

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE741 r. 3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1 概要
 - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6 解析の実施方針
 - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9 参考文献

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス

 - 7.2 重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故1
 - 7.3.2 想定事故2

 - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件

7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.4 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）」において，燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「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等に伴い，余熱除去機能が喪失することから，緩和措置がとられない場合には，炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い1次系保有水量が減少することで炉心が露出し，燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，炉心注水を行うことにより1次系保有水を確保し，燃料損傷を防止する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「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、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。長期的な除熱を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.4.1.1図に、対応手順の概要を第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のうち、「7.4.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち災害対策要員は1名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は3名である。この必要な要員と作業項目について第7.4.1.3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、13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。

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炉心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次系保有水確保操作

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

炉心注水及び1次系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

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. 高圧再循環運転による1次系の冷却

長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を継続して実施する。

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

高圧再循環運転による1次系の冷却操作に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

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

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

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

7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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の観点から代表性があり、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に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、充てんポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

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

すべての評価項目を満足できる。

(添付資料7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.1.12)

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

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.1.2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. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、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も機能喪失するものとする。また、充てん注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

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、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、c.(a)で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量として、 $29\text{m}^3/\text{h}$ とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水操作は、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、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加し、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。

事象発生60分後に代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系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

炉心上端ポイド率は第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有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内

の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

(添付資料7.4.1.5)

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

この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界維持できる。

(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、事象発生約120分後に、1次系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

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

(添付資料7.4.1.7, 7.4.1.8, 7.4.1.9)

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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

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

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.1.8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の高さであるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.4.1.13)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の

設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、第7.4.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等によ

る事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.13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次系保有水量の推移と同様の推移をするものとして、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、約30分の操作時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.4.1.14)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替

格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.4.1.15)

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必要な初動の要員は「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり10名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水については、事象発生の約59.6時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約534.5kLとなるが「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

(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等に伴い、余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「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は、短期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，長期対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

事故シーケンスグループ「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により，炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても，原子炉容器蓋は閉止されている状態であり，放射線の遮蔽を維持でき，また，炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果，燃料有効長頂部は冠水し，放射線の遮蔽は維持され，未臨界が確保されており，評価項目を満足していることを確認した。また，長期的には安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は，本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水等の

燃料損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であり，事故シーケンスグループ「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）」における
重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 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。	-	-	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	・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。	-	-	-
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。	【余熱除去ポンプ】	-	-
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。 ・代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。	【充てんポンプ】 【高圧注入ポンプ】 【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 1次冷却材圧力（広域）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.1.1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）」における
重大事故等対策について（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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炉心への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。	—	—	—
g. 炉心注水及び1次系保有水確保操作	・炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸発により崩壊熱を除去する。	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	・原子炉格納容器圧力指示が上昇し 0.025MPa [gage] になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	—	原子炉格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.1.1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）」における
重大事故等対策について（3 / 3）

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

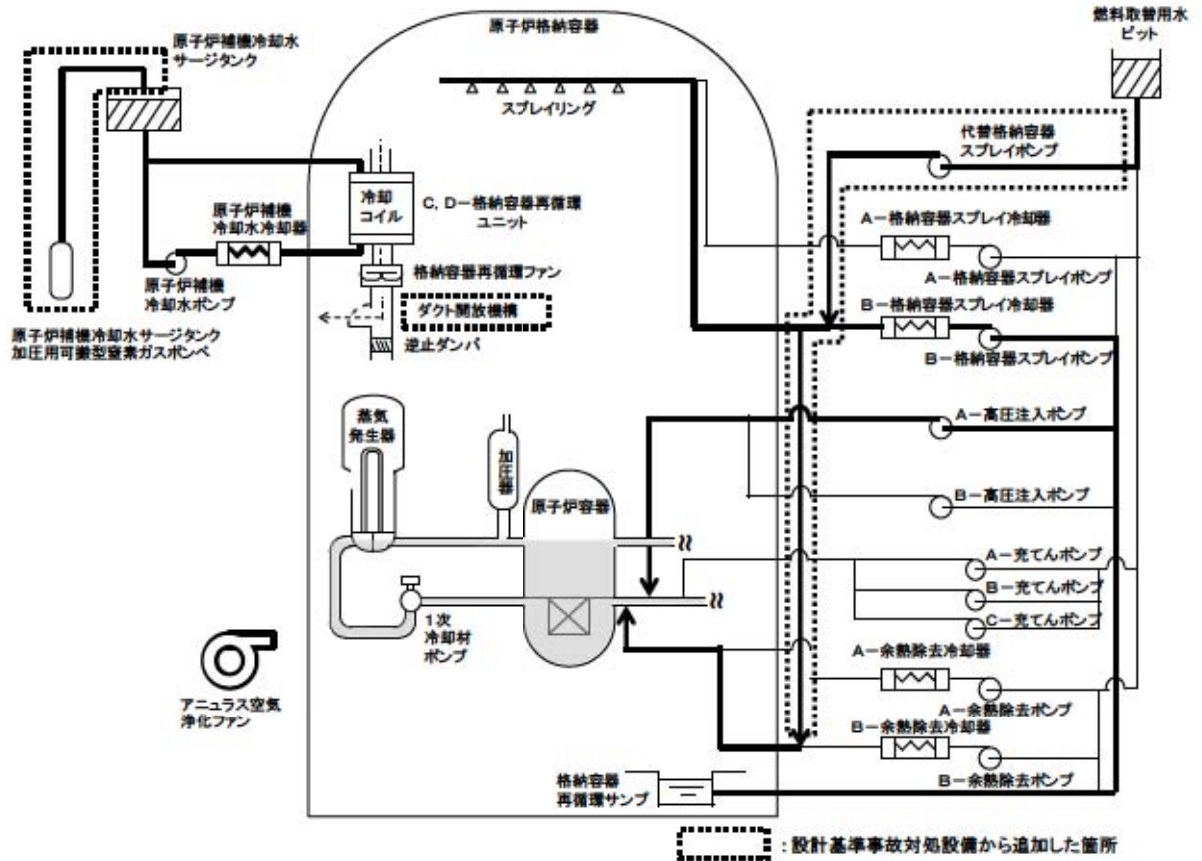
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.1.2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）

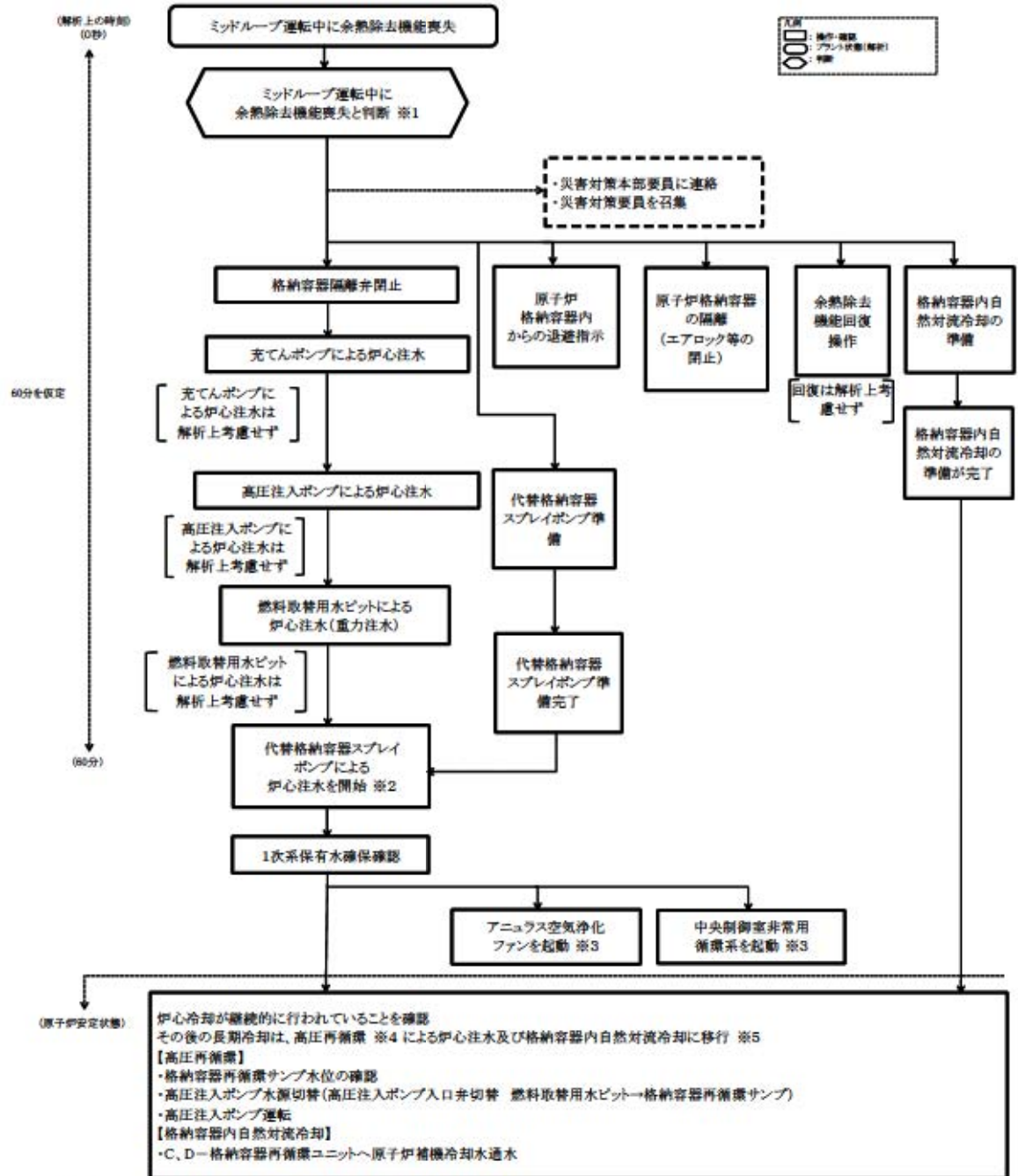
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 (初期)	93℃(保安規定モード5)	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から2次系からの冷却は想定しない。

第7.4.1.2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	起回事象	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	待機中の余熱除去系機能喪失 充てん注入機能喪失	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 ³ /h	原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生後の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



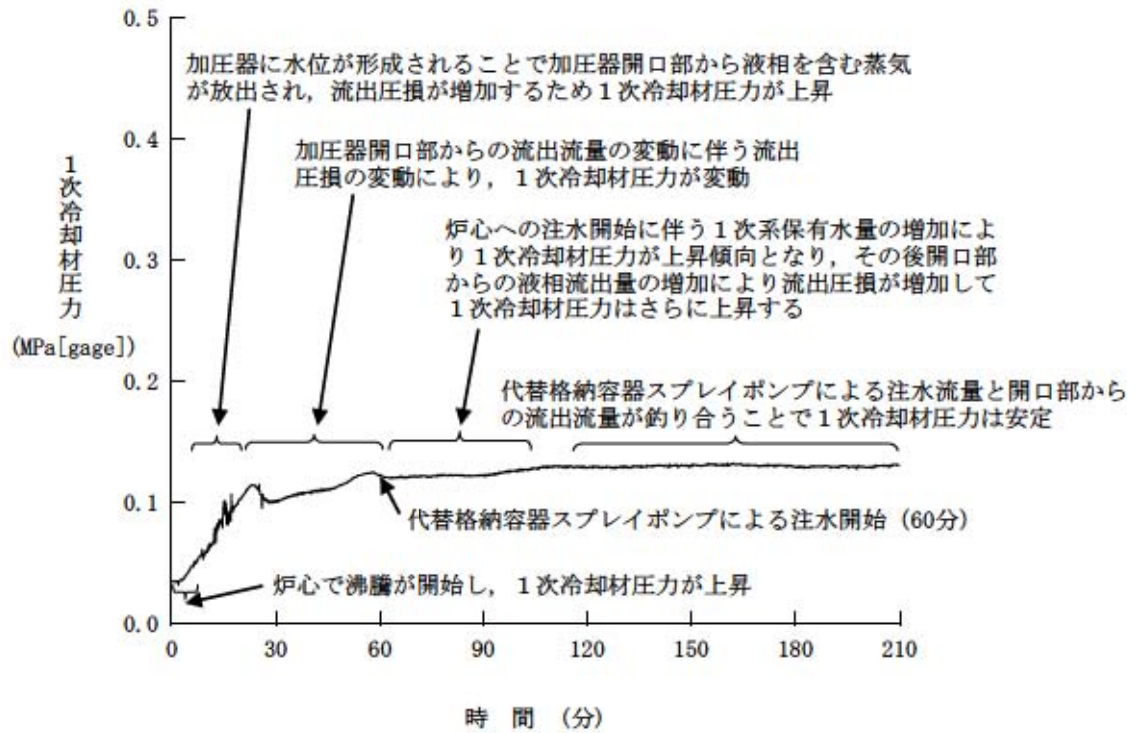
- ※1: 余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。
 ※2: 実際の操作では準備が完了し炉心に注水が可能となればその段階で実施する。また、注水流量は、29m³/hを下回らない流量とする
 ※3: 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する
 ※4: 燃料取替用水ビット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が71%以上であることを確認し、高圧再循環に移行する
 ※5: 原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

第 7. 4. 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)

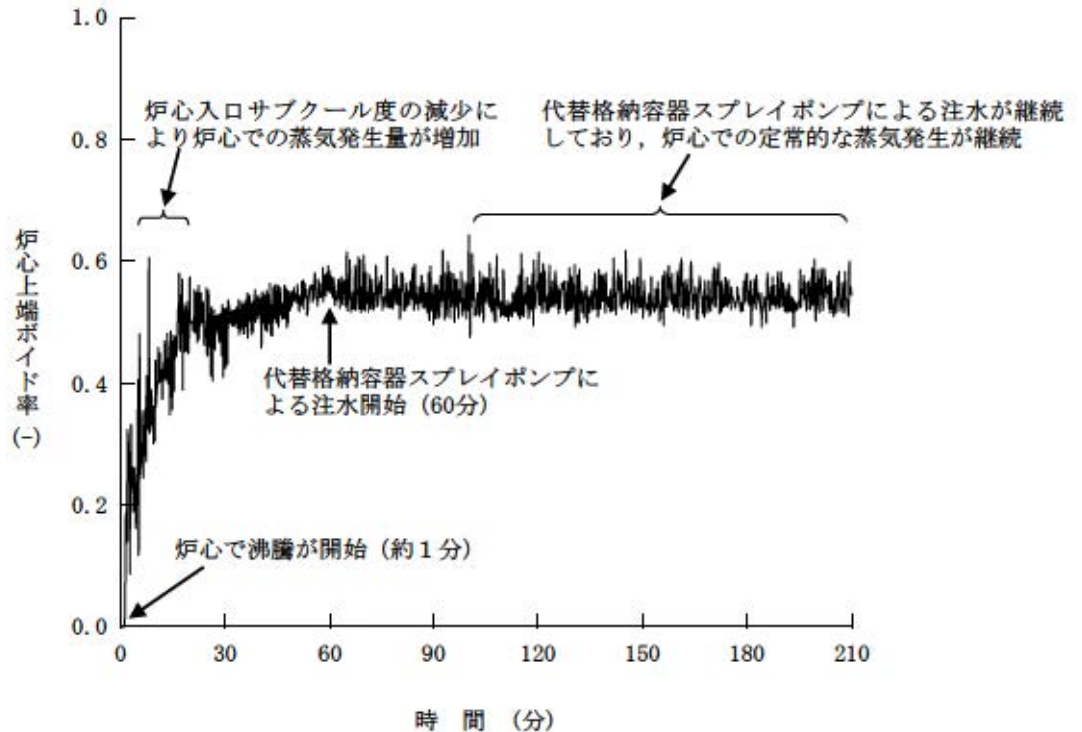
必要な要員と作業項目			経過時間(分)		備考
作業の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は始作業後移動して来た要員	作業の内容	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100	経過時間(時間)	
			▼事故発生		
			▼プラント停止判断		
				▼30分 代替燃料容器スプレイポンプによる炉水降給	
炉内監視	運転員a, b	1 炉内監視 2 炉内監視(炉内監視員と判別) 炉内監視員は炉内の巡回操作 (中央監視室操作)		10分	
燃料容器降給	運転員a	1 燃料容器降給停止操作 (中央監視室操作)		5分	
	燃料容器内作業員	燃料容器内作業員からの巡回・点検 (現場操作)		20分	重大事故発生時に必要な要員とは関係のない一般作業員。
	燃料容器出入作業員	燃料容器内作業員からの巡回確認 (現場操作)		30分	夜間・休日開始後24時間、コアトップ前に待機する。
	運転員c	1 燃料容器コアストップ閉止確認 (現場操作)		25分	
余熱除去系運転の復旧操作 (解放上考慮せず)	運転員a	1 余熱除去系運転の復旧操作 (中央監視室操作)		5分	復旧作業
	運転員b	1 余熱除去系運転の復旧操作 (現場操作)		10分	復旧作業
代替燃料容器スプレイポンプ駆動操作	運転員a	1 代替燃料容器スプレイポンプ駆動準備 (中央監視室操作)		5分	
	運転員b	2 代替燃料容器スプレイポンプ駆動準備 (現場操作)		30分	
	運転員c	1 代替燃料容器スプレイポンプ駆動～炉水降給 (現場操作)		5分	
	運転員d	1 代替燃料容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)		10分	
炉でポンプによる炉心炉水操作 (解放上考慮せず)	運転員a	1 炉でポンプによる炉心炉水操作 (中央監視室操作)		5分	
高圧注入ポンプによる炉心炉水操作 (解放上考慮せず)	運転員a	1 高圧注入ポンプによる炉心炉水操作 (中央監視室操作)		5分	
燃料取出手水びく伊心炉水操作 (解放上考慮せず)	運転員a	1 燃料取出手水びく伊心炉水操作 (中央監視室操作)		5分	
燃料容器内自然冷却降給	運転員a	1 燃料容器内自然冷却降給準備 燃料容器再循環モードによる冷却操作 (中央監視室操作)		10分	
	運転員c	1 燃料容器内自然冷却降給準備 燃料容器再循環モードによる冷却操作 (現場操作)		25分	c, D-燃料容器再循環モードへ戻す伊心炉水降給を停止し、燃料容器内自然冷却降給を行うことで、燃料容器内の燃料を継続的に減らす。
高圧再循環運転操作	運転員a	1 高圧再循環運転準備 高圧再循環ポンプの起動 (中央監視室操作)		10分	
	運転員a	1 高圧再循環運転準備 高圧再循環ポンプの起動 (現場操作)		5分	中央監視室で燃料容器再循環モードの炉心炉水の流量監視ができる場合は可燃蒸気発生抑制量を維持させる。
排ばく装置操作	運転員a	1 排ばく装置準備 排ばく装置の起動 (中央監視室操作)		5分	燃料取出手水びく水位降下18.2%到達及び燃料容器再循環ポンプ水位(高圧)降下7%以上であることを確認し、高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。
					燃料取出手水びく水位降下0.025MPa(ゲージ)に比べ、排ばく装置として0.025MPa(ゲージ)に到達したため、排ばく装置の起動及び燃料容器再循環のため中央監視室で燃料容器再循環を起動する。

