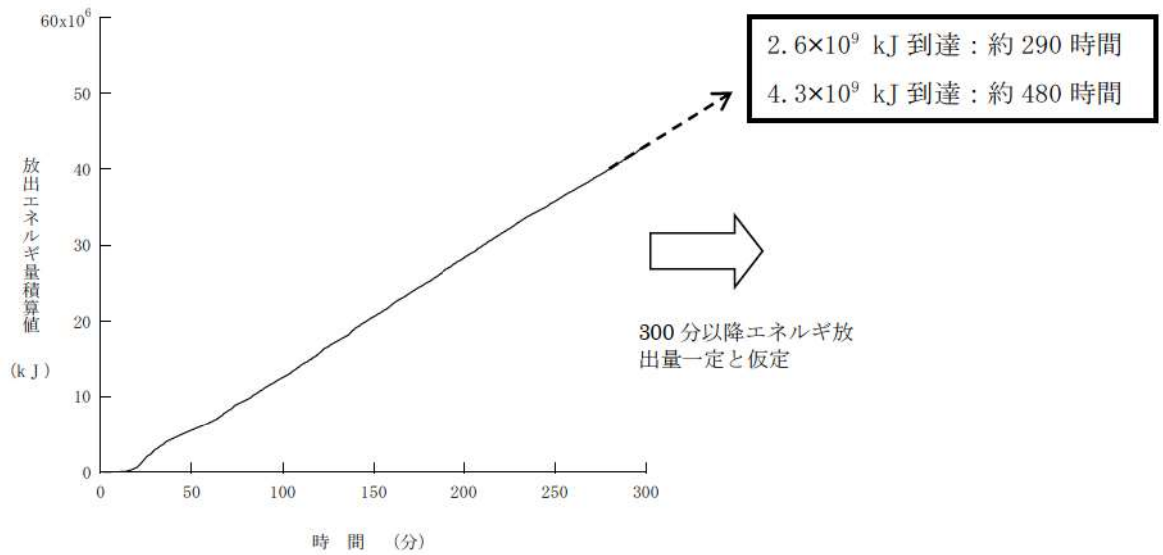


図 2 「原子炉冷却材の流出」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値



## 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。

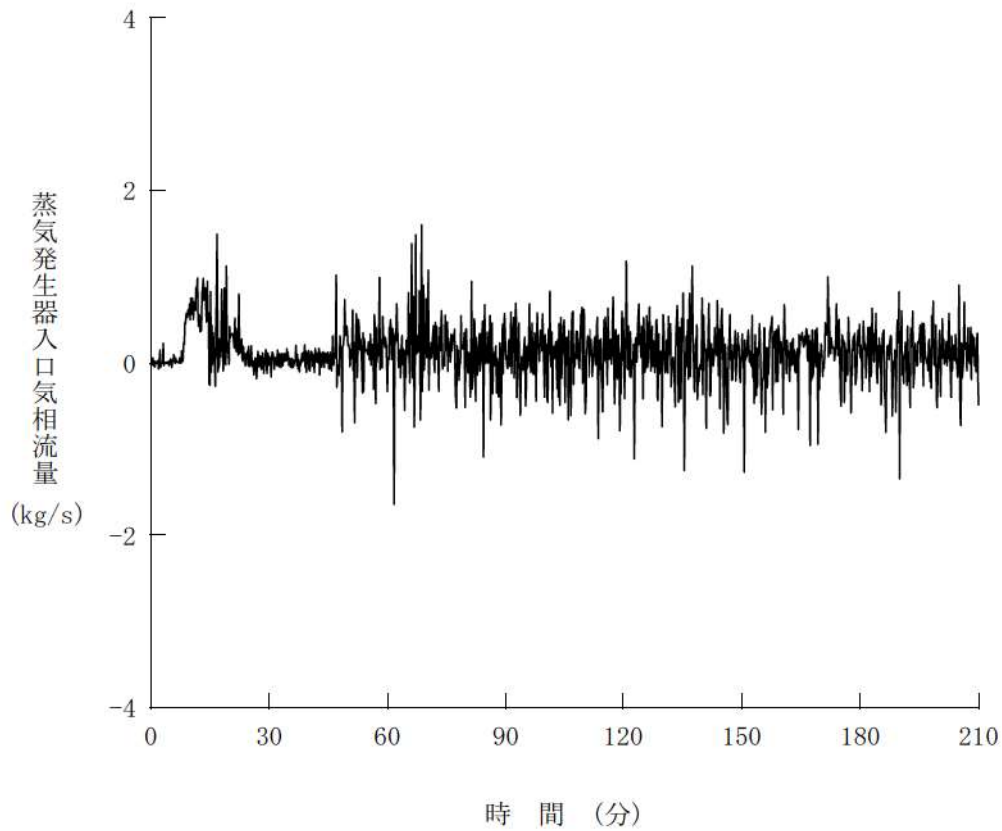


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の蒸気発生器入口気相流量の推移

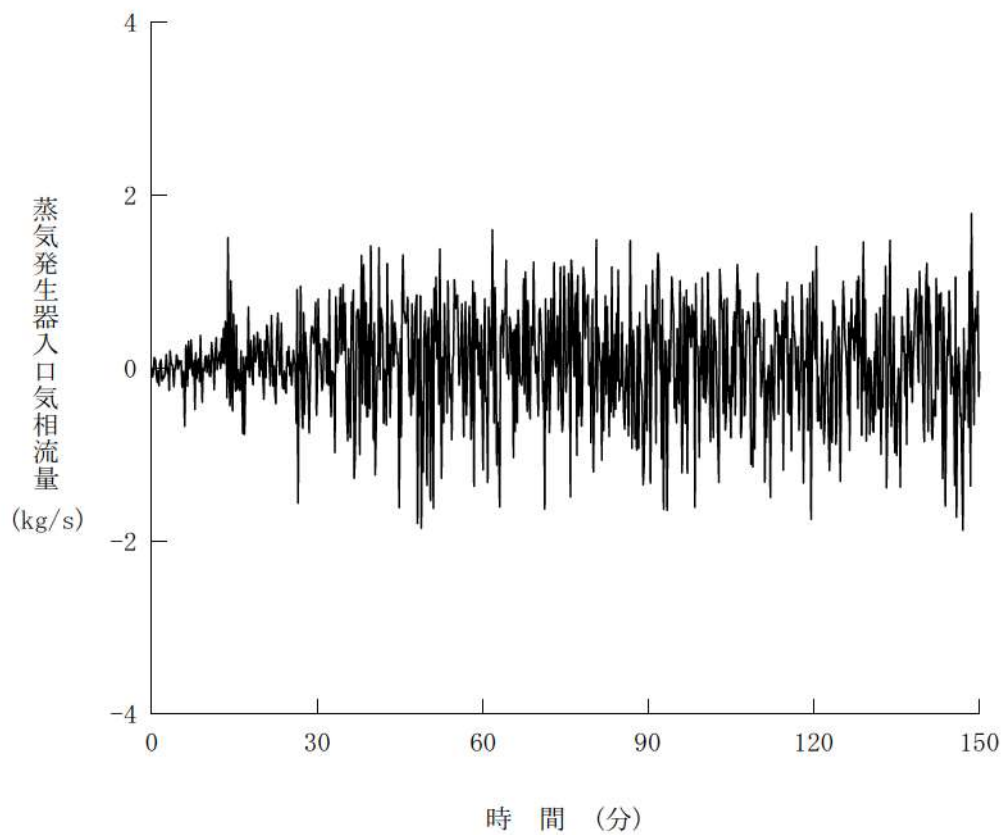


図2 原子炉冷却材の流出時の蒸気発生器入口気相流量の推移

## 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、漏えい箇所の特定制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替建屋内の遮蔽設計基準値(第IV区分:0.15mSv/h未滿)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	純水による希釈は発生しな 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>・仮に事象発生後の 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>・事象発生後の約 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>・事象発生後の 10 分後に流出箇所を特定できる。</li> <li>・事象発生後の 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

