

泊発電所3号機
重大事故等対策の有効性評価

平成26年2月4日

北海道電力株式会社

目次

1. 基本的考え方
 - 1.1 概要
 - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 1.3 評価に当たって考慮する事項
 - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 1.6 解析の実施方針
 - 1.7 コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 1.8 要員及び資源の評価方針
 - 1.9 参考文献

2. 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
 - 2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 2.2 全交流動力電源喪失
 - 2.3 補機冷却水の喪失
 - 2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 E C C S注水機能喪失
 - 2.7 E C C S再循環機能喪失
 - 2.8 格納容器バイパス

3. 重大事故
 - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷
 - 3.1.1 格納容器過圧破損
 - 3.1.2 格納容器過温破損
 - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 3.4 水素燃焼
 - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

4. 使用済燃料燃料ピットにおける重大事故に至るおそれのある事故
 - 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材流出
 - 5.4 原子炉起動時のほう素の異常な希釈

6. 要員及び資源の確保

添付資料 目次

【3.1.2 格納容器過温破損】

- 添付資料 3.1.2.1 有効性評価における対応手順（『解析』と『運転要領』との比較）
- 添付資料 3.1.2.2 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器
- 添付資料 3.1.2.3 原子炉下部キャビティ室へのスプレイ水他の流入経路等について
- 添付資料 3.1.2.4 再循環ユニット等によるCV自然対流冷却について
- 添付資料 3.1.2.5 SBO時におけるRCPシール部からの漏えい量について
- 添付資料 3.1.2.6 格納容器過温破損および高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱事象におけるRCPシールリーク流量の解析条件の考え方について
- 添付資料 3.1.2.7 格納容器過温破損における水素発生について
- 添付資料 3.1.2.8 格納容器過温破損における炉心溶融から原子炉圧力容器破損までの溶融デブリの挙動について
- 添付資料 3.1.2.9 過温破損モード時における自主設備による炉心冷却の可能性について

【4. 使用済燃料燃料ピットにおける重大事故に至るおそれのある事故】

- 添付資料 4.1 事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器
 - 添付資料 4.2 有効性評価における対応手順（『評価』と『運転要領』との比較）
- #### 【想定事故1】
- 添付資料 4.3 使用済燃料ピット補給手段について
 - 添付資料 4.4 崩壊熱及び必要補給水流量（使用済燃料ピット）
 - 添付資料 4.5 使用済燃料ピットの初期水位・水温について
 - 添付資料 4.6 使用済燃料ピットに接続されるピット状態
 - 添付資料 4.7 使用済燃料ピット保有水高さや遮蔽機能について
 - 添付資料 4.8 使用済燃料ピット水位低下時間の計算条件について
 - 添付資料 4.9 使用済燃料ピットの監視機器について
 - 添付資料 4.10 外部電源の有無の影響について
 - 添付資料 4.11 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について
 - 添付資料 4.12 有効性評価における対応手順（『評価』と『運転要領』との比較）

【想定事故2】

3.1.2 格納容器過温破損

3.1.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内の事故シーケンス

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に分類されるプラント損傷状態としては、温度上昇について厳しい観点で、過渡事象が発生し格納容器に水の持込みがない TED が最も厳しくなる。このプラント損傷状態では、「主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」、「過渡事象発生時に原子炉停止機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「2次系破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「2次系破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「原子炉の手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故」及び「過渡事象発生時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の9つの事故シーケンスが想定される。

(2) 格納容器破損モードの特徴

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、格納容器内からの除熱機能が喪失した状態で、格納容器内に放出された高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって格納容器内の雰囲気温度が緩慢に上昇することで、格納容器の過温破損に至る可能性があることから、原子炉格納容器雰囲気を冷却する必要がある。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」で想定される事故シーケンスに対しては、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、以下の対策を整備する。これらの対策の概要を第3.1.2.1 図及び第3.1.2.2 図に、手順の概要を第3.1.2.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概略を以下に示す。また、重大事故等対策の判断及び操作とその対策に用いる設備及びその判断に用いる計装設備の関係を第3.1.2.1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける重大事故等対策において召集要員に期待しない事象発生後約1.5時間までの必要要員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）、副長の2名、運転員4名、災害対策要員17名（サポート要員3名含む）、関係各所に通報連絡等を行う社員（当番（指揮、通報）3名であり合計26名である。

なお、事象の進展に伴い、長期対策として実施する格納容器内自然対流冷却のための海水供給作業までは最低 26 名で実施可能であるが、作業員の被曝低減等の観点から順次召集される要員を含めて対応することから、事故収束に向けた長期対応が可能である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.4 図に示す。

(添付資料 3.1.2.1 及び添付資料 3.1.2.2)

a. プラント状態の確認

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗もしくはしゃ断器の投入が失敗することにより、全ての非常用母線電圧が 0 V を確認した場合は、事象発生後 10 分間で全交流動力電源喪失と判断するとともに、原子炉自動トリップを確認する。

b. 1 次冷却材漏えいの規模の判断

1 次冷却材圧力の低下、蓄圧注入系の動作有無、格納容器圧力の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇及び C V 高レンジエリアモニタ指示値の上昇等により事象発生後 10 分間で 1 次冷却材漏えい規模の判断を行う。

c. 事象進展の判断及び対応準備

事象の判別プロセスにおいて、タービン動補助給水ポンプが動作不能である場合は、全交流動力電源喪失時における 2 次系の除熱機能喪失により、早期に炉心損傷へ進展するものと判断し、アニュラス空気浄化ファンダンパへの作動空気供給、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプ及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。また、炉心出口温度が 350°C 以上及び C V 高レンジエリアモニタ指示値が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に達したことにより、炉心損傷と判断する。

d. 電源確保作業

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、代替非常用発電機の起動準備を行うとともに、事象発生後約 30 分以内に安全系機器の非常用母線からの切り離しを実施する。その後、代替非常用発電機を事象発生後約 35 分以内に起動することにより、非常用母線への給電操作を開始する。

e. アニュラス空気浄化設備作動

全交流動力電源喪失等の原因により制御用空気系統が使用できない場合には、アニュラス排気弁操作用窒素ガスボンベによりアニュラス空気浄化ファンダンパに窒素ガスを供給する。その後アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通したのち、排気筒から排気する。

f. 1 次系強制減圧

全交流動力電源喪失等の原因により制御用空気系統が使用できない場合には、1次系強制減圧開始前までに加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペを系統に接続する。

また、炉心損傷の判断後、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上の場合は2.0MPa[gage]未満を目標とし、炉心損傷後10分以内に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。

g. 格納容器スプレイ

炉心損傷の判断後、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制のため、炉心損傷後30分以内に代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを開始する。

(添付資料 3.1.2.3)

h. 燃料取替用水ピットへの給水

可搬型大型送水ポンプ車による送水準備が完了次第、可搬型大型送水ポンプ車により燃料取替用水ピットへの給水を行うが、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施した場合は、燃料取替用水ピットの水が枯渇する事象発生後約15.6時間以内に給水を行う。

i. 格納容器内自然対流冷却

長期的な格納容器冷却のため、可搬型大型送水ポンプ車による送水準備が完了次第、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水通水により、事象発生後約24時間以内に格納容器内自然対流冷却を開始する。

(添付資料 3.1.2.4)

3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードにおいて想定する事故シーケンスのうち、非常用炉心冷却設備による炉心への注水がなく、1次系圧力がより高圧となる「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、事象進展を早める観点から補助給水機能喪失の重畳を考慮することとする。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットに海水を直接通水することで格納容器気相部を冷却する自然対流冷却を実施する手段を確保している。これにより格納容器内気相部を冷却することで、過温による格納容器破損を防止することができる。

したがって、格納容器破損防止対策の有効性を確認する上で主要なパラメータである格納容器雰囲気温度を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心溶融後、格納容器圧力及び雰囲気温度

による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを使用する。

(2) 有効性評価の条件

本評価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3.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) RCPからの漏えい率

全交流動力電源喪失時における1次冷却材ポンプ封水戻りラインを通じての1次冷却材漏えい量は約 $1.2\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ であるが、これは加圧器逃がし弁流量と比較して小さく、1次系減圧への影響が小さいことから、代表値として約 $1.5\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ を設定する。また、RCP3台からの漏えいを考慮するものとする。

(添付資料3.1.2.5及び添付資料3.1.2.6)

(b) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、水の放射線分解等による水素発生については、格納容器内圧に対する影響が軽微であることから考慮していない。

(添付資料3.1.2.7)

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ

事象初期からの原子炉トリップを仮定する。

(b) 代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量

格納容器内に放出される放射性物質の除去及び格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量は設計上期待できる値として $140\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(c) 格納容器再循環ユニットへの海水通水流量

格納容器再循環ユニット2台への海水通水流量は、17×17型3ループ標準データである $120\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ とする。

なお、泊発電所3号機の設計値は $82\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ であるが、想定される温度領域においては、再循環ユニットの除熱能力としてはほぼ同等であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えることはない。

(添付資料3.1.2.4)

(d) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水の回復が遅れることから最低圧力を用いる。また、初期保有水量については、評価結果に与える影響を確認した上で、標準的な最小保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低圧力）	4.04MPa[gage]
蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）	29.0m ³ /基

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「1.3(5)運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 代替非常用発電機による給電は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から約35分で開始するものとする。
- (b) 加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から10分で開始するものとする。
- (c) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分で開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。
- (d) 可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却は、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

1次系圧力、蓄圧注入流量、原子炉容器水位、上部プレナム気相温度、格納容器雰囲気温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）及び原子炉下部キャビティ室水量の推移を第3.1.2.5図から第3.1.2.12図に示す。

事象発生後、約3.0時間で炉心溶融に至り、約3.1時間後から加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧を開始することにより、1次系圧力を抑制する。

続いて事象発生から約3.5時間後に代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイを開始することにより、格納容器雰囲気温度及び圧力の上昇を抑制する。

その後、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による自然対流冷却を開始することで、格納容器雰囲気温度及び圧力を長期的に低下させる。

格納容器雰囲気温度の最高値は約138℃であり、原子炉格納容器の限界温度を下回る。したがって、格納容器の健全性は問題とならない。

また、第 3.1.2.9 図のとおり、自然対流冷却を継続することにより 72 時間時点において格納容器雰囲気温度が低下傾向となっていることから、長期的な格納容器の健全性は確保される。

なお、本事象は格納容器破損モードの中で最も水素発生量が多いシナリオであるが、事象を通して水素濃度は 8 % 以下であることから、格納容器の健全性は問題とならない。

3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

(1) 運転員等の判断や操作時間への影響

「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」発生時における、運転員等の判断や操作時間への影響評価について、炉心崩壊熱は不確かさの考慮として崩壊熱が大きくなるように設定していることから、事象進展に対する考察により確認する。

a. 判断、手順及び体制への影響

運転員は、すべての非常用母線の電圧が 0 V を示していることを確認し、全交流動力電源喪失発生判断を行うとともに、原子炉自動停止を確認する。さらに、事象進展の判断として、1 次冷却材圧力等のパラメータにより冷却材漏えいの発生判断を、炉心出口温度及び CV 高レンジエリアモニタにより炉心損傷判断を行い、事象進展に応じた手順に移行する。

本格納容器破損モードにおける解析条件のうち、条件の不確かさが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を考慮した場合においても、事象進展の判断パラメータを継続監視しており、事象進展に応じた手順に移行できるとともに、それぞれに対応できる体制を整備することから、判断、手順及び体制に対する影響はないと考えられる。

b. 操作時間への影響

条件の不確かさが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を考慮した場合、崩壊熱の減少により格納容器への放出エネルギーが小さくなることから、格納容器雰囲気温度及び圧力上昇に対する事象進展が遅くなる。このため、運転員操作時間に対する余裕が増加する方向となることから、運転員等の操作時間に与える影響はないと考えられる。

(2) 判断基準となるパラメータへの影響

解析条件の不確かさが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を考慮した場合、崩壊熱の減少により格納容器への放出エネルギーが小さくなるため格納容器雰囲気温度及び圧力の上昇が緩和されるため、判断基準となるパラメータへの影響はないと考えられる。

3.1.2.4 要員及び資源の確保

(1) 要員の確保

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、召集要員に期待しない事象発生後約 1.5 時間までの必要要員は、「3.1.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 26 名であり、各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。

(2) 資源の確保

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、水源、燃料及び電源等の資源について以下のとおり 7 日間の継続実施が可能である。

a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピットを水源とし、水量約 1,700m³ の使用が可能であることから、事象発生から約 15.6 時間のスプレイ継続が可能である。燃料取替用水ピットの水が枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの給水を行う。その後、事象発生 24 時間後からは可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの通水により格納容器内自然対流冷却を実施することで、7 日間の格納容器冷却の継続が可能である。

b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 233.5kL の軽油が必要となり、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却及び使用済燃料ピットへの給水については、7 日間の運転継続に約 22.1kL の軽油が必要となるが、発電所構内に 1,354kL 以上の軽油を貯蔵していることから、代替非常用発電機による電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却及び使用済燃料ピットへの給水について、7 日間の継続が可能である。

c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷は約 504kW であるが、給電容量である 3,200kW 未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

3.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における評価事故シーケンスとして、想定される事故シーケンスの代表性の観点から、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」を選

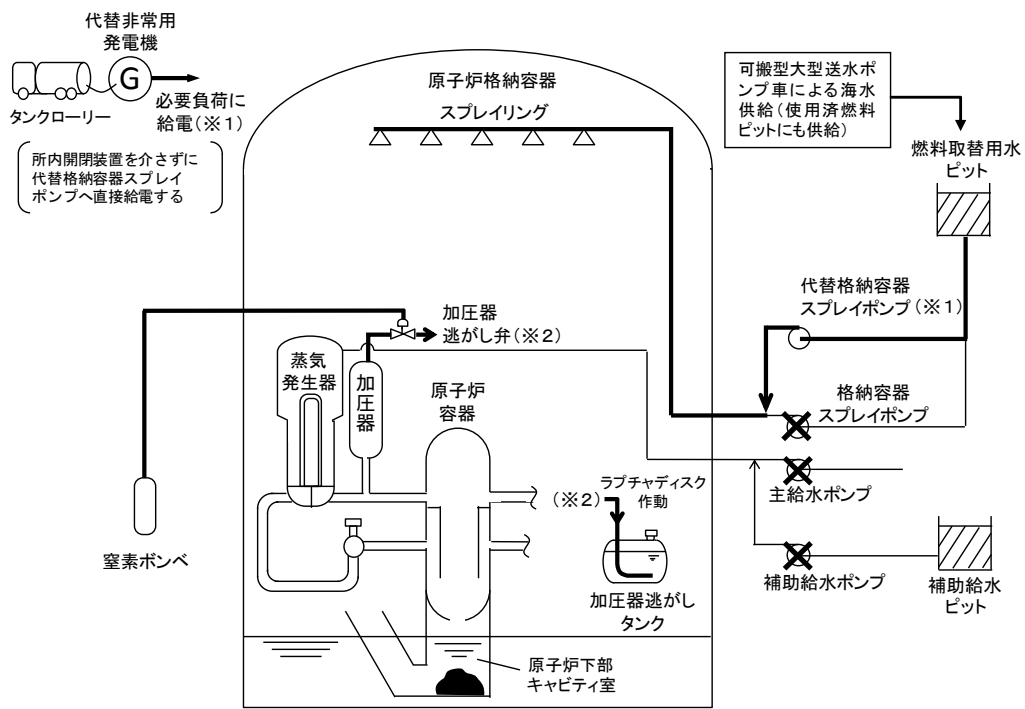
定する。また、評価にあたっては、補助給水機能喪失の重畳を考慮する。

原子炉の出力運転中に、全交流動力電源喪失が発生し、補助給水系の機能喪失が重畳した場合においても、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイによる液相部への蓄熱及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却により、格納容器内の温度を低下させる。格納容器雰囲気温度の最高値は約 138℃であり、格納容器の限界温度を下回る。したがって、格納容器の健全性は問題とならない。また、長期的には自然対流冷却を継続することで、格納容器内部の冷却を維持する。

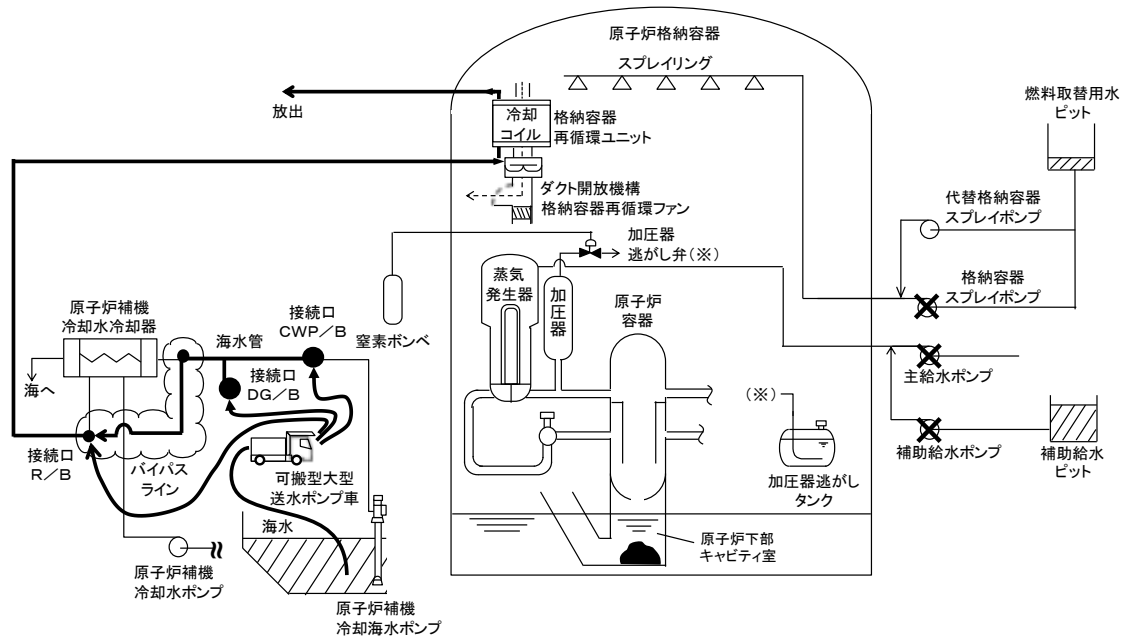
解析条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱を考慮した場合においても、運転員の判断、手順、体制、操作時間等の運転員操作及び判断基準となるパラメータへの影響はないと考えられる。

要員の確保については、事象発生後召集要員に期待しない約 1.5 時間までは運転員、災害対策要員等により、各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。また、必要な資源の確保については、水源、燃料及び電源等について重大事故等対策の実施に必要な資源の確保により 7 日間の継続実施が可能である。

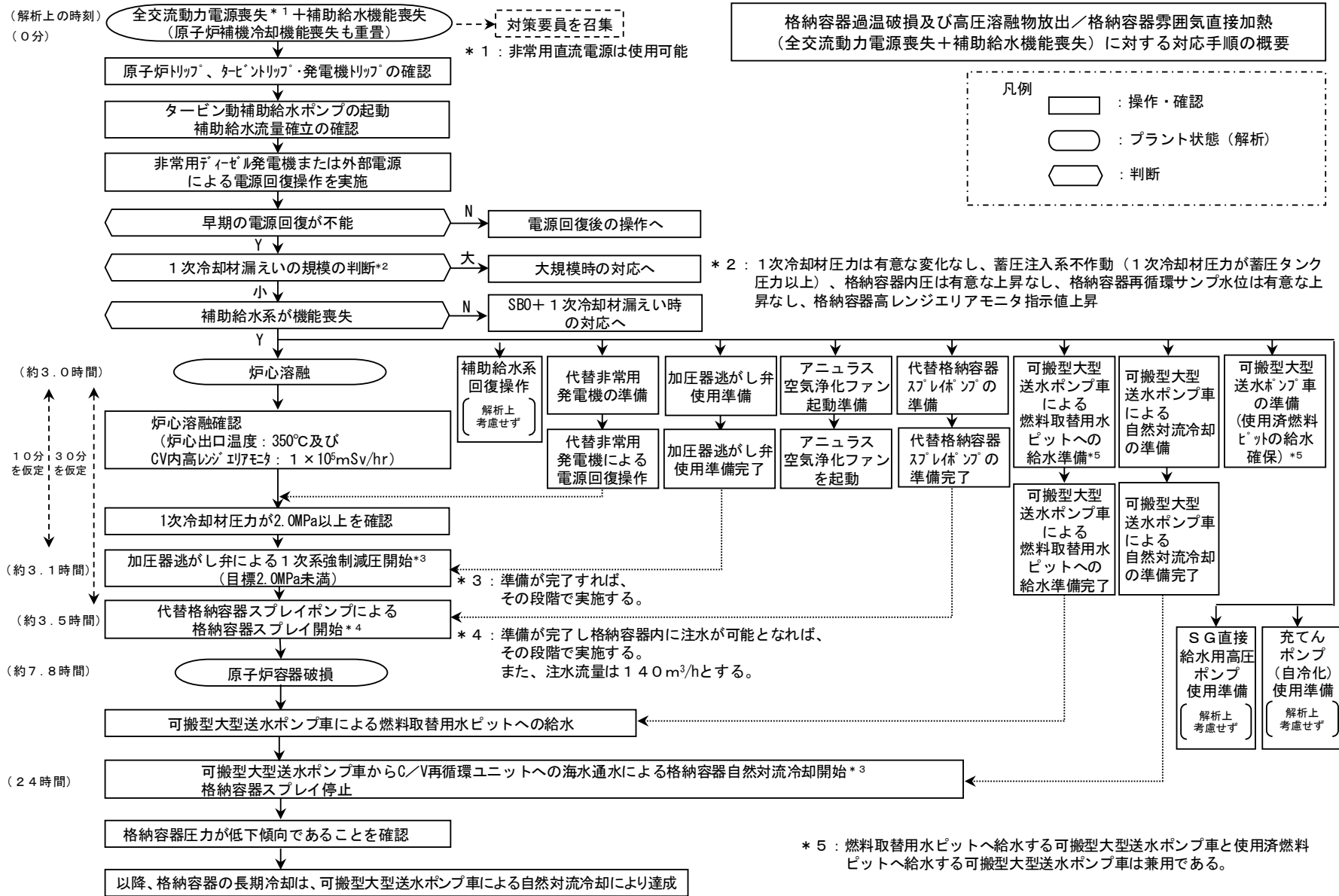
以上のことから、格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効であるとともに、必要な要員及び資源を確保することで 7 日間の継続実施が可能である。



第 3.1.2.1 図 重大事故等対策（格納容器過温破損）の概略系統図（短期対策）



第 3.1.2.2 図 重大事故等対策（格納容器過温破損）の概略系統図（長期対策）



第 3.1.2.3 図 重大事故等対策 (格納容器過温破損) の手順

●夜間・休日の初動対応要員

		対応要員数	実働要員
運転員	3号機中央制御室	6名	6名
災害対策要員	社員 (当番(指揮、通報))	(1~3号共通)3名	3名 ※4
	社員 (運転支援、電源、給水等)	(3号)3名	2名
	協力会社 (運転支援、電源、給水等)	(3号)4名	2名
	協力会社(瓦礫撤去、 給油ホース接続)	(1~3号共通)2名	2名
	協力会社 (消防)	(1~3号共通)8名	8名 ※5
小計		26名	23名
		余裕	3名

●召集要員構成(H25.7.17現在)

召集要員 (技術系社員)	宮丘地区※1	325名
	地元4カ町村※2	104名
小計		429名

★1

対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○運転員(3号機中央制御室対応要員) 3号機運転員 (3名) ・発電課長(当直) ・副長 ・運転員a ○運転員(現場操作者) 3号機運転員 (3名) ・運転員b,c,d ○災害対策要員 (6名) ・災害対策要員A,B,C,D ・災害対策要員E,F ※6	運転員a	①代替非常用発電機起動 ②タービン動給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる補助給水の流量調整 ※9 ③アニュラス空気浄化ファン起動 ④加圧器逃がし弁開放 ⑤1次冷却材ポンプ封水・冷却水隔離弁閉止	— — ※8 — ≦約3.1時間 —	中央制御室
	運転員b 災害対策要員A,B	【電源確保作業】 所内電源母線受電準備	—	原子炉補助建屋
	運転員c 災害対策要員C	【補助給水機能回復操作】 ①電動補助給水ポンプ起動操作 ②タービン動補助給水ポンプ起動操作 ③2次強制冷却操作 主蒸気逃がし弁開放	— ※8 — ※8 — ※8	原子炉建屋 原子炉補助建屋
		【蒸気発生器直接給水ポンプによる給水準備】 蒸気発生器直接給水ポンプの使用準備 【充てんポンプ(自冷化)使用準備】 充てんポンプ自冷化ラインの系統構成	— ※8 — ※8	原子炉建屋
		【代替格納容器スプレイポンプ準備】 代替格納容器スプレイポンプ起動準備	≦約3.5時間	原子炉建屋
	運転員d 災害対策要員D	【加圧器逃がし弁開放】 加圧器逃がし弁室供給操作	≦約3.1時間	原子炉建屋
		【被ばく低減操作】 アニュラス空気浄化ファンダンプ室供給操作	—	原子炉建屋
		【補助給水流量調整】 蒸気発生器直接給水用高圧ポンプによる補助給水の流量調整	— ※8	原子炉建屋
	災害対策要員E,F	【電源確保作業】 タンクローリー(18kL)から代替非常用発電機への給油ホース接続	≦約70分 ※7	屋外
	対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間
○運転員 (3名) ・運転員a,b,c ○災害対策要員 (4名)★2 ・A' (社員) ・B',C',D' (社員または協力会社) ⇕ ○召集要員 (交代要員、技術系社員)	災害対策要員A',B'	●燃料取替用水ビット給水確保(海水) ・海水供給ラインホース敷設・接続 ・ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置 (使用済燃料ビットへの給水と兼用)	≦約15.6時間	スクリーン室 ～原子炉建屋背面の道路、 原子炉補助建屋
	災害対策要員A',B',C',D'	●原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水) ・ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置	≦約24時間	循環水ポンプ建屋
	運転員a	●格納容器自然対流冷却系統構成		中央制御室
	運転員b,c	●格納容器自然対流冷却系統構成		循環水ポンプ建屋、 原子炉補助建屋、 原子炉建屋
	災害対策要員A',B',C'	●使用済燃料ビットへの給水確保(海水) ・海水供給ラインホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置 (燃料取替用水ビットへの給水と兼用)	≦約1.6日	スクリーン室 ～原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ビットエリア

※1:宮丘地区からの召集要員とは、社員(住宅、みやおか寮、柏木寮、桜木寮、はまなす寮)
 ※2:地元4カ町村からの召集要員とは、宮丘地区を除く、地元4カ町村(岩内町、共和町、泊村、神恵内村)
 ※3:要員数については実際の現場移動時間および作業時間を考慮した人員である。ただし、今後の更なる要員の検討により変更が必要となる可能性がある。