・上記要員に加え、同等作業要員3名にて関係各所に巡回監視を行う。
 ・炉内巡回監視による過熱燃料降給の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の同等作業員も準備を行う。
 ・各作業時間は操作時間、操作条件並びに実際の機体移動を含む作業時間等を考慮した上で解放上の仮定として設定したものであり、運転員は作業条件に従って各操作条件を満たせば解放操作を実施する。
 ・また、運転員が解放と設定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機体については想定時間により異なり)

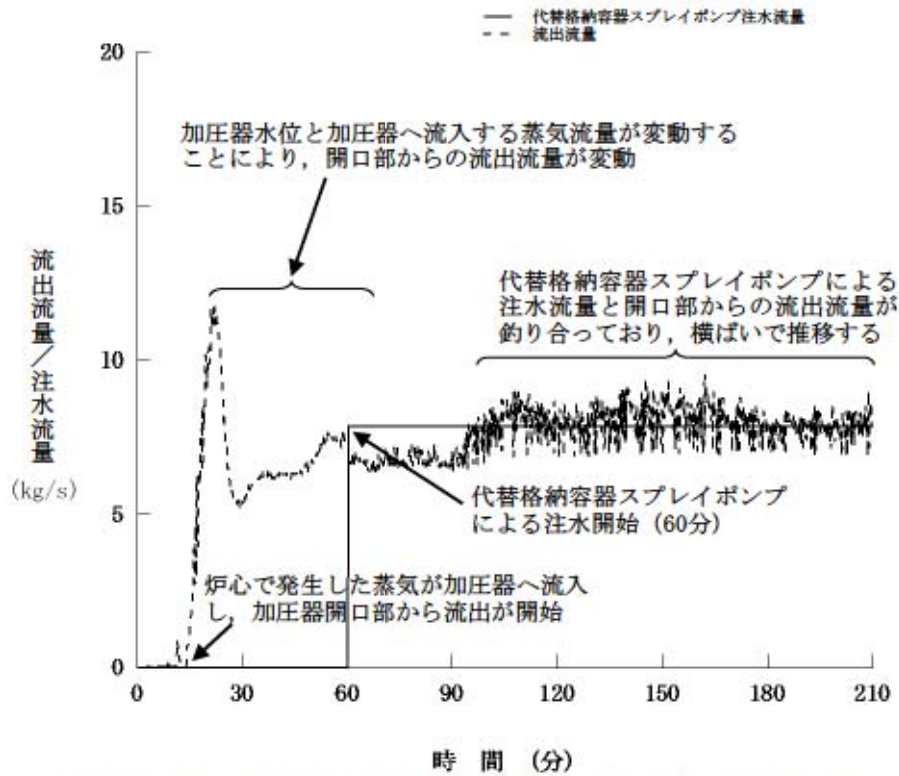
第 7.4.1.3 図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)



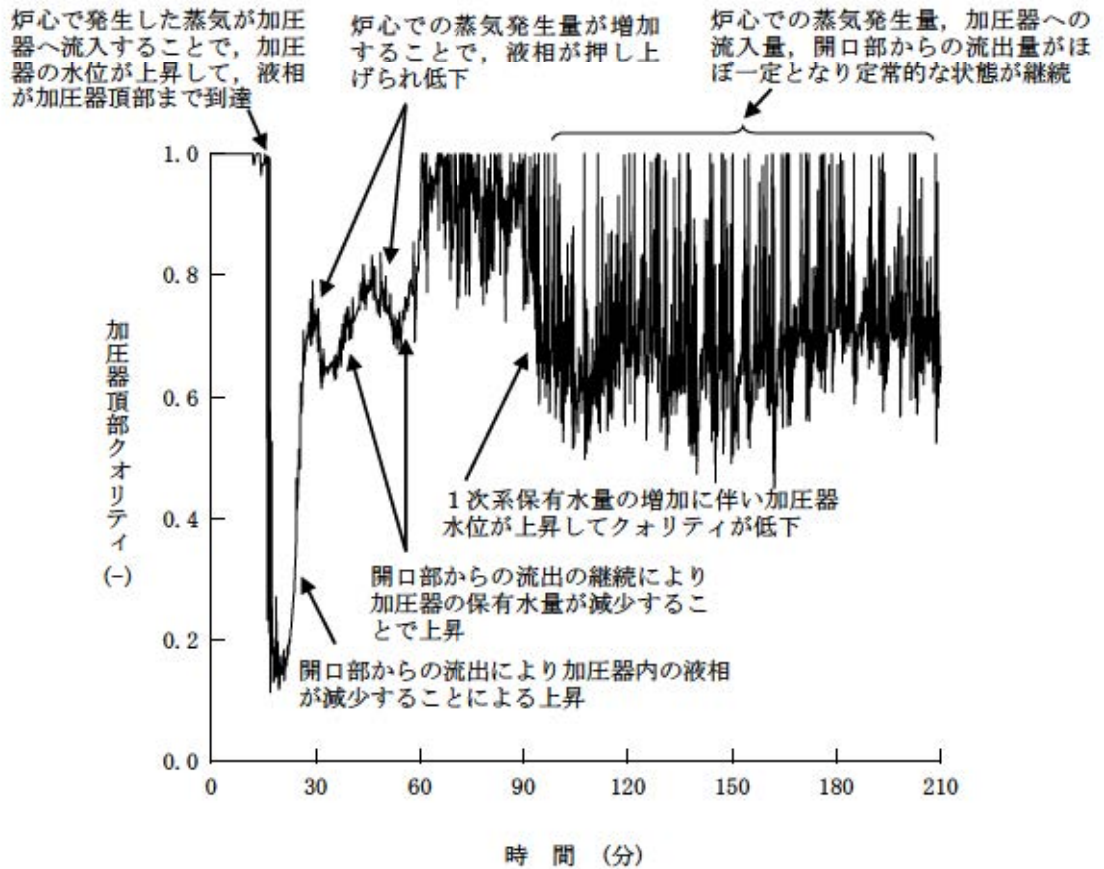
第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移



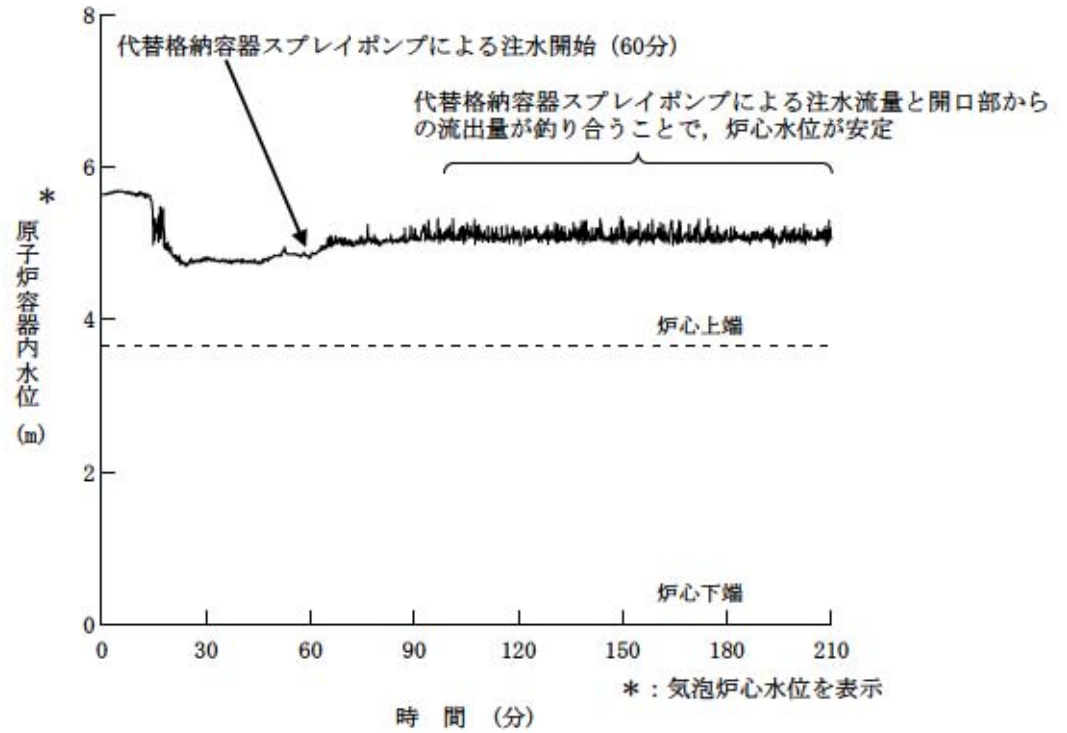
第7.4.1.5図 炉心上端ポイド率の推移



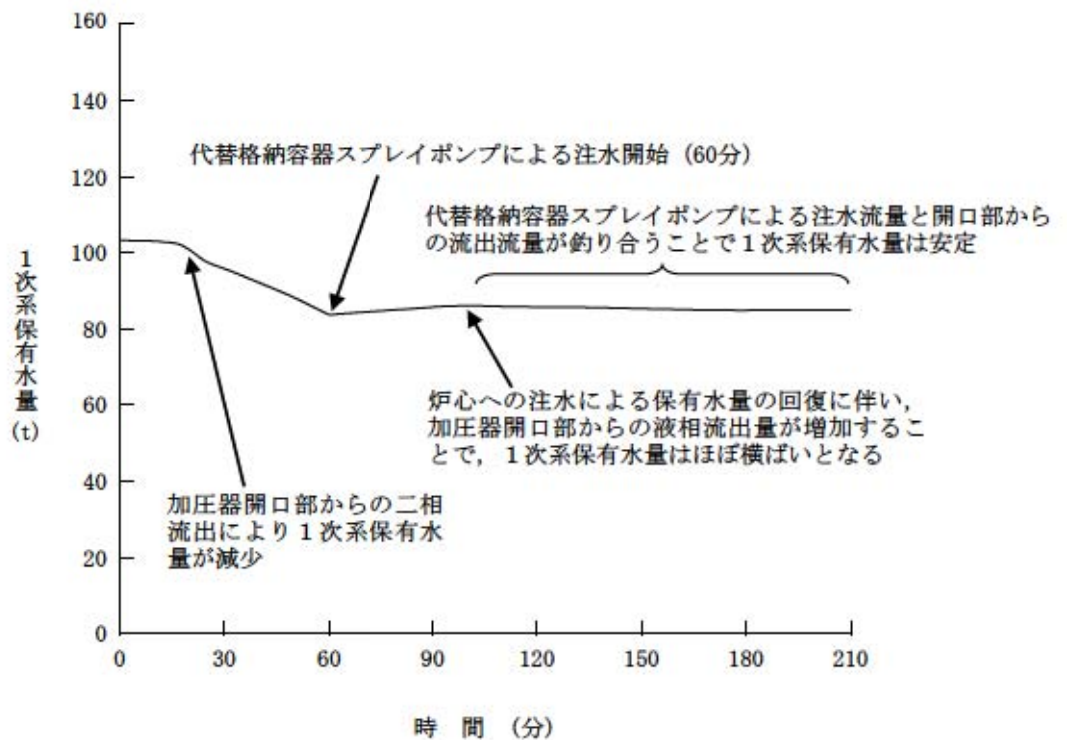
第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



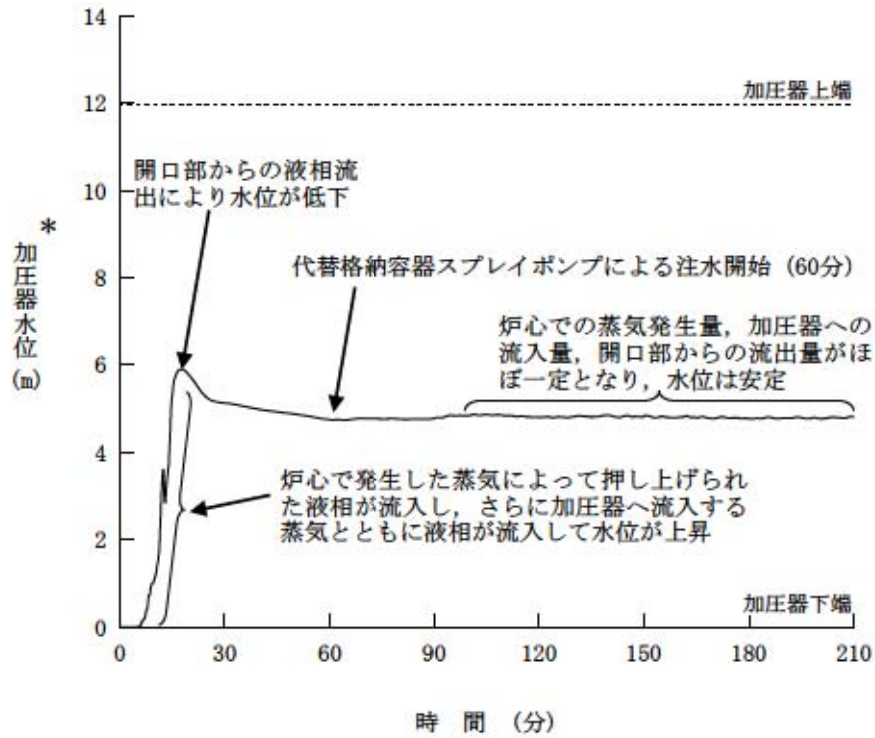
第7.4.1.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