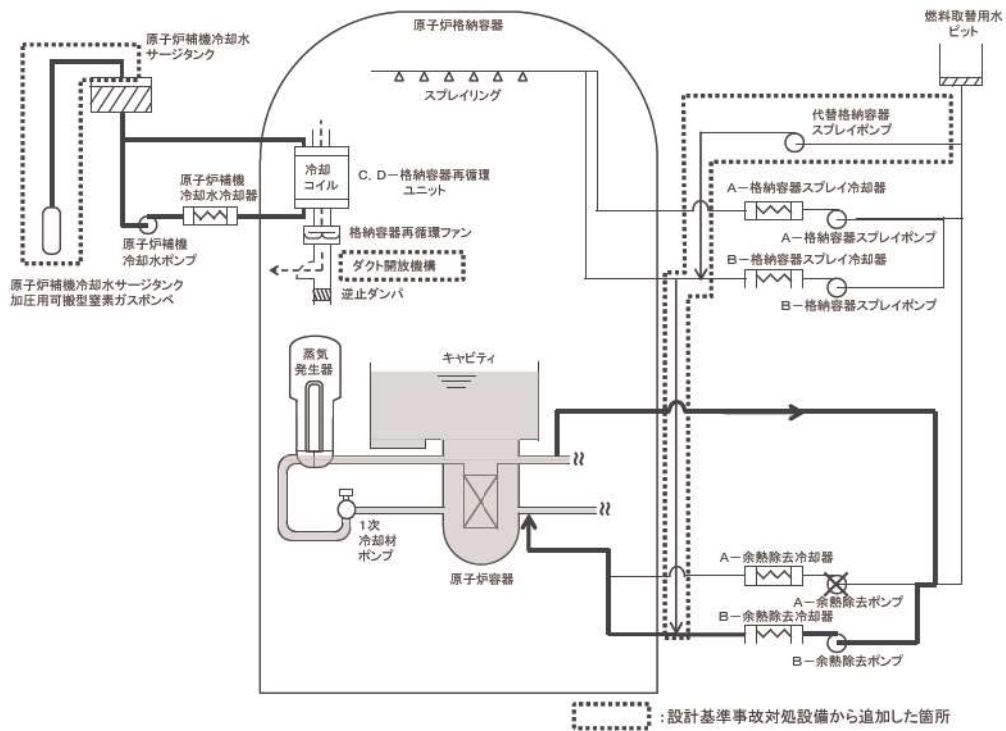


図1 重大事故対策概要図（崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出の場合）

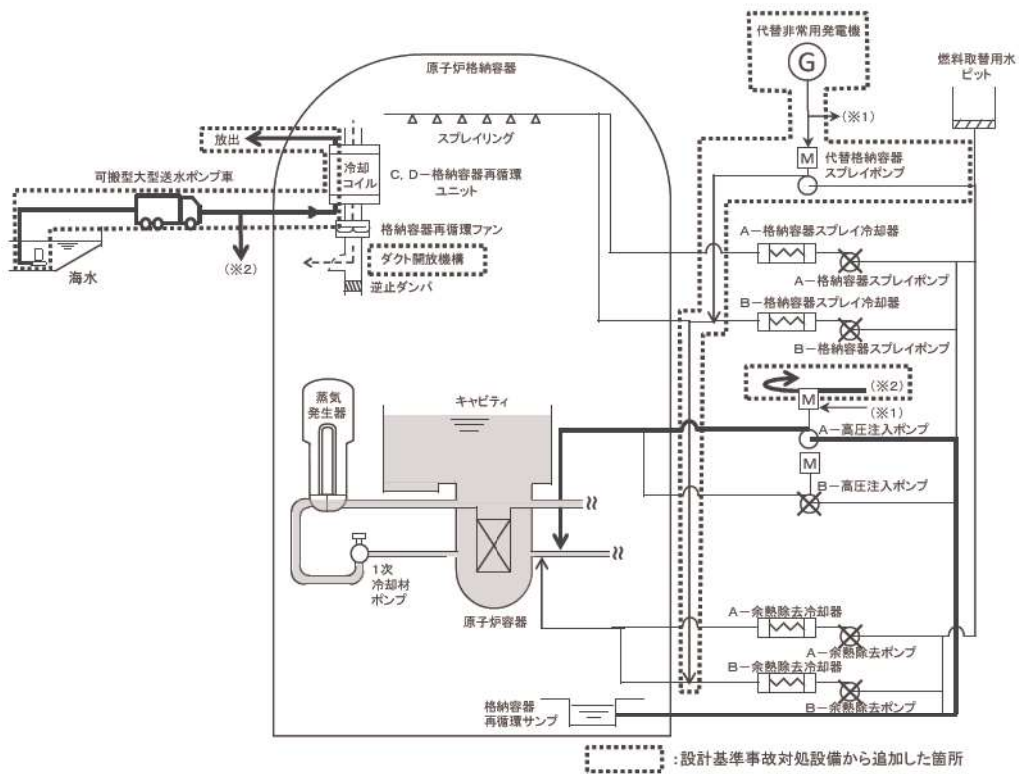


図2 重大事故対策概要図（全交流動力電源喪失の場合）





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。



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。
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している。
6	原子炉キャビティ満水 （燃料取出し）	崩壊熱が低く、1次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、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（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			未臨界の確保
	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*	評価対象外	
7 燃料取出し状態				
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。	○	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。	○		
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 —：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