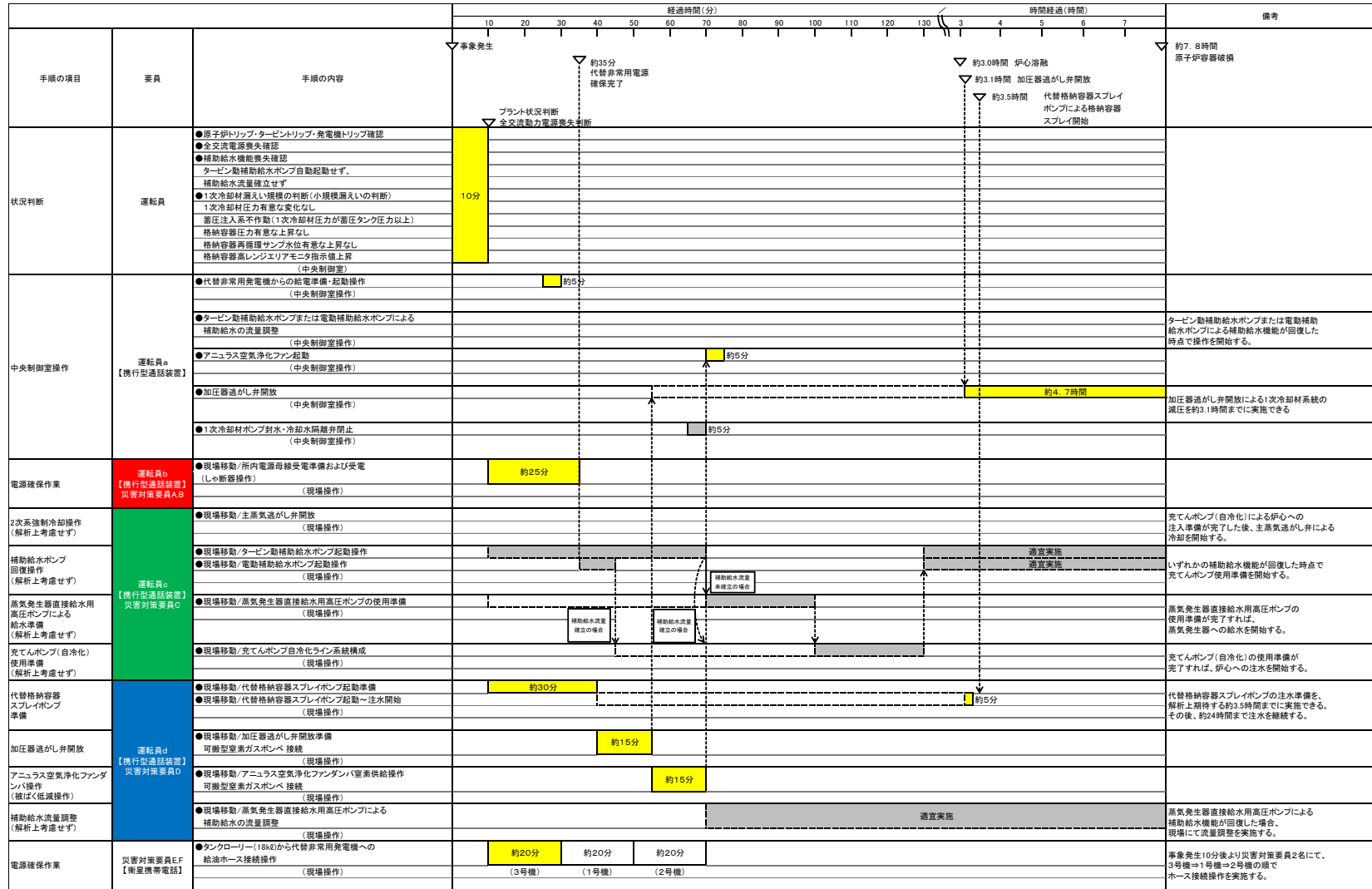
※4:社員(当番(指揮、通報))は、緊急時対策所にて、指揮または通報の対応を専属で行う。
 ※5:災害対策要員のうち、協力会社(消防)は、作業を専属で担当することから、他の作業およびサポート要員としては配置しない。したがって、担当する作業が発生しない場合であっても、対応要員全員が作業している表記としている。
 ※6:タンクローリー(18kL)から代替非常用発電機への給油ホース接続を、3→1→2号機の順で実施する。
 ※7:代替非常用発電機燃料タンク容量600Lのうち、450Lを保有、起動後25%負荷で運転していると仮定し、約35分間給油なしで代替非常用発電機は運転可能である。この仮定に基づき起動までの時間約35分と合わせ、約70分までに給油ホースを接続する。
 ※8:解析上期待していない操作
 ※9:補助給水流量調整弁が安全系直流電源より給電される電動弁であるため、中央制御室より流量調整が可能

○要員人数	平日昼間に事故が発生した場合に十分な要員数を確保できるのは当然のことながら、夜間・休日においても、初動対応要員(運転員、災害対策要員)および召集要員(技術系社員)により、事故収束作業に必要な要員が確保できる体制となっている。
-------	--

★1:初動対応開始後、サポート要員3名を中央制御室に待機させ、通信手段の不具合や要員の受傷など不測の事態に備える。

★2:災害対策要員A',B',C',D'の役割については、召集要員と交代しながら作業を行ない、被ばく低減に努める。

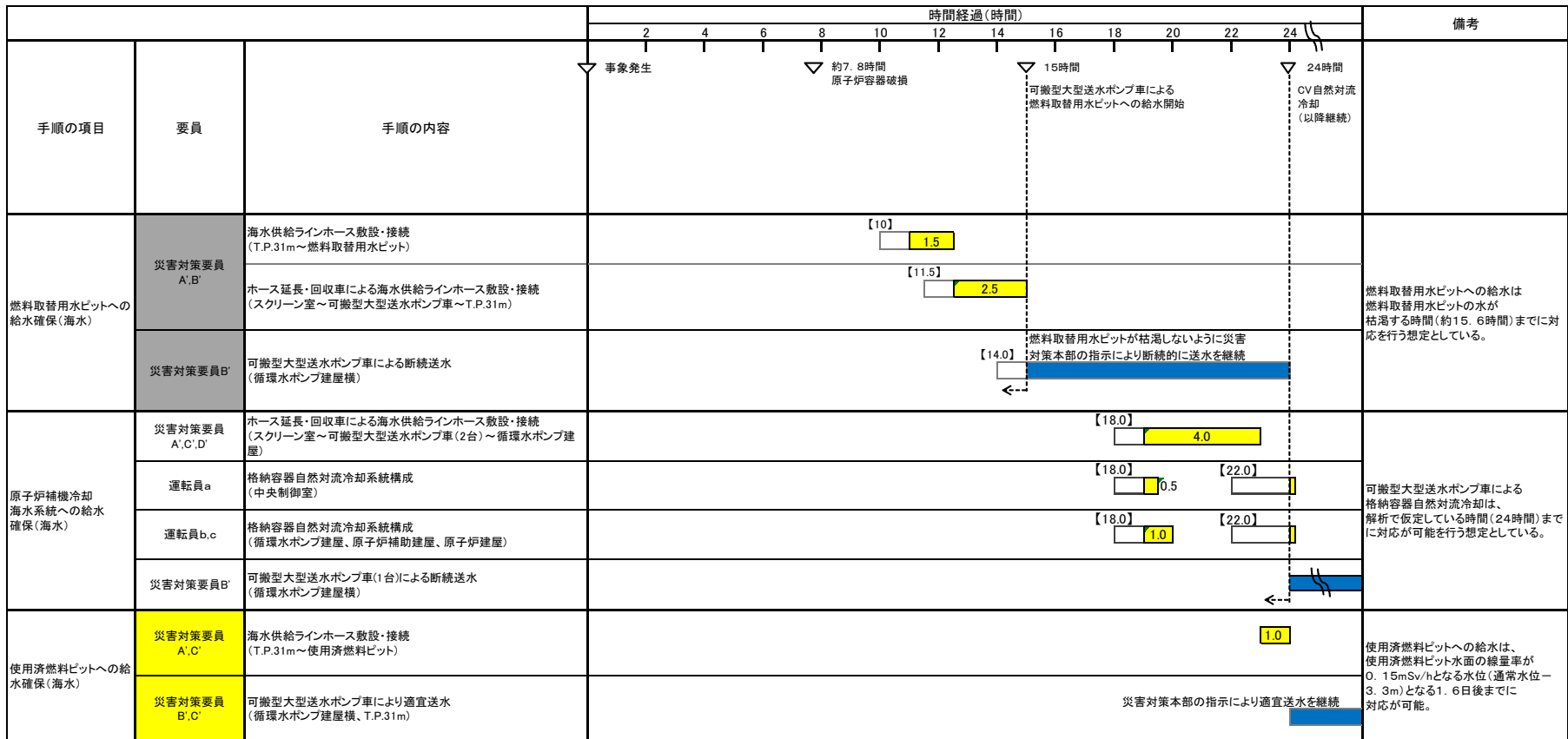
第 3.1.2.4 図 重大事故等対策(格納容器過温破損)に係る作業と所要時間(1/3)



各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)現場で操作を行う運転員、災害対策委員は、全面マスクおよびポケット線量計を携帯し、発電機長(当直)の指示にて着用する。



第 3.1.2.4 図 重大事故等対策(格納容器過温破損)に係る作業と所要時間(2/3)

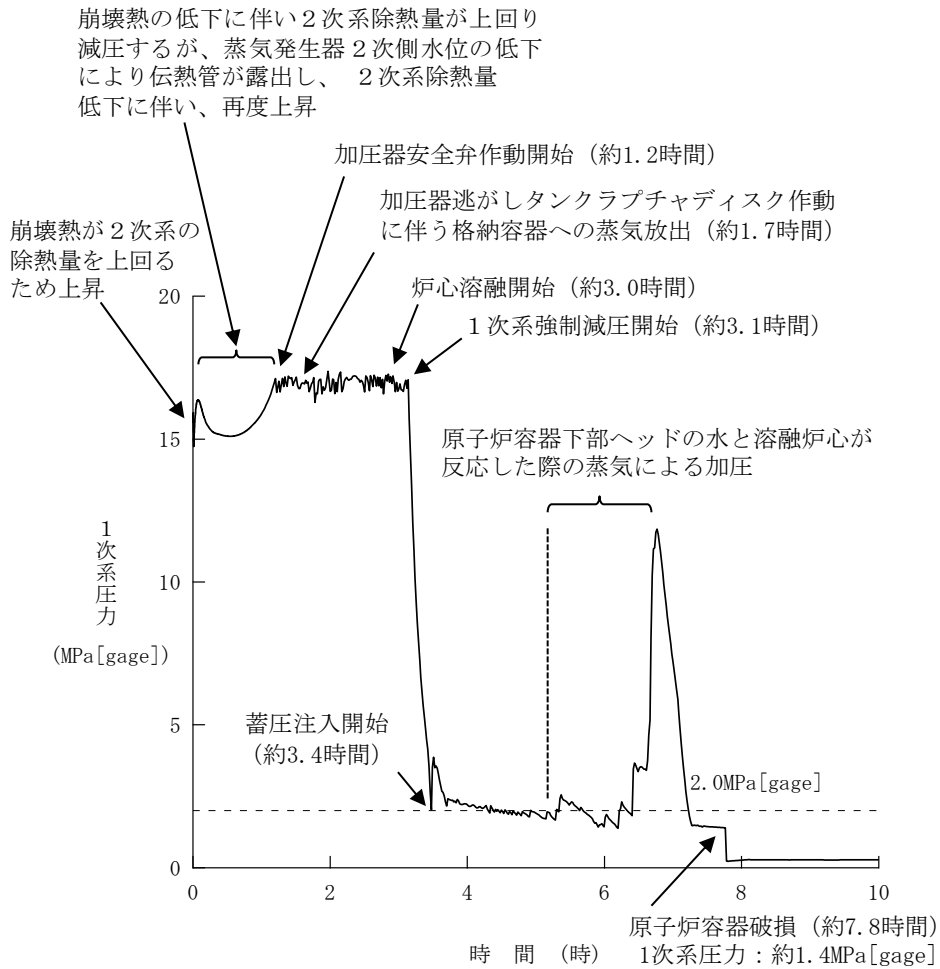


災害対策要員	通信手段	通信先
A'	衛星携帯電話、トランシーバー	災害対策本部、屋外
B'	トランシーバー	屋外
C'	トランシーバー	屋外
D'	トランシーバー	屋外

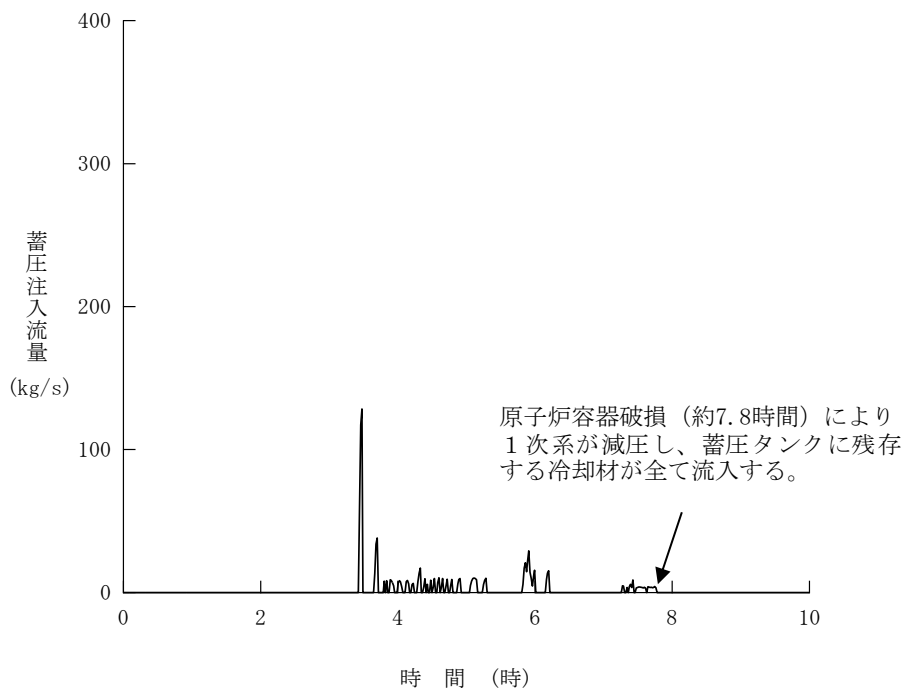
所要時間については、類似訓練における時間を元に想定時間により算出している。
 (災害対策要員は、屋外作業開始前に放射線防護具類(タイベック、ゴム手袋、全面マスク、ポケット線量計等)を装備のうえ、作業を開始する。
 また、運転員についても屋外作業開始時は、放射線防護具を装備のうえ、操作を開始する。)



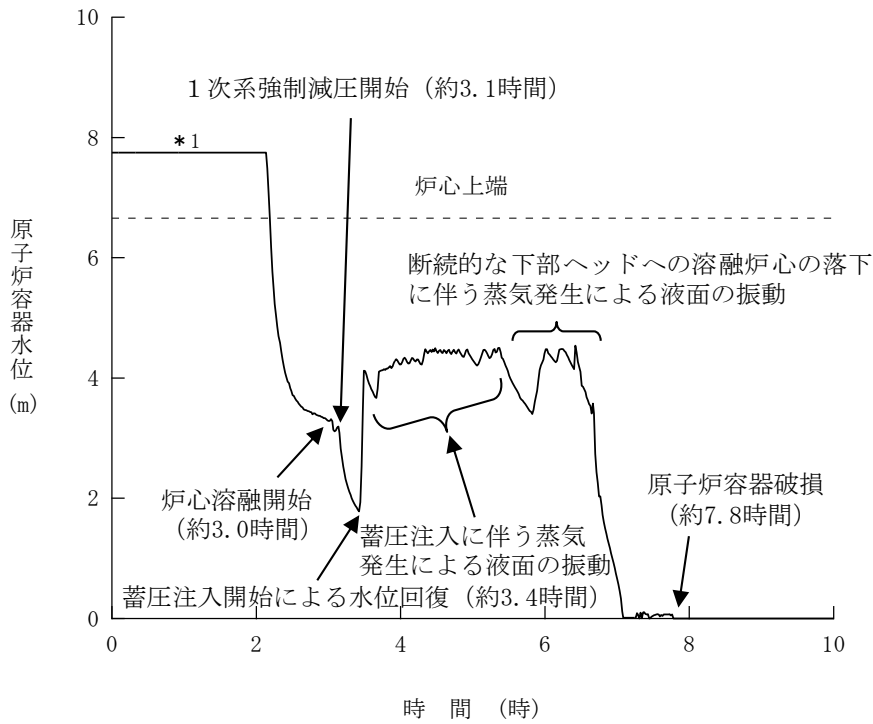
第 3.1.2.4 図 重大事故等対策(格納容器過温破損)に係る作業と所要時間(3/3)



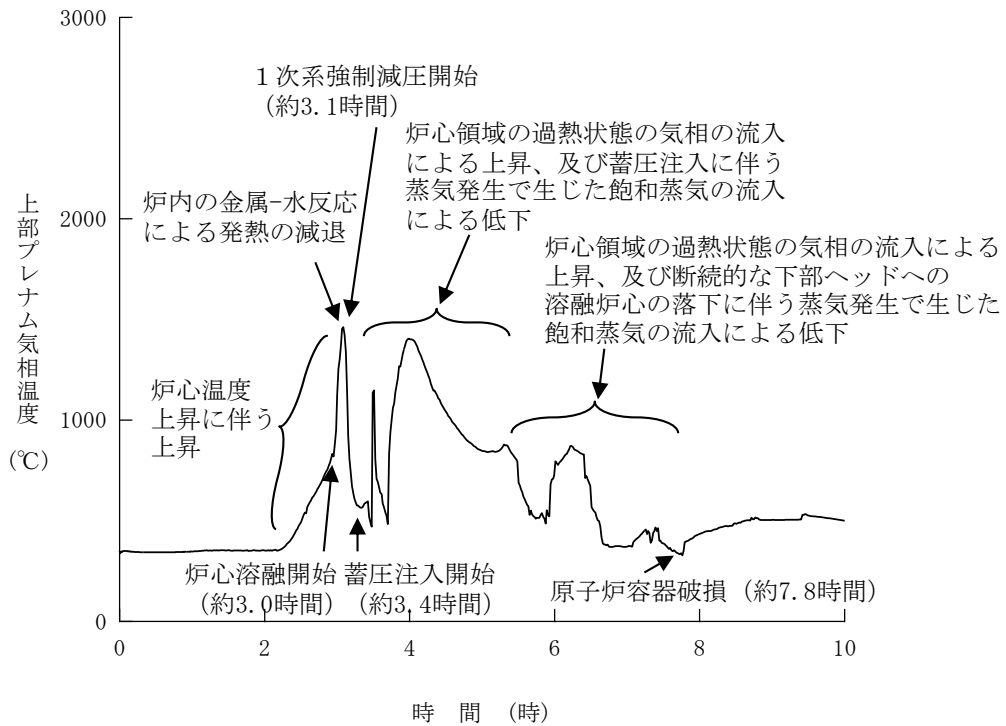
第3.1.2.5図 1次系圧力の推移



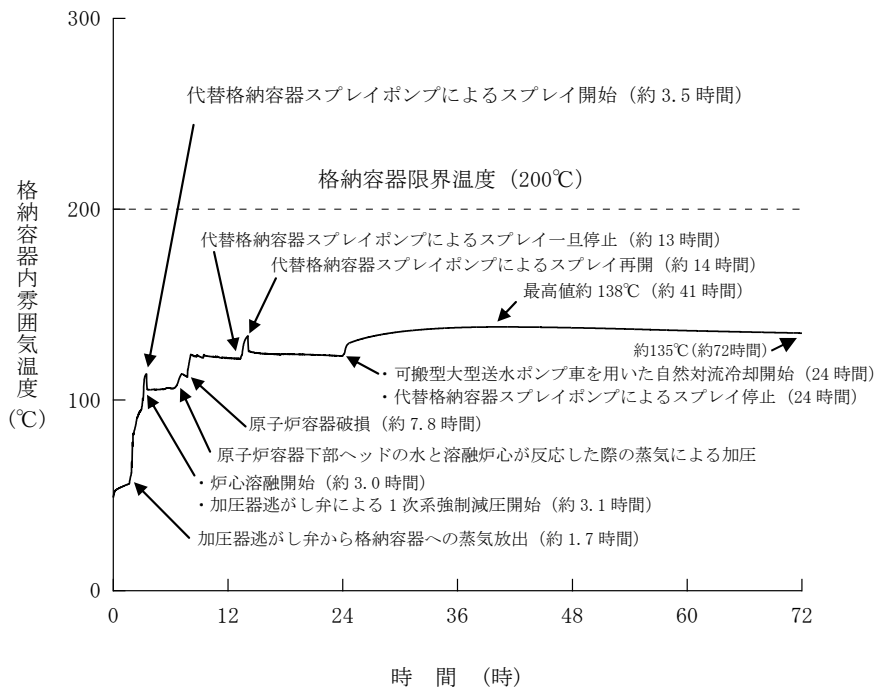
第3.1.2.6図 蓄圧注入流量の推移



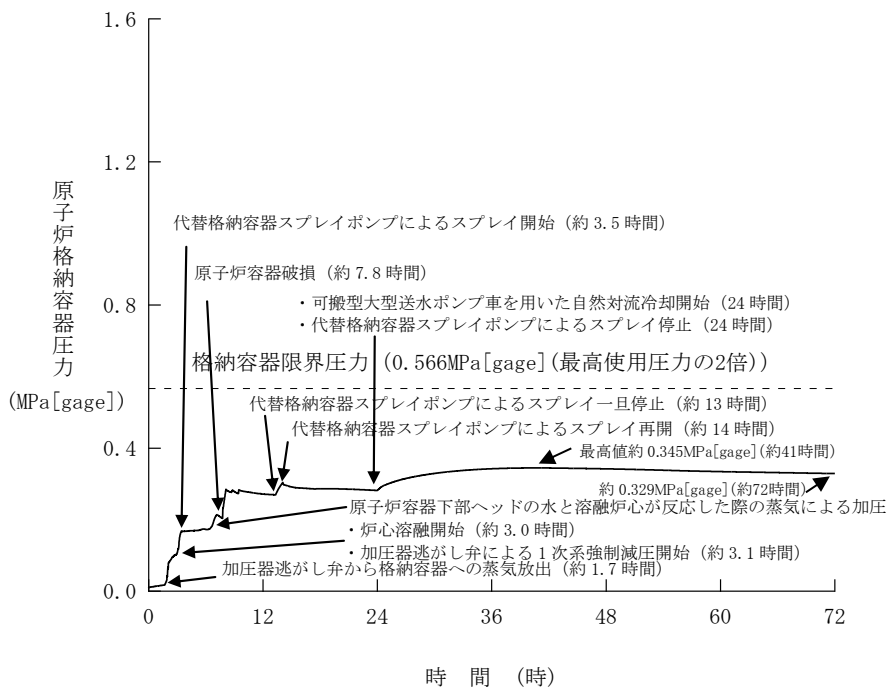
第3.1.2.7図 原子炉容器水位の推移



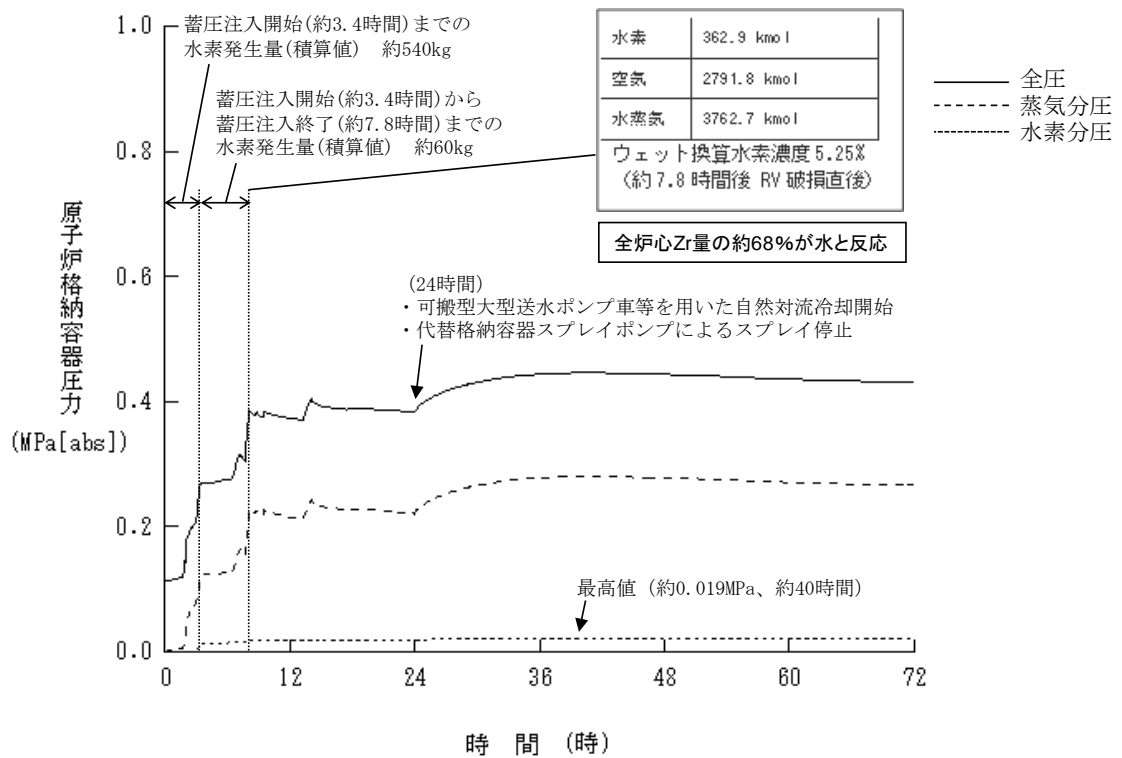
第3.1.2.8図 上部プレナム気相温度の推移



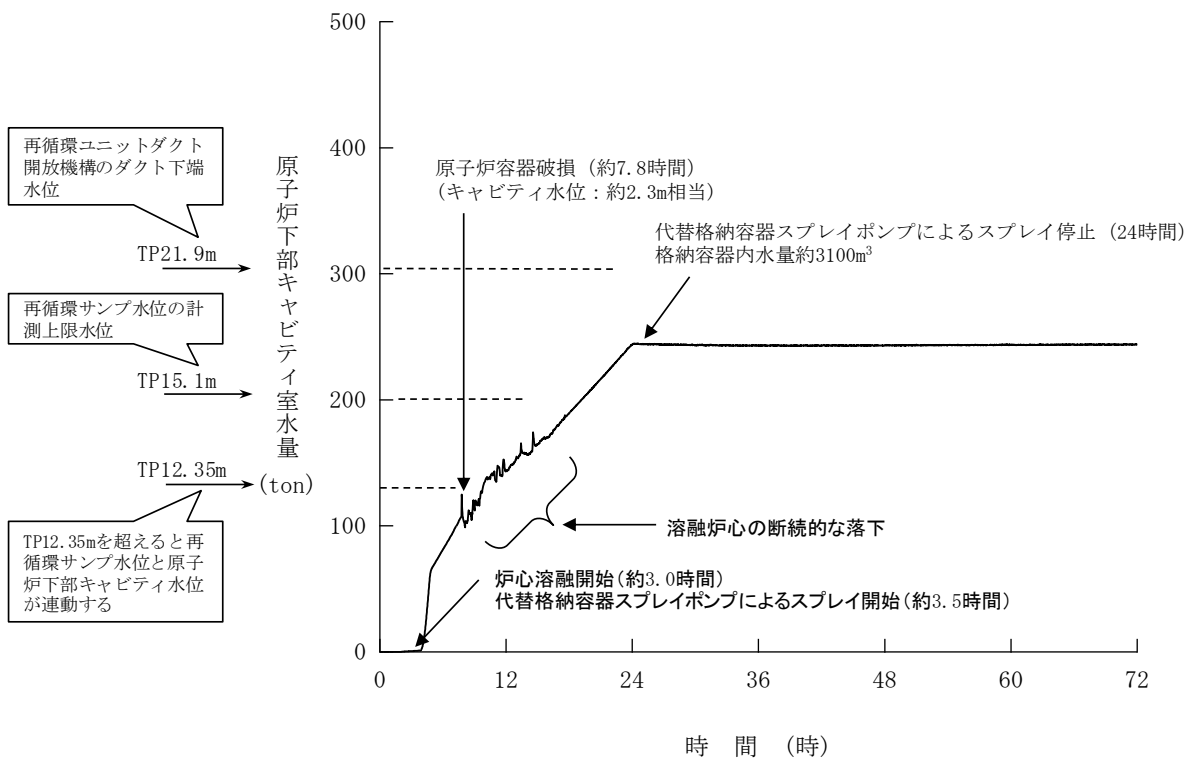
第3.1.2.9図 格納容器内雰囲気温度の推移



第3.1.2.10図 原子炉格納容器圧力の推移



第3.1.2.11図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧(絶対値)