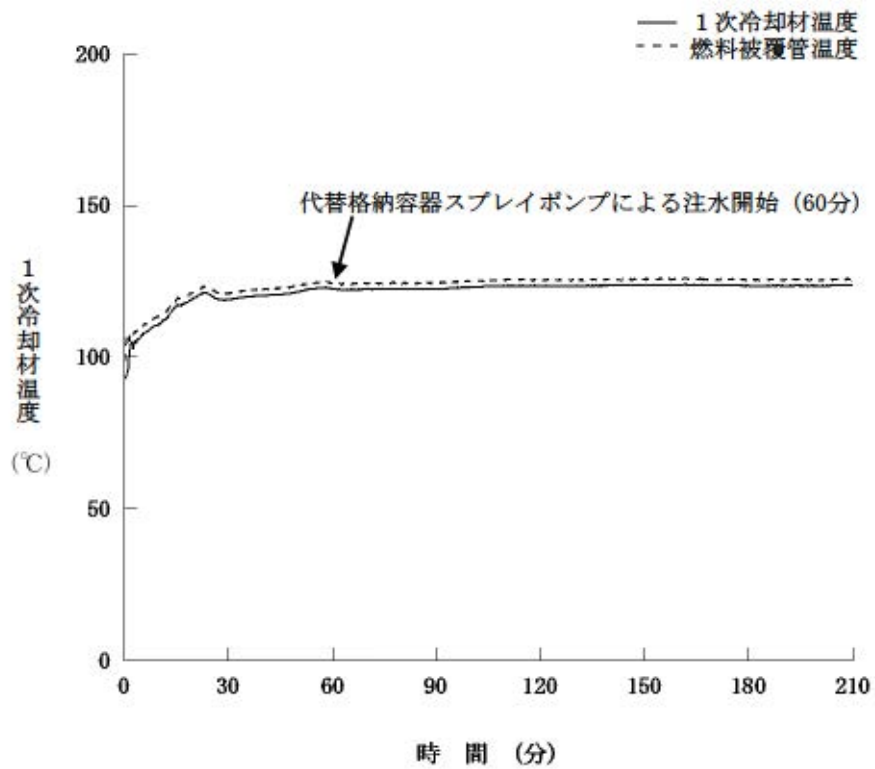


第7.4.1.9図 1次系保有水量の推移

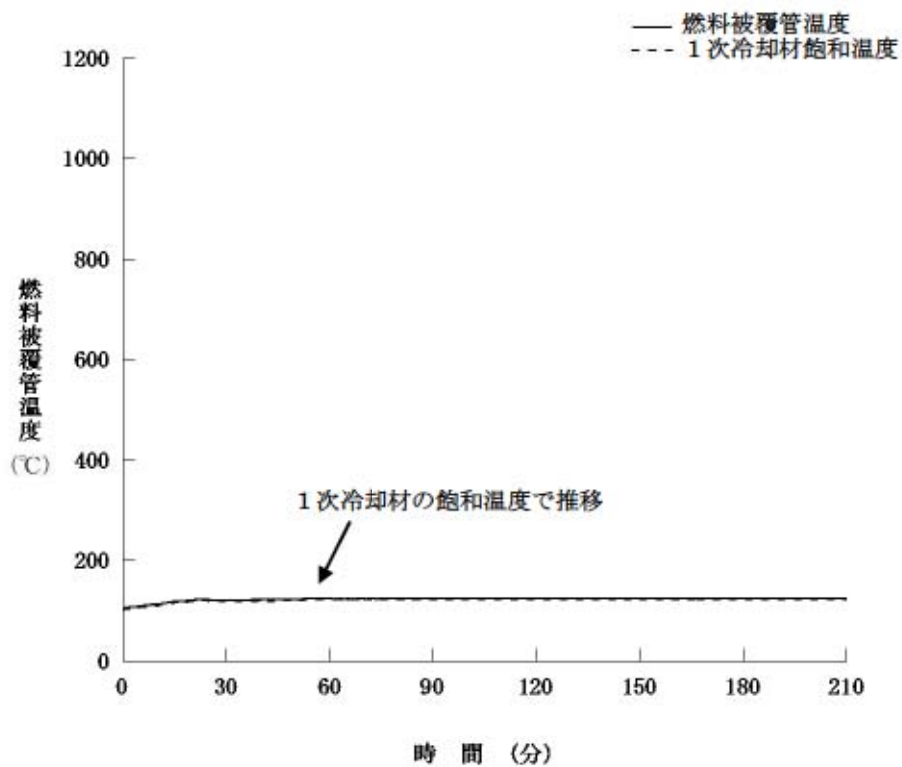


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

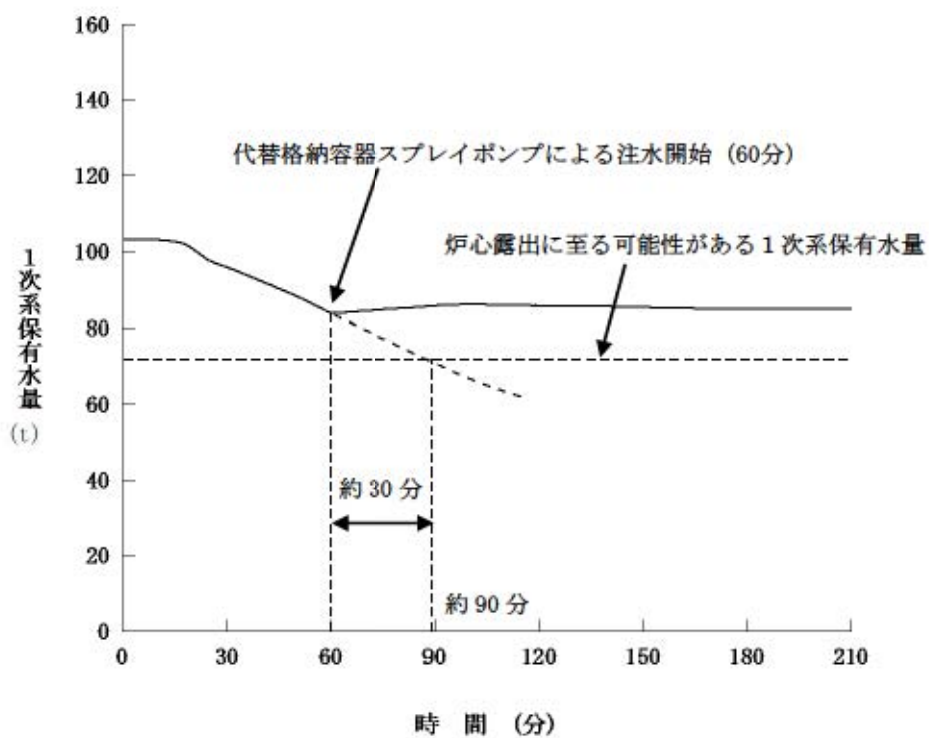
第7.4.1.10図 加圧器水位の推移



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次系保有水量の推移
 (代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE741H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和3年10月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

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

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

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

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

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

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

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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

事象進展について

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

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

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

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

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

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

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

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

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

(7.1.8 格納容器バイパス)

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

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

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

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

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

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

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

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

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

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

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

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

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

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

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

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

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

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

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

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

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

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

(7.2.4 水素燃焼)

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

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

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

（7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用）

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

（7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故）

（7.3.1 想定事故1）

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

（7.3.2 想定事故2）

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

(7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

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

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

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

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

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

(7.4.4 反応度の誤投入)

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

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

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

ミッドループ運転中の事故時における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。）内からの作業員退避に関する対応を下記に示す。

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）について教育等を通じて、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、作業員退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ移動した後、下記の方法で全作業員の退避を確認し、格納容器エアロックを閉止する。

（ミッドループ運転中におけるC/V内の最大作業員数は80名程度、退避時間は最大でも約30分である。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。）

- (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、全員のC/V外への退避を確認し、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	緊急確認	C/V隔離弁閉止
	想定	10分	25分
	検証結果		約17分
作業員	工程		退避・点呼
	想定		30分
	検証結果		
C/V出入管理員	工程		C/V入城退避管理運営等との照合
	想定		30分
	検証結果		
エアロックの閉止	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 ^{*1}

* 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。(閉止後も通常の出入は可能)

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))

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) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 代替格納容器スプレイポンプ i 注入開始 ii 注入流量	事象発生から 60 分後 29m ³ /h	運転員等操作余裕の考え方 蒸発量を上回る流量
(2) 初期条件 1) 1次系圧力 2) 1次系冷却材高温側温度 3) 1次系水位 4) 原子炉停止後の時間 5) 1次系開口部	大気圧 93℃ 原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm 72 時間 加圧器安全弁配管 (3 個) +加圧器のベント弁 (1 個)	ミッドループ運転時の現実的な設定 ミッドループ運転時の運転モード (モード5) の上限値 ミッドループ運転時の水位 最短時間に余裕をみた時間 ミッドループ運転時の現実的な設定

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

事故シーケンスグループ「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。

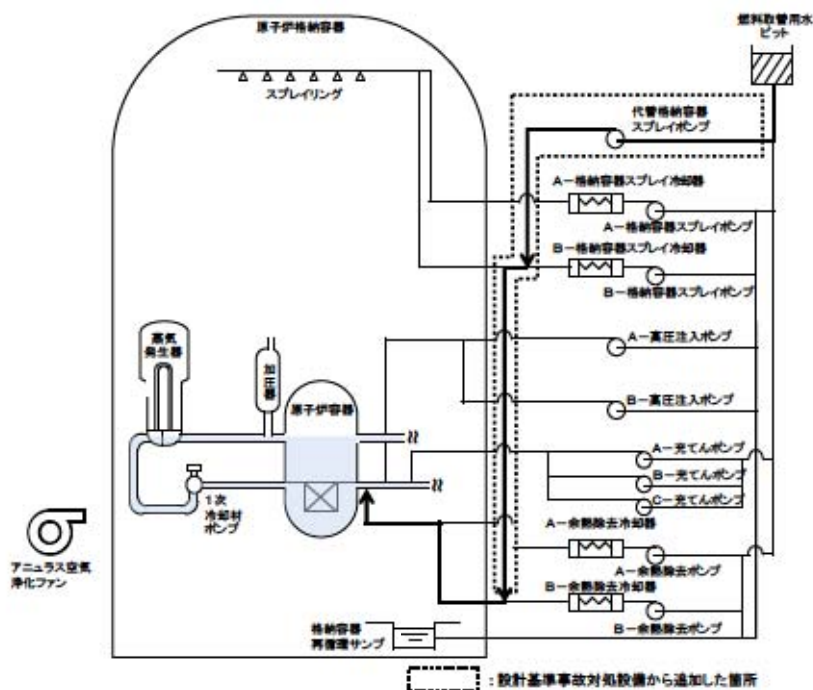


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

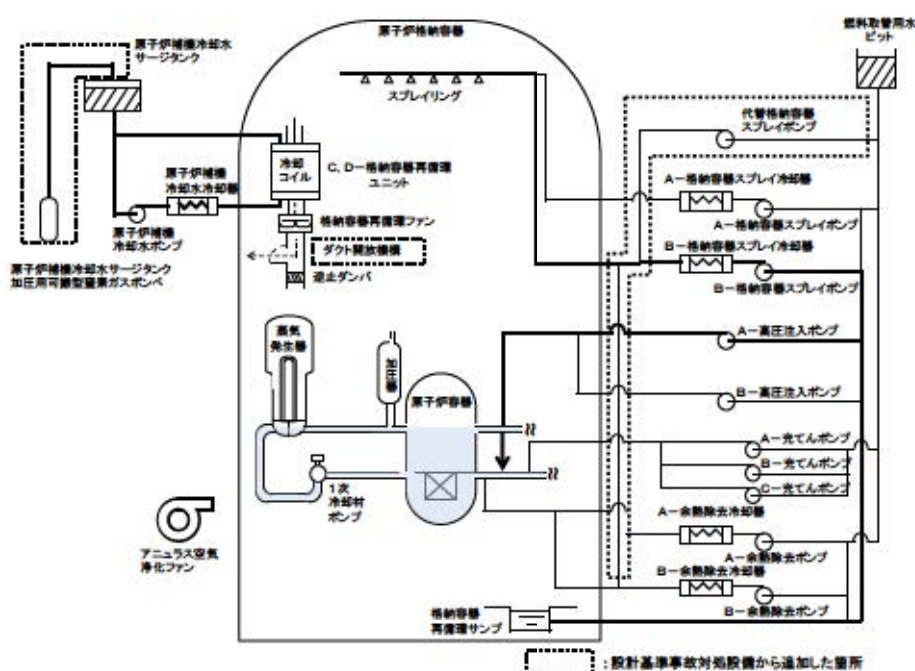


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）

「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次冷却材の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。

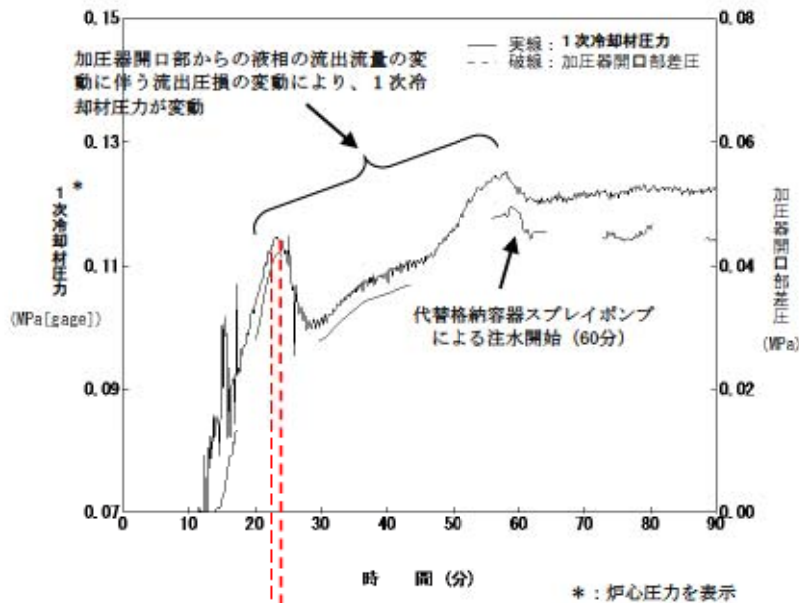


図1 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

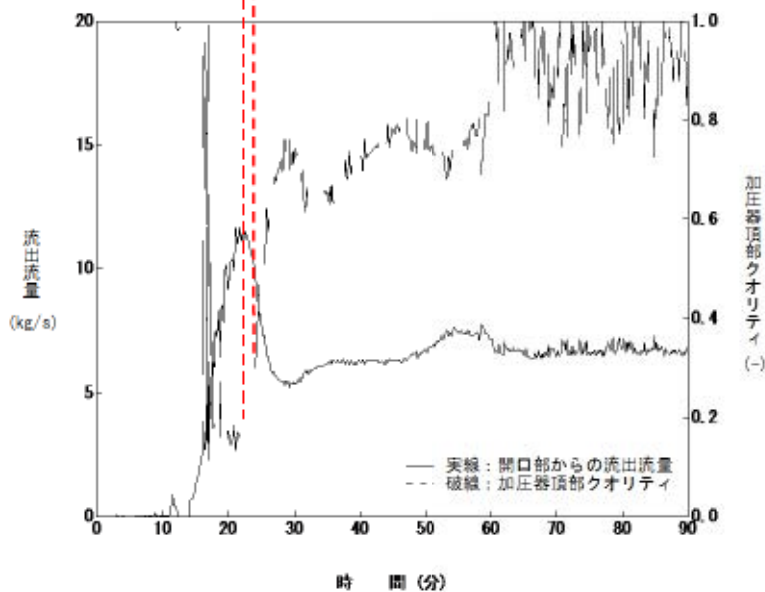


図2 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

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。

- ・ 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。

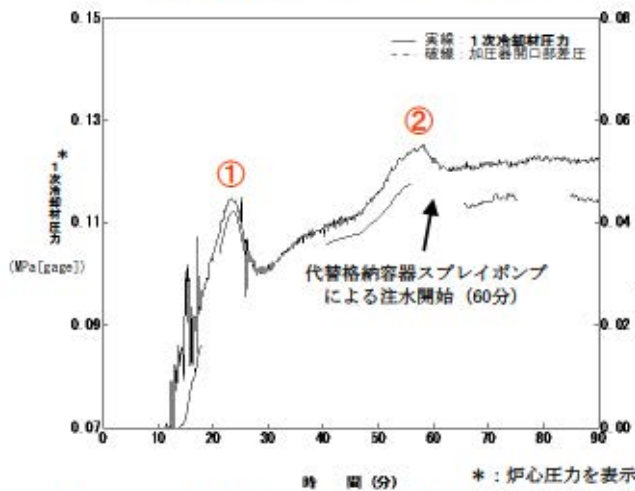


図3 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

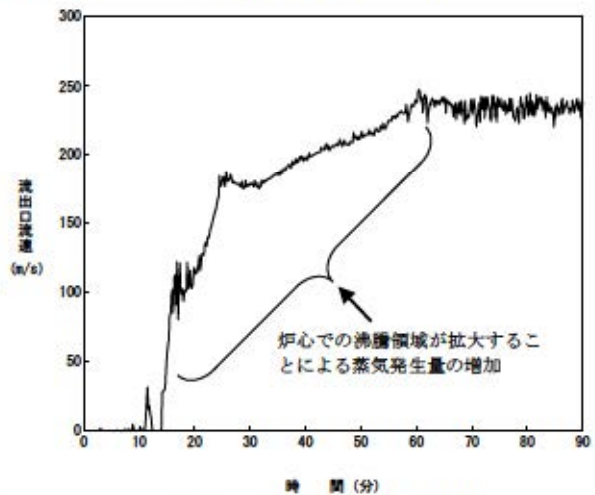


図4 流出口流速の推移

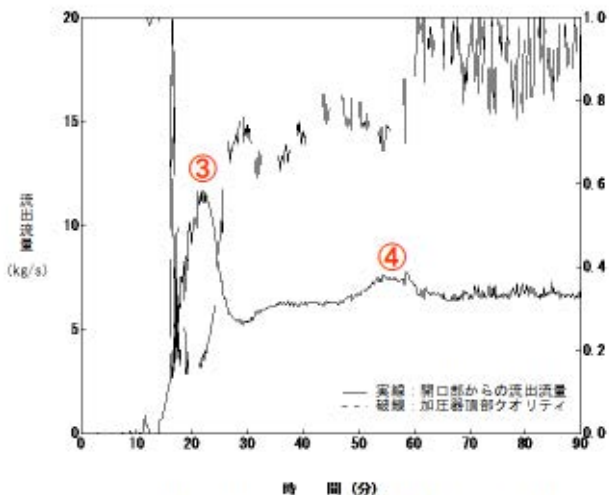


図5 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

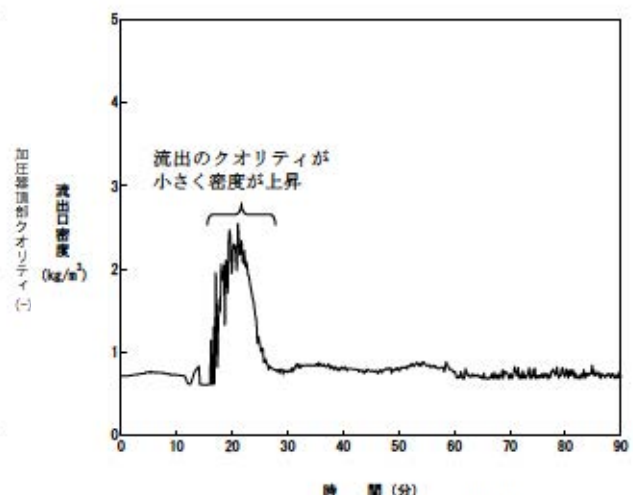


図6 流出口密度の推移

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。

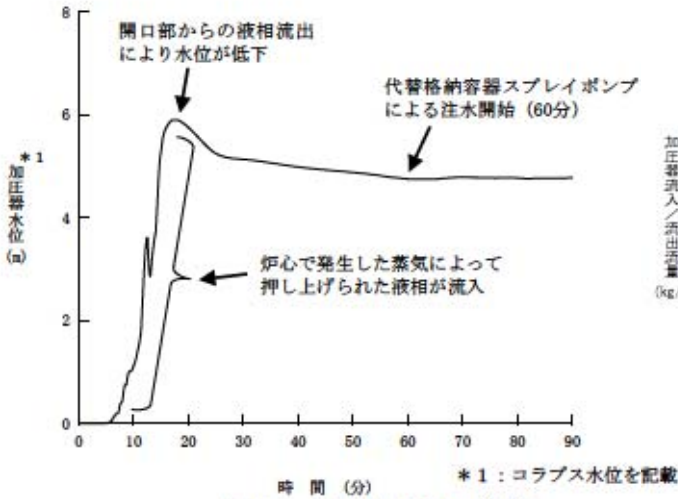


図7 加圧器水位の推移

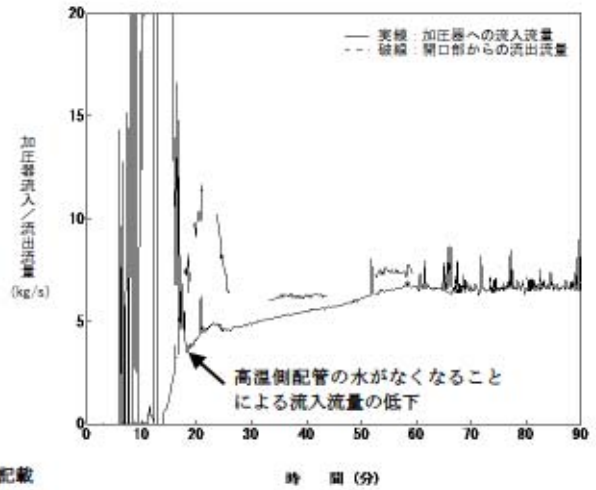


図8 加圧器の流入及び流出流量の推移

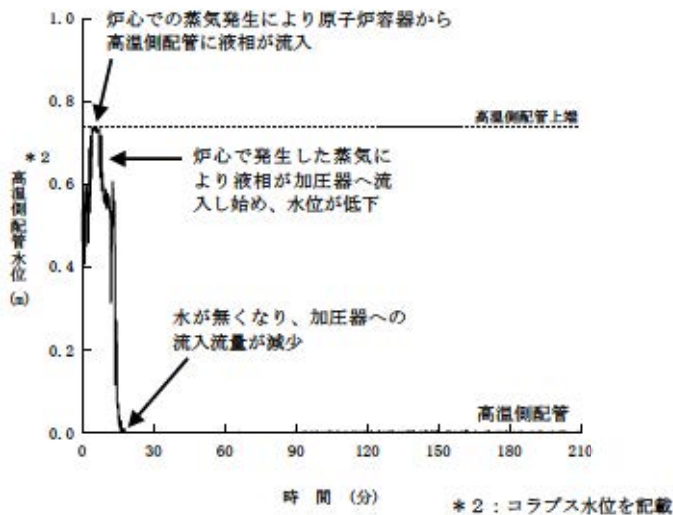


図9 高温側配管水位の推移

ミッドループ運転中の線量率について

設置許可基準における運転停止時の有効性評価において、「放射線の遮へい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」は、炉心は露出しないものの、燃料有効長上端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。