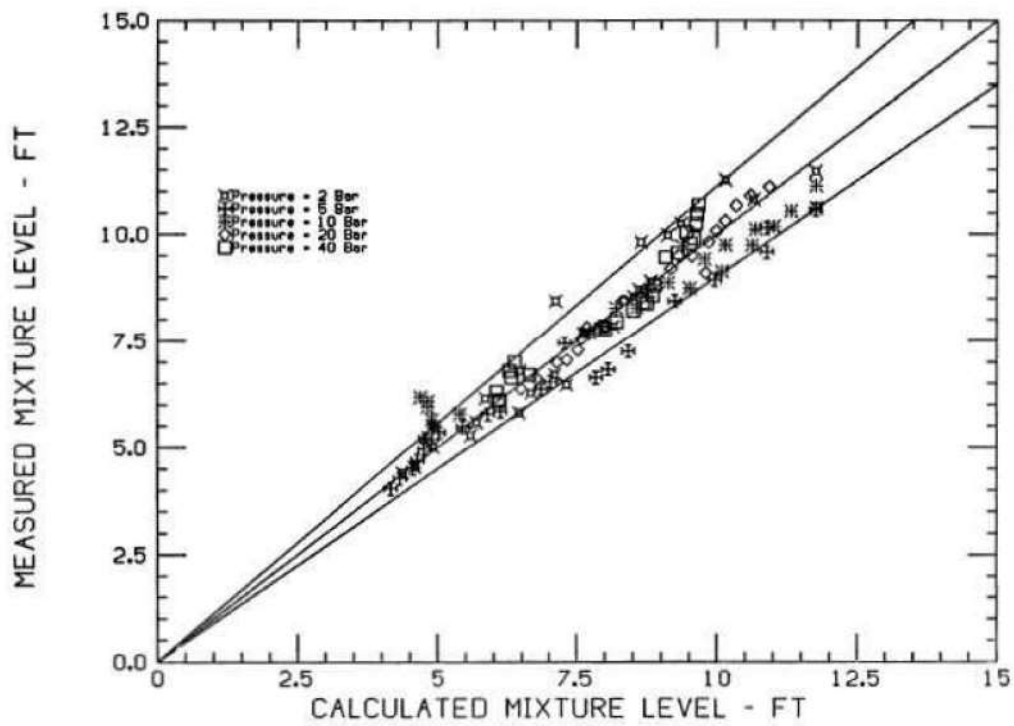


Figure 6-6. Comparison with JOMIT Data in a Heated Bundle at 2,5,10,20,40 Bars

図1 M-RELAP5の炉心水位の不確かさについて

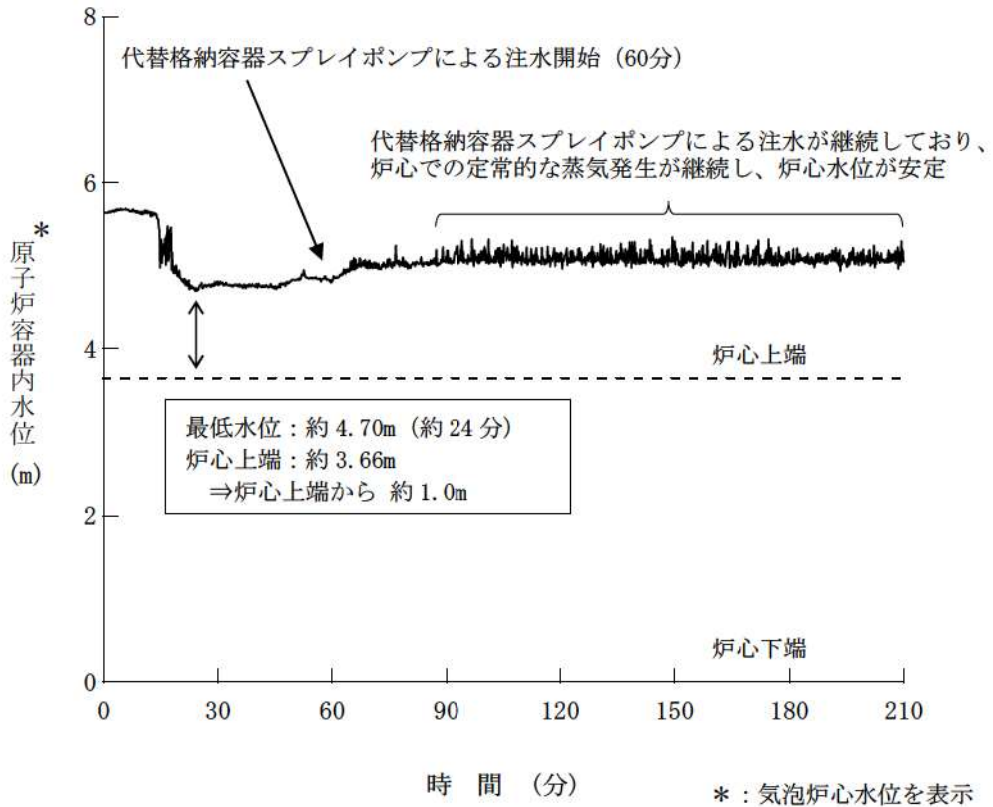


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の原子炉容器内水位の推移

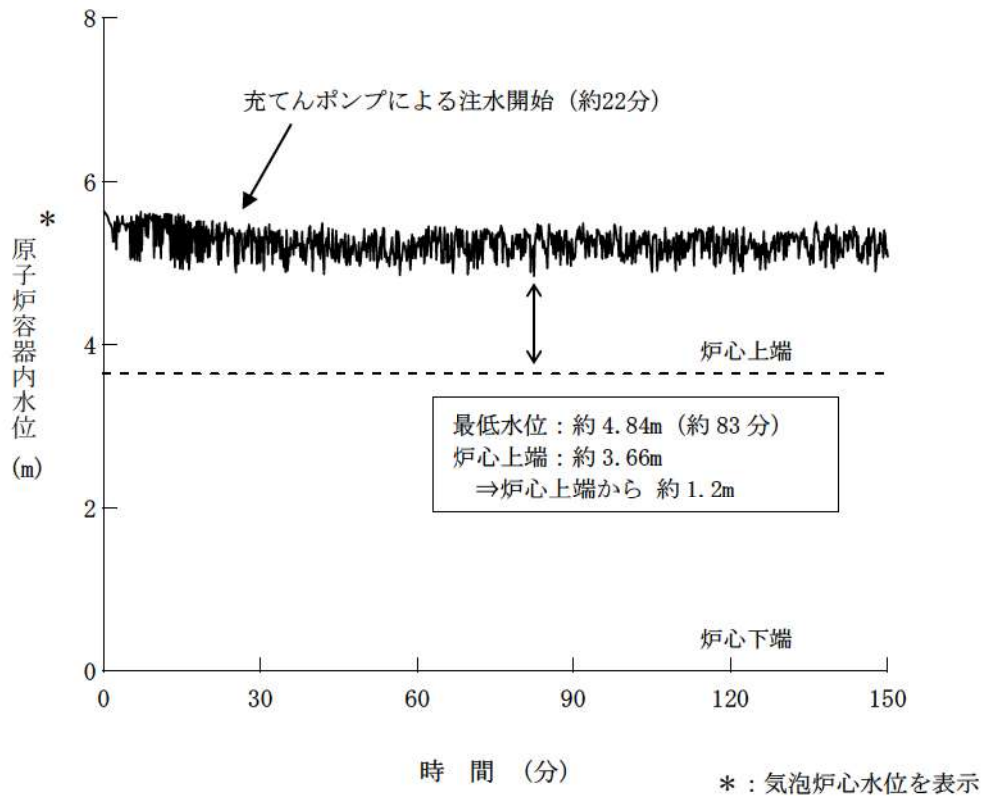