第3.1.2.12図 原子炉下部キャビティ室水量の推移

第 3.1.2.1 表 重大事故等対策（格納容器過温破損）（1 / 2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラント状態の確認	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機が起動失敗もしくはしゃ断器の投入が失敗することにより、全ての非常用母線電圧が 0 V を確認した場合は全交流動力電源喪失と判断するとともに、原子炉自動トリップを確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <全交流動力電源喪失判断> ・非常用母線電圧 <原子炉トリップ確認> ・出力領域中性子束 ・中間領域中性子束 ・中性子源領域中性子束
b. 1 次冷却材漏えいの規模の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却系圧力の低下等により 1 次冷却材漏えい規模の判断を行う。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材圧力 ・ 1 次冷却材温度 ・ 加圧器水位 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器再循環サンプ水位 ・ C V 高レンジエリアモニタ
c. 事象進展の判断及び対応準備	<ul style="list-style-type: none"> 事象の判別プロセスにおいて、タービン動補助給水ポンプが動作不能である場合は、全交流動力電源喪失時における 2 次系の除熱機能喪失により、早期に炉心損傷へ進展するものと判断し、アニュラス空気浄化ファンダンパへの作動空気供給、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプ及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。 炉心出口温度が 350℃以上及び C V 高レンジエリアモニタの指示値が $1 \times 10^6 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <補助給水回復不能判断> ・ 補助給水流量 <炉心損傷判断> ・ 炉心出口温度 ・ C V 高レンジエリアモニタ
d. 電源確保作業	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗した場合には、早期の電源回復不能と判断し、代替非常用発電機の起動準備を行うとともに、安全系機器の非常用母線からの切り離しを実施する。その後、代替非常用発電機を起動することにより、非常用母線への給電作業を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替非常用発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ・ タンクローリー 	—

第 3.1.2.1 表 重大事故等対策（格納容器過温破損）（2 / 2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
e. アニュラス空気浄化設備作動	・全交流動力電源喪失等の原因により制御用空気系統が使用できない場合には、アニュラス排気弁操作用窒素ガスボンベによりアニュラス空気浄化ファンダンパに窒素ガスを供給する。その後アニュラス空気浄化ファンを起動し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通したのち、排気筒から排気する。	・アニュラス空気浄化ファン	・アニュラス排気弁操作用窒素ガスボンベ	—
f. 1次系強制減圧	・全交流動力電源喪失等の原因により制御用空気系統が使用できない場合には、1次系強制減圧開始前までに加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベを系統に接続する。また、炉心損傷の判断後、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上の場合は2.0MPa[gage]未満を目標とし、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。	・加圧器逃がし弁	・加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ボンベ	・1次冷却材圧力
g. 格納容器スプレイ	・炉心損傷の判断後、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制のため、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを開始する。	・代替格納容器スプレイポンプ ・代替非常用発電機 ・燃料取替用水ピット ・3号機DG燃料油貯油槽	・タンクローリー	・格納容器温度 ・格納容器圧力 ・格納容器再循環サンプル水位 ・燃料取替用水ピット水位
h. 燃料取替用水ピットへの給水	・可搬型大型送水ポンプ車の準備が完了次第、可搬型大型送水ポンプ車により燃料取替用水ピットへの給水を行うが、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施した場合は、燃料取替用水ピットの水が枯渇するまでに給水を行う。	・3号機DG燃料油貯油槽	・可搬型大型送水ポンプ車	—
i. 格納容器内自然対流冷却	・長期的な格納容器冷却のため、可搬型大型送水ポンプ車により格納容器再循環ユニットへの海水通水により、事象発生後24時間以内に格納容器内自然対流冷却を開始する。なお、格納容器内自然対流冷却は準備が完了すれば、その段階で実施する。	・格納容器再循環ユニット ・3号機DG燃料油貯油槽	・可搬型大型送水ポンプ車	・格納容器温度 ・格納容器圧力

第 3.1.2.2 表 主要解析条件 (1 / 2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉出力 (初期)	100%(2,660 MWt)×1.02	崩壊熱等を保守的に評価する観点から、定格熱出力に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定 原子炉出力を高く設定することで、崩壊熱は大きくなり、水蒸気による過温、原子炉容器の高圧維持の観点から厳しい設定
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	原子炉容器圧力を高圧下とし、事象の推移を保守的に評価する観点から、定格値に対して、正の定常誤差を考慮した値を設定
1次冷却材平均温度 (初期)	304.5℃	実運転上の 100%設定値
原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	17×17 型 3 ループ標準データを使用 泊 3 号機設計値(65,500m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
1次冷却材体積	264m ³	17×17 型 3 ループ標準データを使用 泊 3 号機設計値(273m ³)とほぼ同一値であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
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)	「55Gウラン燃料+1/4MOX燃料炉心」における燃焼度に基づく設定 (なお、FPおよびアクチニド量が多く崩壊熱が大きくなるサイクル末期時点を仮定)
RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5 m ³ /h/台相当の等価口径として 0.09inch/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	加圧器逃がし弁流量と比較して小さく、1次系減圧への影響が小さいことから代表値として約 1.5m ³ /h/台を設定。

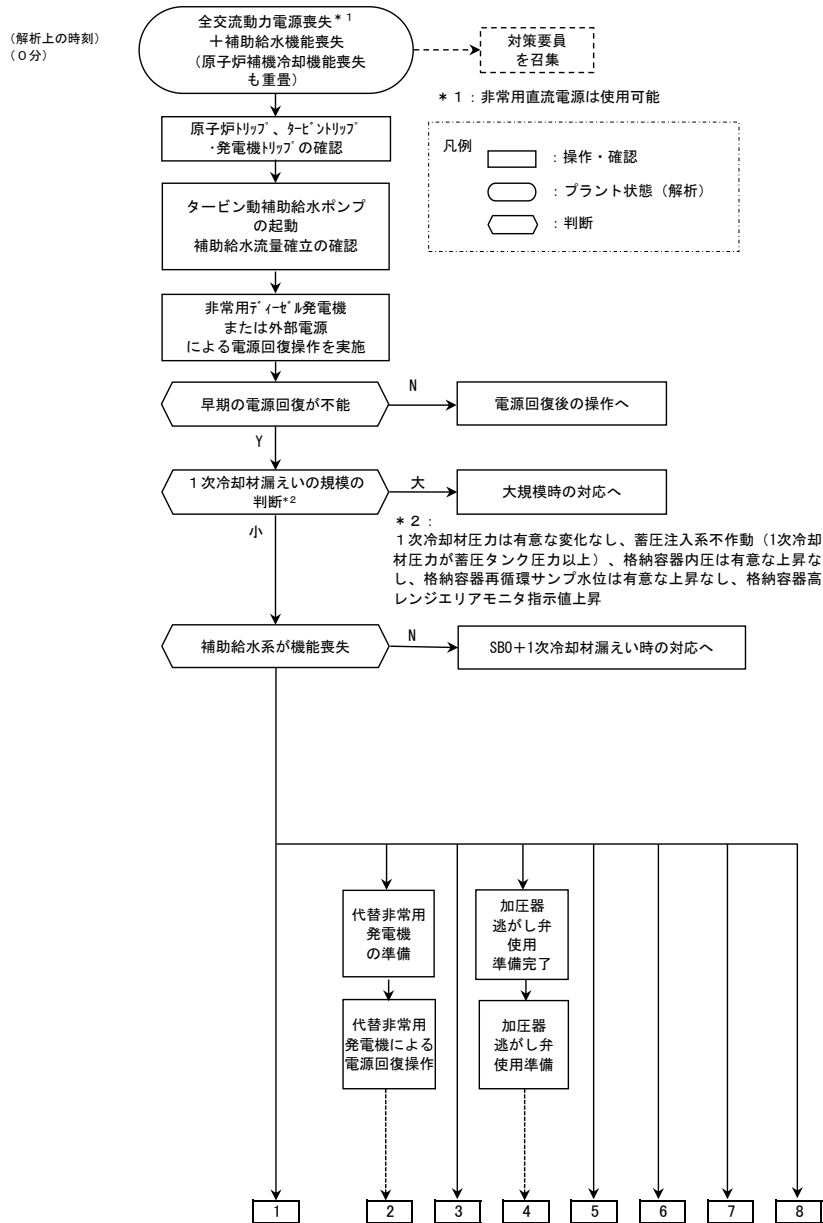
第 3.1.2.2 表 主要解析条件 (2 / 2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
蓄圧タンク保持圧力		4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入を遅くする最低の圧力とし、早期に炉心損傷する観点から厳しい設定
蓄圧タンク保持水量		29.0m ³ /基 (最低保持水量)	炉心への注入量を遅くする最低の水量とし、早期に炉心損傷する観点から厳しい設定
代替格納容器スプレィポンプによるスプレィ流量		140 m ³ /h	設備容量に基づき保守的に設定した値
加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始+10 分	運転員操作余裕時間
代替格納容器スプレィポンプによるスプレィの運転条件	開始	炉心溶融開始+30 分	運転員操作余裕時間
	一旦停止	格納容器再循環サンプ水位 80% 以上かつ格納容器最高使用圧力未満	格納容器スプレィの停止条件に基づき設定
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30 分	運転員操作余裕時間
	停止	事象発生から 24 時間後	運転員操作余裕時間および格納容器内重要機器の水没レベルを考慮して設定
自然対流冷却開始		同上	同上
格納容器再循環ユニットへの海水注入流量		120 m ³ /h×2 台	17×17 型 3 ループ標準データを使用 泊 3 号機設計値(82m ³ /h)に対し、想定される温度領域においては、両者の除熱能力はほぼ同等であり、入力条件の差が評価結果に有意な差を与えない
水素の発生		Zr-水反応を考慮*	—

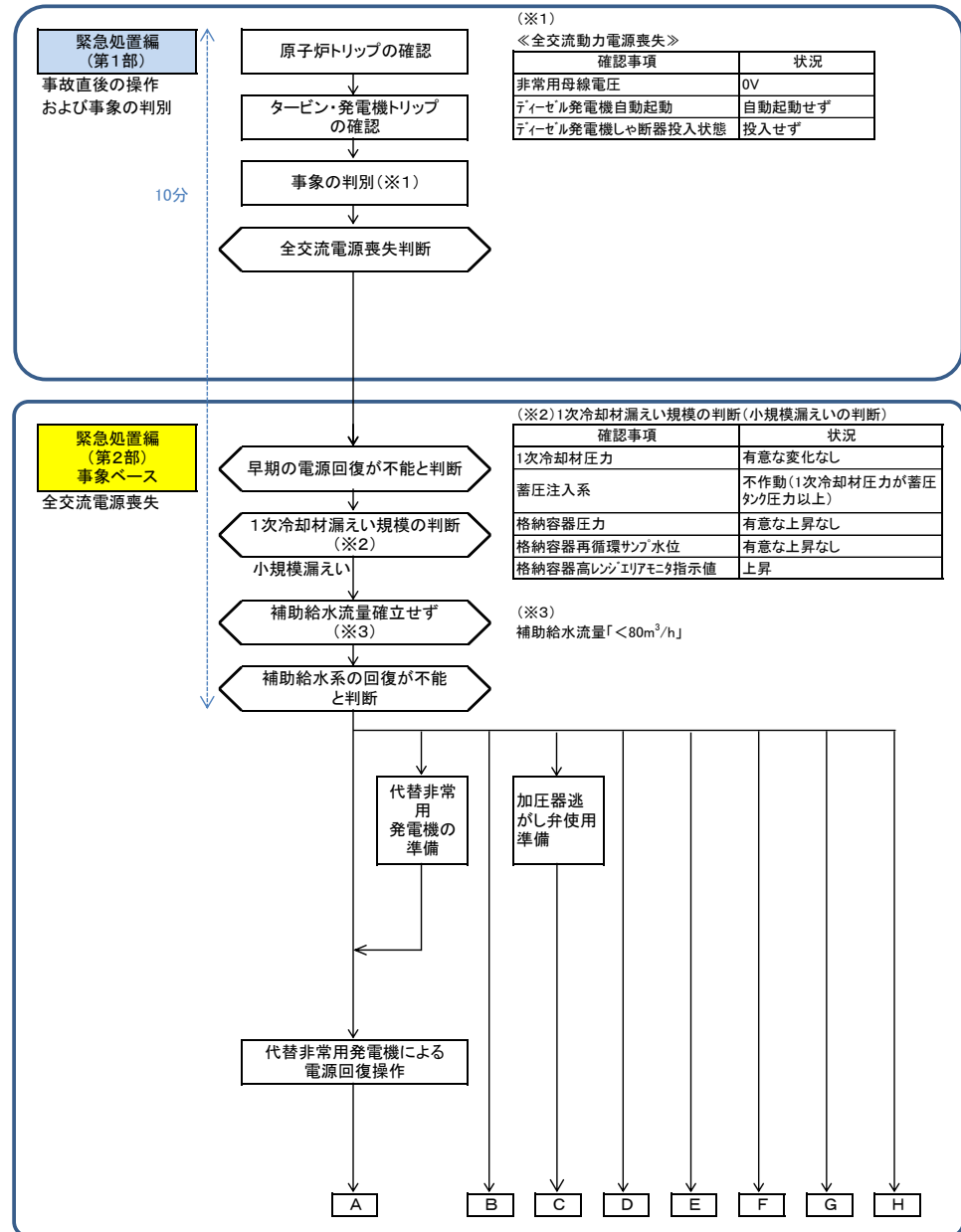
* : 水の放射線分解等による発生は過温事象に対する影響が軽微であることから考慮していない。

有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較)【(全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】



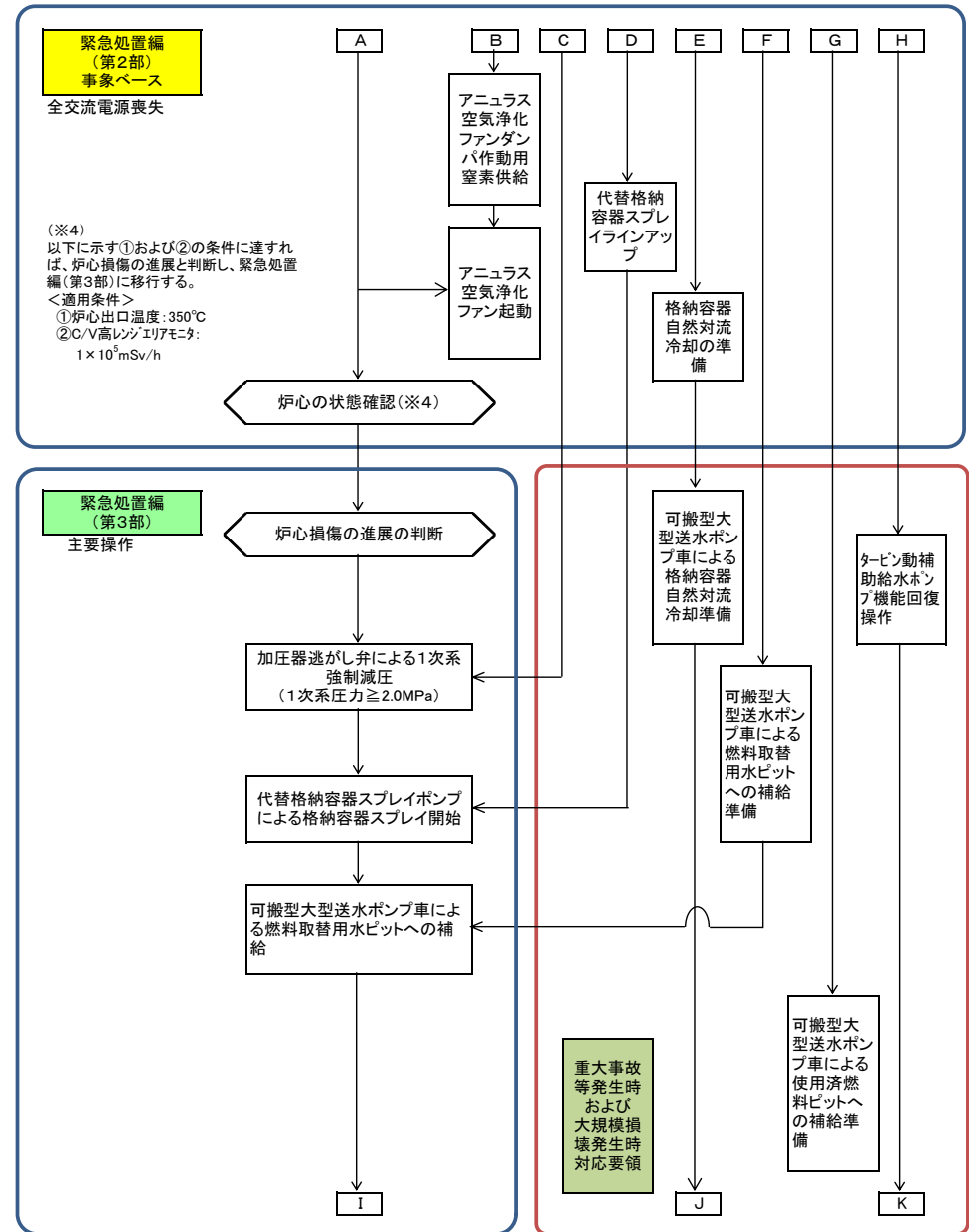
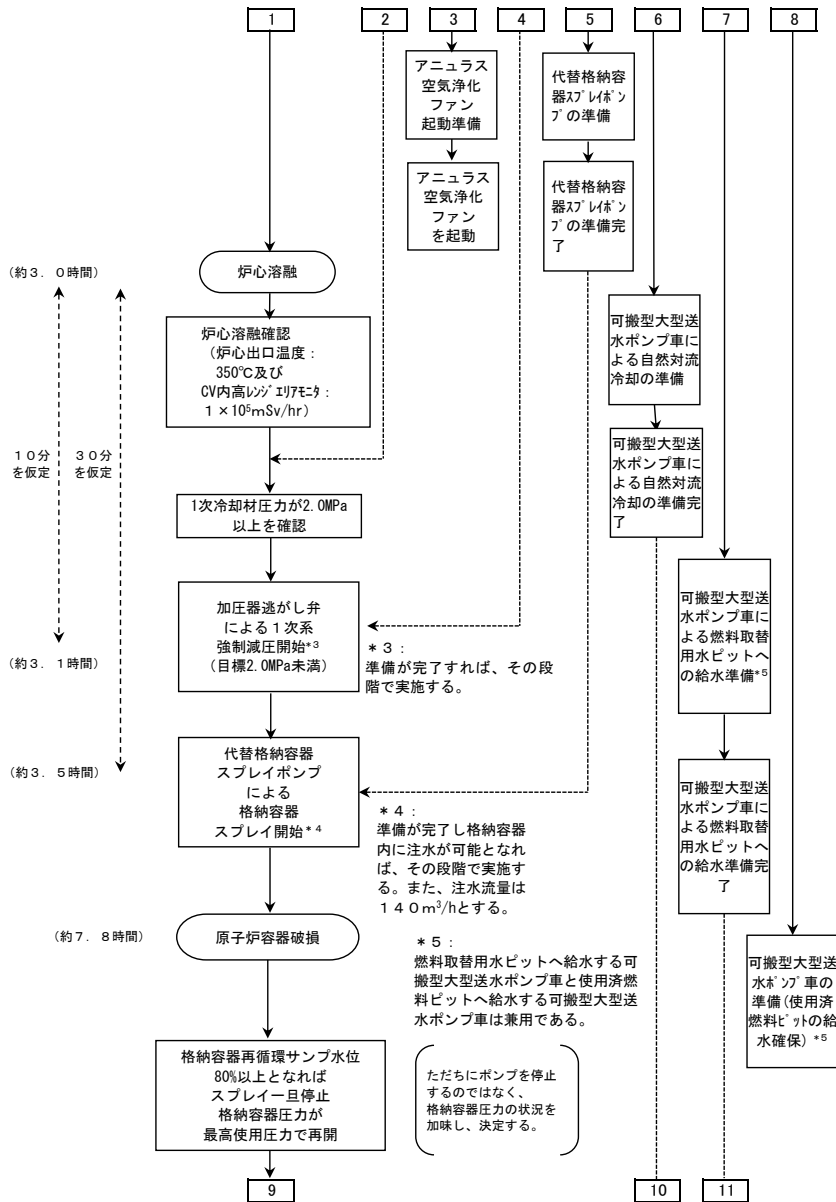
【運転要領(案)】



有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【(全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)】

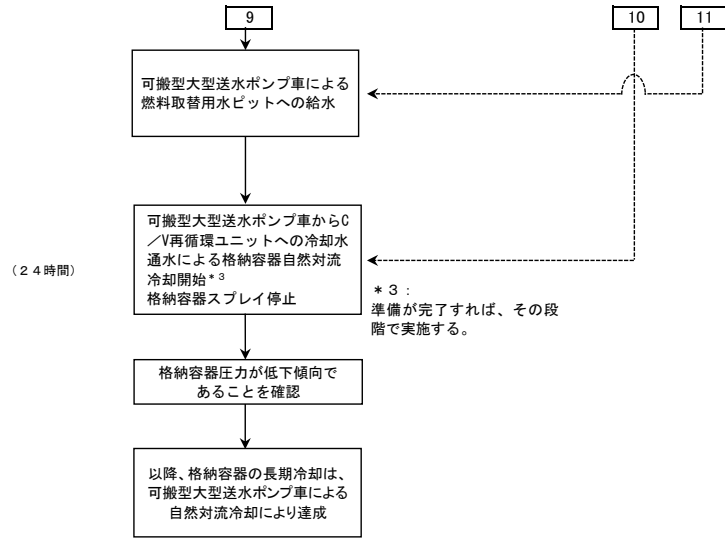
【解析上の対応手順の概要フロー】

【運転要領(案)】

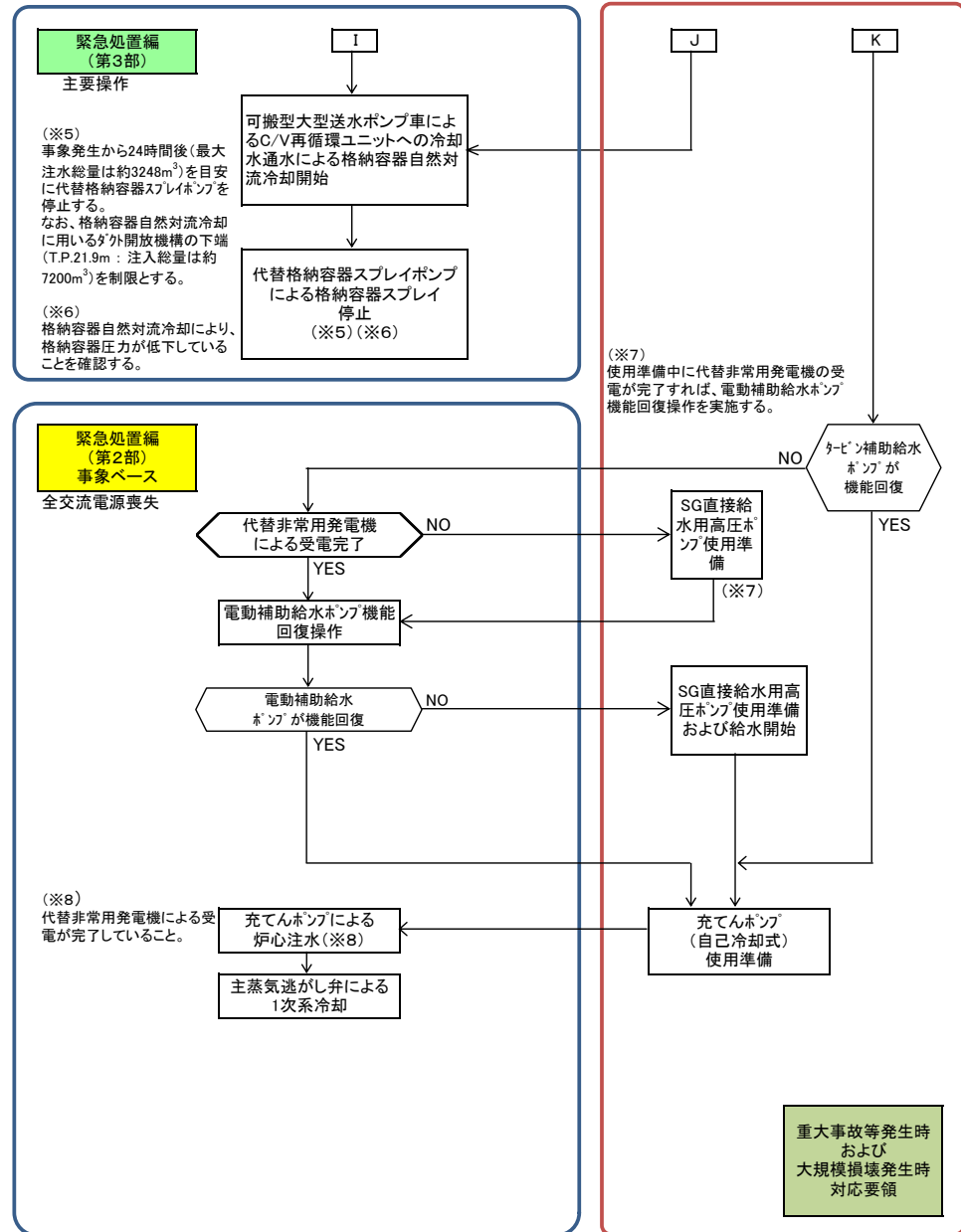


有効性評価における対応手順(『解析』と『運転要領』との比較) 【(全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)】

【解析上の対応手順の概要フロー】



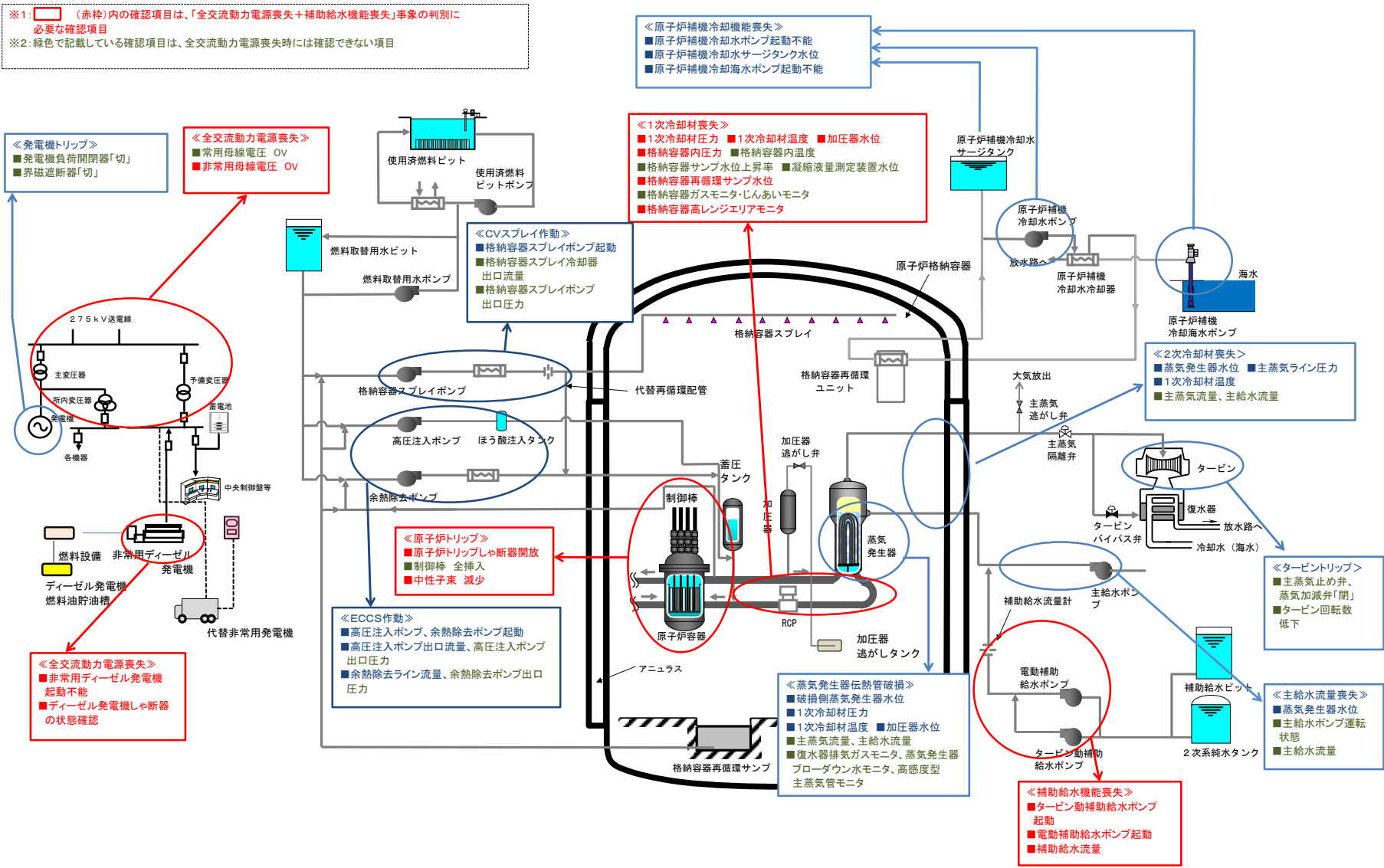
【運転要領(案)】



事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器 (全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失)