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を表2に示すが、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 100mSv 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へい設計区分は、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 評価条件

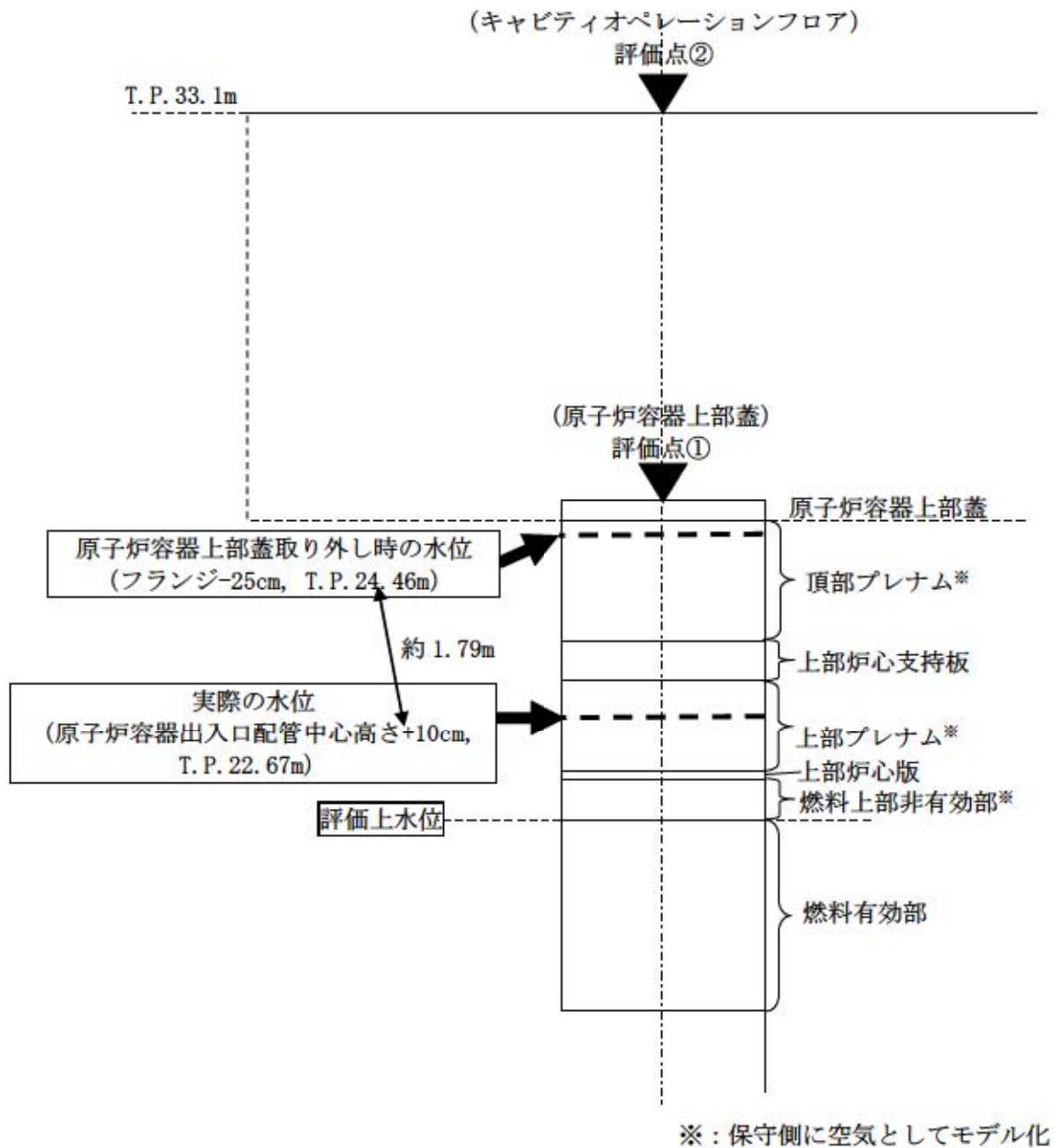
項目	評価条件
運転	運転停止時のミッドループ運転
評価場所	①原子炉容器上部蓋上面 ②キャビティオペレーションフロア高さ
原子炉水位	燃料有効部上端
原子炉停止後の時間	1日
遮へい計算モデル	図1のとおり

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	8.4×10^{-2}	0.15 (15×10^{-2})
②キャビティオペレーションフロア高さ	2.3×10^{-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	1.14×10^{-1}	計 1.38×10^1	100
内部被ばく	1.36×10^1		



- 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

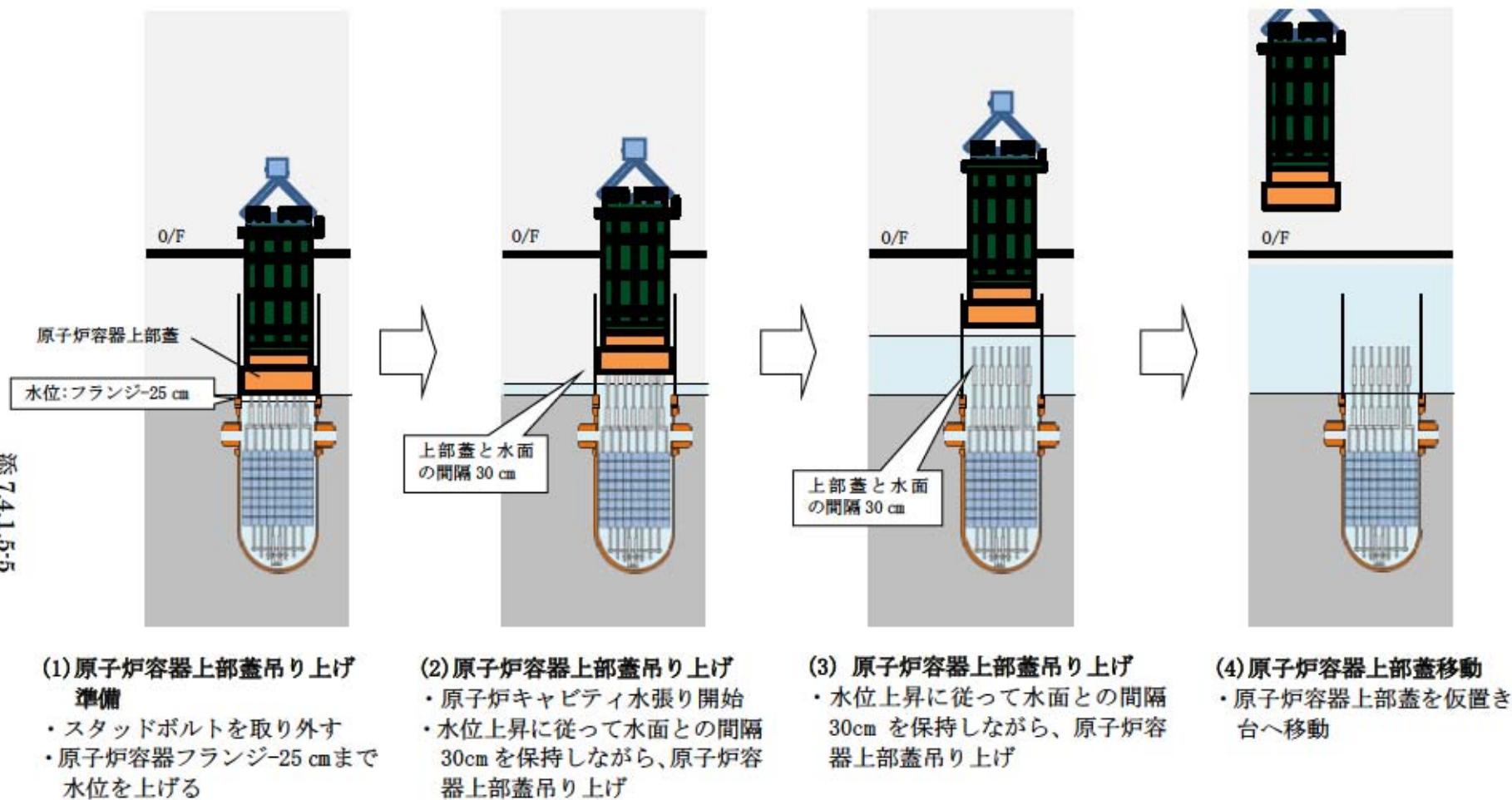
原子炉容器上部蓋の取り外し作業を別図に示す。

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 上昇させ水遮へいを十分に確保する。

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へい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の遮へい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。
- 以下の手段により、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



別図 原子炉容器上部蓋の取り外し作業について

運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について

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次冷却材の温度が上昇して沸騰に至り、蒸発等により1次系保有水量が減少する。

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、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と、1次冷却材中のほう素密度の低下による中性子吸収効果の減少による正の反応度効果が生じる。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、ほう素密度の減少による正の反応度効果が大きくなることにより、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。

泊3号炉のウラン平衡炉心において、事象進展により平均炉心冷却材密度が低下した場合の炉心反応度の評価結果を表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2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 $0.5g/cm^3$ まで低下したとしても、図3に示す通り、事象進展により添加される最大の炉心反応度は約 $1.1\% \Delta k/k$ である。したがって、表1に示す通り事象進展後の最大の炉心反応度は約 $-7.1\% \Delta k/k$ 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。

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 評価条件及び評価結果

		初期状態	事象進展後
評価条件	冷却材密度(図1及び図2)	$1.0g/cm^3$	$0.75g/cm^3$ *1
	ほう素濃度	3,200ppm	同左*2
評価結果	炉心反応度	約 $-8.2\% \Delta k/k$	約 $-7.1\% \Delta k/k$

*1：図1、図2から冷却材密度は $1.0\sim 0.6g/cm^3$ 程度であるが、保守的に $0.5g/cm^3$ まで考慮するものと仮定する。

*2：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としている。

○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およ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_{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 $2,700\text{ppm}$ 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、ほう素値を掛けて算出している。(表 2)

表 2 初期状態における炉心反応度

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 ($k_{\text{eff}}=0.95$)	$2,700\text{ppm}$	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 (300ppm)、計算の不確定性 (100ppm) 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	$3,200\text{ppm}$	燃料取替停止時ほう素濃度管理値
	③ほう素値	$-5.9 \times 10^{-3}\% \Delta k/k/\text{ppm}$	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平衡炉心のほう素値
評価結果	④初期状態の炉心反応度	約 $-8.2\% \Delta k/k$	$k_{\text{eff}}=0.95$ 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)

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

○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(図1、図2)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になる。

①炉心平均の冷却材密度が低下し、中性子減速効果が減少することによる(熱中性子が減少することによる)負の反応度効果

②炉心平均の冷却材密度の低下及びそれに伴う炉心平均のほう素密度の低下により、水とほう素による熱中性子吸収効果が減少することによる正の反応度効果

炉心内ではこれら2つの効果が相まって、炉心全体の反応度変化が現れる。本事象の評価においては、ウラン燃料平衡炉心を評価対象とし、初期状態のほう素濃度は、燃料取替停止時ほう素濃度管理値(3,200ppm)を設定した。このような炉心モデルに基づいて、ほう素濃度を一定として冷却材密度 1.0g/cm^3 からの反応度変化量を評価した。その結果、事象進展に伴う反応度変化量の最大値は約 $1.1\% \Delta k/k$ となり、未臨界を確保できる。(図3)

事象進展中の反応度変化量は、炉心のほう素価値により変化するが、ほう素価値は、燃料仕様、ほう素濃度等に依存する。燃料仕様は、取替炉心では55GWd/tウラン燃料を主に使用しているため大きく変わることはなく、また、ほう素濃度は、燃料取替停止時ほう素濃度管理値(3,200ppm)で一定で評価しているため変わらない。

このため、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確保できる。

また、計算の不確定性($\pm 1\% \Delta k/k$)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 $-8.2\% \Delta k/k$)を有しているため、十分な未臨界度が確保されている。

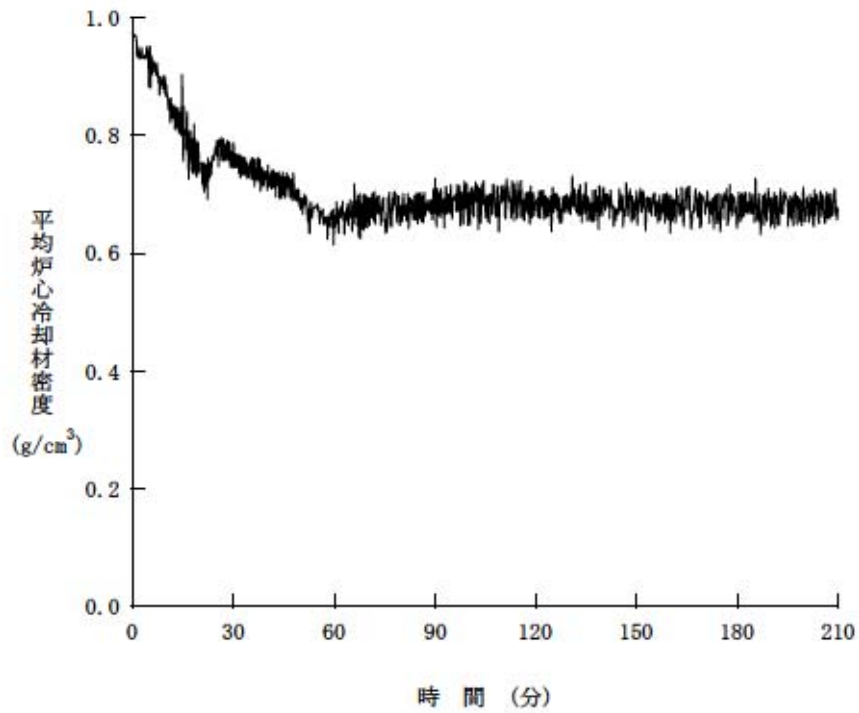


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の平均炉心冷却材密度の推移

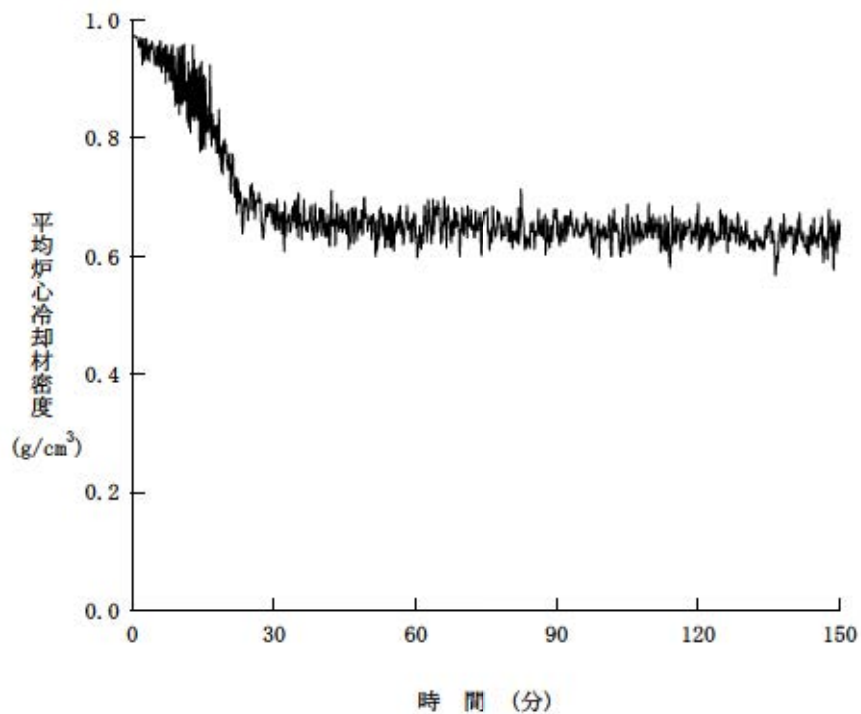


図2 原子炉冷却材の流出時の平均炉心冷却材密度の推移

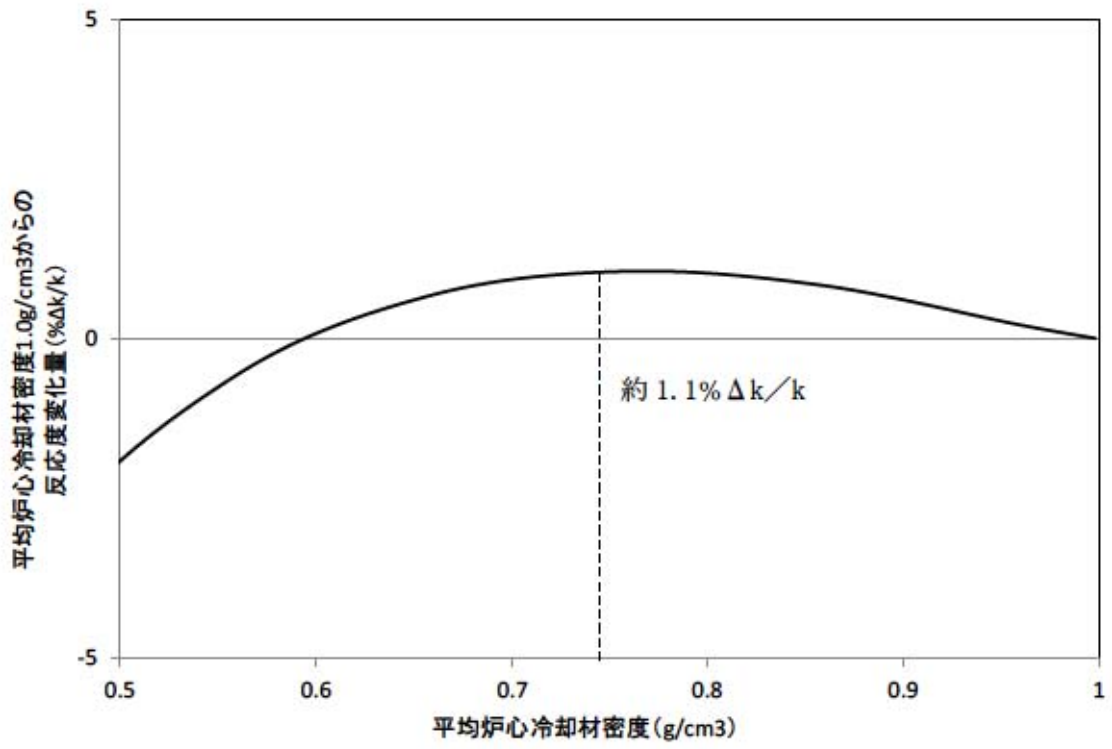


図3 事象進展に伴う反応度変化量

○ 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柔らかいことから、ほう素値の絶対値は大きくなり、ほう素密度減少による正の反応度変化も大きくなる。