図3 原子炉冷却材の流出時の原子炉容器内水位の推移



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。

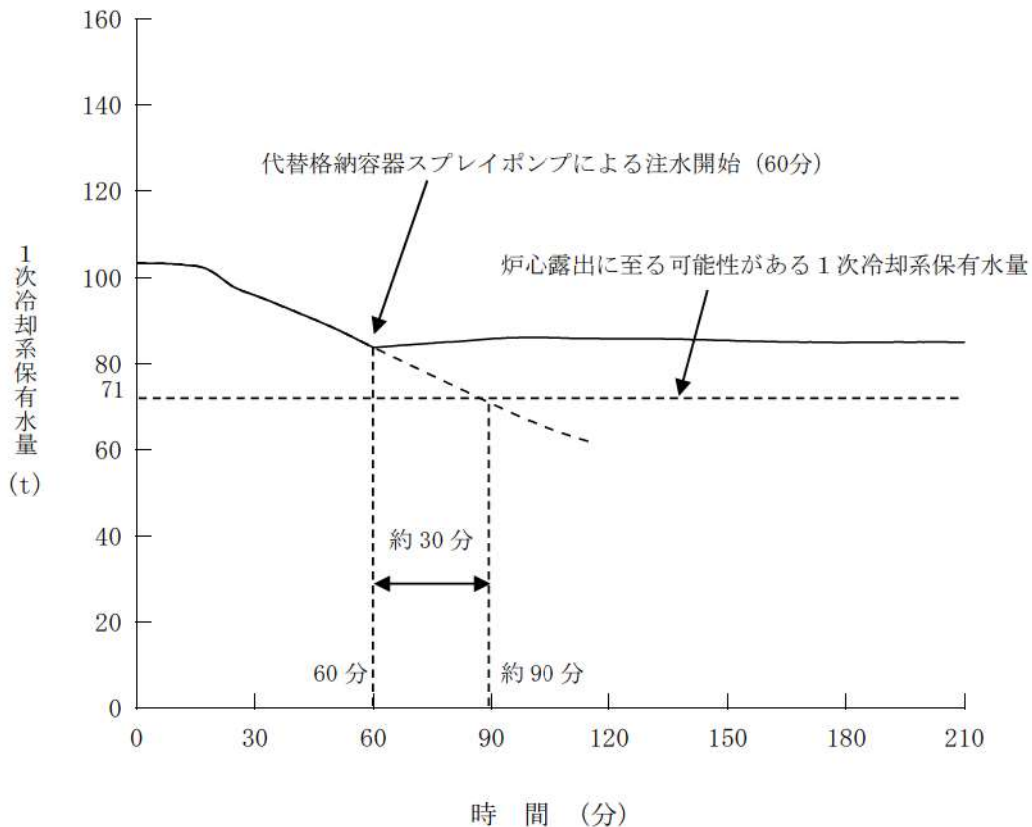


図1 1次冷却系保有水量の推移  
添 7.4.1.14-1

[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	事象発生から60分後	事象発生から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