※1: (赤枠)内の確認項目は、「全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失」事象の判別に必要な確認項目
 ※2: 緑色で記載している確認項目は、全交流動力電源喪失時には確認できない項目

添 3.1.2.2-1



添付資料3.1.2.2

原子炉下部キャビティ室へのスプレイ水他の流入経路等について

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図 1 に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6B×2：図3）

さらに格納容器最下階フロアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS 配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する）

- ⑤ 格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6B×1：図2）
- ⑥ CV サンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4B×1：図4）

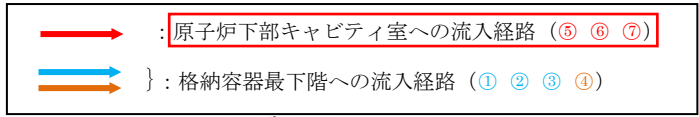
また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉キャビティの隙間（RV シールリング部、RV と 1 次遮蔽コンクリートの隙間：図5）

MCCI 防止の観点から、格納容器内にスプレイされた水を原子炉下部キャビティ室に流入させる必要があり、格納容器最下階フロア（床面：T.P.10.4m）から原子炉下部キャビティ室（床面：T.P.9.5m）に通じる連通管（6B×1 本：図2）を設置している。この連通管の下端高さは T.P.10.62m であり、格納容器最下階フロアに溜まった水の水位が T.P.10.62m に達すると、原子炉下部キャビティ室に水が流入する。

さらに、原子炉下部キャビティ室から CV サンプへ通じる床ドレン配管（4B×1：図4）を設置しており、格納容器内最底部に位置する CV サンプ及び床ドレン配管の高さは原子炉下部キャビティ室より低い位置にあることから、格納容器内にスプレイされた水が最初に溜まることになる CV サンプの水位が T.P.9.5m に達すると、原子炉下部キャビティ室に水が流入することとなる。CV サンプからの水の流入は上述の連通管からの水の流入よりも先に発生することになり、連通管を補完する役割を担っている。

以上のとおり、連通管及び床ドレン配管により原子炉下部キャビティ室への水の流入性は十分確保されている。



全般として、水は目皿・ドレン配管や開口部を通じて最下階 (T.P.10.4m) に流下していく

ループ室内の床はグレーチングであり、T.P.17.8m のフロアまで流下していく (③) さらにループ室入口から外周通路部へ流出する

格納容器鋼板とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P.17.8m のフロアまで流下していく (①)

外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下階 (T.P.10.4m) に流下していく (②)

原子炉キャビティ

RCS 配管破断水

原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から、原子炉下部キャビティ室へ流下する (⑦ : 図5)

格納容器最下階 (T.P.10.4m) に流下させるため、原子炉キャビティ底部に格納容器最下階に通じる連通管 (6B×2) を設置している (④ : 図3)

CV サンプから床ドレン配管 (4B) を逆流し、原子炉下部キャビティ室へ流入する (⑥ : 図4)

原子炉下部キャビティ室への流入性を確保するため、格納容器最下階から下部キャビティ室に通じる連通管 (6B : 逆止弁付) を設置している (⑤ : 図2)

CV サンプ

格納容器再循環サンプ

CV サンプ

T.P.10.4m フロア
(..... : 水平方向の水の流れ)

図1 スプレイ水及び RCS 配管破断水の流下経路

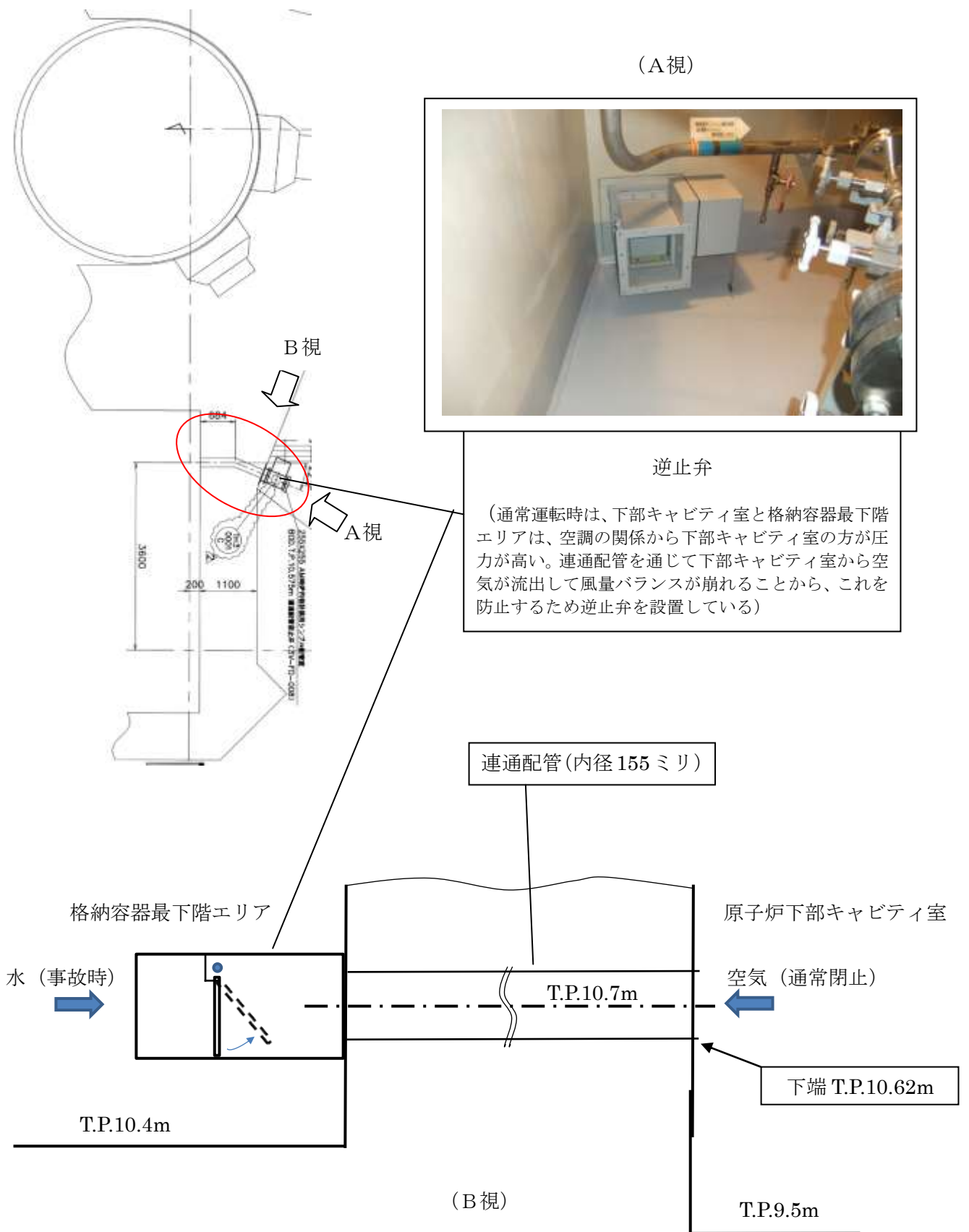


図2 原子炉下部キャビティ室への連通管 (図1の⑤)

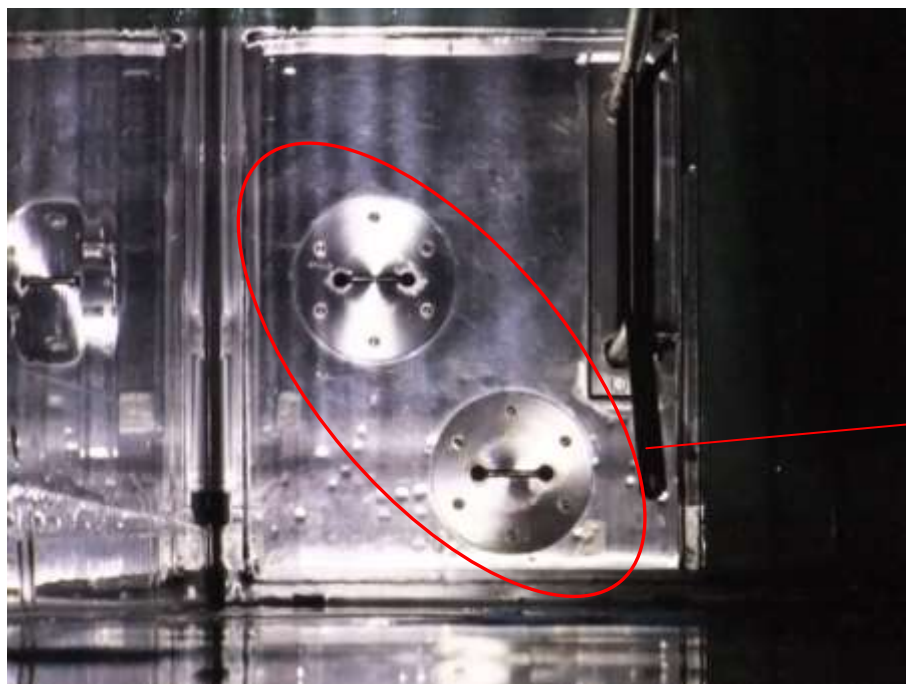
<原子炉下部キャビティ室への連通管のデブリによる閉塞の可能性について>

過去に大破断 LOCA 時に、デブリによる目詰りが懸念された再循環サンプスクリーンの、閉塞のメカニズムは以下のとおりである。(掃除機のフィルタの目詰りと同じメカニズム)

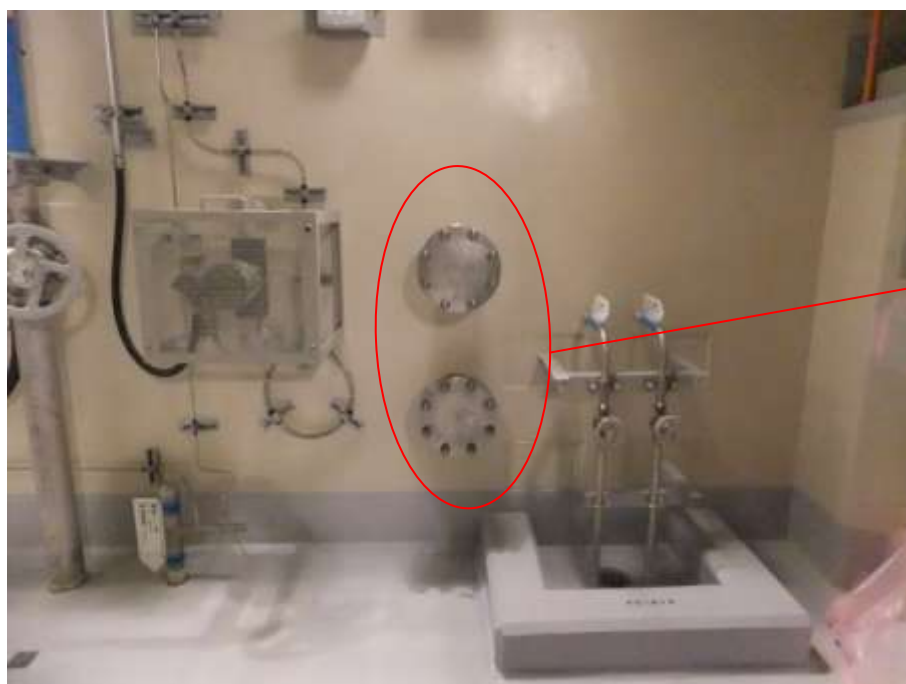
- ① 異物を除去するための細かいメッシュ (数ミリ) のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積 (初期デブリヘッドの形成)
- ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入 (混合デブリヘッドの形成)
- ③ 混合デブリヘッドの圧縮

原子炉下部キャビティ室への連通管には、サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

また大破断 LOCA 時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や1次冷却材配管の保温材であり、大破断 LOCA 時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管 (内径 155.2 ミリ) を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング (3センチ×10センチのメッシュ) で捕捉されるか、T.P.17.3m の蒸気発生器室入口の堰で留められる、あるいは連通管に至るまでの T.P.17.3m の通路及び T.P.10.4m の通路等の複雑かつ長い流路の途中で床上に沈降すると考えられ、連通管を閉塞する可能性は極めて小さい。



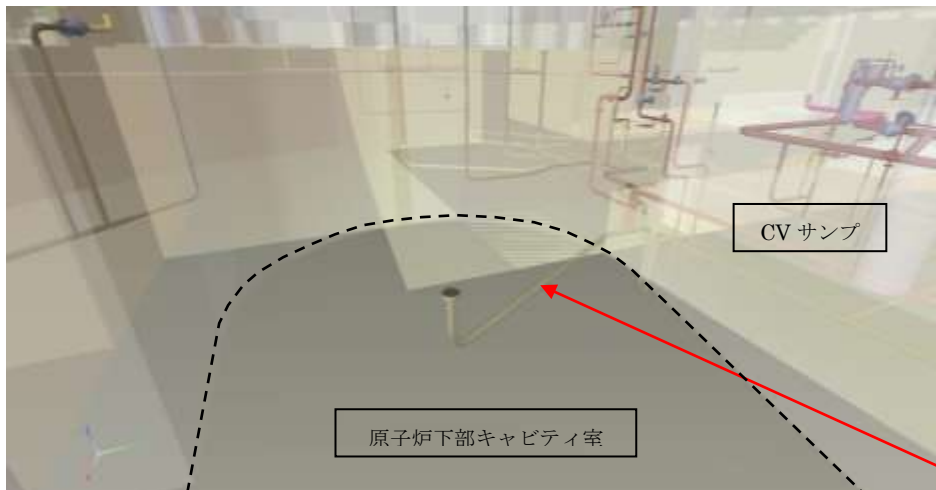
連通管の端部の
閉止フランジ
(原子炉キャビ
ティ底部側のフ
ランジ)



連通管の端部の
閉止フランジ
(格納容器最下
階側のフラン
ジ)

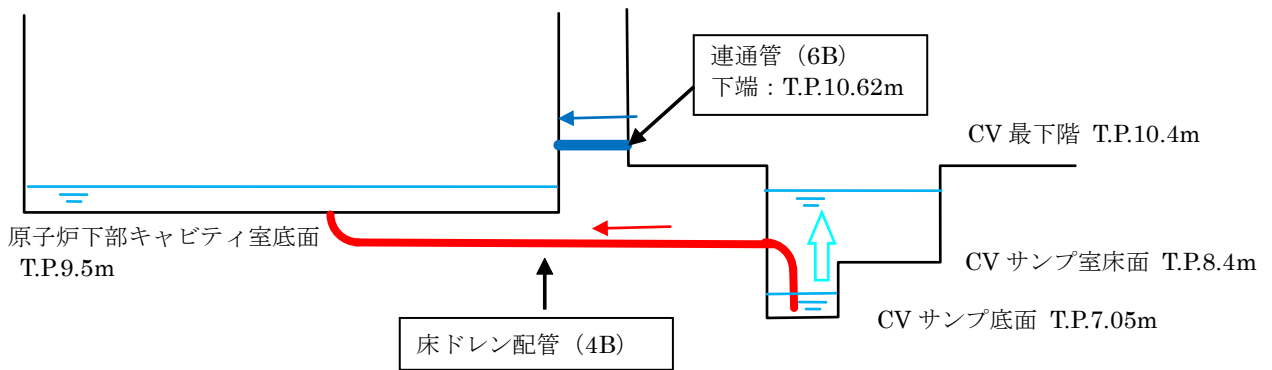
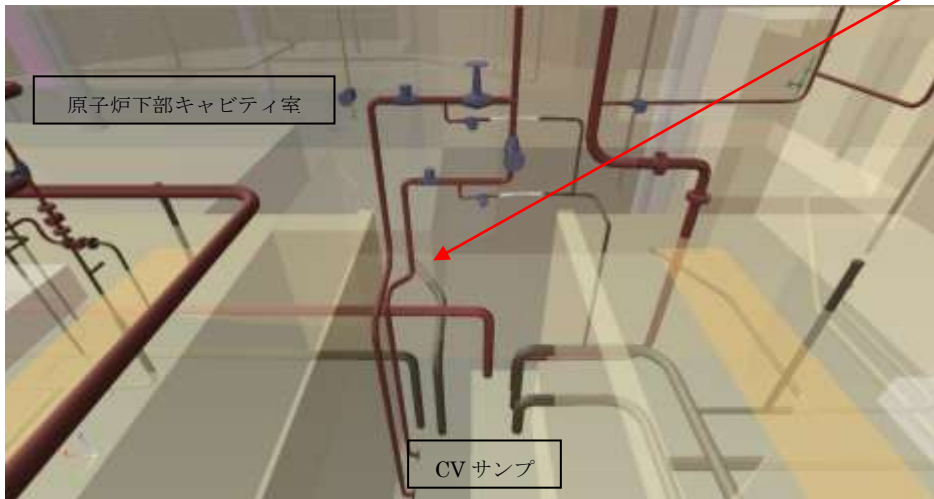
スプレイ水が原子炉キャビティに溜まらずに格納容器再循環サンプのある最下階に流下するよう、通常運転時はフランジを取外している。定検時は燃料交換時に原子炉キャビティに水張りするため、閉止フランジを取付ける。この流路は大破断 LOCA 時のデブリの影響は受けない。(写真は停止時に撮影)

図3 原子炉キャビティ底部 (写真上) から最下階 (写真下) への連通管 (図1の④)



床ドレン配管
(4インチ)

格納容器注水時には格納容器最下階の水位上昇に応じて CV サンプから原子炉下部キャビティ室に水が逆流して、流入する。



CV サンプは原子炉下部キャビティ室より下部に位置し、かつ格納容器内の最低部に位置することから、スプレイ水が最初に溜まる。ここに溜まった水は、床ドレンラインを逆流し、下部キャビティ室内に流入する。ドレンラインは4インチの配管であり、CV サンプで下向きになっているため、デブリが大量に入りやすく、閉塞しにくい形状となっている。

図4 原子炉下部キャビティ室から CV サンプへの床ドレン配管 (図1の⑥)

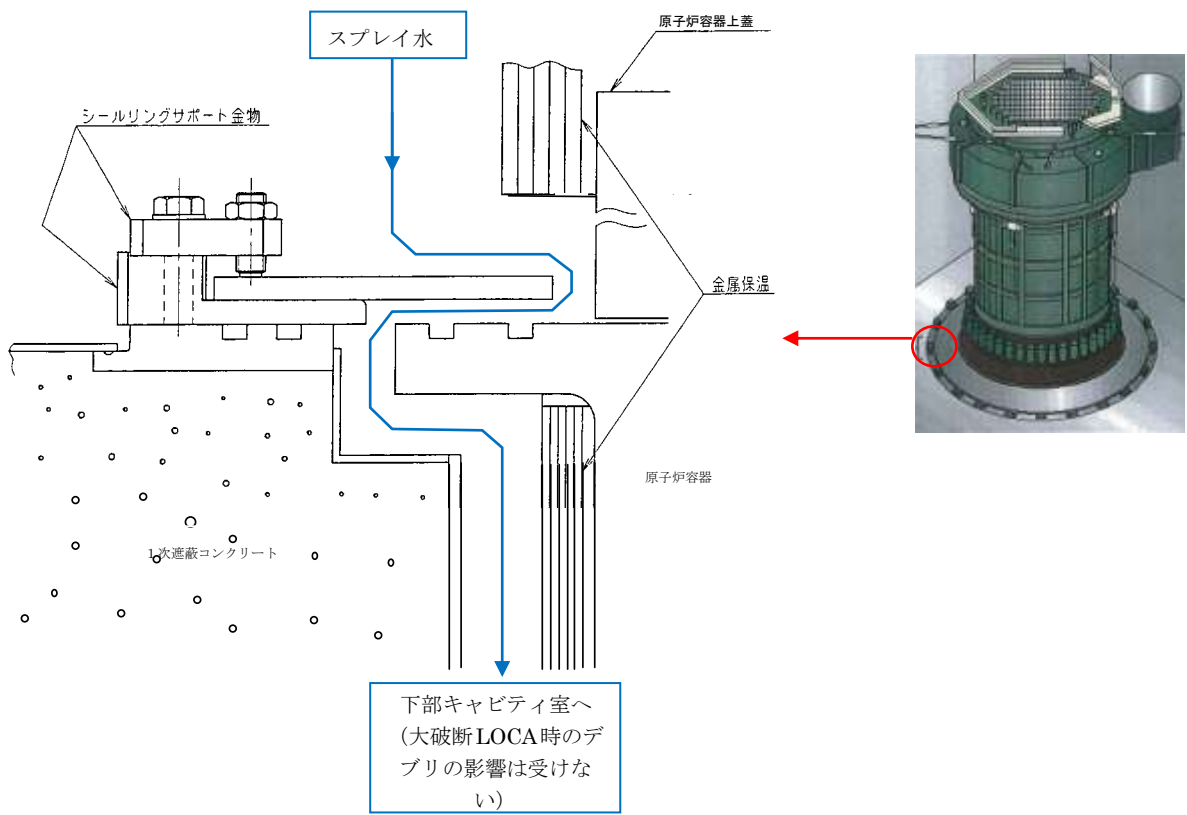


図5 原子炉容器と原子炉キャビティの隙間（シールリング部）（図1の⑦）

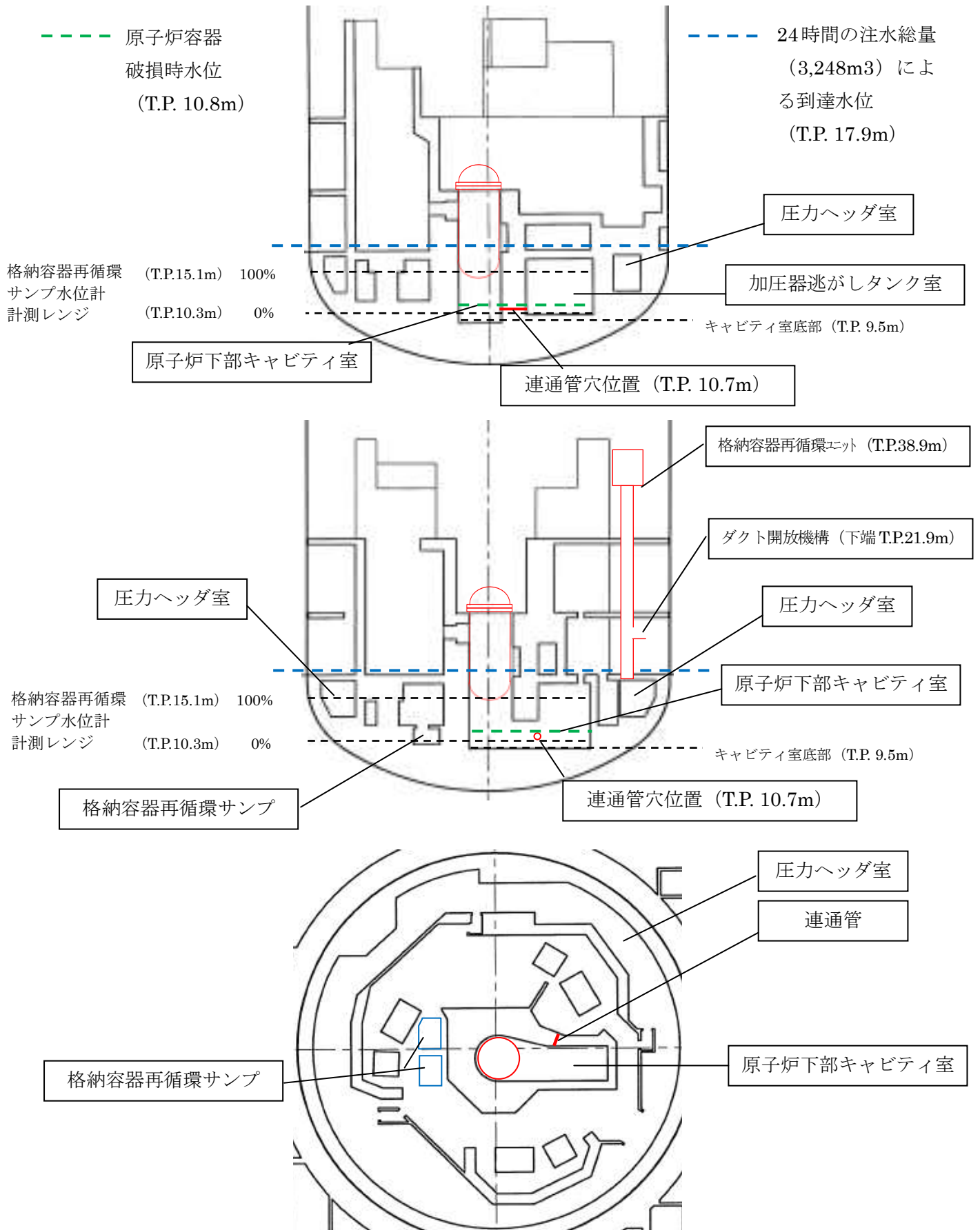


図6 格納容器内のレイアウト及び構造部材

枠囲いの内容は、機密情報に属するため公開できません。

再循環ユニット等によるCV自然対流冷却について

1. CV限界圧力・温度における機器の健全性について

泊発電所3号機の評価事故シーケンスにおけるCV圧力・温度はCV限界圧力・温度を十分下回っているが、再循環ユニット等の機器はCV限界圧力・温度や放射線環境においても健全性を維持できる。

なお、機器の健全性評価については、工事計画認可申請書の説明において詳細説明する。自然対流冷却に使用するユニット、ダクト類の構造図を添付1に示す。

(1) 再循環ユニットの強度

a. 冷却コイル

(a) 内圧が高い場合

日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版を含む。))」(JSME S NC1-2005/2007)(以下「設計・建設規格」という。)PPC1.3式に準拠して、CV内温度200℃、CV内圧力0.57MPaと設定して評価した。

(b) 外圧が高い場合

設計・建設規格 図PPC-3411-1により、限界温度(200℃)における引張許容応力と、(管の厚さ/管の外径)=1/15.2=0.066より、外面に許容される最高圧力を求めて評価した。