本評価では、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、ウラン炉心を用いて保守的に評価したものである。

○GalaxyCosmo-Sコードにおける計算の不確定性について

事象進展に伴う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4)

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5、図6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。

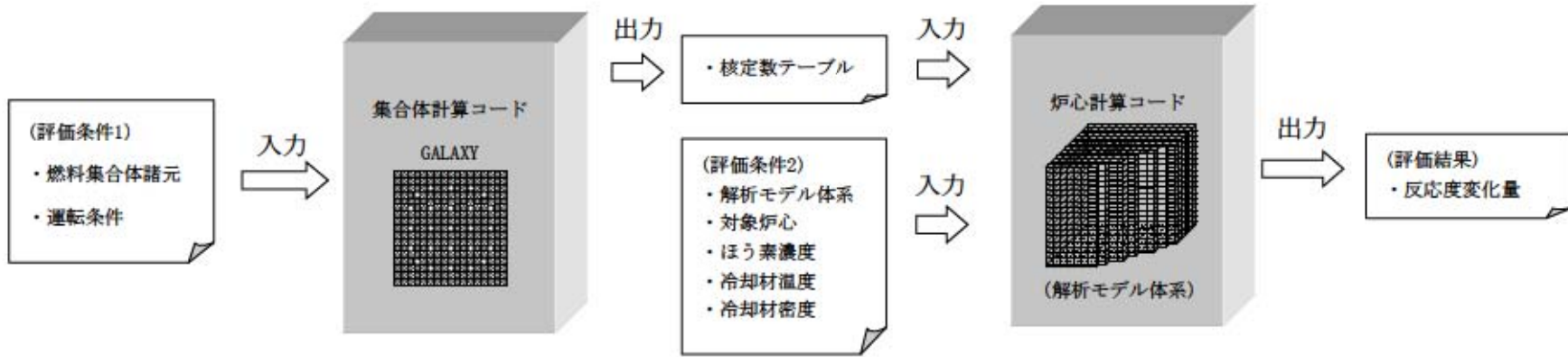


図4 GalaxyCosmo-Sの入出力

添 7.4.1.6-8

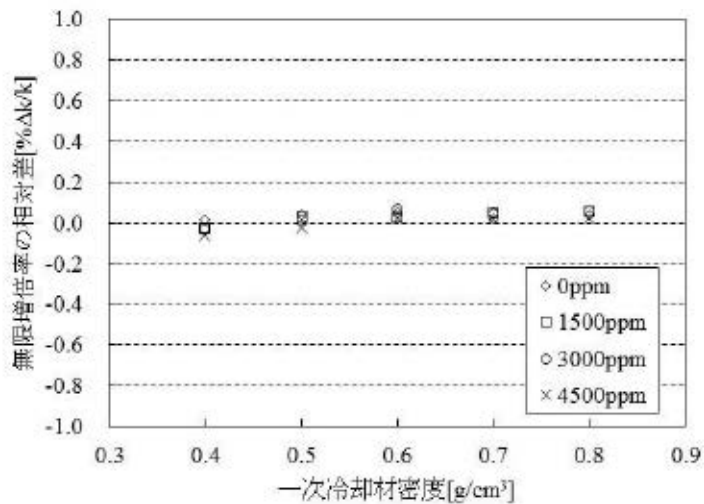


図5 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (ウラン燃料)

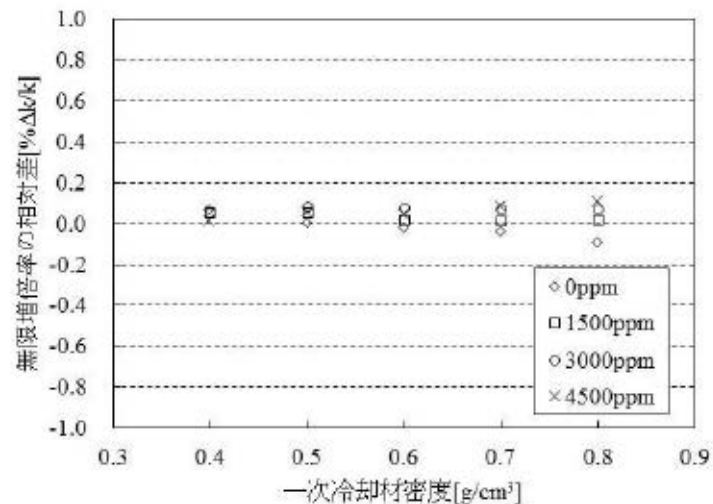


図6 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (Gd入り燃料)

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】

$$\begin{aligned} \cdot \text{再循環切替水位到達時間} &: 60/60\text{h} + ((1,250\text{m}^3 - 19\text{m}^3) / 29\text{m}^3/\text{h}) \\ &= \text{約 } 43 \text{ 時間} \end{aligned}$$

この時間に対し、高圧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

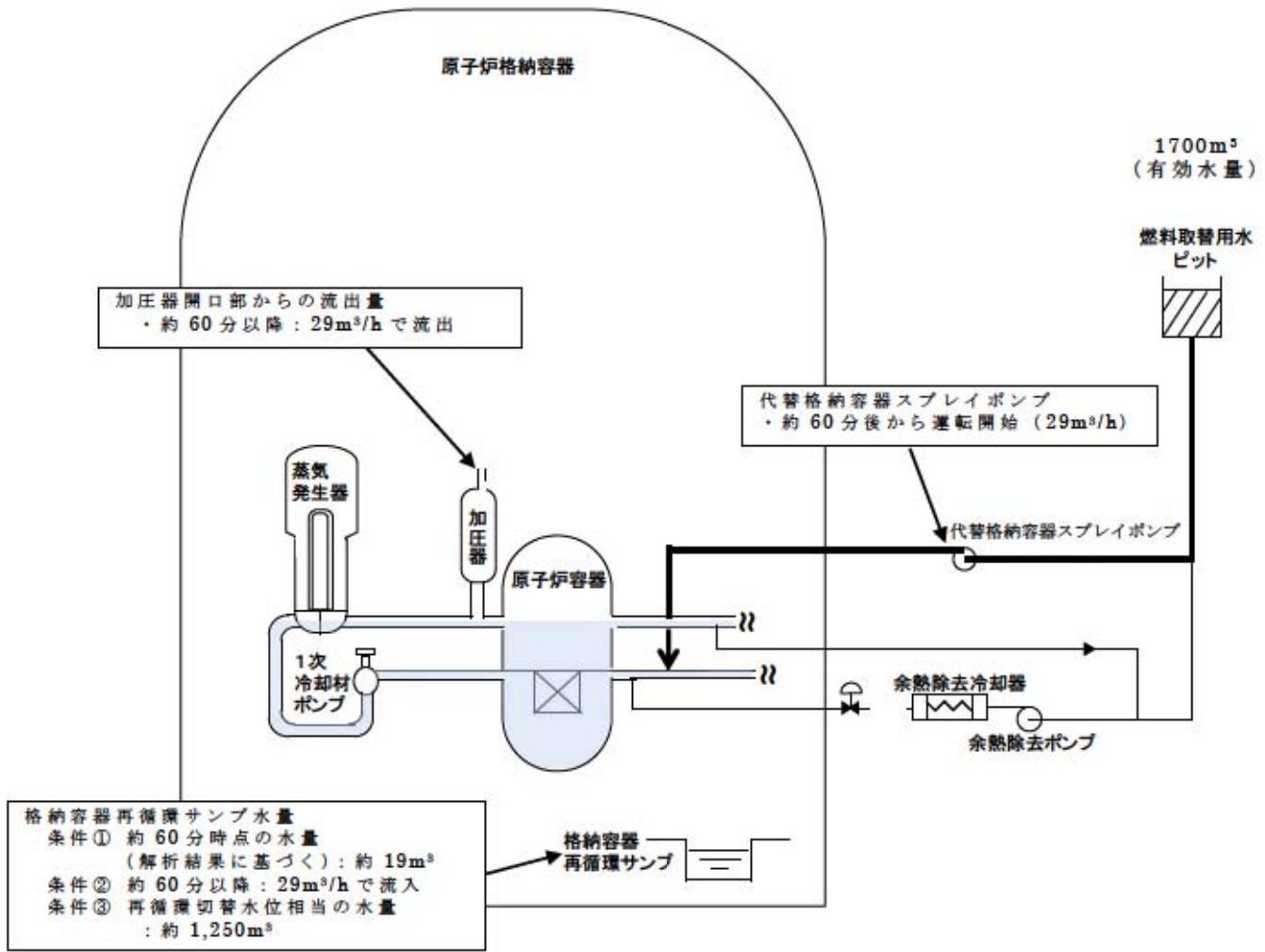


図1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定
(ミッドループ運転中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失)

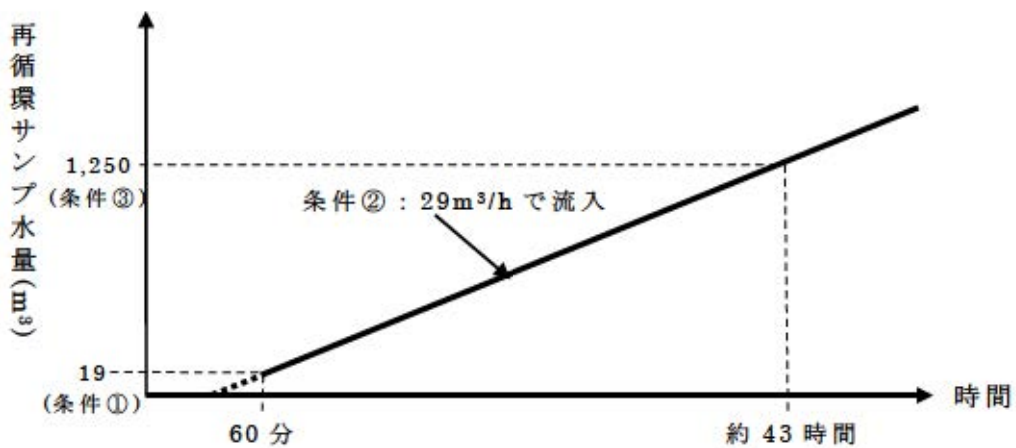


図2 時間評価結果

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。

原子炉安定状態：1次系保有水が維持されており、1次冷却材温度が安定した状態

原子炉安定状態の確立について

1次系保有水量は第7.4.1.9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。

高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について

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

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系が機能喪失することにより崩壊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

運転中の全交流動力電源喪失の重要事故シーケンスである「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能の喪失＋RCPシールLOCA」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、運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」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＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能の喪失＋RCPシールLOCA」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 「停止時崩壊熱除去機能喪失」、「停止時全交流動力電源喪失」及び「停止時冷却材流出」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＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能の喪失＋RCPシールLOCA」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表 2 に示すとおりである。このことから、原子炉格納容器内温度110℃到達するまでの時間に対して、格納容器内自然対流冷却は事象発生後24時間までに対応可能な対策であり、十分な余裕があるため、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」に対しても有効な対策である。

表 1 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能の喪失＋RCPシールLOCA時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℃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＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能の喪失＋RCPシールLOCA	約 2.6×10^9 kJ	約 4.3×10^9 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℃到達時刻 (約 2.6×10^9 kJ相当)	原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時刻 (約 4.3×10^9 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