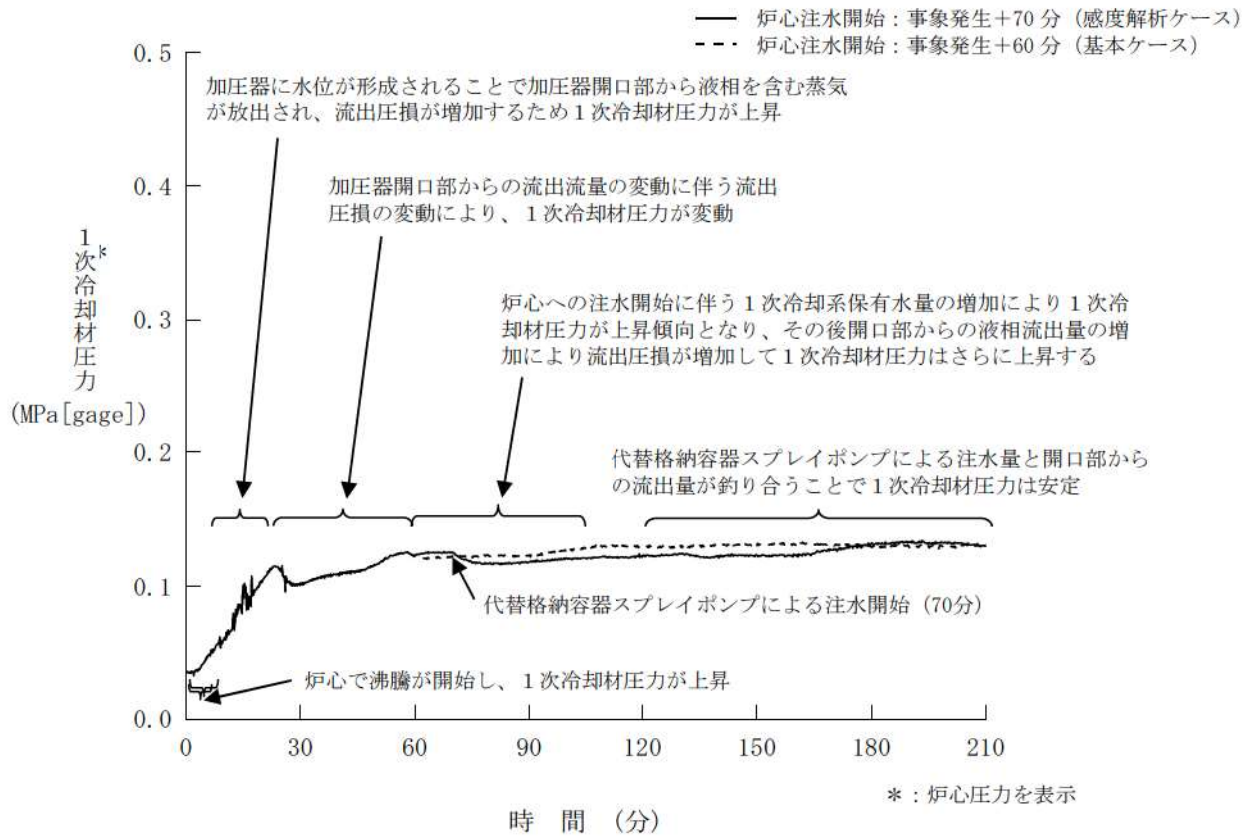


図2 1次冷却材圧力の推移

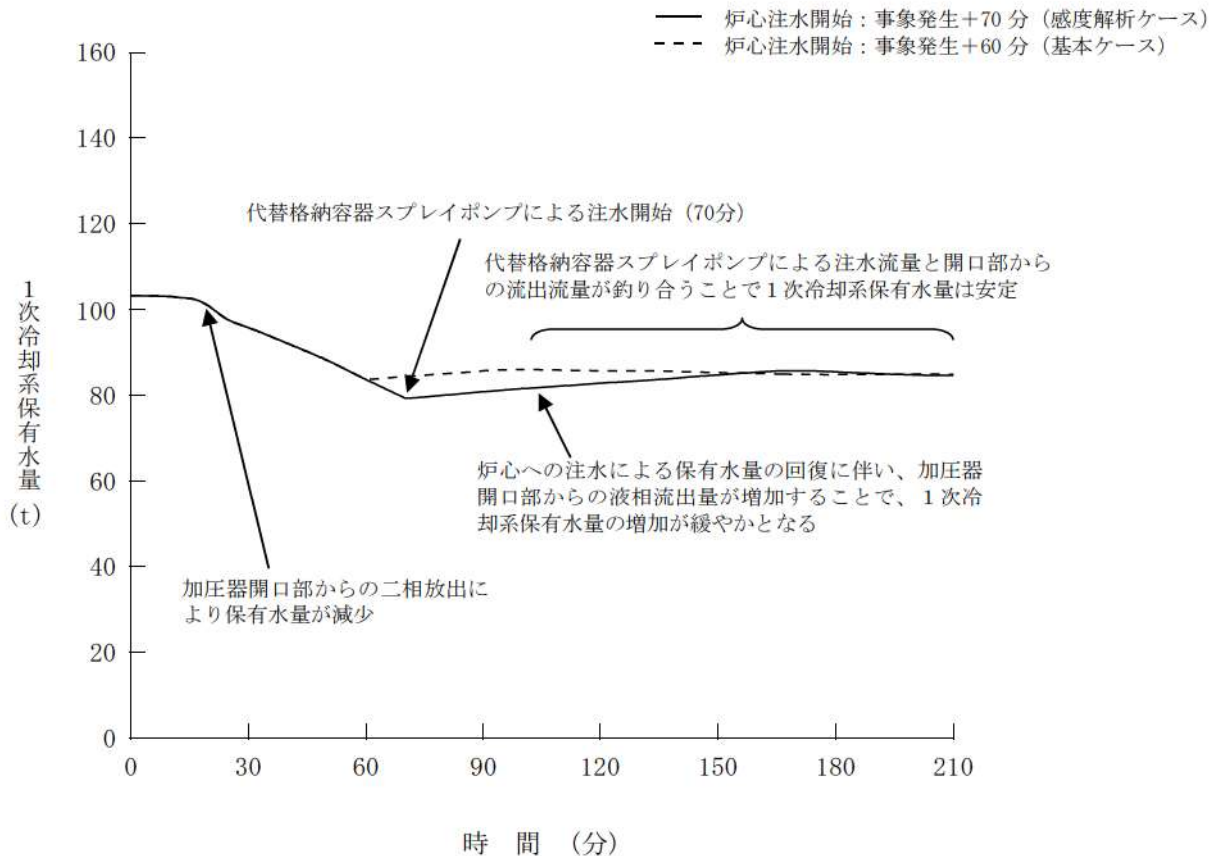


図3 1次冷却系保有水量の推移

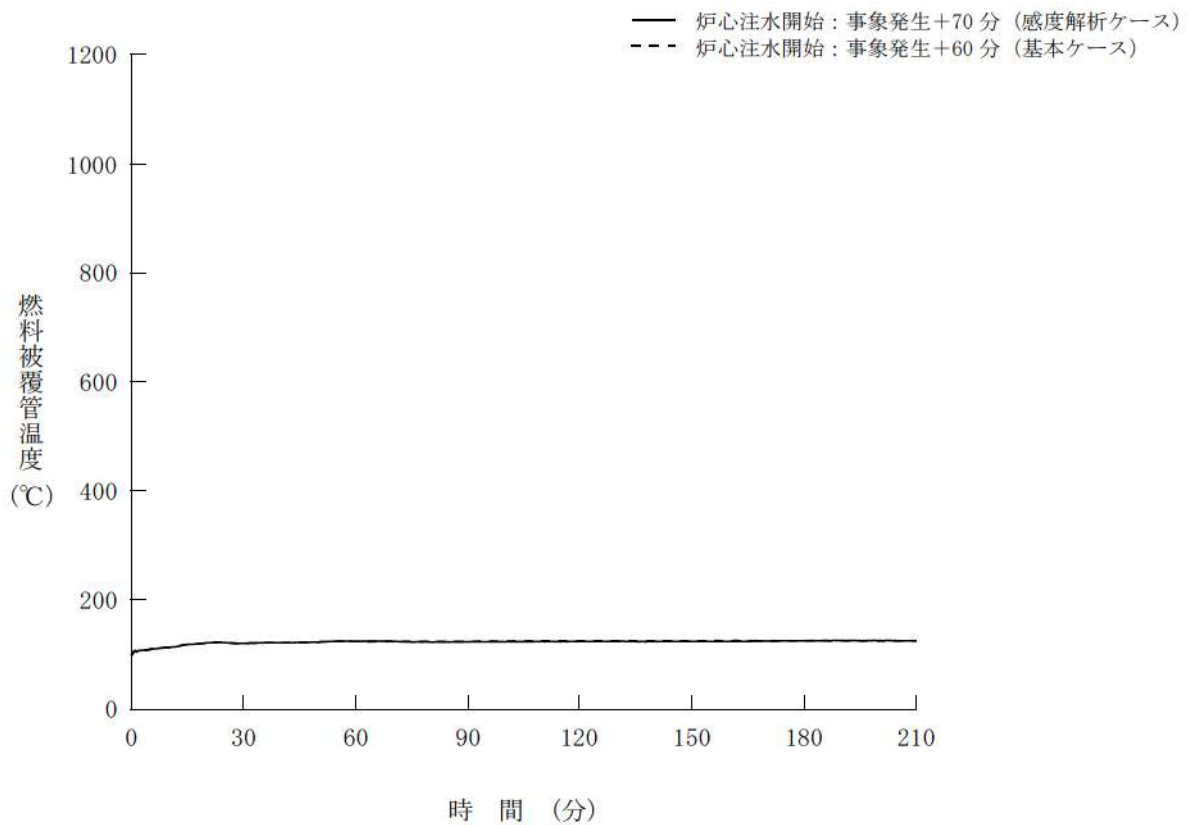


図4 燃料被覆管温度の推移

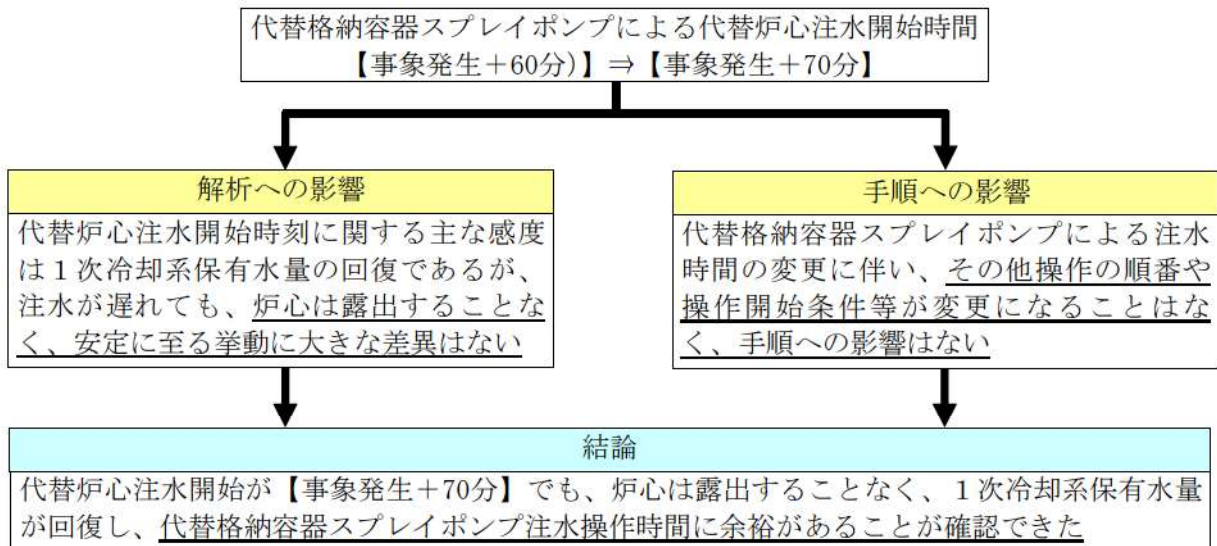


図5 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

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、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時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、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おいて、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	72時間以上 (定期検査工程毎)	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たとし、原子炉停止後の最長時間を短くし、炉心崩壊熱が大きく、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ため、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。