表1 再循環冷却コイル健全性評価結果

	内圧	外圧	必要肉厚	設計肉厚
(a)	1.5MPa	0.57MPa	0.316mm	1.0mm
	1.5MPa	0MPa	0.505mm	1.0mm
(b)	内圧	外圧	許容最高圧力	
	0MPa	0.57MPa	1.38MPa	

b. 再循環ユニット本体

格納容器が限界温度、限界圧力となっても、再循環ユニット内外で圧力差はなく、応力は発生しない。

(2) 再循環ユニットの耐震性

再循環ユニットは剛性の高い骨組鋼材に冷却コイル等を固定する構造であり、ユニット取付ボルトが十分な強度を有し転倒しなければ機器の健全性は保たれる。

耐震Sクラス相当の耐震評価を実施し、Ss地震動に対して定着部に発生する応力が許容応力以下であることにより確認した。

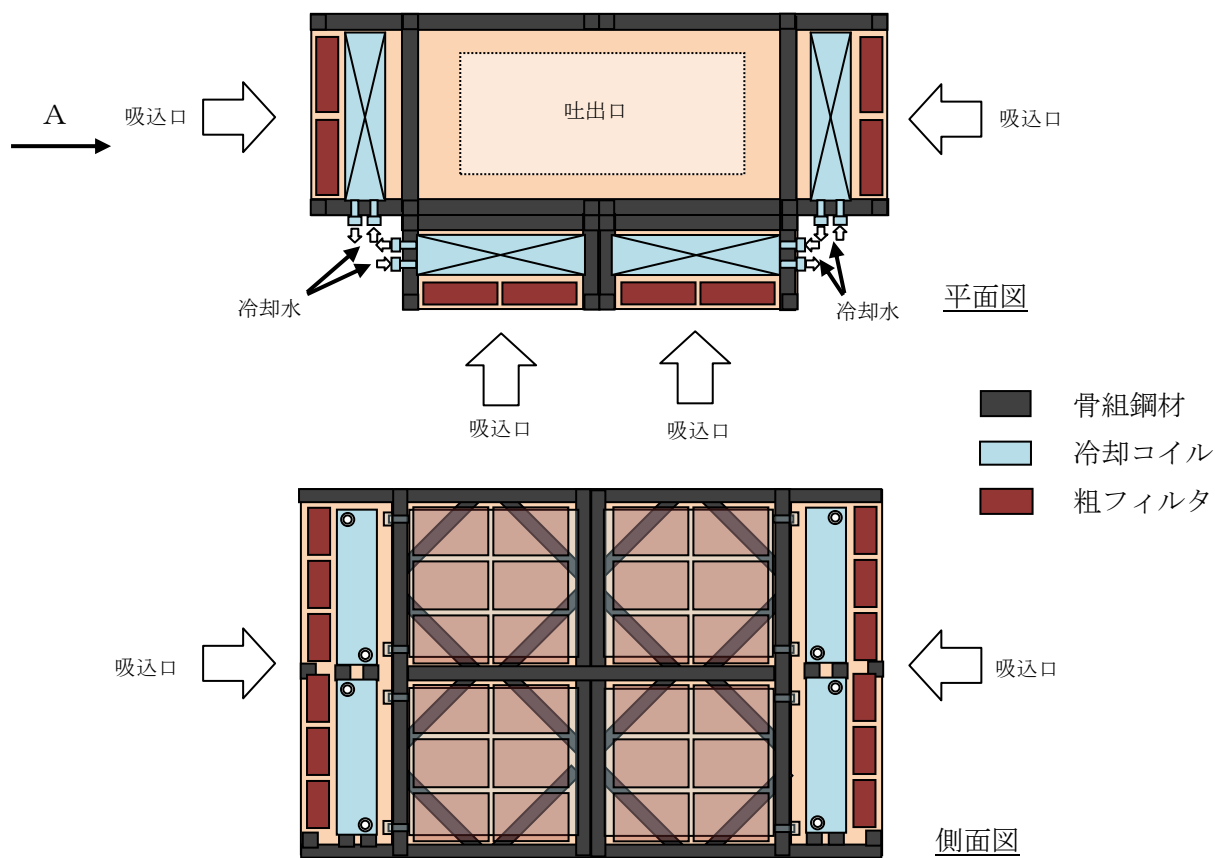


図2 再循環ユニットイメージ図

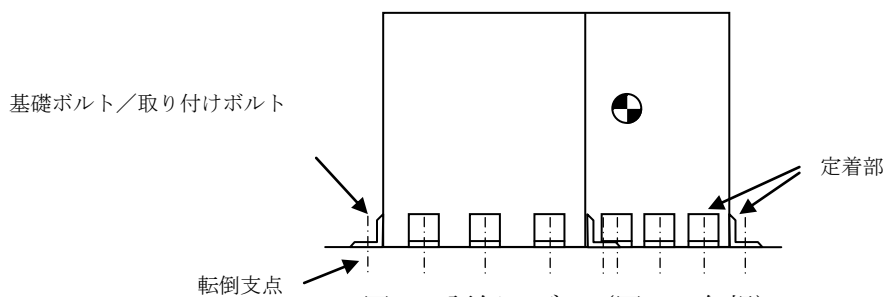


図3 評価モデル (図2 A矢視)

表2 評価結果

	発生値	許容値※1	裕度
引張	112N/mm ²	207N/mm ²	1.84
せん断	32N/mm ²	159N/mm ²	4.96

※1) 地震発生時の格納容器雰囲気温度 (49℃) における許容値を示す。なお、仮に 200℃ を想定した場合においても、許容応力の低下割合は 2 割程度で問題となることは無く、十分な耐力を有していると言える。

(3) 温度等の影響

限界温度の機器材料への影響は表3に示すとおり、健全性に影響はない。

表3 温度影響のまとめ

材料	影響	健全性
冷却コイルチューブ、胴、ダクトなど金属材料	温度が上昇すると強度が低下	コイルは、上記評価の通り、強度上問題なし その他の金属材料は、150～200℃程度の温度による強度の変化はほとんどない
CCW配管との取り合い等のフランジガスケット（ノンアスベストシートガスケット）	最高使用温度 260℃であり影響なし	健全性に影響なし
アクセスパネルの取り付けガスケット（ゴム系）	劣化の可能性	耐圧部でなく当該パネルは金属性ボルトで締結されていることから、外れることはなく、また、ユニット内外で圧力差も生じないことから機能に影響はない。

また、格納容器スプレイにより苛性ソーダ・ヒドラジンが格納容器内雰囲気中存在するような状態となっても、自然対流冷却の流路となる機器の金属材料・ガスケットともに劣化するものではなく、影響はない。

海水が混入した場合においても、鋼材はメッキ・塗装による防食処置がなされており、また、銅系材料は海水に対して耐食性を有することから、機能に影響が出るような腐食が発生する可能性は低い。

(4) 放射線影響について

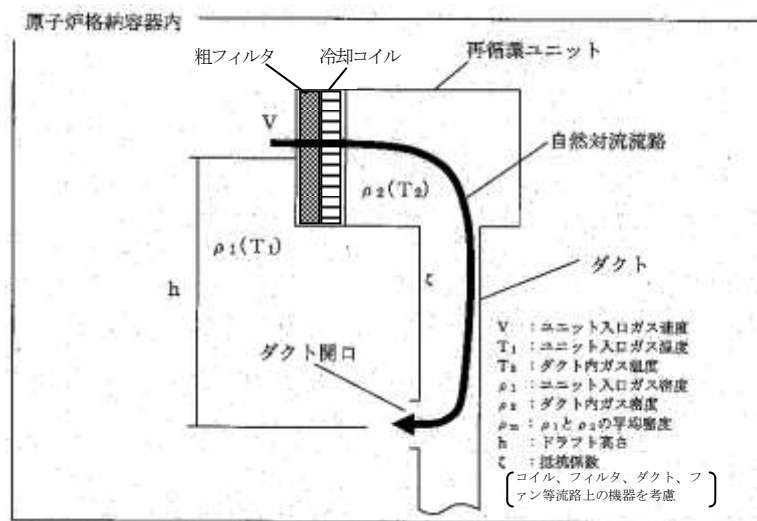
炉心熔融後の格納容器内は非常に強い放射線環境となる。自然対流冷却に用いる再循環ユニット等は静的機器であり、放射線の影響を受ける電子機器などは用いていないため、放射線影響はないと考えられる。

また、再循環ユニットのアクセスパネルの取り付け等にゴム系のガスケットを用いているが、これが劣化しても除熱性能や強度に影響をしない。非アスベスト系のシートパッキンは放射線による劣化はない。

2. 再循環ユニット等の除熱能力について

(1) 再循環ユニット等によるCV自然対流冷却の原理

再循環ユニット等（再循環ユニット、ダクト及びダクト開放機構）は添付1に示す構造である。原子炉補機冷却水または海水の再循環ユニット通水により、再循環ユニット内に冷気が形成され、ダクト開放機構を通過して冷気が放出されることにより、CV自然対流冷却を行う。（下図流動モデル参照）



圧力損失の内訳

要素	抵抗比率
粗フィルタ	82%
冷却コイル	7%
ダクト (ファン等を含む)	11%

図4 再循環ユニットにおける自然対流モデル

自然対流冷却流量（再循環ユニット入口混合ガス速度）は、再循環ユニットのドラフト高さ、密度差による自然対流力と流路圧損のバランスにより決まる。

$$\text{自然対流力} \quad P_d = h \times (\rho_2 - \rho_1)$$

$$\text{圧損} \quad \Delta P = \zeta \times V^2 \times \rho_m \div 2g, \quad \rho_m = (\rho_1 + \rho_2) / 2$$

$$\text{自然対流冷却流量} \quad V = \{ 2g h / \zeta \times (\rho_2 - \rho_1) / \rho_m \}^{0.5}$$

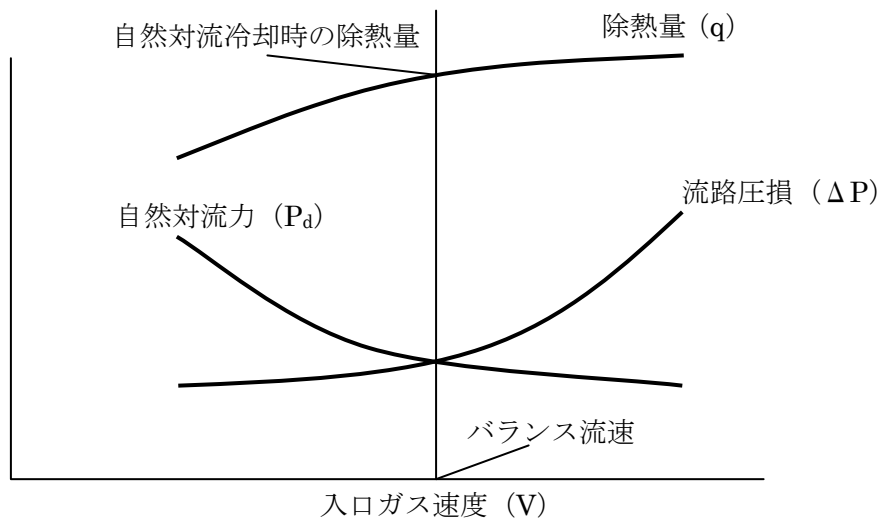


図5 自然対流冷却におけるバランスイメージ図

再循環ユニット等によるCV自然対流冷却除熱量は、ガス速度初期値と再循環ユニット入口ガス温度・密度 (T_1, ρ_1) を入力し、除熱量評価式からダクト内ガス温度・密度 (T_2, ρ_2) を求めて上記のバランス式を解いてガス速度を計算し、繰返し計算で再循環ユニット入口ガス速度と除熱量を決定する。

この計算を格納容器雰囲気温度（再循環ユニット入口ガス温度）ごとに行い、格納容器雰囲気温度に対する除熱量を求めている。（図6参照）

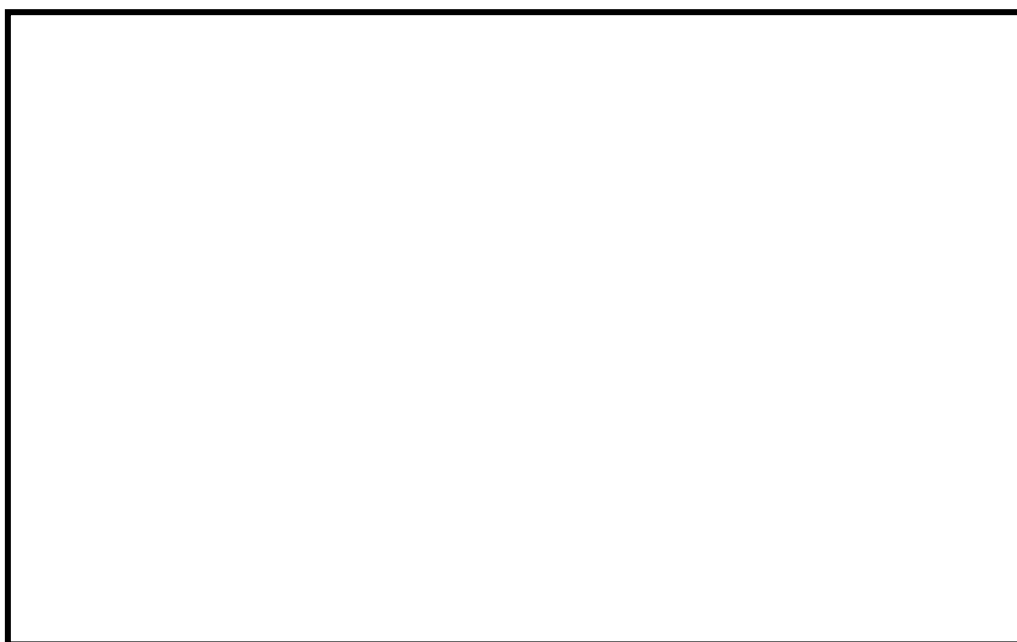


図6 重大事故時の格納容器再循環ユニット除熱量

(2) 標準3ループ再循環ユニット等と泊3号機再循環ユニット等の除熱能力

標準3ループ再循環ユニット等と泊3号機再循環ユニット等の自然対流冷却による除熱性能にかかる主な相違点は以下のとおりであり、除熱量はほぼ同等である。

表4 除熱性能の相違について個別要素^{※1}の影響 (at132°C)

	泊3号	標準3ループプラント	(概算の影響量)
冷却水流量	82m ³ /h	120m ³ /h	① 約70%
冷却水温度 ^{※3}	32°C (ΔT=98°C程度)	35°C (ΔT=95°C程度 ^{※2})	② 約103%
ドラフト高さ ^{※4}	約19m (流速: 0.17m/s)	約5m (流速: 0.12m/s)	③ 約140%
除熱量	5.6MW	5.8MW	ほぼ同等 (①×②×③)

- ※1 本表は除熱性能にかかる個別の要素の影響を評価するため、他の条件を泊3号機の場合とした場合の比較をおこなったものである。
- ※2 冷却水流量を泊3号相当 (82m³/h) で冷却水温度を35°Cとした場合のΔTであり、実際は冷却水流量が120 m³/hであることから冷却水温度のΔTが変化するため、標準3ループプラントのΔTは70°C程度となる。
- ※3 事象により海水で冷却するが、原子炉補機冷却水での冷却を評価することで保守的な評価としている。泊3号機では、それまでの標準的な設計の海水温度30°Cに対し、海水温度26°Cであるため、原子炉補機冷却水温度を低くすることが可能となっている。(これにより通常運転時の原子炉補機冷却水ΔTも標準的な設計4°C程度から6°C程度まで確保することができ、上記冷却水流量で同等の性能を確保することが可能となっている)
- ※4 ドラフト高さが高いほど自然対流力が高くなり、混合ガスの流量が大きくなることから、流速にほぼ比例し除熱量が大きくなる。

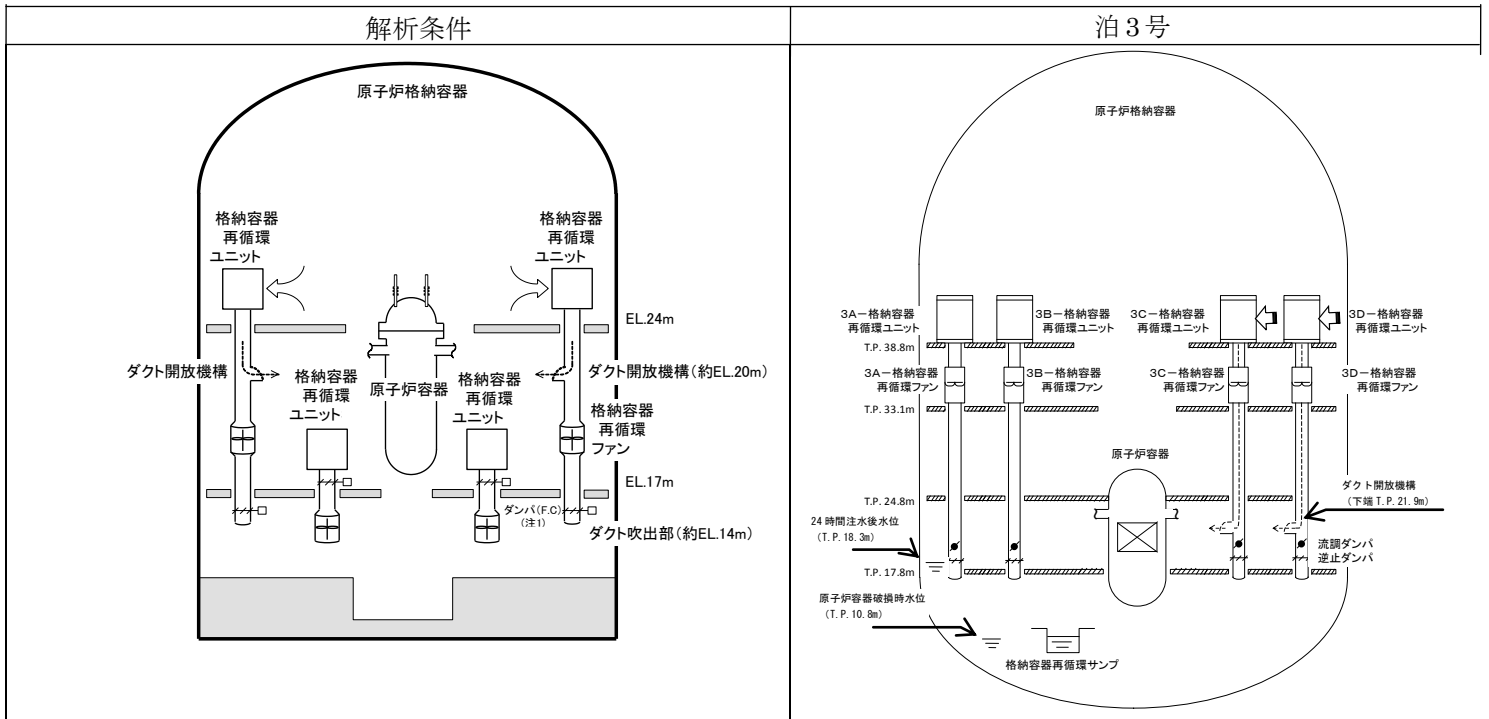


図7 標準3ループプラントとの比較

空気・蒸気の混合ガスにおける除熱評価式の妥当性について

1. 検証試験の概要

事故時と同様の空気と飽和水蒸気の混合ガスにおける除熱評価式の検証を、実機を模擬した試験装置により行った。試験の概要は以下の通り。

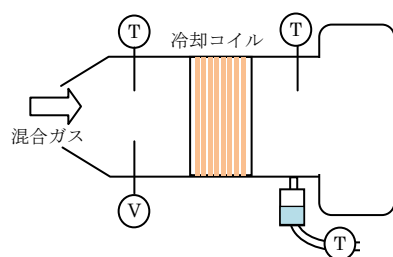


図 1 試験装置の概念図

表 1 主な再循環ユニット凝縮熱伝達実験条件

	実験条件	実機条件 (参考：泊 3 号機)
初期条件全圧	2～5ata	3.9～6.8ata
初期条件温度	93～139℃	132℃～155℃
混合ガス流速	0.1～0.4m/s	0.1～0.2m/s
冷却水入口温度	常温	同左
冷却水流量	13m ³ /hr (コイル 1 基あたり)	10.3m ³ /hr (コイル 1 基あたり)

2. 試験結果

検証試験結果の除熱量と評価式による除熱量の比較を図 2 に示す。評価式による除熱量は保守的な評価になっている。



図 2 実験による検証試験データと除熱評価との比較

混合ガスの冷却（除熱）の評価では、下図に示すとおり、混合ガスからの伝熱（凝縮熱伝達①+温度差による熱伝達②）と凝縮膜から冷却水の熱伝達（③）がバランスすることをを用いて除熱量を評価する。

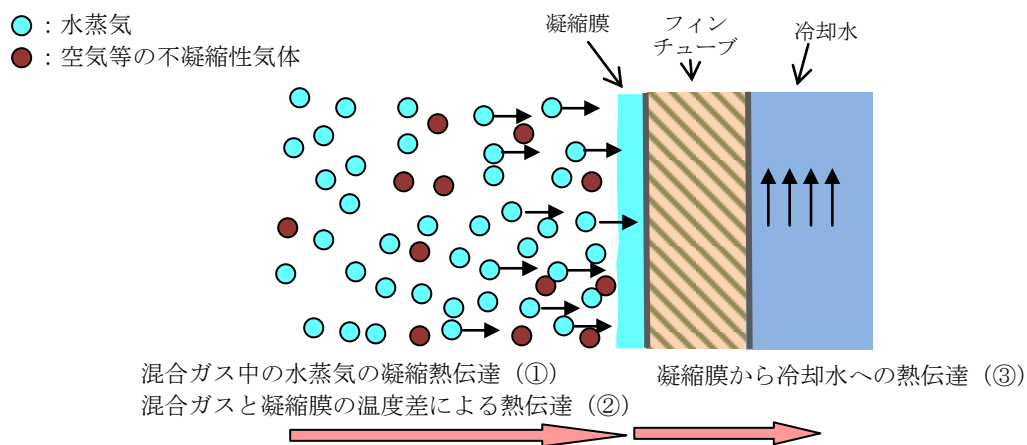


図3 再循環ユニット等による混合ガスの除熱（冷却）現象

この中で、ガスから凝縮膜へ伝熱される熱量（①+②）については、約9割以上が①の水蒸気凝縮の凝縮伝熱であり、格納容器雰囲気が高温度になるほどその割合が多くなる（泊3号機では、130℃で97%以上、155℃で98%以上）。

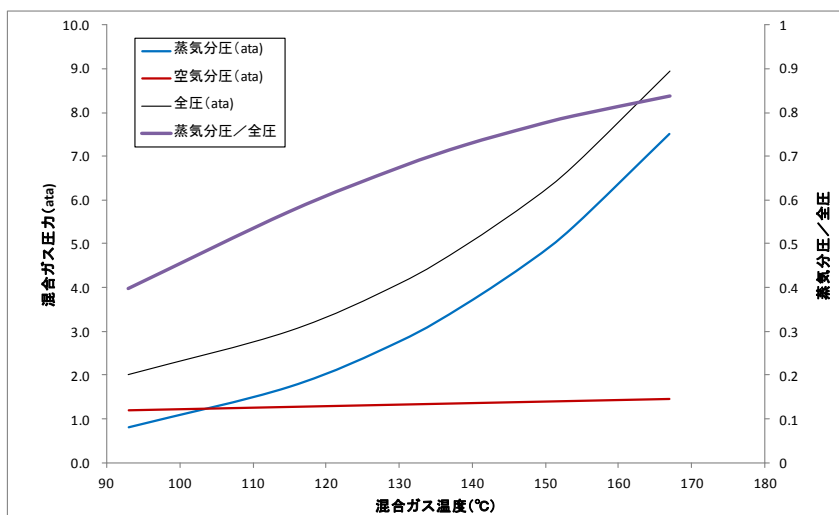


図4 水蒸気過圧された場合の格納容器内雰囲気条件

なお、これらの除熱評価式、実機試験は共に飽和蒸気条件を前提としている。また、有効性評価で自然対流冷却を期待しているいずれのシーケンスでも蒸気条件は飽和状態となっている。

MAAPコードにおける再循環ユニット等による除熱の取扱い

除熱評価式で計算する除熱量データを MAAP コードに受け渡す。

具体的には、下図に示すように MAAP の上部区画から空気・飽和蒸気の混合気体を吸気し、除熱後、アニュラ区画内に放出するよう、除熱式で除熱量を計算し、熱解析を行う。

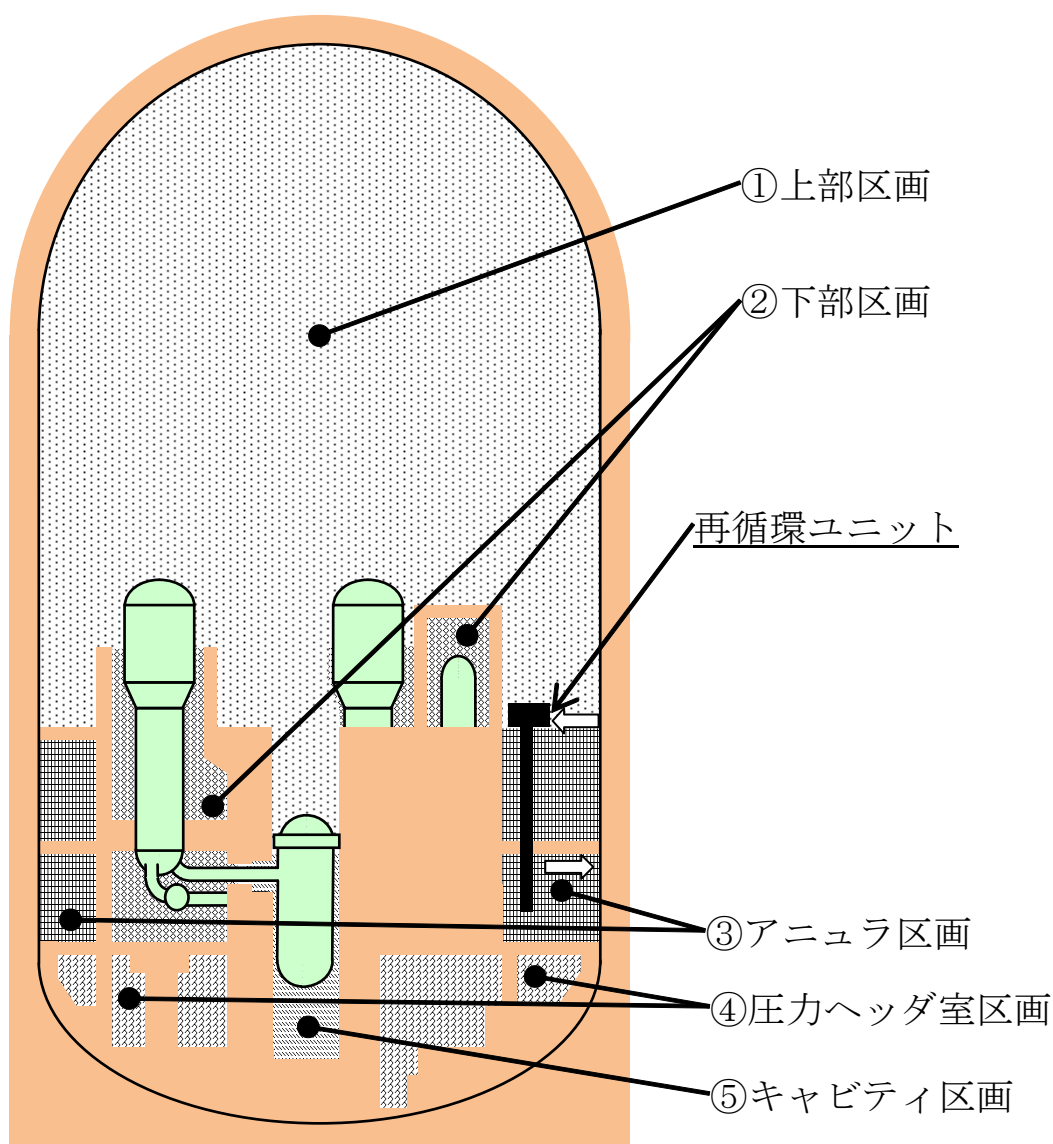
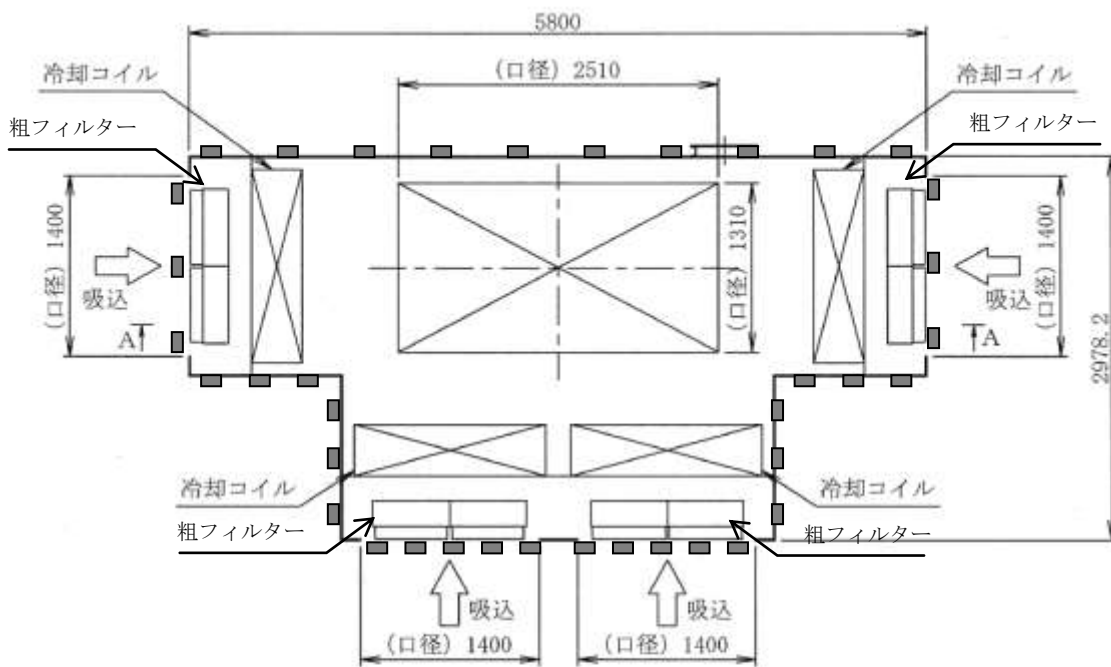
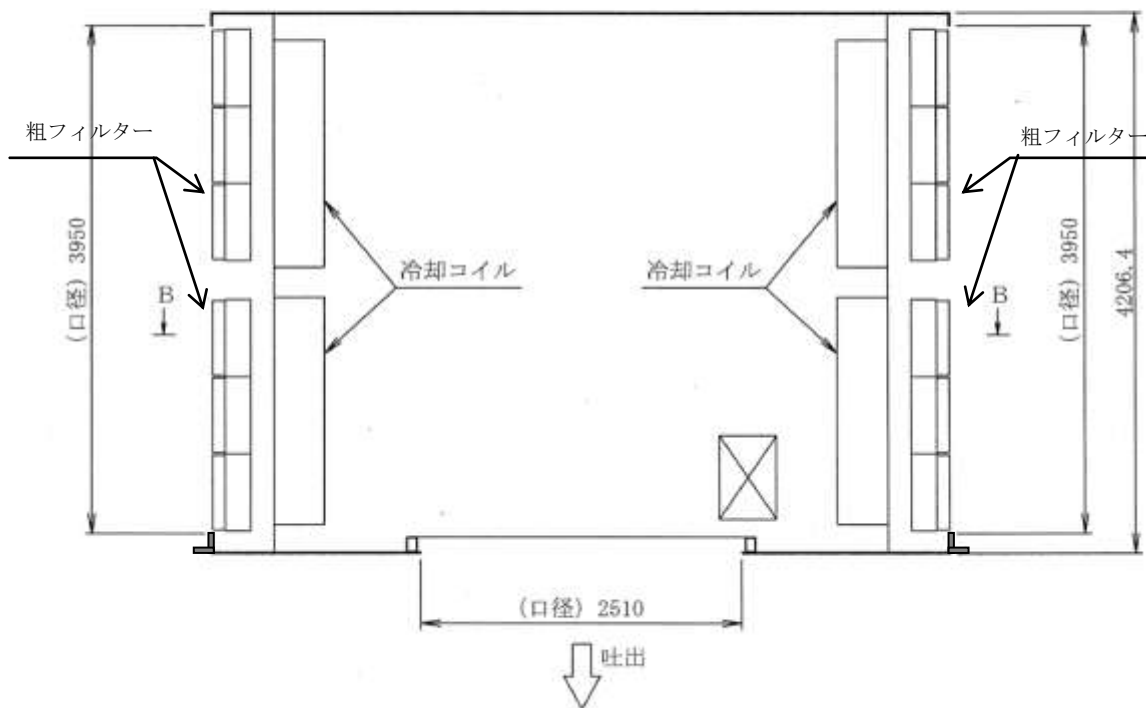