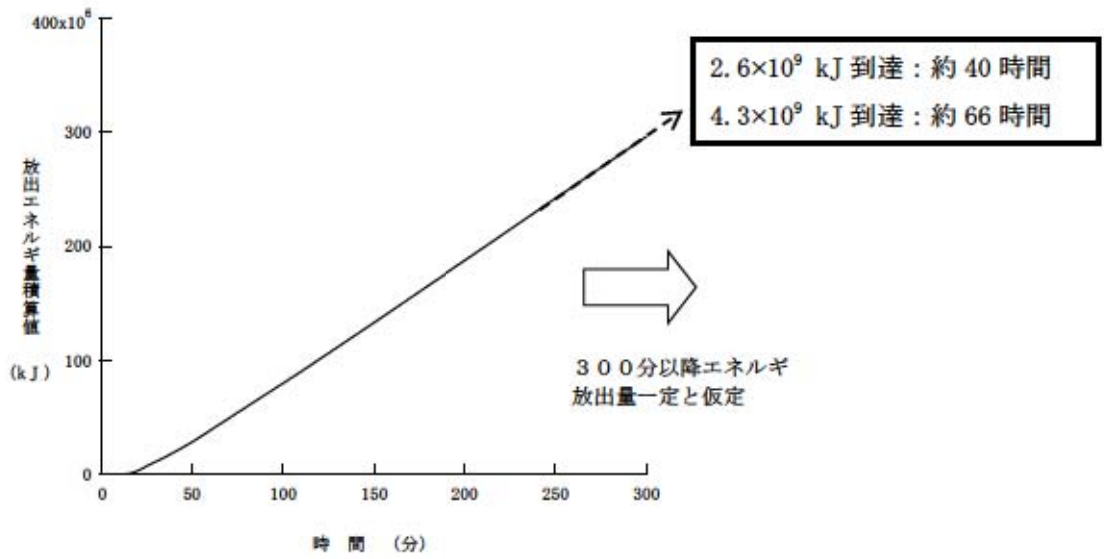


図1 「余熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

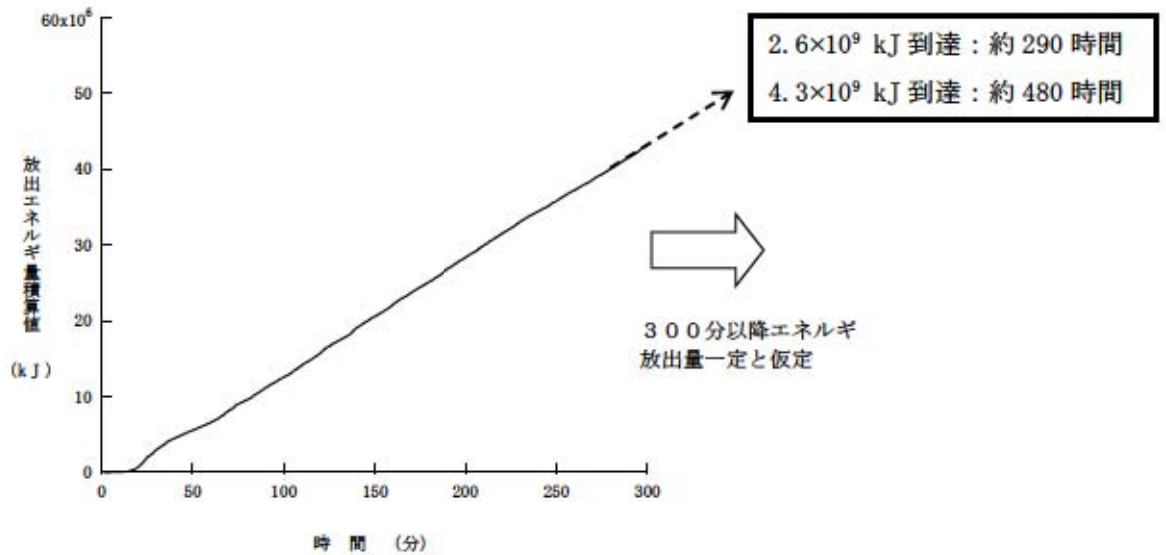


図2 「原子炉冷却材の流出」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

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。

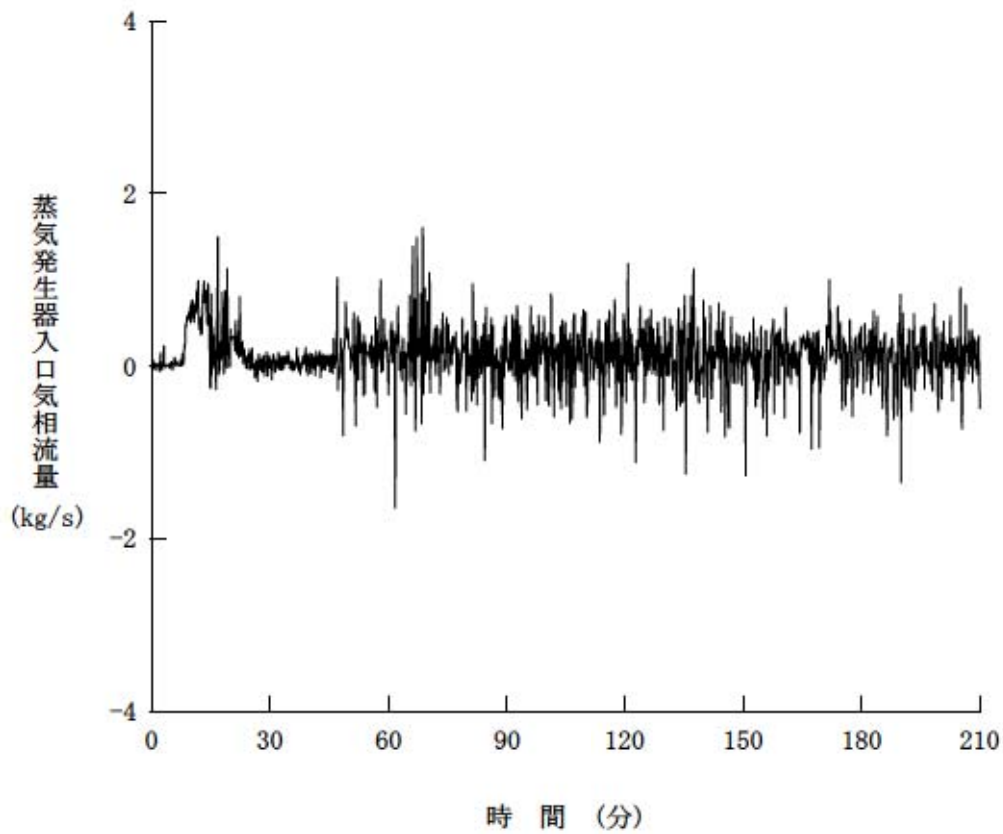


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の蒸気発生器入口気相流量の推移

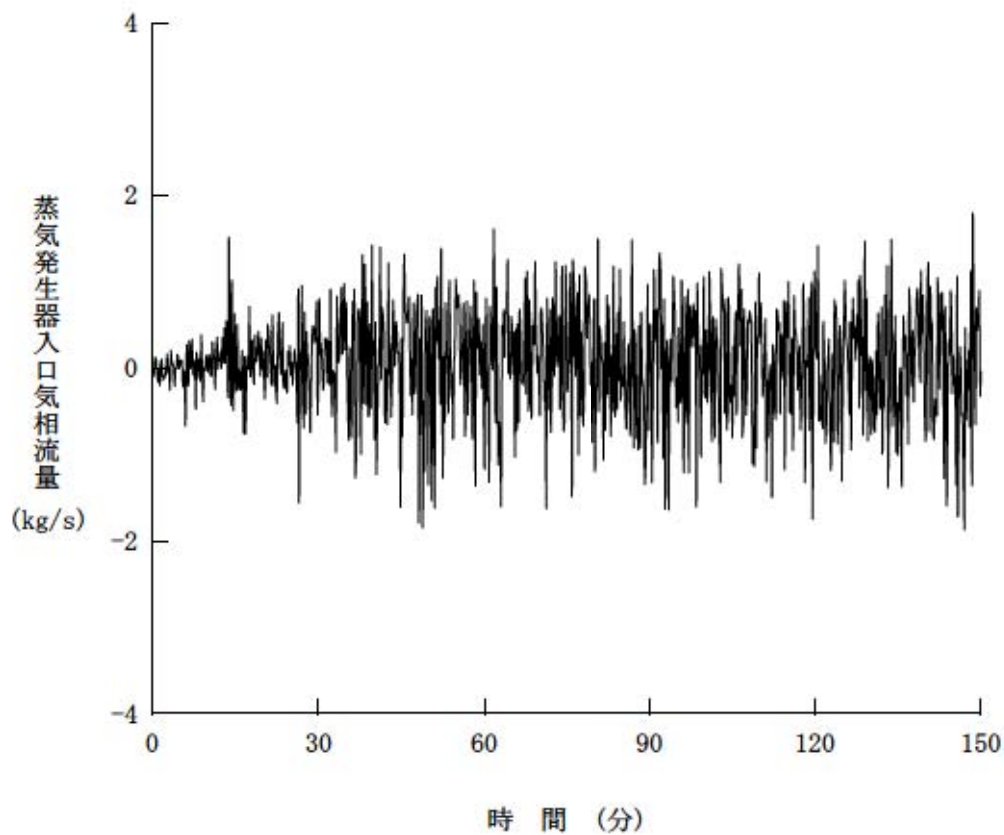


図2 原子炉冷却材の流出時の蒸気発生器入口気相流量の推移

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次系保有水量は、遮へい設計における設計基準線量率に相当する水位^{※1}(炉心上端より約4m以上に相当)よりも上部に約1,000m³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15m³/時間の速度で蒸発が進み、約63時間で遮へい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・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へい設計基準値(第IV区分:0.15mSv/h未滿)となるように遮へい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へい厚として設定した。

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下表に示す。

下表のとおりキャビティ満水状態においては、遮へい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。

		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	燃料有効長頂部が冠水しており、露出するまで20分以上操作余裕時間があることを確認。	燃料露出より前に遮へい必要厚さに到達するため、(b)で評価する。
	(b) 遮へい厚	以下のことから、放射線遮へいが維持されていることを確認。 ・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における線量率は燃料取替時の第IV区分 ($\leq 0.15\text{mSv/h}$) を満足。 ・事象発生後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、その間に作業員が受ける積算線量は、事故時の作業員の線量当量限度 100mSv より十分小さい。 ・事象発生後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ることができる。	確認が必要
	(c) 未臨界	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ことを確認。	同左

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によって崩壊熱の除去を行うことができる。さらに、すべての余熱除去系統が機能喪失した場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水及び高圧注入ポンプによる高圧再循環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 分で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 600m³ 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3）

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、流出箇所の特定制後は中央制御室操作による電動弁の閉止又は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。^{*2}

事象収束後は、余熱除去ポンプを用いて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4に示す。事象発生後20分（状況判断10分+漏えい箇所隔離操作10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800m³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。

※2 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等の水位上昇等により早期に検知することができる。

	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"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・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 ・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。 ・ミッドループ運転状態の場合に比べて炉心注水等の運転操作に時間的余裕がある。
②全交流動力電源喪失	同上	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・仮に事象発生後24時間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600m³以上確保されている。 ・ミッドループ運転状態の場合に比べて炉心注水等の運転操作に時間的余裕がある。
③原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後約2分で余熱除去ポンプがトリップする。 ・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。 	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後10分で流出箇所を特定できる。 ・事象発生後20分で流出停止した場合、その間の流出量を考慮してもキャビティの保有水量は800m³以上確保されている。(図4)

(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格納容器圧力・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

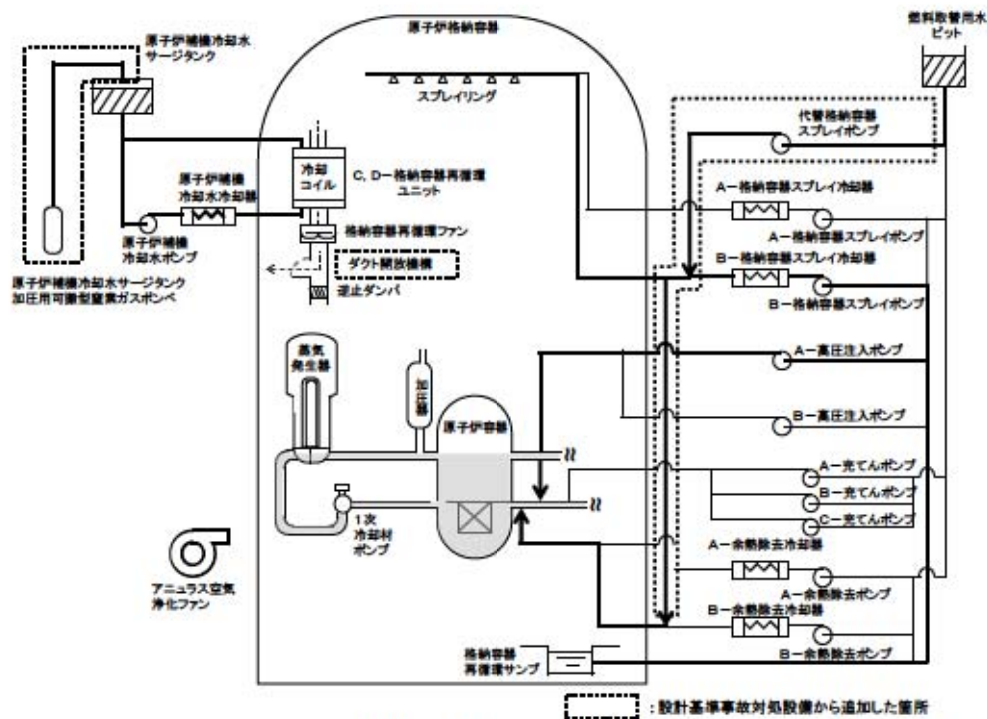


図1 重大事故対策概要図（崩壊熱除去機能喪失の場合）

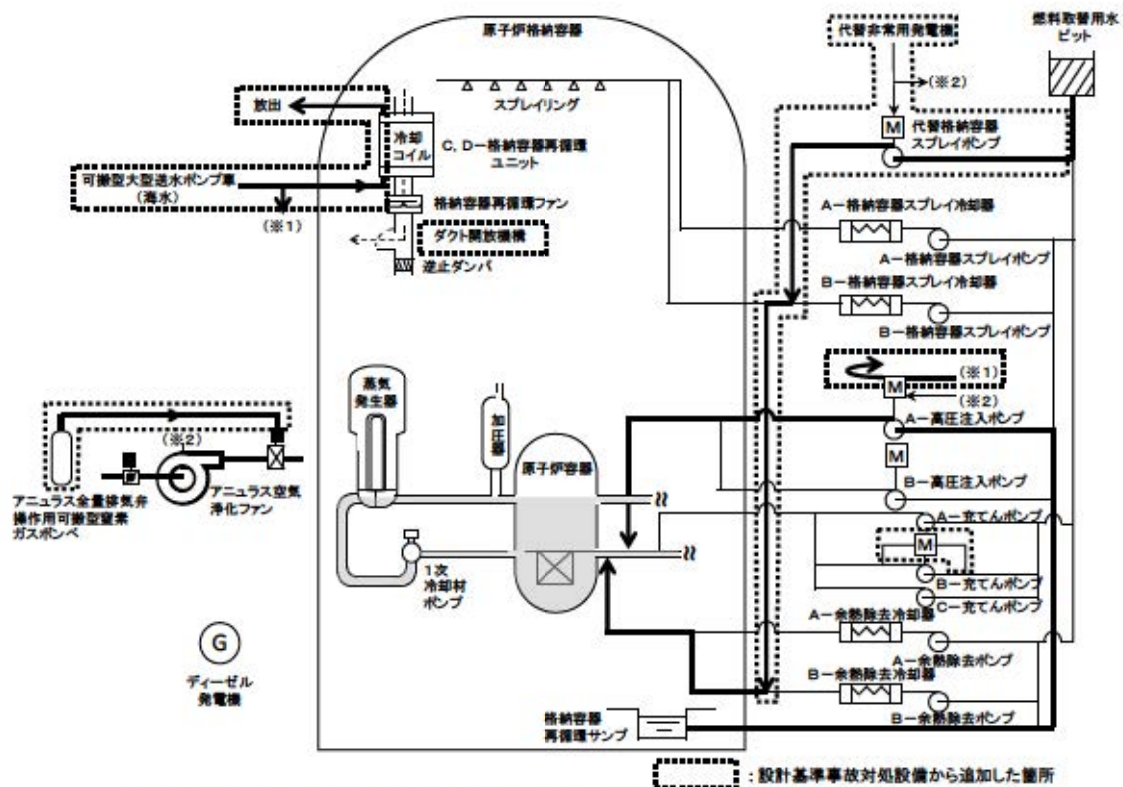


図2 重大事故対策概要図（全交流動力電源喪失の場合）

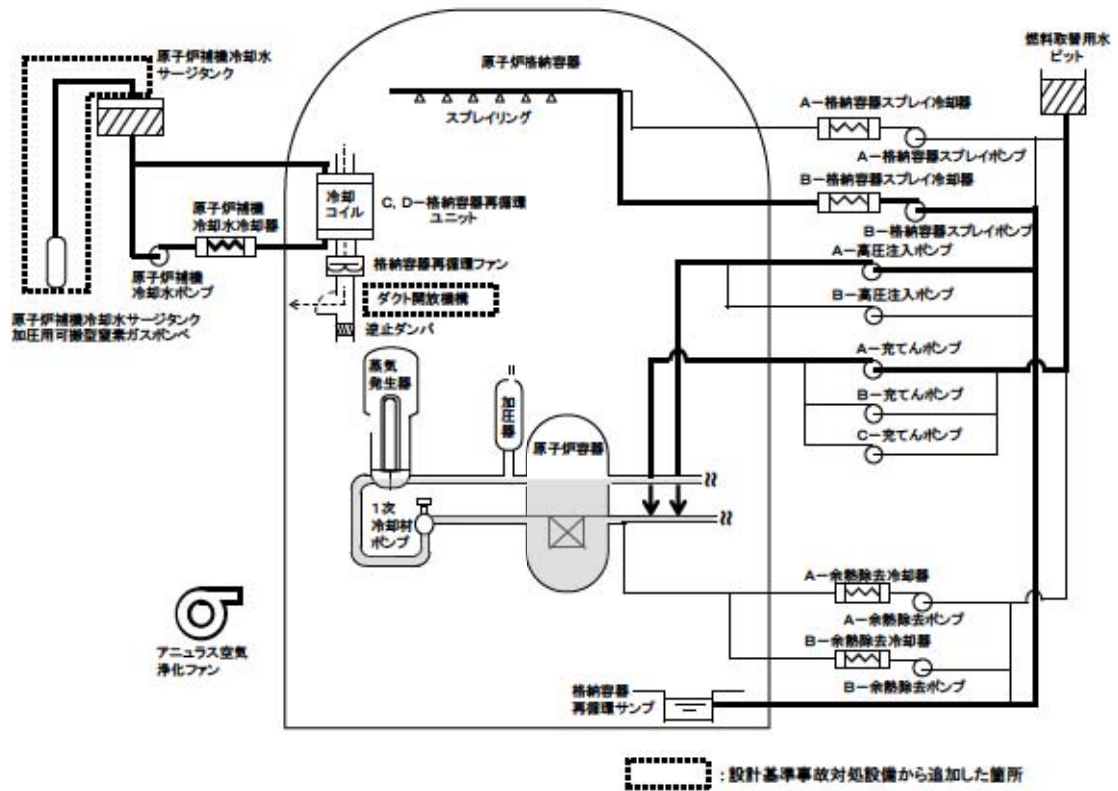
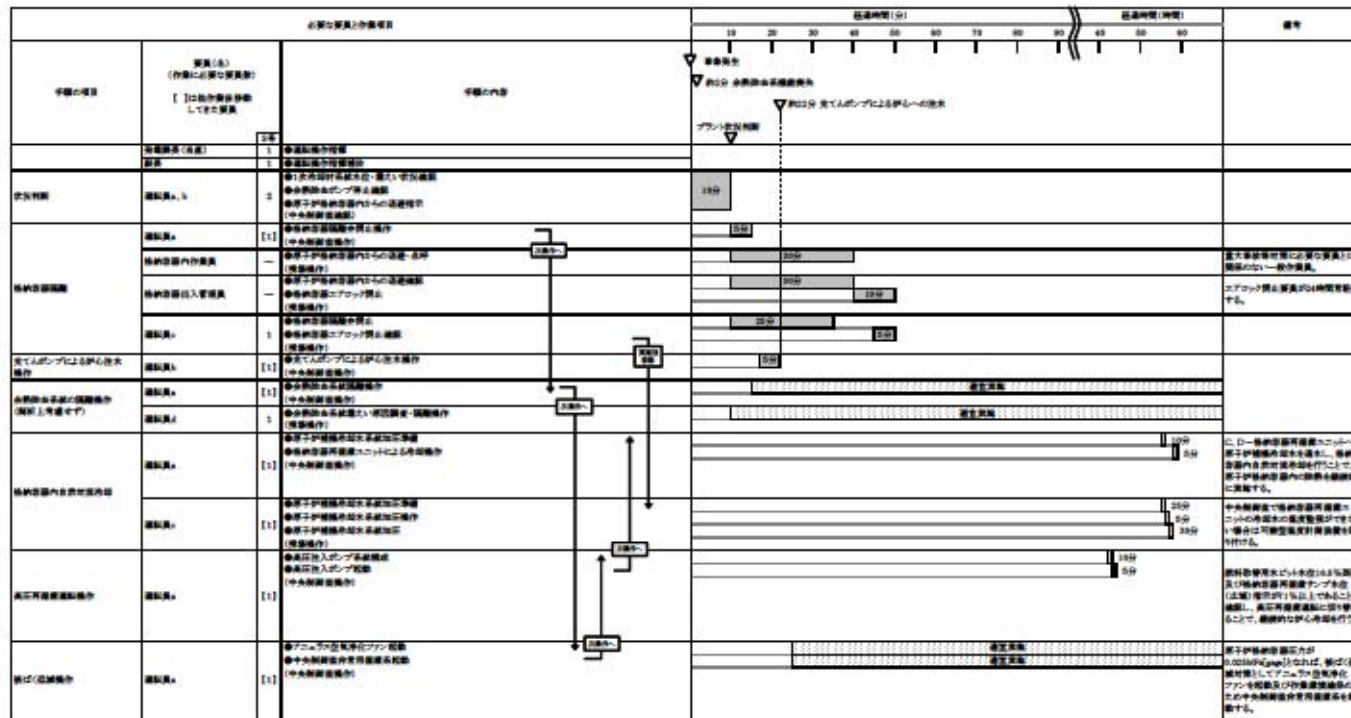