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。	解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に影響はない。	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く、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
	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	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。		
		充てん機能及び高圧注入機能喪失	待機中の余熱除去機能喪失		
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	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。	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 60分後	運転員等操作時間として、事象発生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(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。</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ス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、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備、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>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>【操作の確実性】 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盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</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操作開始時間と実際の操作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。材料(添付資料7.4.1.14)</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。</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>運転員が実施可能なことを確認した。</p>

## 水源、燃料評価結果について（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。

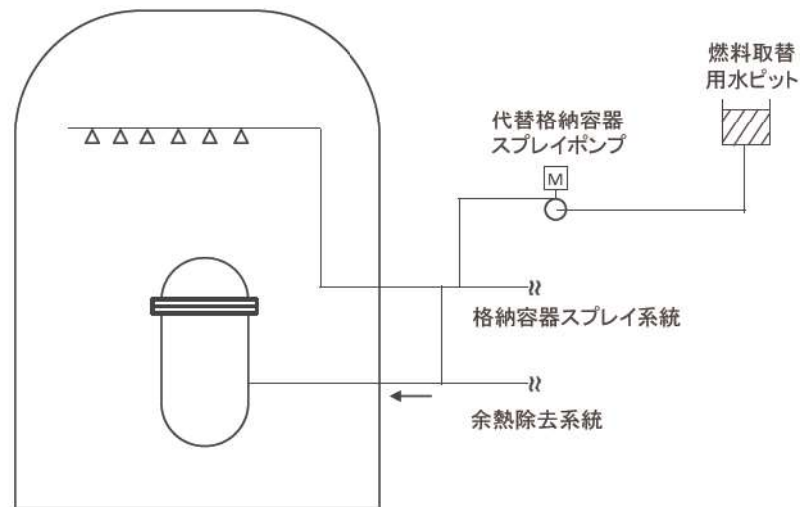


図 系統概略図

## 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：外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力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	

### 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 施設定期検査中において点検により監視できない期間がある

※2 施設定期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