図 MAAP の Node の区画イメージ



平面図 (断面B-B)



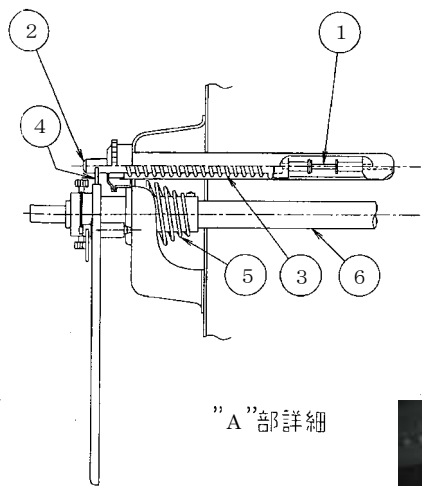
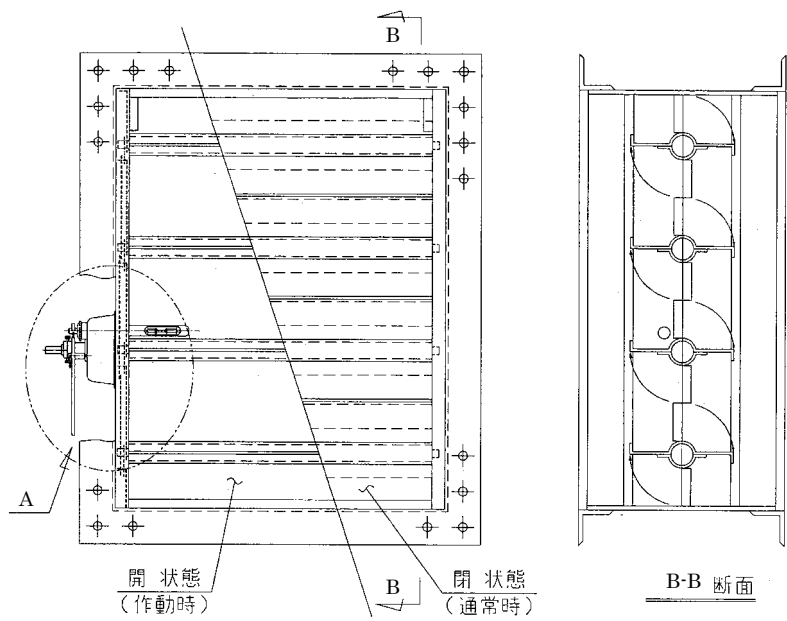
側面図 (断面A-A)

■ : 定着部

図 格納容器再循環ユニット構造図



格納容器再循環ユニット



- ① メルティングヒューズ
- ② ヒューズ押しピン
- ③ 押し出しスプリング
- ④ フック
- ⑤ 作動スプリング
- ⑥ シャフト



図 ダクト開放機構

S B O時におけるR C Pシール部からの漏えい量について

1. S B O時におけるR C Pシール部の挙動

通常運転中、R C Pシール部は、充てんポンプによる封水注入ラインからの封水注入、およびサーマルバリアへの冷却水通水により、RCPシール部の熱的な防護が図られている。(図1)

一方、S B O時には、充てんポンプおよび原子炉補機冷却水ポンプが停止し、封水の注入、サーマルバリアへの冷却水通水が停止するため、シール部は高温の1次冷却材にさらされる。

対応操作として、封水注入ライン弁および封水戻りライン弁を閉止することに伴い、封水戻りライン内部の圧力上昇により逃がし弁が作動し、RCPシール部へ到達した1次冷却材は加圧器逃がしタンク側へと導かれる。

加圧器逃がしタンクにはラプチャディスク(破壊板)が設置されており、規定圧力まで内圧が上昇するとラプチャディスクを通じて1次冷却材が格納容器内へ流出する。

また、SBO時は、封水戻りラインに設置されている止め弁が自動的に閉止し、当該弁をバイパスする形で設置されているバイパスオリフィスを経由することになり、封水戻り流量は制限される。

これに伴い、No.2シール入口の圧力が上昇し、No.2シールからの漏えい量増加が想定される。(図2)

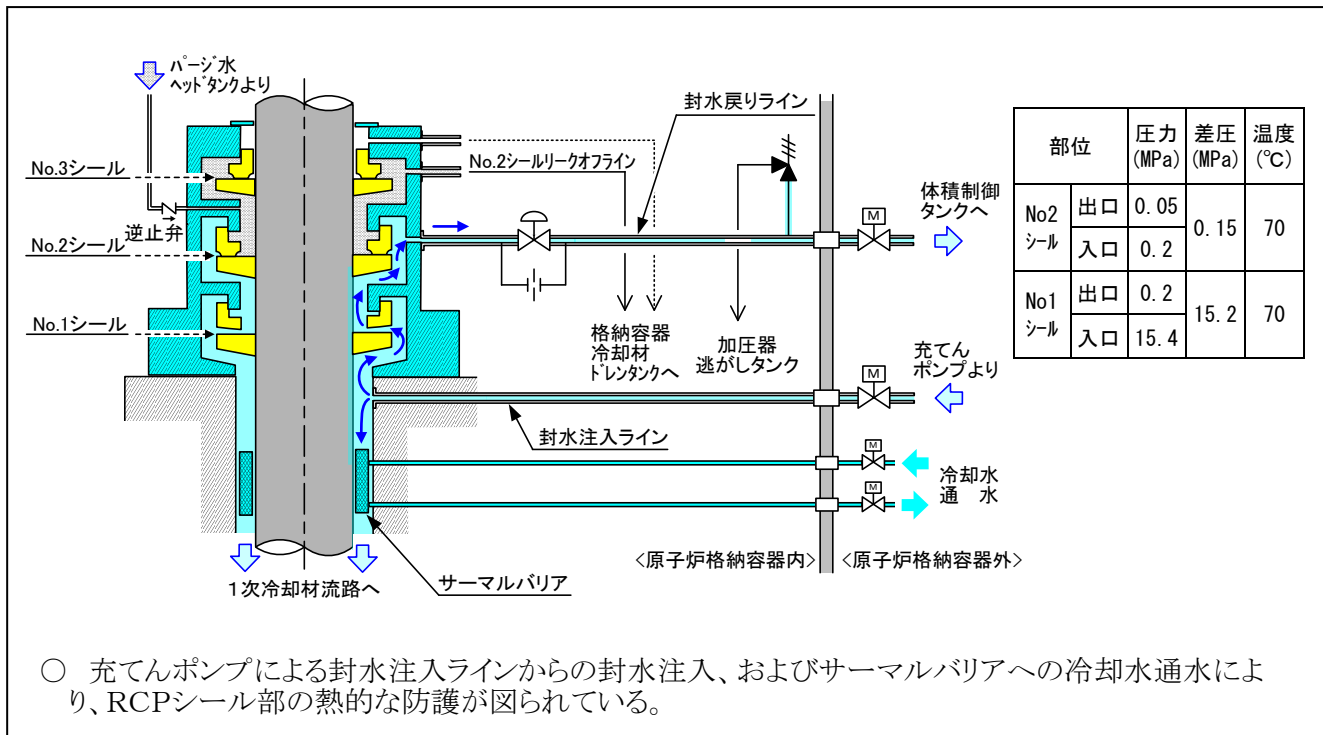


図1 RCPシールの状況（通常運転時）

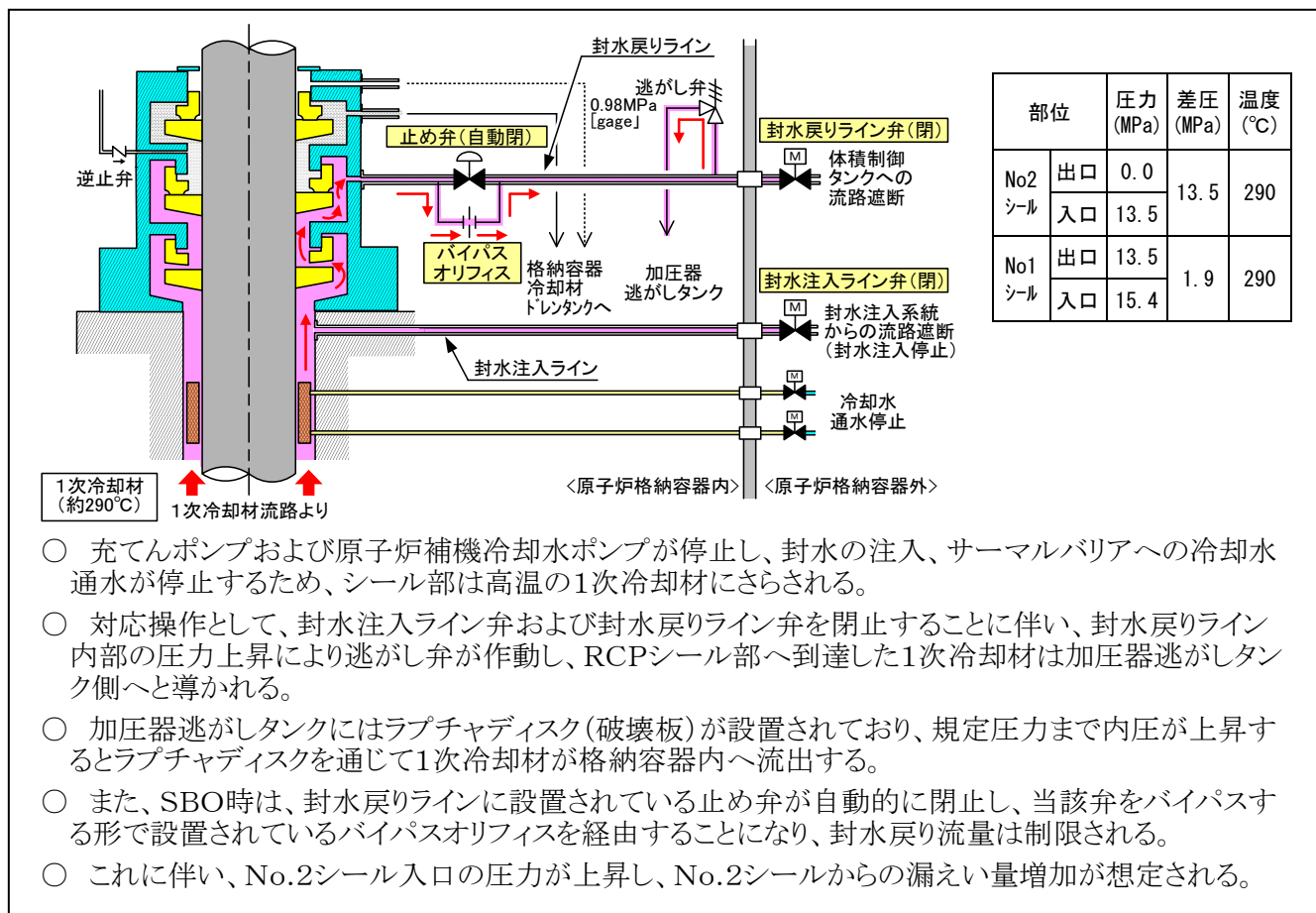


図2 RCPシールの状況（SBO時）

2. SBO時におけるRCPシール部からの漏えい量について

(1) 評価方法

SBO時におけるRCPシール部からの漏えい量（封水戻りラインバイパスオリフィス（以下、「バイパスオリフィス」と言う。）およびNo.2シールからの漏えい量）を以下の手順により評価した。（図3）

① 差圧－流量特性評価

1次冷却材温度290℃における各要素（No.1シール／No.2シール／バイパスオリフィス）の“差圧－流量特性”を評価する。

- ・No.1シール（—）※単相流として評価（別紙1）
- ・No.2シール（.....）※シール出口における減圧沸騰を考慮して評価（別紙2）
- ・バイパスオリフィス（-.-.-.-）※オリフィス通過時の減圧沸騰を考慮して評価（別紙3）

②No.2シールおよびバイパスオリフィスの“差圧－流量特性”を合成する。（—）

③No.1シール通過流量（ Q_1 ）が、（No.2シール通過流量（ Q_2 ））+（バイパスオリフィス通過流量（ Q_3 ））に一致することから、各要素の前後差圧を評価する。

④③の評価結果により各要素の流量を算定する。

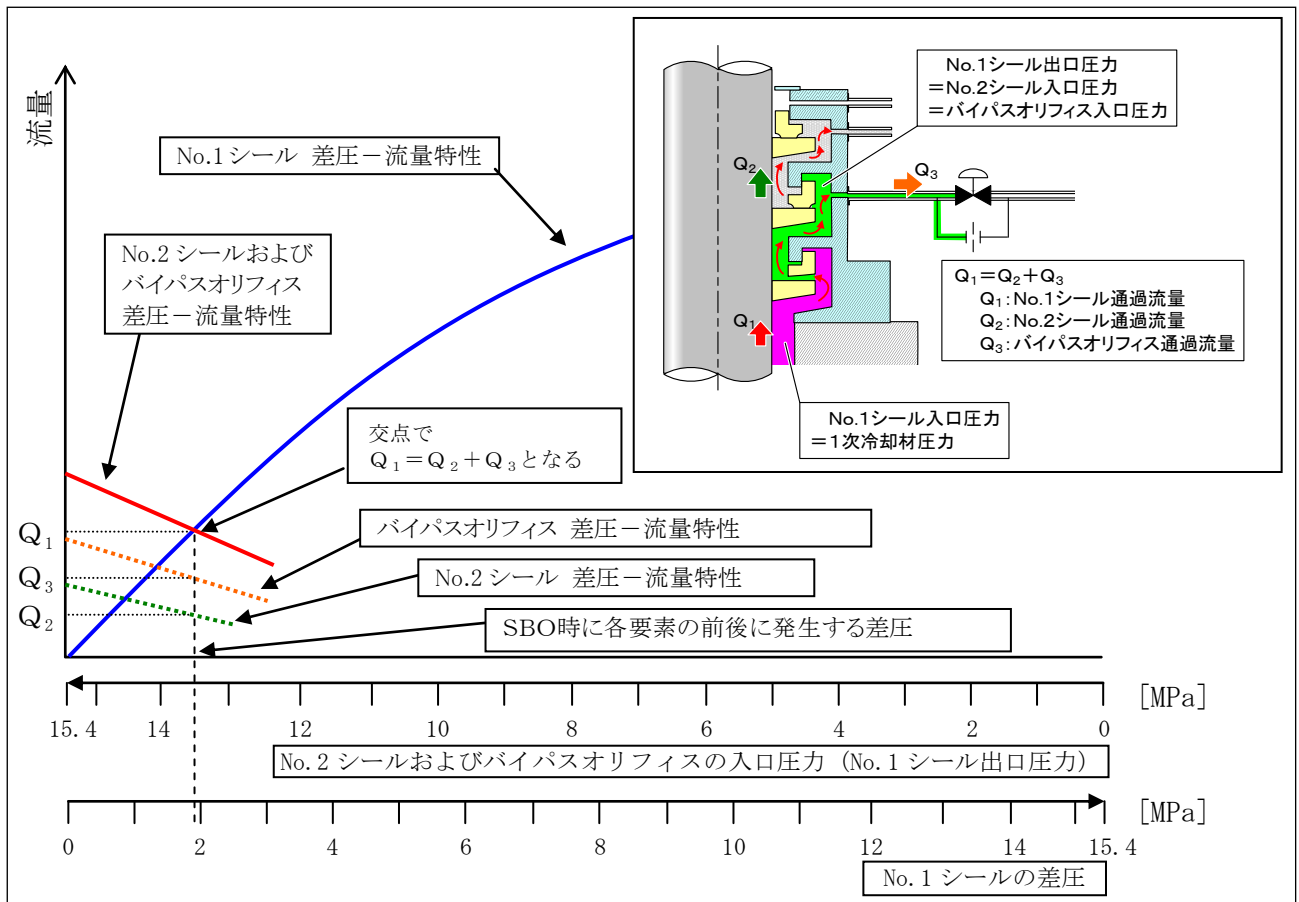


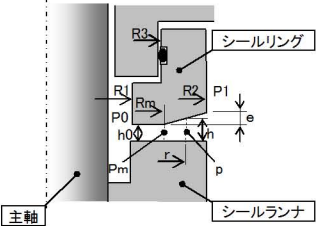
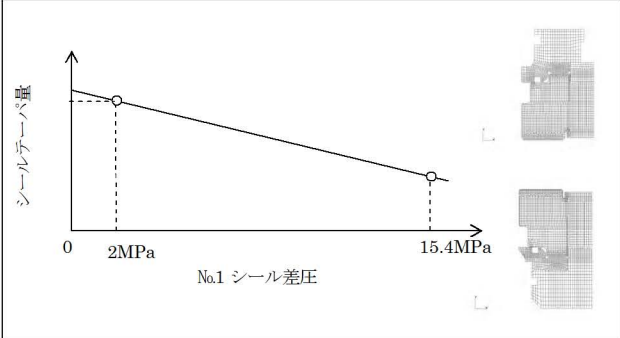
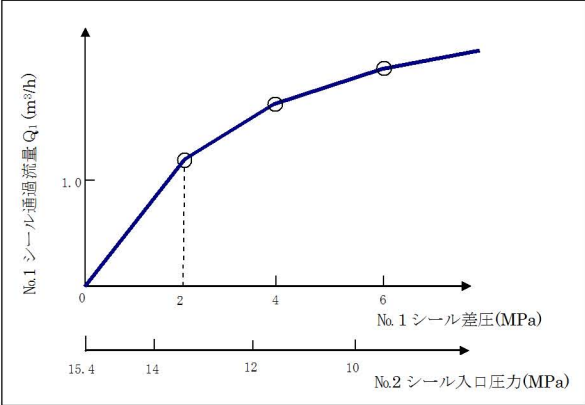
図3 RCPシール部からの漏えい量算定方法

(2) 評価結果

(1) の手順に基づく評価を実施した結果、SBO環境条件となる1次冷却材圧力15.4MPa、1次冷却材温度290℃において、封水戻りライン（バイパスオリフィス）を通じた1次冷却材漏えい量（ Q_3 ）は約0.8m³/h、No.2シールからの漏えい量（ Q_2 ）は約0.4m³/hであり、シール部からの漏えい量（ $Q_1 = Q_2 + Q_3$ ）は合計で約1.2m³/hである。

以上

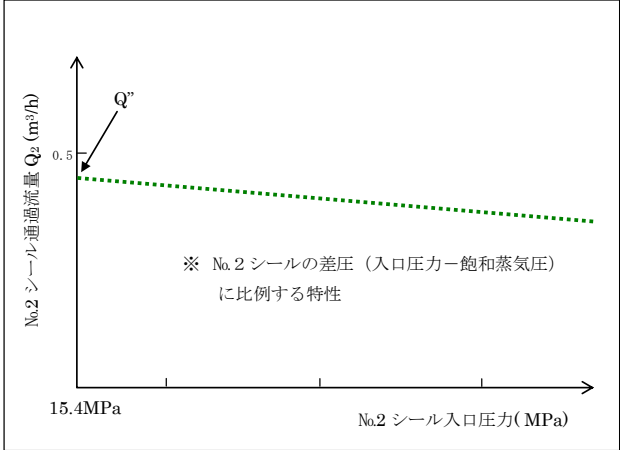
№. 1 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>変形解析を実施し、 №.1 シール差圧毎のテ ーパ量 e を求める。</p>	 	<ul style="list-style-type: none"> シール構造データ 部材の物性値等
<p>シール差圧を 0MPa から 2MPa ビッチ設定 し、№.1 シール流量を求 める。</p>	<p>シール差圧を仮定し $W_L = W_s$ となる $h0$ を設定</p> $W_L = 2\pi \cdot \int_{R1}^{R2} p r dr$ $W_s = \pi \cdot (R2^2 - R3^2) \cdot P1$ $W_L = W_s$ $h = h0 + e \cdot \frac{r - Rm}{R2 - Rm}$ $Q = \frac{\pi \cdot r \cdot h^3}{6 \cdot \mu} \cdot \frac{dp}{dr} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \cdot \mu \cdot \int_{R1}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3}} = \frac{\pi \cdot (P1 - P0)}{6 \mu \left[\int_{Rm}^{R2} \frac{dr}{r \cdot h^3} + \frac{1}{h0^3} \ln \left(\frac{Rm}{R1} \right) \right]}$	<ul style="list-style-type: none"> p: 圧力 [Pa] Q: 流量 [m³/s] h: 隙間 ($h0$: バランスする隙間) [m] r: 半径位置 [m] W_L: リフティングフォース [N] W_s: シーティングフォース [N] μ: 粘性係数 [Pa·s] e: テーパー量 [m] $P1$: 高圧側圧力 [Pa] $P0$: 低圧側圧力 [Pa] Rm: テーパー開始部の半径寸法 [m] Rn: 半径寸法 ($n=1, 2, 3$) [m]
<p>差圧毎に求められた通 過流量を元にプロット し、差圧 - 流量特性を 求める。</p>		

(出典)

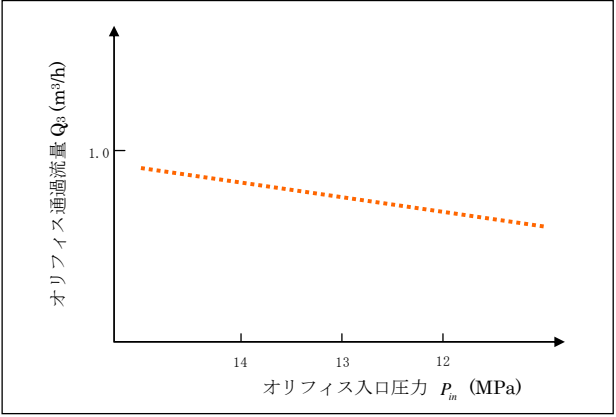
機械工学便覧 (流体工学) : 日本機械学会

No. 2 シール 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa における $Q_2=Q_2'$ となる h を繰り返し計算により求める。</p>	$Q_2 = \frac{bh^3}{12 \cdot \mu \cdot l} \Delta P$ $b = 2\pi \cdot r$	<p>Q_2 : 摺動面通過流量[m³/s] Q_2' : 減圧沸騰時の摺動面通過流量[m³/s] b : 摺動部の長さ[m] l : 摺動部の幅[m] h : 摺動部隙間[m] μ : 水の粘性率[Pa·s] r : シール摺動部の内半径[m] ΔP : No.2シール差圧[Pa] (No.2シール入口圧力－飽和蒸気圧)</p>
	$Q_2' = A \times C \times \frac{\rho'}{\rho''}$ $A = 2\pi \times r \times h$	<p>A : 摺動部出口面積 C : 水蒸気の音速[m/s] ρ' : 水蒸気の密度[kg/m³] ρ'' : 水の密度[kg/m³]</p>
	$Q_2 = Q_2'$ となる h を求める	
<p>No.2 シール入口圧力 15.4MPa の通過流量 Q'' を元に No.2 シールの差圧－流量特性を求める。</p>	<div style="text-align: center;">↓</div> 	

(出典)
 機械工学便覧 (流体工学) : 日本機械学会

バイパスオリフィス 差圧－流量特性評価方法

評価フロー	算出過程	入力値
<p>各段の抵抗係数ζ_iを算出 (オリフィスの急縮小ζ_1と急拡大ζ_2の抵抗係数の和)</p>	$\zeta_i = \zeta_1 + \zeta_2 = 0.5 \times \left(1 - \left(\frac{d}{D} \right)^2 \right) + \left(1 - \left(\frac{d}{D} \right)^2 \right)^2$	<p>ζ_i: 抵抗係数[-] D: 配管径[m] d: オリフィス孔径[m] i: オリフィス係数</p>
<p>各段のオリフィスの圧力損失の合計値が、出入口の圧力差と整合する流量Q_3を求める。(繰り返し計算)</p>	$P_{out} = P_{in} - \sum_{i=1}^N \Delta P_i$ $P_{in} = 0.98 \times 10^6 + \sum_{i=1}^N \Delta P_i$ $\Delta P_i = \phi_{Lo}^2 \zeta_i \frac{Q_3^2}{2 \rho_f A_i^2}$ $\phi_{Lo}^2 = \phi_L^2 (1-x)^{1.75}$ $\phi_L^2 = 1 + \frac{C}{X} + \frac{1}{X^2}$ $X^2 = \left(\frac{1-x}{x} \right)^{1.75} \cdot \left(\frac{\rho_g}{\rho_f} \right) \cdot \left(\frac{\mu_f}{\mu_g} \right)^{0.25}$ <p><small>P_{out}: 封水戻りライン逃がし弁開圧力</small></p> <p><small>単相時; 圧損は単相圧損係数に依存 二相時; 圧損は二相増倍係数を考慮</small></p>	<p>P_{in}: 入口圧力[Pa] P_{out}: 出口圧力[Pa] ΔP: 圧力損失[Pa]</p> <p>A: 流路断面積[m²] C: 係数 (乱流かつミルオーダーの穴径のため 20)[-] Q_3: 質量流量[kg/s] x: 乾き度[-] ϕ_{Lo}^2: 二相圧損増倍係数 (全流量)[-] ϕ_L^2: 二相増倍係数 (液単相, Chisholm の式)[-] X: マルチネリパラメータ[-] ρ_g: 密度 (気相)[kg/m³] ρ_f: 密度 (液相)[kg/m³] μ_g: 粘性係数 (気相)[Pa·s] μ_f: 粘性係数 (液相)[Pa·s]</p>
<p>流量Q_3－オリフィス入口圧力P_mをプロットし、差圧－流量特性を求める。</p>		

(出典)

管路・ダクトの流体抵抗：日本機械学会

気液二相流技術ハンドブック：日本機械学会

格納容器過温破損および高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱事象における
RCPシールリーク流量の解析条件の考え方について

格納容器過温破損の解析評価においては、泊3号機のSBO時RCPシールリーク流量の評価値 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ に対して、解析条件として標準3ループプラント入力条件である $1.5\text{m}^3/\text{h}$ を採用しているが、本設定についての考え方を以下に示す。