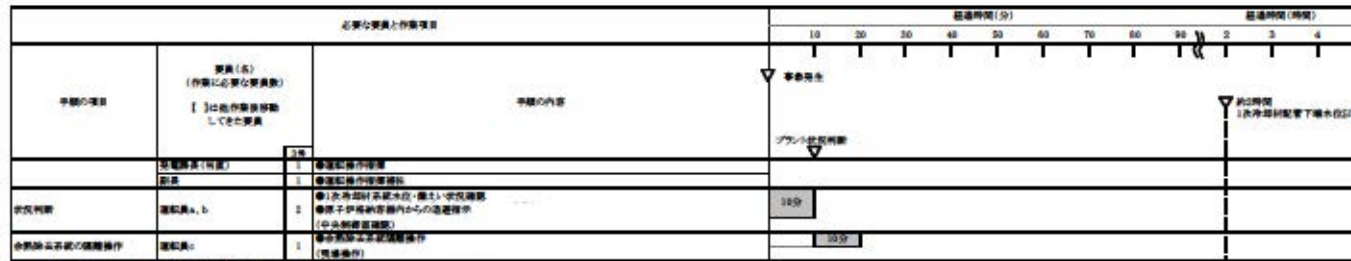
図3 重大事故対策概要図（原子炉冷却材の流出事象の場合）

「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



※上記作業に加え、自衛対策作業員3名にて緊急事態に迅速対応を行う。
 ・炉内空間放射線による過信濃炉中絶の確率が必要に場合は、上記作業に加え、上記作業員以外の自衛対策作業員が準備を行う。
 ・事故発現時は操作開始、操作条件並びに実際の機軸移動を含む作業時間を考慮した上で解放上の決定として対応したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を備えたまま操作作業を実施する。
 また、運転員が解放し決定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機軸については想定時間により異なり)

「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



※上記作業に加え、自衛対策作業員3名にて緊急事態に迅速対応を行う。
 ・炉内空間放射線による過信濃炉中絶の確率が必要に場合は、上記作業に加え、上記作業員以外の自衛対策作業員が準備を行う。
 ・事故発現時は操作開始、操作条件並びに実際の機軸移動を含む作業時間を考慮した上で解放上の決定として対応したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を備えたまま操作作業を実施する。
 また、運転員が解放し決定した操作条件時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機軸については想定時間により異なり)

図4 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))

重要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次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況などに応じた緩和設備の状態等に応じて、図1に示すとおり、プラントの状態を適切に区分した上で、燃料取出前のミッドループ運転中以外の期間について、評価項目に対する影響を確認した。

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

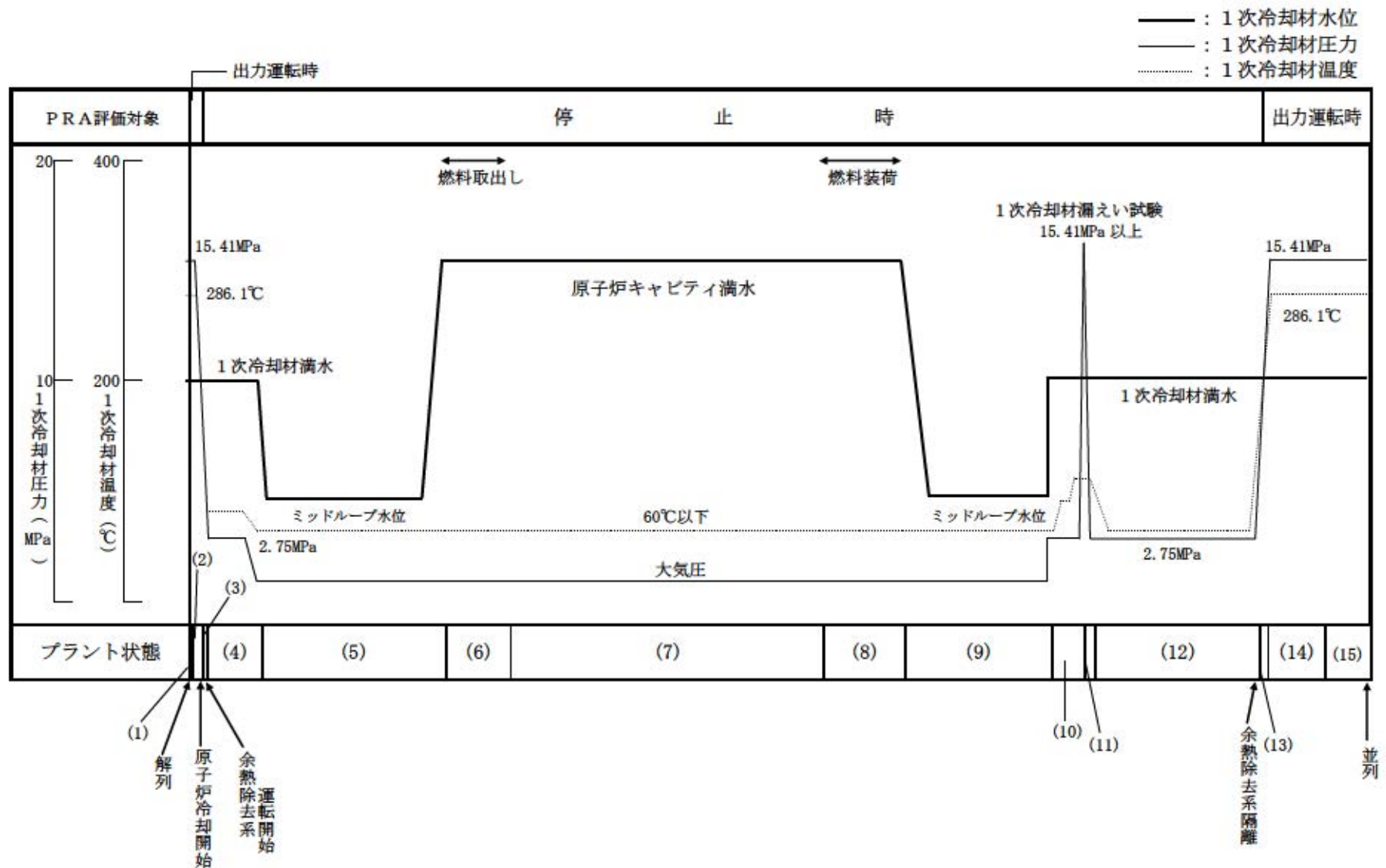


図1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（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）」は発生しないため、評価対象外である。			
2	高温停止状態				
3	高温停止状態 （非常用炉心冷却設備作 動信号ブロック）				
4	RHR系による冷却状態① （1次系は満水状態）	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次系保有水量が多く、かつ1次冷却系に開口部がないため、プラント状態5よりも炉心露出に対して余裕がある。したがって、プラント状態5に包絡される。	○	原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、かつ、プラント状態5より1次系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次系保有水量が多く、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。
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次系保有水量の減少が遅いことから放射線の遮へいが問題となることはない。	
6	原子炉キャビティ満水 （燃料取出し）	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	—	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	プラント状態5より崩壊熱が低く、また、1次系保有水量が多い。したがって、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。

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

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（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	原子炉キャビティ満水 （燃料装荷）	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	—	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。
9	RHR系による冷却状態③ （ミッドループ運転状態）	1次系保有水量は同等であるが、崩壊熱が低いため、プラント状態5に包絡される。	— ○	プラント状態5に同じ。
10	RHR系による冷却状態④ （1次系は満水状態）	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	○	プラント状態5より崩壊熱が低く、ボイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。
11	1次冷却系漏えい試験 （RHR系は隔離）	プラント状態1～3と同じ。	○	
12	RHR系による冷却状態⑤ （1次系は満水状態）	崩壊熱が低く、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	○	
13	RHR系隔離から高温停止状態	プラント状態1～3と同じ。		
14	高温停止状態 （非常用炉心冷却設備作 動信号ブロック解除）			
15	部分出力運転状態			

※ ○：原子炉容器蓋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 コードのボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは ± 0.05 程度である。ECCS 再循環機能喪失時の再循環切替失敗から代替再循環開始までの炉心平均ボイド率は0.5程度であり、このときのボイド率の不確かさ ± 0.05 による炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$ 程度である(図1参照)。これに対し、運転停止中はECCS 再循環機能喪失時よりも炉心崩壊熱が低いため、炉心平均ボイド率が低く、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは小さくなる。このため、運転停止中の炉心水位の不確かさは最大でも $\pm 10\%$ であり、このときの炉心水位の不確かさは $\pm 0.4\text{m}$ 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、「原子炉冷却材の流出」の場合で炉心上端から約1.2mの高さである。したがって、原子炉容器内水位は炉心上端より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。

○ボイド率の不確かさから炉心水位の不確かさへの換算について

炉心断面積を A [m²]、水位を L [m]、水密度を ρ [kg/m³] とすると、炉心の平均ボイド率が0.5の場合、炉心水位 L [m] のときの水量は、 $0.5LA\rho$ [kg] となる。

ボイド率の不確かさを考慮し、ボイド率が+0.05の0.55となった場合、 L [m] の水位を維持するのに必要な水量は $0.45LA\rho$ kgとなり、残りの $0.05LA\rho$ [kg] 分の水位が上昇する。このため、水位の上昇率は $0.05/0.45$ の約11%に相当し、水位は $1.11L$ [m] となる。

逆にボイド率が-0.05の0.45となった場合、 L [m] の水位を維持するのに必要な水量は $0.55LA\rho$ [kg] となり、不足している $0.05LA\rho$ [kg] 分の水位が低下する。このため、水位の低下率は $0.05/0.55$ の約9%に相当し、水位は $0.91L$ [m] となる。

以上のことから、炉心の平均ボイド率が0.5の場合、ボイド率の不確かさ±0.05による炉心水位の不確かさは±10%程度となり、炉心高さが約4 mであることから炉心水位の不確かさは±0.4m程度となる。

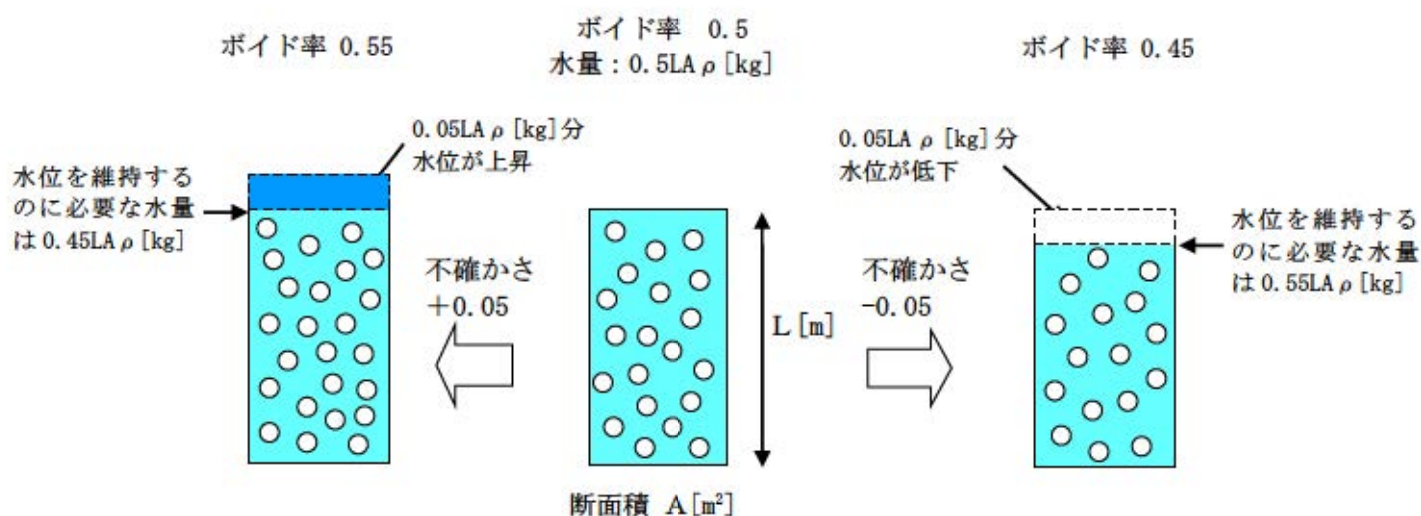


図1 ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさの影響

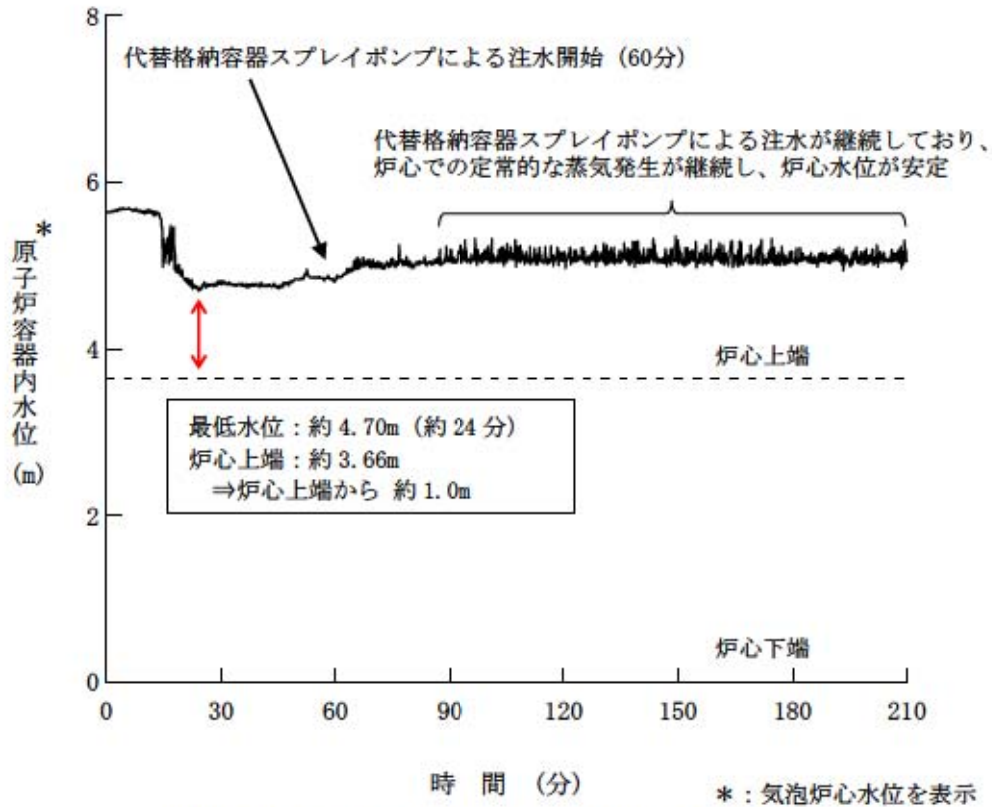


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の原子炉容器内水位の推移

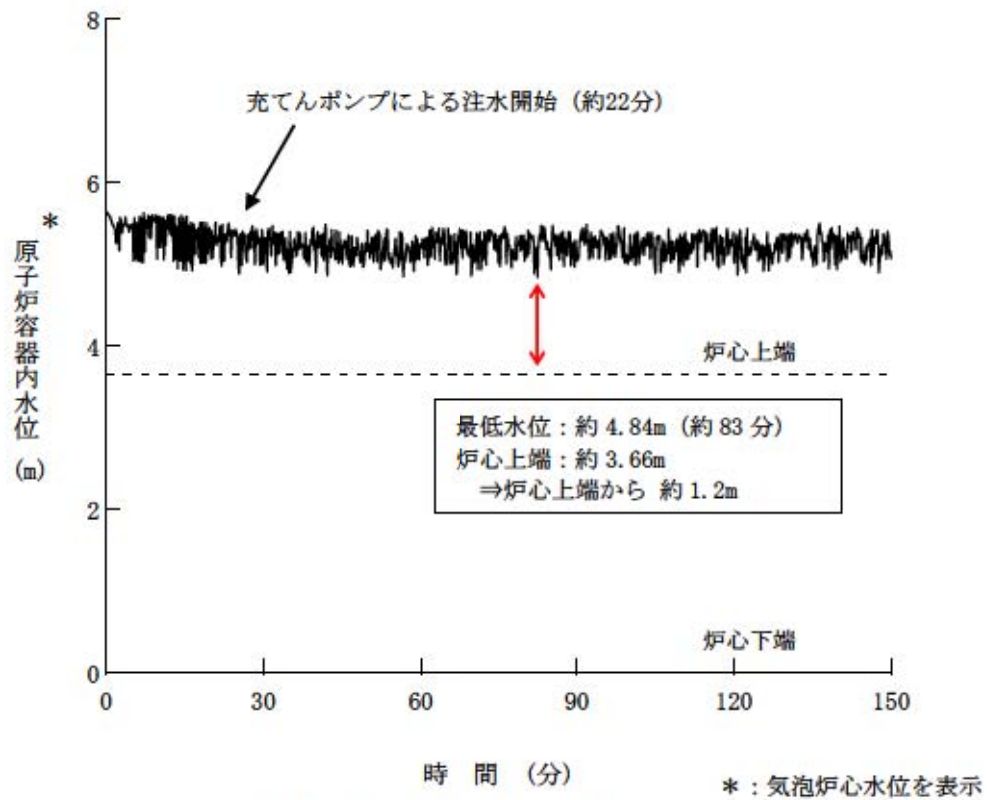


図3 原子炉冷却材の流出時の原子炉容器内水位の推移

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について

1. はじめに

運転停止時 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）または全交流動力電源喪失が発生した場合において、1次系保有水量を確保し、炉心露出を防止する観点から早期に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代替炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の1次系保有水量応答から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次系からの漏えい率は減少するが、保守的に1次系からの漏えい率を代替炉心注水時間時点（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に燃料被覆管温度が上昇し炉心露出に至る可能性がある1次系保有水量である約71[t]となるまでには、30分程度の時間余裕がある。