本事象で想定する「全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失」での格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁の強制開放による1次系強制減圧により、原子炉容器破損時に 2.0MPa を下回ることが有効であり、1次冷却系が高压で維持される状態から、如何に速やかに減圧できるかが格納容器破損防止対策の支配的要因となる。

ここで、解析条件としては、厳密にはRCPシールリーク流量がより少ない状態の方が、1次冷却系がより高压状態で維持され、1次系強制減圧による減圧量にとって厳しい条件と考えられる。そこで、RCPシールリークが1次系強制減圧ならびにDCH判断基準へ与える影響について、以下に示す。

図1にRCPシールリーク流量と加圧器逃がし弁流量の比較を示す。この図より、事象発生約2.2時間後にはRCPシールリークが停止している。これは、炉心が露出し、RCPの液相がなくなるためである。一方、加圧器逃がし弁からは、事象発生約1.7時間後に蒸気流出が始まり、約3.1時間後に1次系強制減圧を開始する。ここで、加圧器逃がし弁からの流出流量はRCPシールリーク流量の約10~100倍であり、1次系圧力減少の推移は加圧器逃がし弁流量に支配される。従って、RCPシールリークが本事象の評価結果に与える影響については、トータル量としてのRCPシールリークによる流出量と加圧器逃がし弁からの流出量の比較の観点からも、また、事象発生後初期の2時間程度でRCPシールリークが停止し、その間1次系は殆ど減圧しないことから、ごく軽微であると考えられる。

以上より、本事象のRCPシールリーク流量の解析条件設定の評価結果に対する影響は軽微であると判断した。

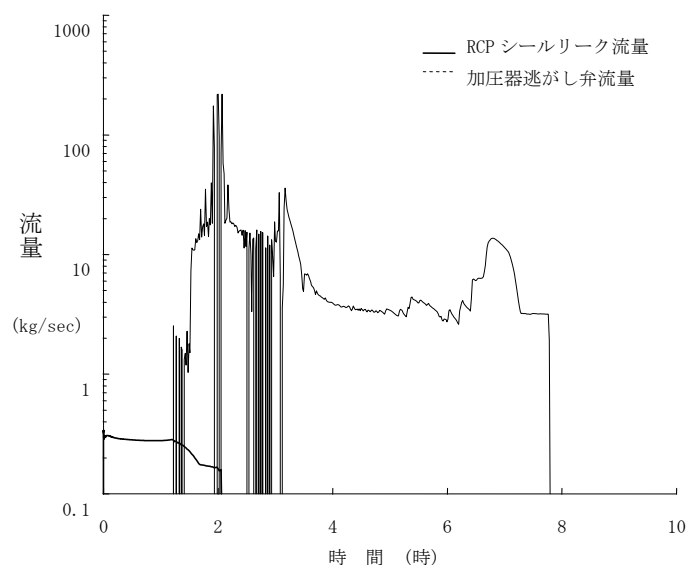


図1 RCPシールリーク流量と加圧器逃がし弁流量の比較

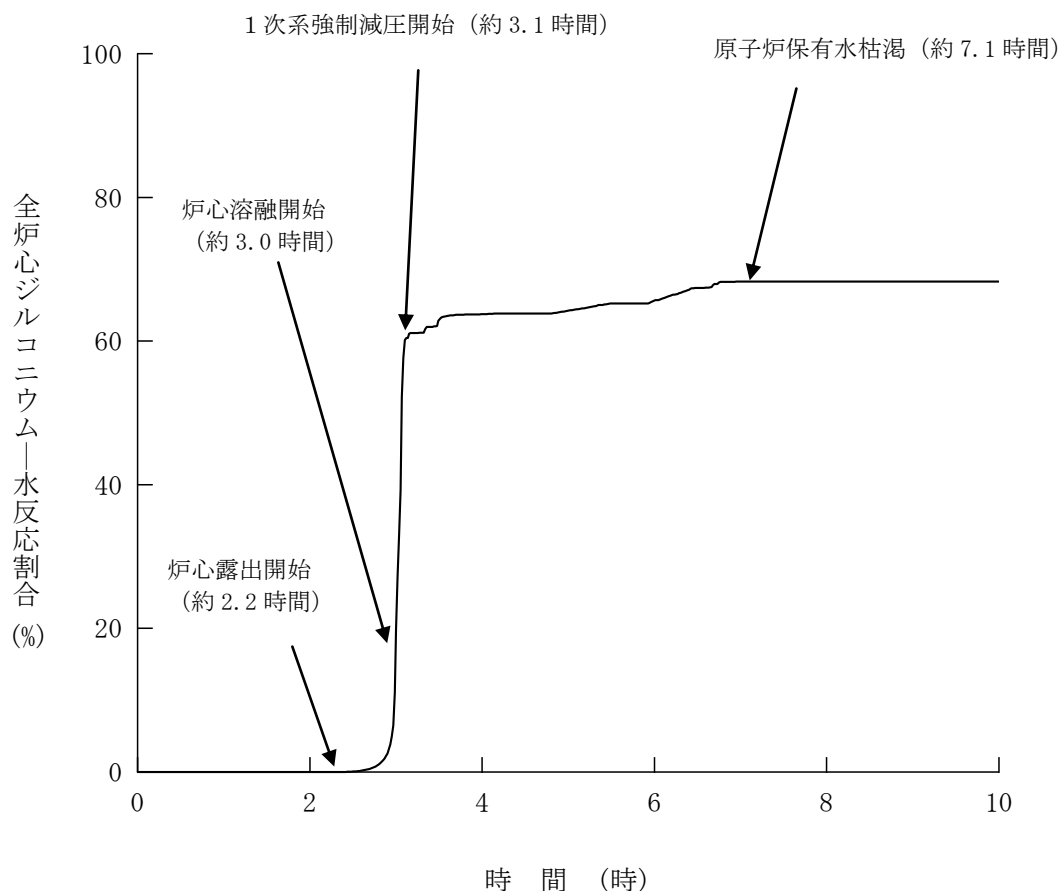
格納容器過温破損における水素発生について

格納容器過温破損事象は、格納容器破損モードの中で水素の発生量が多最も多いシナリオであり、炉心内のジルコニウムの約68%が水と反応する。当該事象における水素の発生過程を、事象推移における炉水位、燃料温度等の挙動を踏まえて整理した。

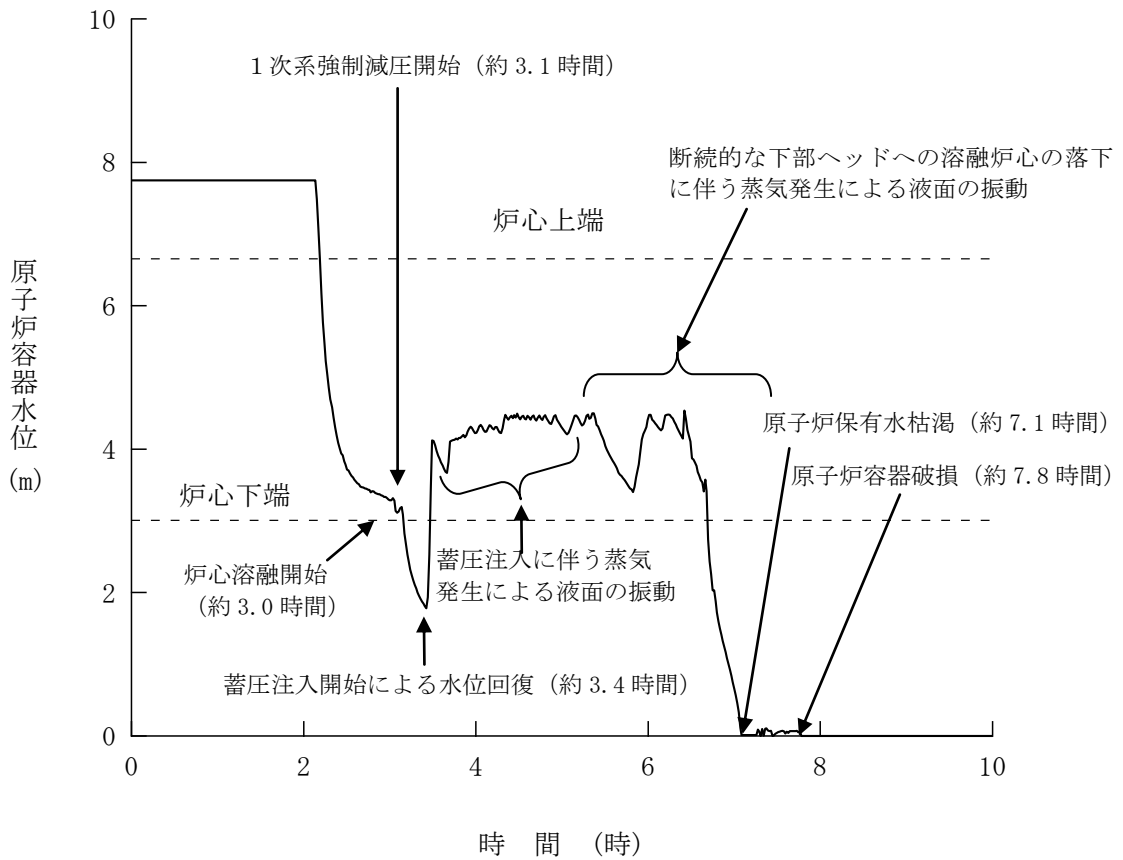
本事象においては、1次冷却材の流出により原子炉容器水位が比較的ゆるやかに低下し、やがて炉心が露出し燃料被覆管が高温の蒸気にさらされることにより、ジルコニウム-水反応が生じ水素が発生する。

この事象では約2.2時間後に炉心が露出し、約3.0時間後に炉心溶融が開始するが、このとき炉心燃料平均温度は大きく上昇しジルコニウム-水反応が急激に進行、ジルコニウム-水反応量が全炉心の60%強となる。

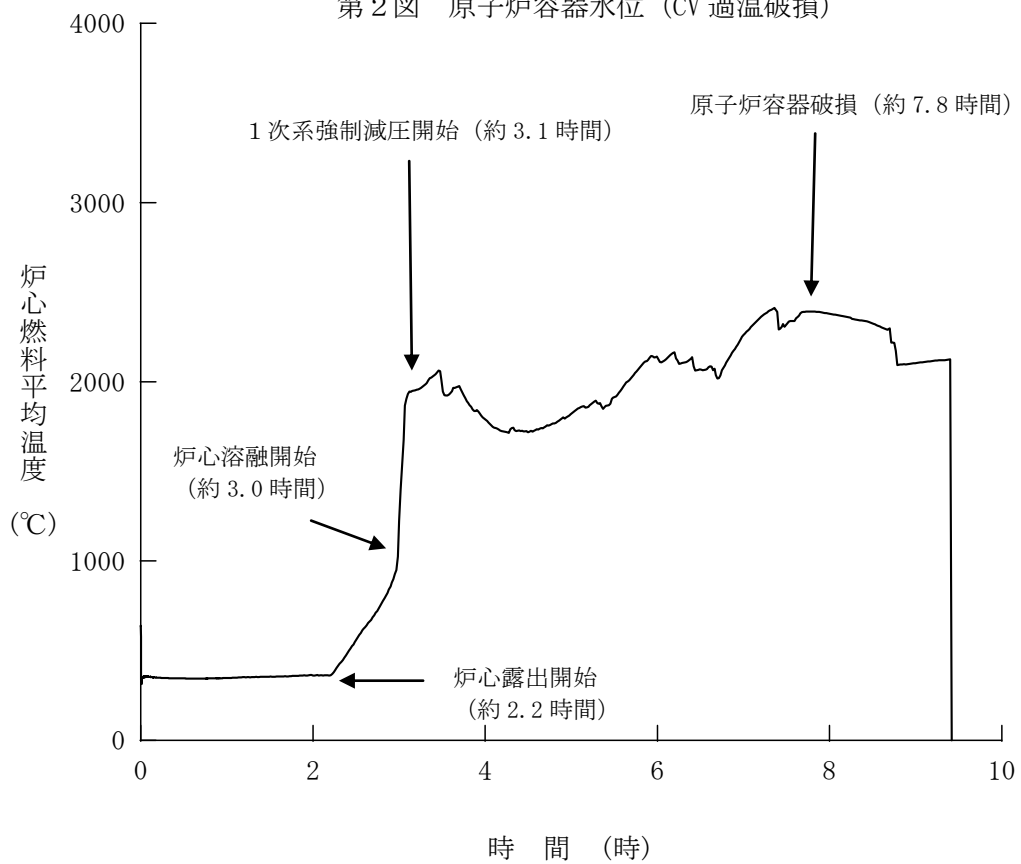
その後、事象発生から約3.1時間後に加圧器逃し弁開による1次系強制減圧を開始することにより炉心残存水が蒸発し、一時的に炉心はほぼ全露出するが、1次系圧力低下による蓄圧注入開始により炉心水位が回復する。燃料被覆管は一時的に低下した後に上昇するが、炉心に継続的に蓄圧注入水及びその蒸発による蒸気が供給されることによって、その後も炉心のジルコニウム-水反応量が徐々に進行する。炉心保有水が無くなる約7.1時間後にジルコニウム-水反応量は増加しなくなり、その後一定に推移する。



第1図 全炉心ジルコニウム-水反応割合の推移 (CV 過温破損)



第2図 原子炉容器水位 (CV 過温破損)



第3図 炉心燃料平均温度 (CV 過温破損)

格納容器過温破損における炉心溶融から原子炉圧力容器破損までの 溶融デブリの挙動について

格納容器過温破損評価結果における、炉内の圧力スパイクの発生前後（約5～8時間）の溶融デブリの冷却モデル、原子炉容器と溶融デブリの伝熱、原子炉容器破損部の判断指標等、原子炉容器の破損に至るまでの挙動及び原子炉容器破損後の溶融デブリの挙動について以下に整理する。

本事象においては、炉心溶融開始後10分で加圧器逃がし弁を開放することで1次系圧力が低下する（図2-①）。事象発生約3.0時間後から炉心溶融が始まるが、1次系圧力の低下に伴い、蓄圧タンク水が炉心に少しずつ注入されるため（図4-①）、炉心領域の炉心デブリは冷却され（図3-①）、徐々に炉心で溶融デブリが蓄積し、しばらくの間、炉心領域に留まる（図1-①）。

その後、約5.2時間後に炉心領域の炉心デブリは、崩壊熱によってクラストが侵食され（図1-②）、クラストが破損すると、溶融した炉心デブリは原子炉容器下部プレナムに落下する。原子炉容器下部プレナムに落下した炉心デブリは、下部プレナム内に残存している水によって細粒化し、その過程で冷却される一方、1次系圧力は上昇する（図2-②）。細粒化されなかった炉心デブリは、下から下部クラスト、溶融炉心、上部クラスト、溶融ステール層の層となって下部プレナムに堆積し、その上に細粒化したデブリ粒子が堆積する状態となる。（図1-③）

炉心デブリが下部プレナムに落下すると、下部プレナムに残存している水が蒸発して無くなるため、炉心デブリが過熱し、原子炉容器壁の温度も上昇する（図5-①）。原子炉容器壁の温度が上昇すると、計装用案内管の溶接部の強度が低下し、原子炉容器内外圧力差及び炉心デブリの自重が溶接部の強度よりも大きくなると、事象発生から約7.8時間後に計装用案内管が抜け落ち（図6-①）原子炉容器下部プレナムに堆積していた炉心デブリがキャビティに流出する。

MAAP解析結果では、原子炉容器破損モードは計装用案内管溶接部の破損であり、破損位置は5分割している原子炉容器ノードの中の1ノード（最下部）となっている。原子炉容器破損モードや破損位置については、炉心デブリと原子炉容器壁との間のギャップ熱伝達に依存する。ここに不確かさが存在するが、原子炉容器の損傷度合によれば、1ノードの計装用案内管溶接部における損傷度合が有意に大きく、ギャップ熱伝達の結果へ与える影響は小さいと考えられる。

原子炉容器破損によって、下部プレナム内の溶融デブリの多くが原子炉下部キャビティ室に落下する。その後は炉心から下部プレナムを経て、継続的に溶融デブリが原子炉キャビティ室に落下するが、やがて流出量が減少すると、冷却によりクラストが形成され、溶融デブリの一部が下部プレナムに残存する。そして、事象発生から約9.4時間後に原子炉容

器からの原子炉キャビティ室への落下がほぼ停止する（図 1-④）。最終的には、一部の溶融デブリが下部プレナム内に堆積するが、ほとんどの溶融デブリが原子炉下部キャビティ室に堆積した状態となる（図 1-⑤）。

なお、格納容器過温破損解析結果における燃料挙動について別紙に示す。

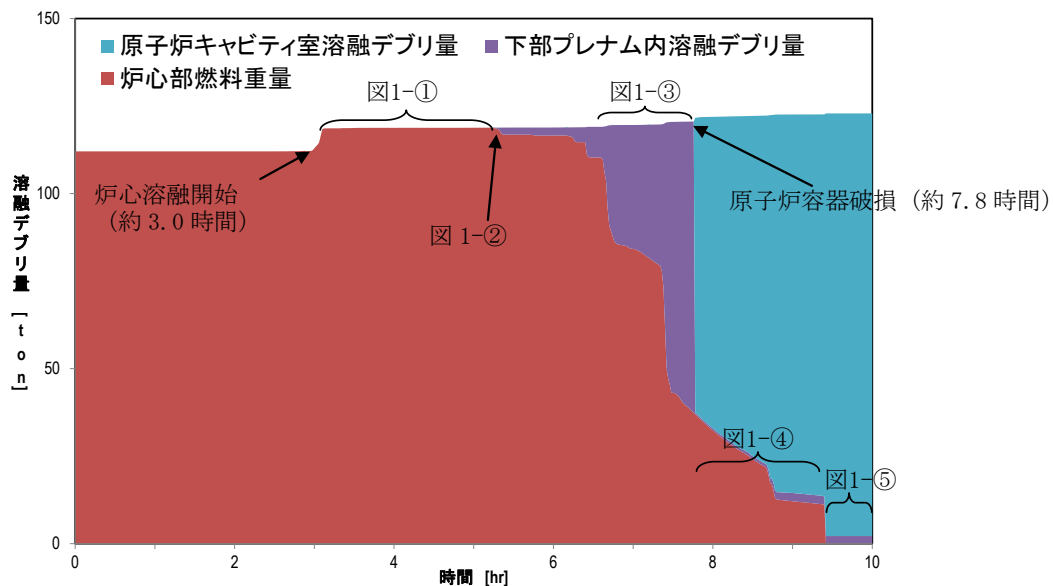


図 1 炉心、下部プレナム、原子炉キャビティ室溶融デブリ量

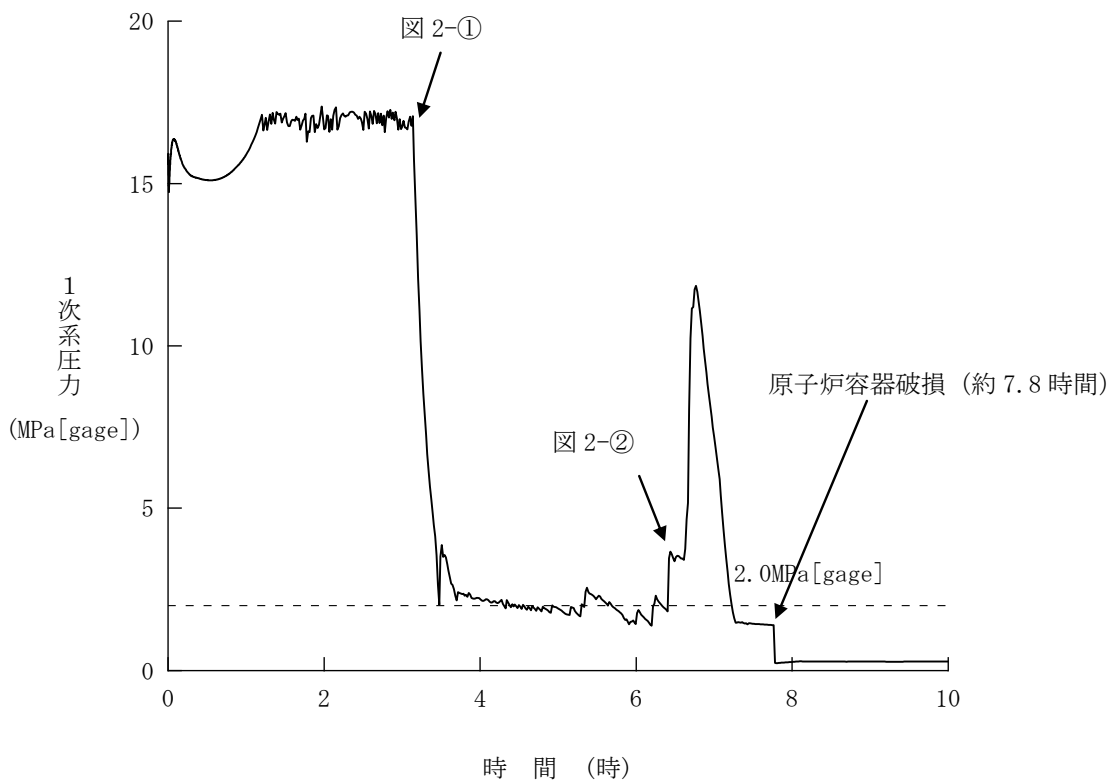


図2 1次系圧力

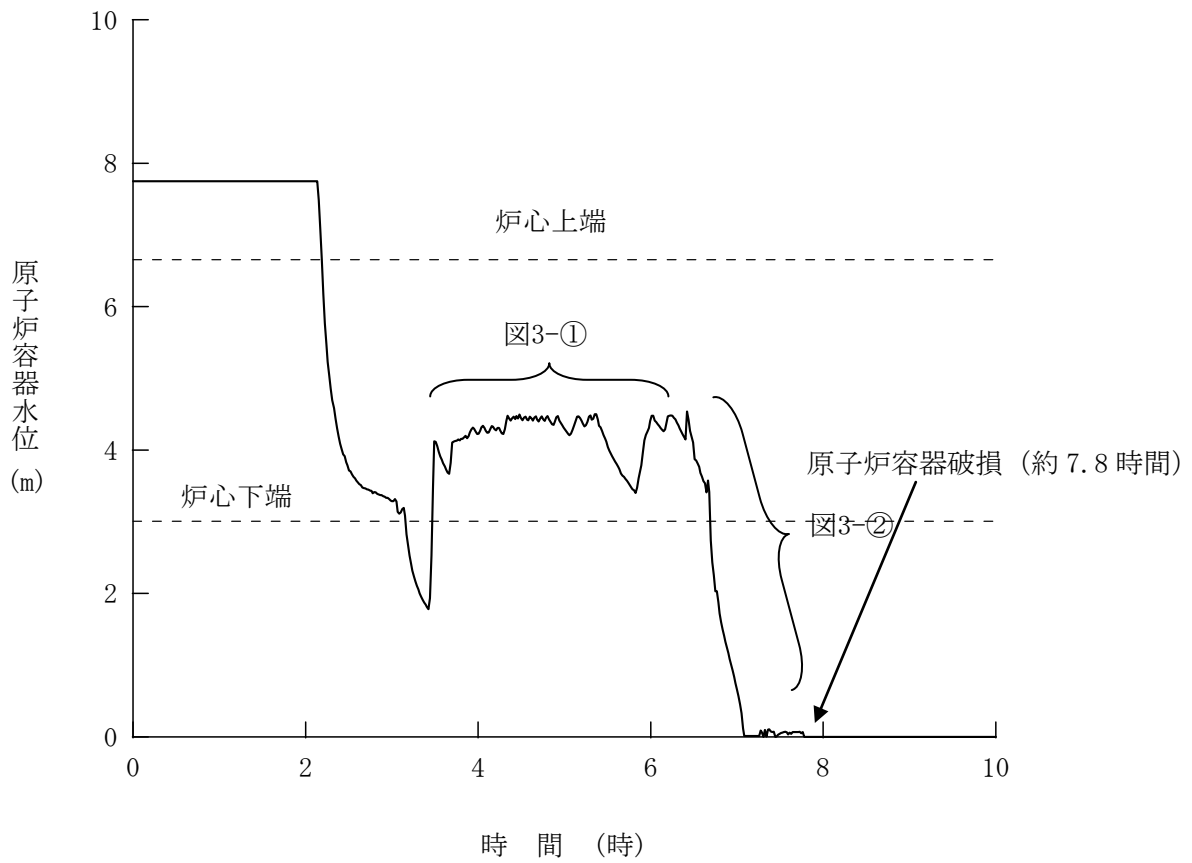


図3 原子炉容器水位(気泡水位)