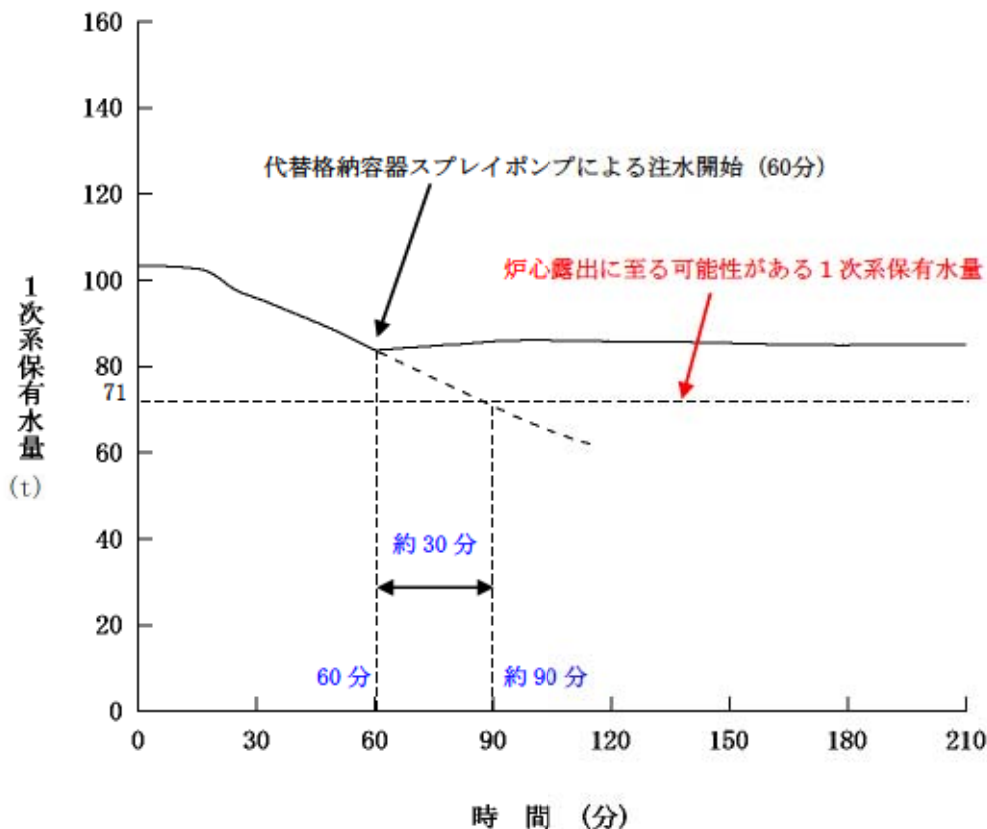


図1 1次系保有水量の推移

[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

運転停止時 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）また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

【運転停止時 崩壊熱除去機能喪失、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 ³ /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次系からの冷却は仮定していない

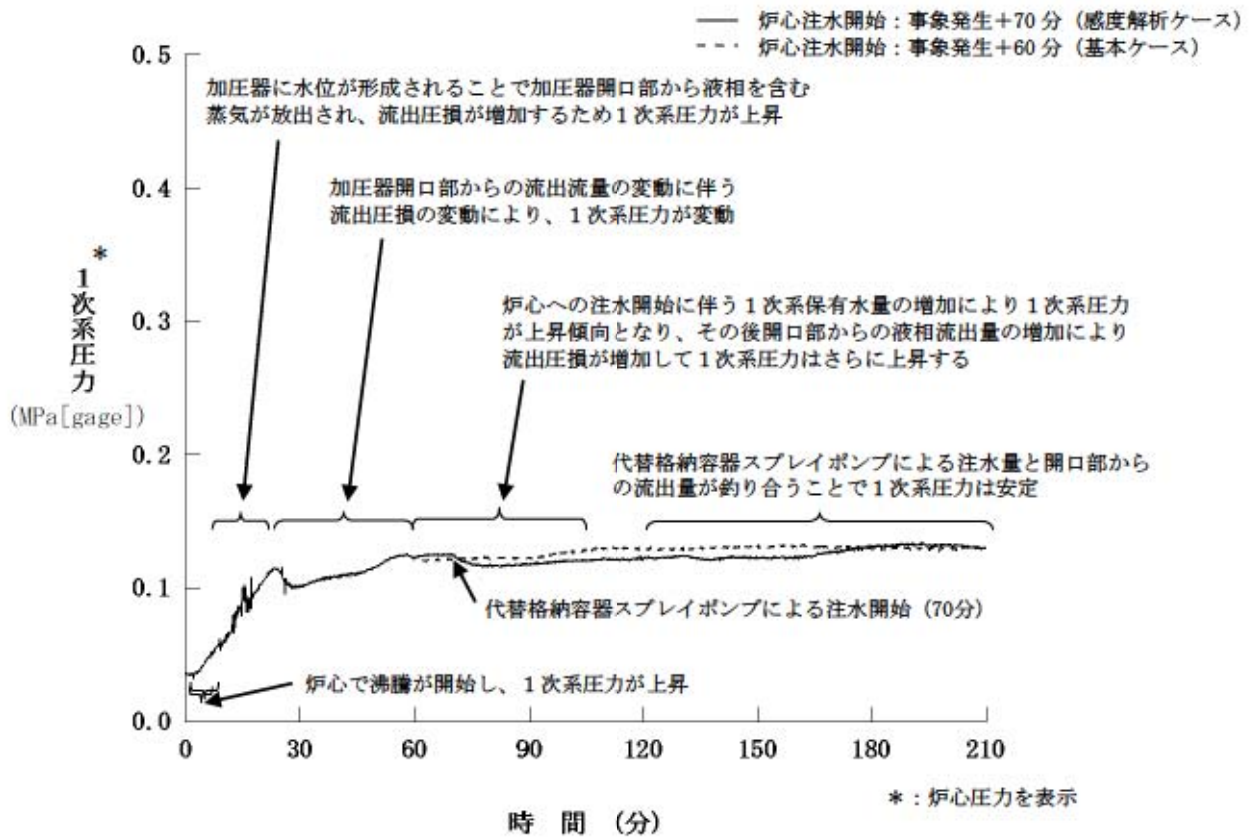


図2 1次系圧力の推移

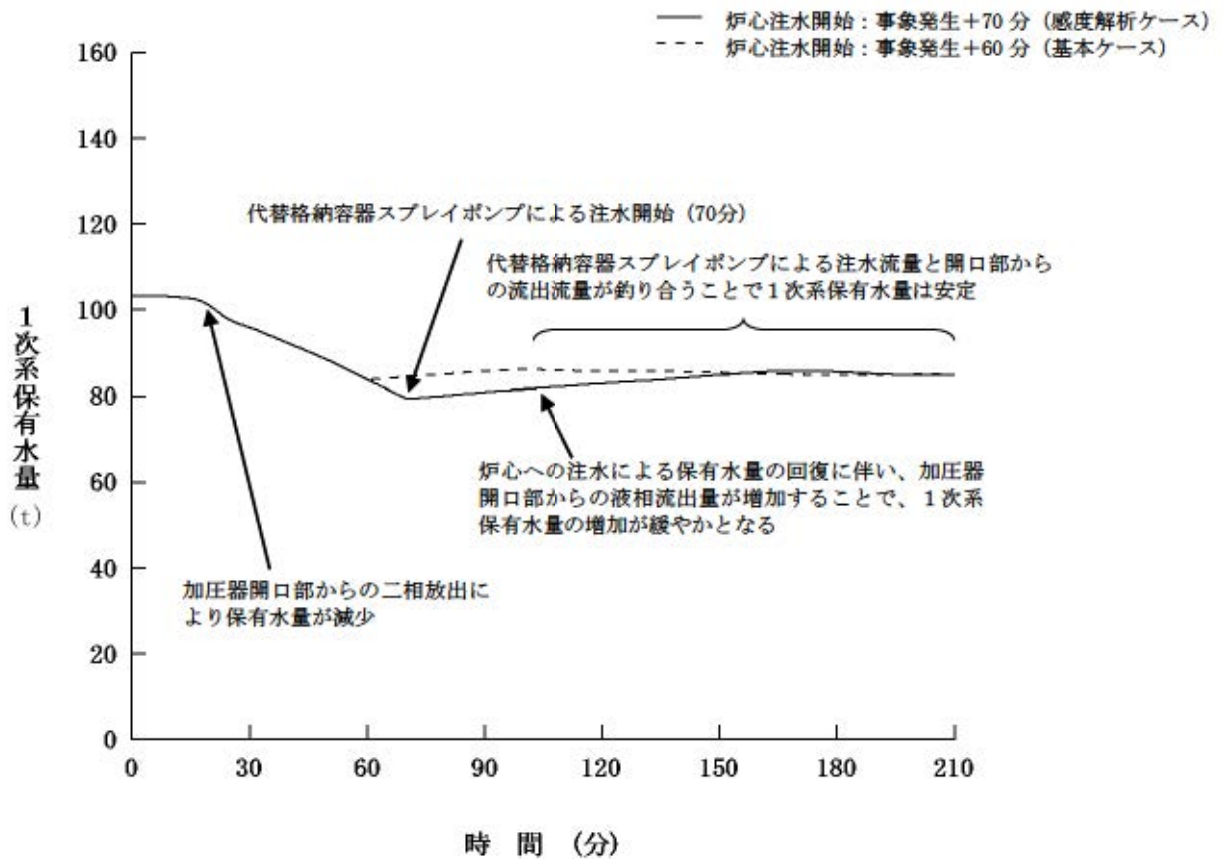


図3 1次系保有水量の推移

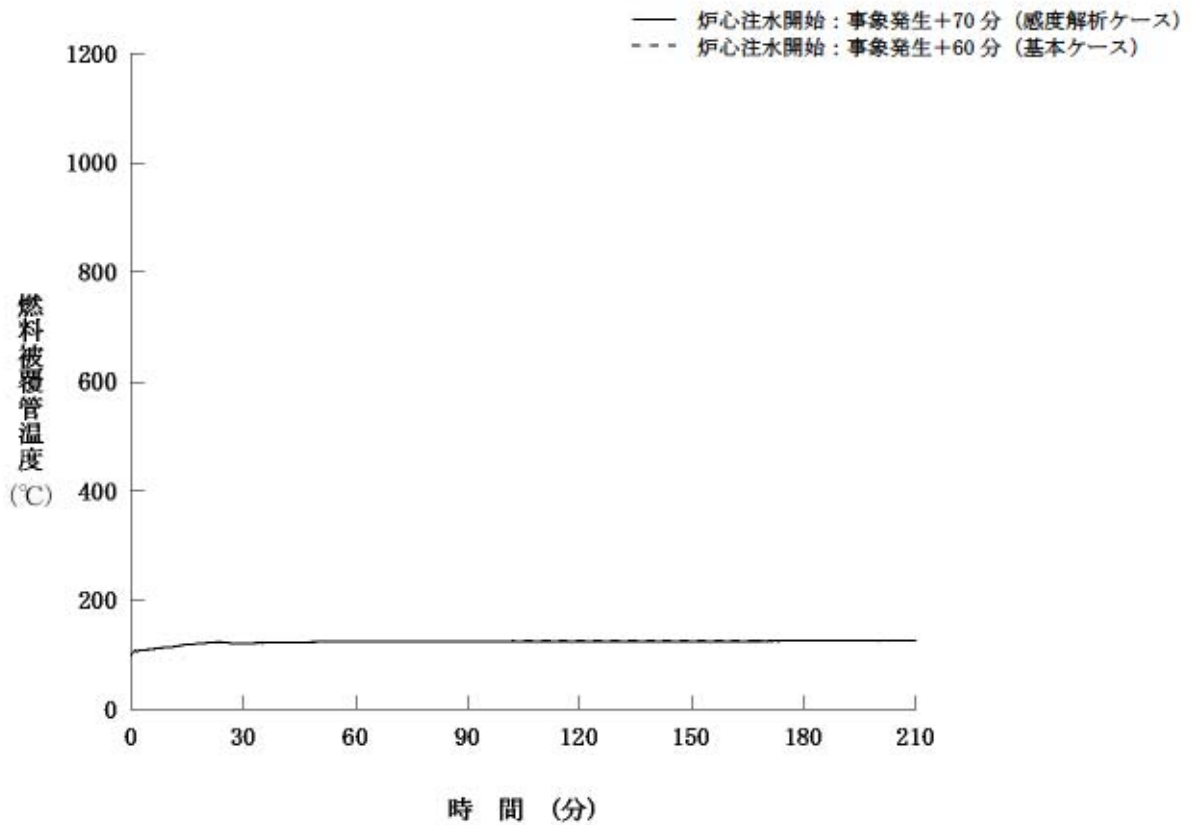


図4 燃料被覆管温度の推移

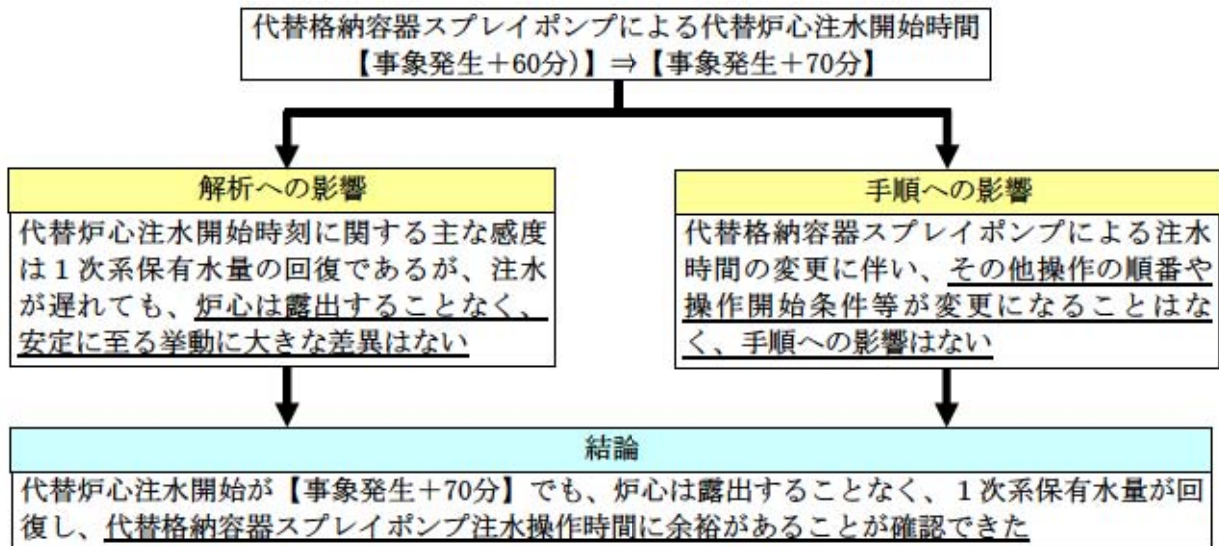


図5 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

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
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	熱伝達係数：0～40%	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度が低くなることから、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
	沸騰・ボイド率変化	ボイドモデル 流動様式	炉心水位：±0.4m	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮した場合、実際の炉心水位は解析結果と異なるが、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約0.6mの高さであるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離・対向流				
1次冷却系	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に与える影響 (1/2)

項目	解析条件(初期条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉停止後の時間	72時間	72時間以上 (定期検査工程毎)	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。	解析条件に対して炉心崩壊熱が小さくなることで、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、1次系水位を起点に開始する操作ではなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して炉心崩壊熱が小さくなることで、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力(初期)	大気圧 (0MPa[gage])	大気圧 (0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
1次冷却材高温側温度(初期)	93℃ (保安規定モード5)	93℃以下	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限值として設定。1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから、厳しい設定。	解析条件に対して初期の1次冷却材高温側温度が低くなることで、1次系の保有熱が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。よって、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して炉心崩壊熱が小さくなることで、1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する余裕が大きくなる。
1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率は低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
燃料取替用水ピット水量	2,000m ³	2,000m ³	燃料取替用水ピット水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
1次系開口部	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器のベント弁 1個開放	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器のベント弁 1個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却あり	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。	解析条件に対して2次系から冷却することで1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して2次系から冷却することで1次冷却材の蒸発率が小さくなる。よって、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する余裕が大きくなる。

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

項目	解析条件（事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
事故条件	起回事象	運転中の余熱除去系機能喪失	運転中の余熱除去系機能喪失	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。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去系機能喪失	待機中の余熱除去系機能喪失			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。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし			外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて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。
機器条件	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	29m ³ /h	原子炉停止後72時間後を事象開始として、代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における崩壊熱による蒸発量28.4m ³ /hを上回る値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
		解析上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
操作条件	代替格納容器スプレイポンプ作動	事象発生から60分後	事象発生から約45分後	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として設定。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	代替格納容器ポンプによる炉心注水の操作時間余裕は、炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、30分程度の操作時間余裕があることを確認した。 (添付資料7.4.1.14)

水源、燃料評価結果について（崩壊熱除去機能喪失）

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おける崩壊熱除去機能喪失】

1. 水源に関する評価（炉心注水）

- 水源
 - ・燃料取替用水ピット：約 $1,700\text{m}^3$ （有効水量）
- 水使用パターン
 - ・代替格納容器スプレイポンプ： $29\text{m}^3/\text{h}$ 事象発生 60 分（1 時間）以降運転
- 時間評価
 - ・燃料取替用水ピット容量（ $1,700\text{m}^3$ ） $\div 29\text{m}^3/\text{h} + 1\text{h} \approx 59.6$ 時間
- 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＋高圧再循環運転に移行することで対応可能。

2. 燃料消費に関する評価

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ k}\ell$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機(指揮所用及び待機所用各1台の計2台、1～3号炉用)起動(保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約(24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約534.5kℓ
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kℓ)にて供給可能

※ ディーゼル発電機重油消費量計算式

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

}

V: 重油必要容量 (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