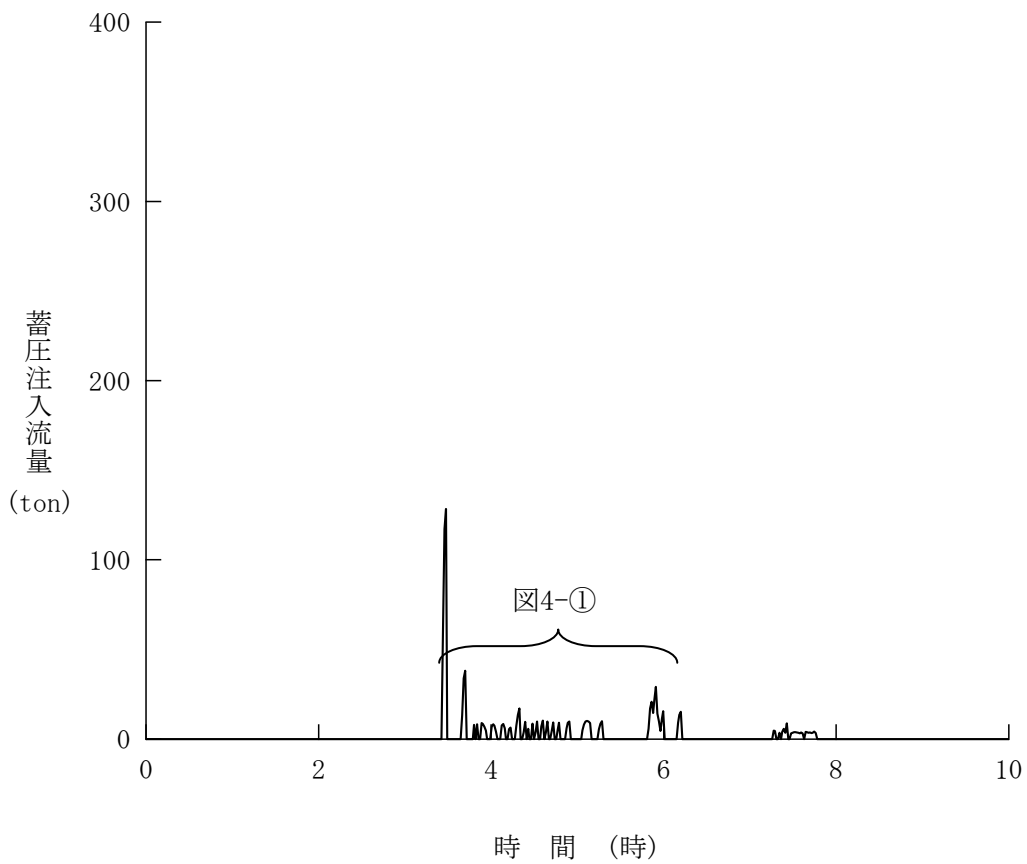


図4 蓄圧注入流量

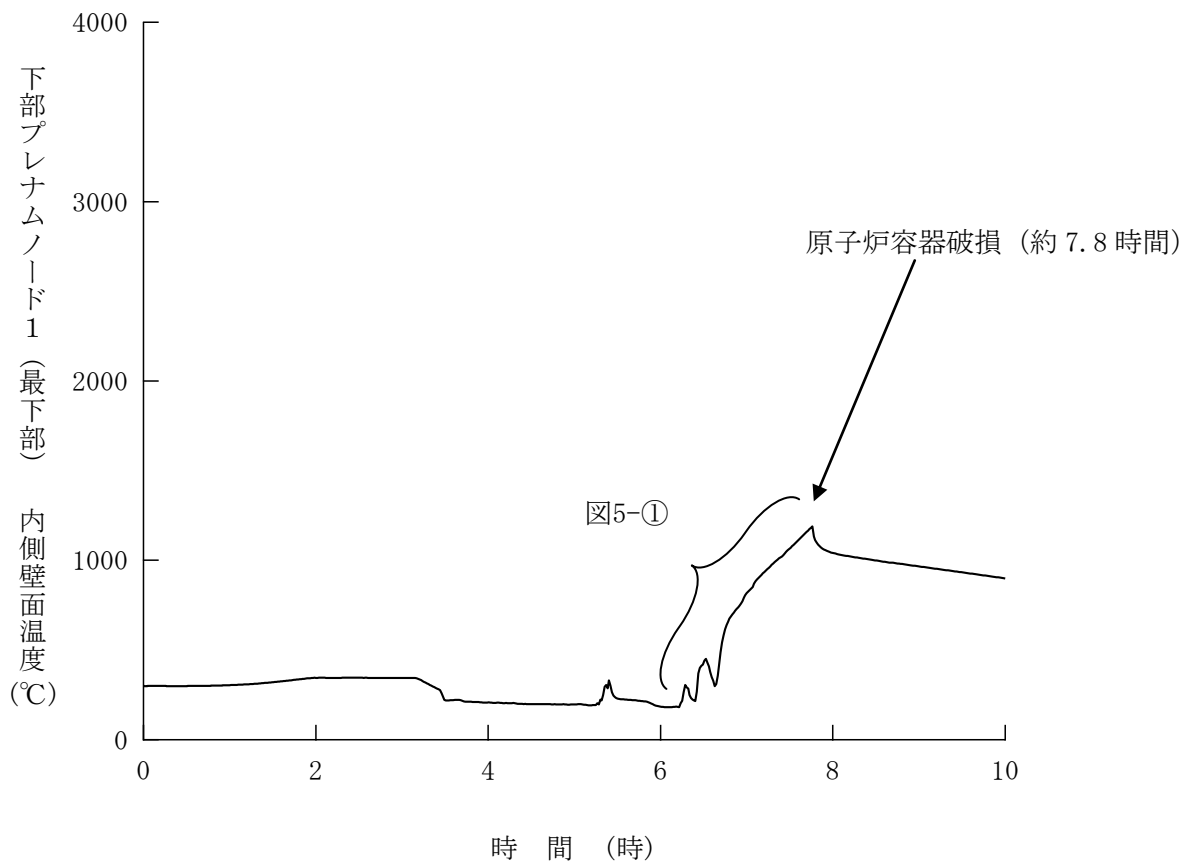


図5 下部プレナムノード1 (最下部) 内側壁面温度

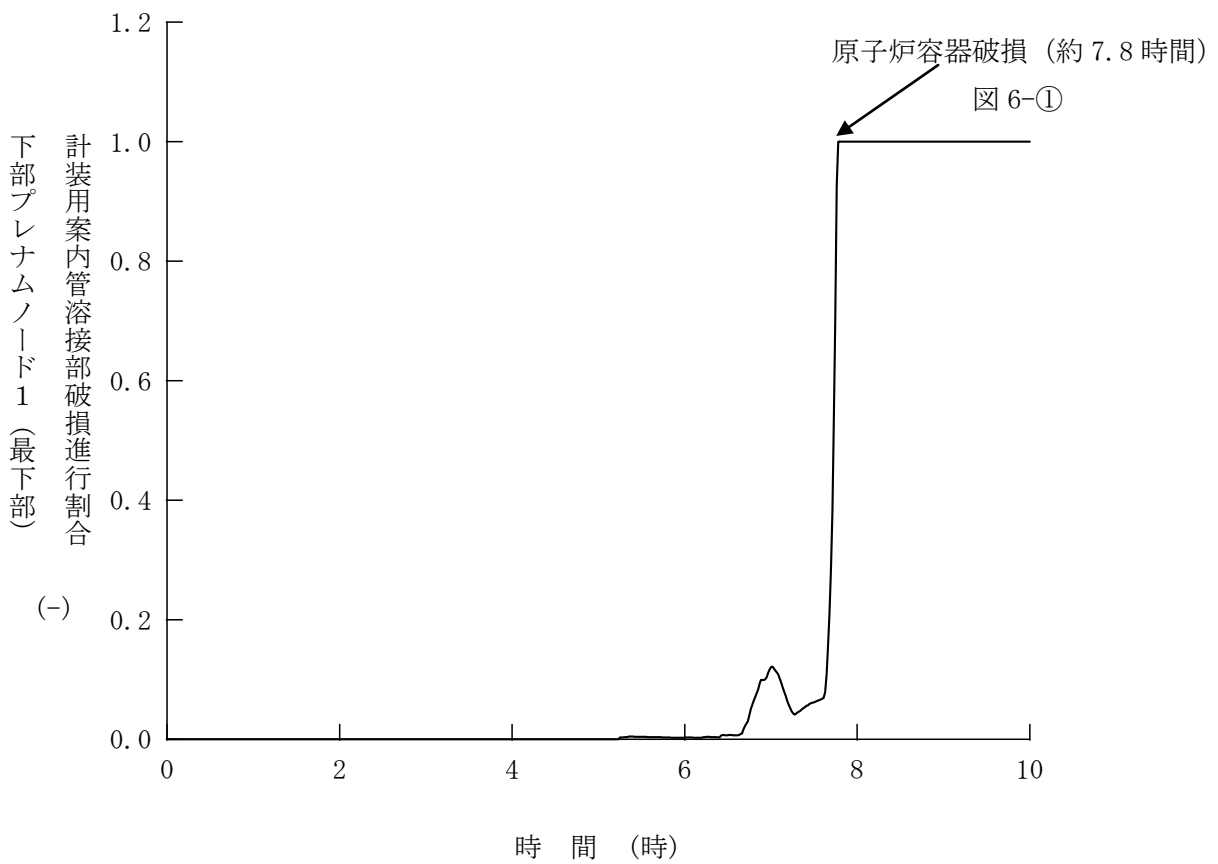


図6 下部プレナムノード1 (最下部) 計装用案内管溶接部破損進行割合

格納容器過温破損解析結果における燃料挙動について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失）の解析結果（原子炉容器水位の推移、上部プレナム気相温度）による燃料挙動は、以下のとおりである。

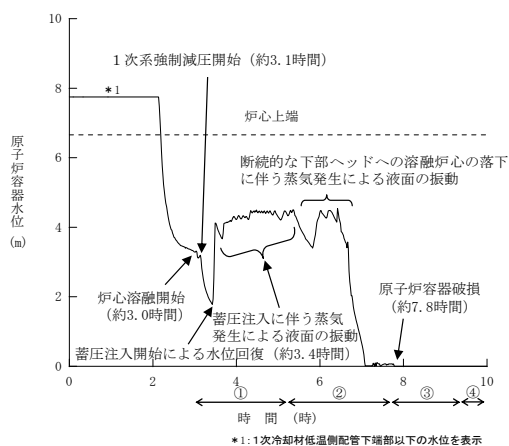


図1 原子炉容器水位の推移

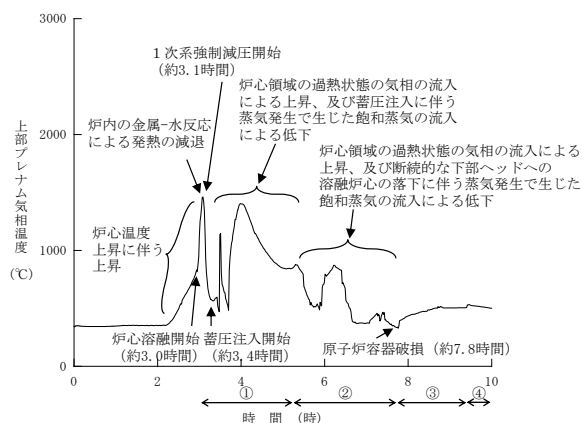


図2 上部プレナム気相温度の推移

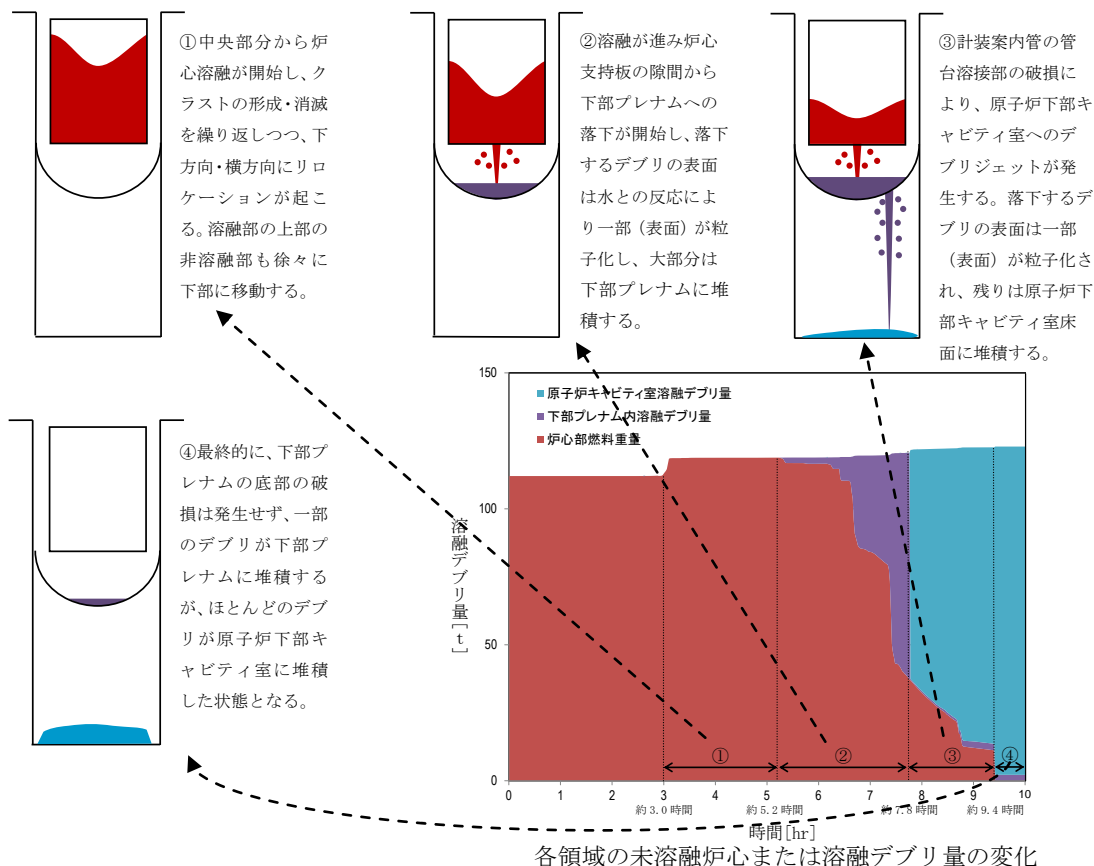


図3 炉心溶融および原子炉容器破損の進展と溶融デブリの遷移

過温破損モード時における自主設備による炉心冷却の可能性について

過温破損モードは、SBO 発生時に給水機能が喪失し、1,2 次系双方からの炉心冷却手段が失われる事象である。この場合、CV 内温度の上昇が継続することで、過温破損に至る可能性があることから、早期に代替 CV スプレイポンプによる CV スプレイを優先的に実施するとともに、CV 再循環ユニットによる自然対流冷却を実施することで CV 破損を防止できる。

本事象発生時において、炉心損傷が始まるまでは 1 次冷却系は高圧状態に保たれており、炉心冷却の手段としては 2 次系からの除熱が現実的なものである。

従って、この時点では、自主設置設備である SG 直接給水高圧ポンプによる SG への給水措置の他、可搬型バッテリー接続によるタービン動補助給水ポンプの機能回復措置が、現実的かつ効果的な炉心冷却手段となるが、いずれも SG のドライアウトには間に合わない。(別紙参照)したがって、これらの自主設置設備による対応は、代替 CV スプレイおよび電源確保等 CV 破損を防止するために優先的に実施すべき操作に影響がない範囲で対応することとしている。

SG 直接給水高圧ポンプは、2 次系が高圧条件下においても SG への給水が可能であり、また給水流量は約 90t/hr とタービン動補助給水ポンプとほぼ同等な容量となっており、炉心冷却に十分な機能を有している。さらに、2 次系からの除熱に加えて、自主設置設備としての充てんポンプ(自己冷却)により 1 次系に水を注入することは、1 次系の保有水量を回復させ、炉心の冷却に有効と考えられる。

一方、炉心損傷の開始以降については、高圧状況下での RV 破損を防止するために、直ちに加圧器逃がし弁の開操作により 1 次系を減圧する。また同時に RV の破損後に CV の圧力・温度上昇を抑制し CV 健全性を守る観点から、原子炉キャビティにあらかじめ水を張るべく代替 CV スプレイを優先的に実施する。

このとき、炉心冷却については、有効性評価においては特に実施しない想定となっているが、実際には、RV 破損前に ECCS 等が復旧することによる RV 破損防止を期待して、1 次冷却系内に水を注入することは、対応方策として考えられる。その際に活用する設備としては、自主設置設備としての充てんポンプ(自己冷却)がある。過温破損モード時においては、事象発生から炉心損傷がはじまるまで 3 時間程度の時間余裕があり、当該設備を準備することは十分に可能である。また当該ポンプの注入流量は 30 m³/h 程度であり、炉心の崩壊熱を完全に除去するには不十分であるものの、炉心溶融の進行を遅らせ、ECCS 等の炉心冷却手段復旧の時間稼ぎに寄与させることは可能と考えられる。

なお、これらの自主設置設備を含めた対応においても、最終的に RV 破損に至った際には、炉心に注入した水は CV 内に落下することから、当該行為が RV 破損後の CV 冷却機能に影響を生じさせることはない。

手順の項目	要員	手順の内容	経過時間(分)												備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 3 4 5 6 7 </div>												
			<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 約7.8時間 原子炉容器破壊 </div>												
状況判断	運転員	●原子炉トリップ・タービントリップ・発電機トリップ確認 ●全交流電源喪失確認 ●補助給水機能喪失確認 タービン動補助給水ポンプ自動起動せず、補助給水流量確立せず ●1次冷却材漏えい規模の判断(小規模漏えいの判断) 1次冷却材圧力有意な変化なし 蓄圧注入系不動作(1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力以上) 格納容器圧力有意な上昇なし 格納容器再循環サンプ水位有意な上昇なし 格納容器高レベルシグナル指示値上昇 (中央制御室)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 10分 プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 約35分 代替非常用電源確保完了 </div>												
中央制御室操作	運転員a 【携行型通話装置】	●代替非常用発電機からの給電準備・起動操作 (中央制御室操作)	約5分												
		●タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる補助給水の流量調整 (中央制御室操作)	約5分												タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる補助給水機能が回復した時点で操作を開始する。
		●アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作)	約5分												
		●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)	約4.7時間												加圧器逃がし弁開放による1次冷却材系統の減圧を約3.1時間までに実施できる
		●1次冷却材ポンプ封水・冷却水隔離弁閉止 (中央制御室操作)	約5分												
電源確保作業	運転員b 【携行型通話装置】 災害対策要員A,B	●現場移動/所内電源母線受電準備および受電(しゃ断器操作) (現場操作)	約25分												
2次系強制冷却操作(解析上考慮せず)	運転員c 【携行型通話装置】 災害対策要員C	●現場移動/主蒸気逃がし弁開放 (現場操作)													充てんポンプ(自冷化)による炉心への注入準備が完了した後、主蒸気逃がし弁による冷却を開始する。
補助給水ポンプ回復操作(解析上考慮せず)		●現場移動/タービン動補助給水ポンプ起動操作 ●現場移動/電動補助給水ポンプ起動操作 (現場操作)	適宜実施 適宜実施												いずれかの補助給水機能が回復した時点で充てんポンプ使用準備を開始する。
蒸気発生器直接給水用高圧ポンプによる給水準備(解析上考慮せず)		●現場移動/蒸気発生器直接給水用高圧ポンプの使用準備 (現場操作)	補助給水流量確立の場合 補助給水流量確立の場合												蒸気発生器直接給水用高圧ポンプの使用準備が完了すれば、蒸気発生器への給水を開始する。
充てんポンプ(自冷化)使用準備(解析上考慮せず)		●現場移動/充てんポンプ自冷化ライン系統構成 (現場操作)													充てんポンプ(自冷化)の使用準備が完了すれば、炉心への注水を開始する。
代替格納容器スプレイポンプ準備		●現場移動/代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ●現場移動/代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 (現場操作)	約30分 約5分												代替格納容器スプレイポンプの注水準備を、解析上期待する約3.5時間までに実施できる。その後、約24時間まで注水を継続する。
加圧器逃がし弁開放	運転員d 【携行型通話装置】 災害対策要員D	●現場移動/加圧器逃がし弁開放準備 可搬型窒素ガスボンベ接続 (現場操作)	約15分												
アニュラス空気浄化ファン操作(極低減操作)		●現場移動/アニュラス空気浄化ファンダハ窒素供給操作 可搬型窒素ガスボンベ接続 (現場操作)	約15分												
補助給水流量調整(解析上考慮せず)		●現場移動/蒸気発生器直接給水用高圧ポンプによる補助給水の流量調整 (現場操作)	適宜実施												蒸気発生器直接給水用高圧ポンプによる補助給水機能が回復した場合、現場にて流量調整を実施する。
電源確保作業	災害対策要員E,F 【衛星携帯電話】	●タンクローリー(18t)から代替非常用発電機への給油ホース接続操作 (現場操作)	約20分 (3号機) 約20分 (1号機) 約20分 (2号機)												事象発生10分後より災害対策要員2名にて、3号機⇒1号機⇒2号機の順でホース接続作業を実施する。

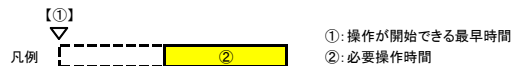
各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)現場で操作を行う運転員、災害対策要員は、全面マスクおよびポケット線量計を携帯し、発電課長(当直)の指示にて着用する。



			時間経過(時間)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員	手順の内容	事象発生 約7.8時間 原子炉容器破損 15時間 可搬型大型送水ポンプ車による 燃料取替用水ピットへの給水開始 24時間 CV自然対流 冷却 (以降継続)												
燃料取替用水ピットへの給水確保(海水)	災害対策要員 A, B'	海水供給ラインホース敷設・接続 (T.P.31m～燃料取替用水ピット)	[10] 1.5												燃料取替用水ピットへの給水は燃料取替用水ピットの水が枯渇する時間(約15.6時間)までに対応を行う想定としている。
		ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 (スクリーン室～可搬型大型送水ポンプ車～T.P.31m)	[11.5] 2.5												
	災害対策要員 B'	可搬型大型送水ポンプ車による断続送水 (循環水ポンプ建屋横)	[14.0]												
原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水)	災害対策要員 A', C', D'	ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 (スクリーン室～可搬型大型送水ポンプ車(2台)～循環水ポンプ建屋)	[18.0] 4.0												可搬型大型送水ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(24時間)までに対応が可能を行う想定としている。
	運転員 a	格納容器自然対流冷却系統構成 (中央制御室)	[18.0] 0.5 [22.0]												
	運転員 b, c	格納容器自然対流冷却系統構成 (循環水ポンプ建屋、原子炉補助建屋、原子炉建屋)	[18.0] 1.0 [22.0]												
	災害対策要員 B'	可搬型大型送水ポンプ車(1台)による断続送水 (循環水ポンプ建屋横)	[24.0]												
使用済燃料ピットへの給水確保(海水)	災害対策要員 A', C'	海水供給ラインホース敷設・接続 (T.P.31m～使用済燃料ピット)	1.0												使用済燃料ピットへの給水は、使用済燃料ピット水面の線量率が0.15mSv/hとなる水位(通常水位-3.3m)となる1.6日後までに対応が可能。
	災害対策要員 B', C'	可搬型大型送水ポンプ車により適宜送水 (循環水ポンプ建屋横、T.P.31m)	災害対策本部の指示により適宜送水を継続												

災害対策要員	通信手段	通信先
A'	衛星携帯電話、トランシーバー	災害対策本部、屋外
B'	トランシーバー	屋外
C'	トランシーバー	屋外
D'	トランシーバー	屋外

所要時間については、類似訓練における時間を元に想定時間により算出している。
 (災害対策要員は、屋外作業開始前に放射線防護具類(タイベック、ゴム手袋、全面マスク、ポケット線量計等)を装備のうえ、作業を開始する。
 また、運転員についても屋外作業開始時は、放射線防護具を装備のうえ、操作を開始する。)



1-9. 自主設備を使用した場合の水源の対応等への影響について

格納容器過温破損防止シナリオにおいて、有効性評価では期待していない自主設備（自己冷却式充てんポンプ及びSG直接給水用高圧ポンプ）を使用した場合でも、有効性評価で期待する機器に対し、水源の対応・電源負荷・燃料の対応の観点から悪影響を与えないことについて、以下のとおり確認している。

1. 水源の対応への影響

以下のとおり、有効性評価で期待する代替格納容器スプレイポンプの水源（燃料取替用水ピット（図1））の対応に対し、悪影響はないことを確認している。

（1）自己冷却式充てんポンプを使用する場合の影響

自己冷却式充てんポンプの水源は、代替格納容器スプレイポンプの水源と同じ燃料取替用水ピットとなる。従って燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間への影響について評価を行う。

評価に際しては以下の条件を仮定する。

- ・自己冷却式充てんポンプの運転開始は事象発生後 130 分後とする。
- ・自己冷却式充てんポンプの炉心注入流量は 30m³/h 程度と想定されるが、保守的にポンプの定格流量の 45m³/h とする。
- ・自己冷却式充てんポンプの炉心注入により対応シナリオ自体が変わると考えられるが、当初のシナリオどおり代替格納容器スプレイポンプは事象発生後 3.5 時間後に運転開始とする。

上記の条件で評価した結果、燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間は、事象発生後 15.6 時間後から 12.3 時間後に早まることとなるが、事象発生後約 8 時間後から、海水等の給水用ホース等の準備作業を開始することにより、対応は可能である。

（2）SG 直接給水用高圧ポンプを使用する場合の影響

SG 直接給水用高圧ポンプの水源は補助給水ピットであり、代替格納容器スプレイポンプの水源（燃料取替用水ピット）とは異なる。従って燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間への影響はない。

なお参考として、保守的に事象発生後直ちに SG 直接給水用高圧ポンプを運転開始するケースを仮定した場合、補助給水ピットへは事象発生後 7.5 時間後までに海水等を補給する必要があるが、事象発生後 3.5 時間後から、海水等の給水用ホース等の準備作業を開始することにより、対応は可能である。

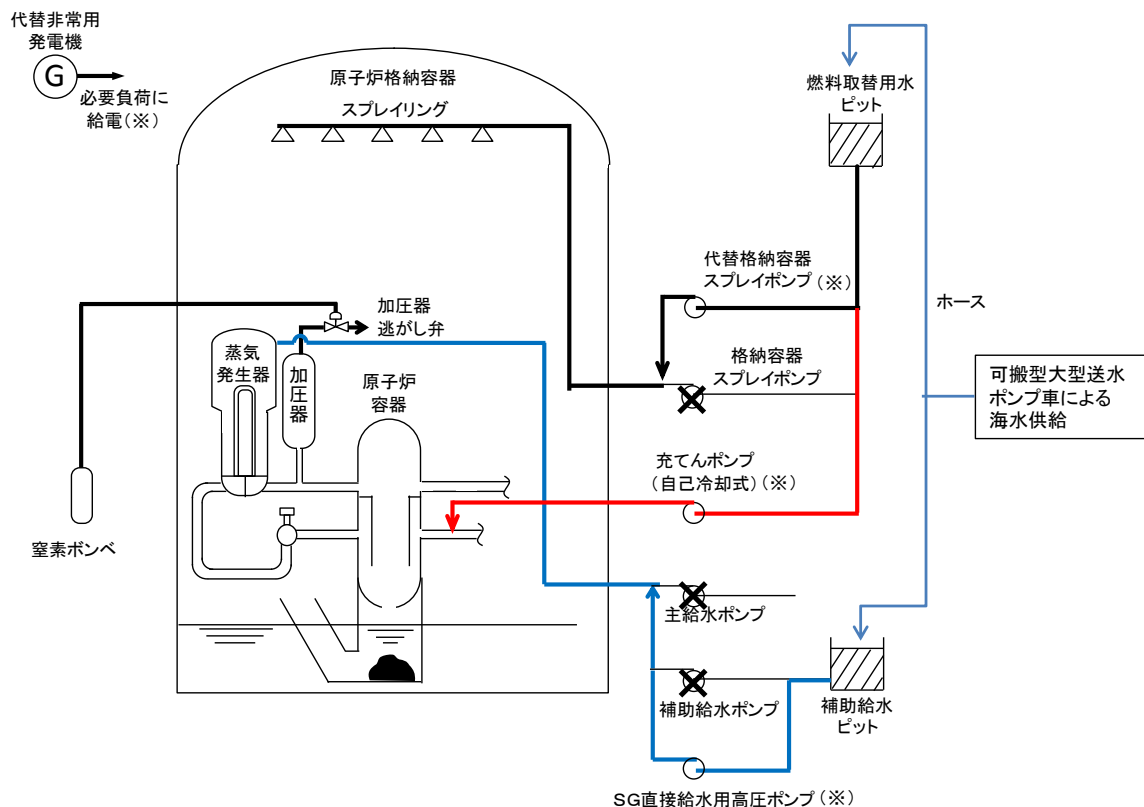


図1 水源の対応に係る概略系統

2. 電源の負荷容量への影響

有効性評価における機器の電源負荷の合計は 504kW であり、代替非常用発電機の給電容量の 3,200 kW 以下であることを確認している。

自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプの負荷は、それぞれ 683kW 及び 381kW であり、これらの負荷を追加した場合の合計負荷は 1,568 kW であり、代替非常用発電機の給電容量の 3,200 kW 以下である。

従って、電源の負荷容量への悪影響はない。

3. 燃料の対応への影響

2. 項のとおり自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプは代替非常用発電機から給電する。

有効性評価においては燃料消費量を、保守的に事象発生後直ちに代替非常用発電機を定格負荷で運転することで評価しており、自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプを使用する場合もこの評価に包絡される。

従って、燃料の対応への悪影響はない。

以上

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内の事故シーケンス

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」に分類されるプラント損傷状態としては、原子炉容器破損時に1次系の圧力が高く維持される観点においては、過渡事象が発生し格納容器に水の持込みがないTEDが最も厳しくなる。このプラント損傷状態では、「主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」、「過渡事象発生時に原子炉停止機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「2次系破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「2次系破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「原子炉の手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」、「原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故」及び「過渡事象発生時に補助給水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の9つの事故シーケンスが想定される。

(2) 格納容器破損モードの特徴

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」では、原子炉の出力運転中に過渡事象が発生し1次系が高温、高圧状態で炉心損傷に至る。原子炉容器が高圧状態で破損することにより、溶融炉心、水蒸気、及び金属－水反応等で発生した非凝縮性ガスが原子炉格納容器内に急速に噴出し、原子炉格納容器内への熱的及び機械的な負荷により格納容器が過圧破損に至る可能性があることから、原子炉容器破損時の1次系圧力を減少させる必要がある。

(3) 格納容器破損防止対策

「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードにおいて想定する事故シーケンスのうち、非常用炉心冷却設備による炉心への注水がなく、1次系圧力がより高圧となる「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、事象進展を早める観点から補助給水機能喪失の重畳を考慮することとする。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧を実施する手段を確保している。これにより1次系を減圧することで、原子炉容器破損時の高压溶融物噴出及び格納容器直接加熱による格納容器破損を防止することができる。

したがって、格納容器破損防止対策の有効性を確認する上で主要なパラメータである1次系圧力を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心溶融後、1次系圧力に対して、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧の有効性を確認するものであり、原子炉系、格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを使用する。

(2) 有効性評価の条件

「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(3) 有効性評価の結果

「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

なお、原子炉容器は事象発生から約7.8時間後に破損するが、破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回るため、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は発生しない。

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

3.2.4 要員及び資源の確保

「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

3.2.5 結論

格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における評価事故シーケンスとして、想定される事故シーケンスの代表性の観点から、「外部電源喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」を選定する。また、評価にあたっては、補助給水機能喪失の重畳を考慮する。

原子炉の出力運転中に、全交流動力電源喪失が発生し、補助給水系の機能喪失が重畳した場合においても、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧の実施により1次系圧力の上昇を抑制する。原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]以下であり、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は発生しない。

また、長期的には代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車による自然対流冷却により、格納容器内部の冷却を維持する。

解析条件の不確かさが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を考慮した場合においても、運転員の判断、手順、体制、操作時間等の運転員操作及び判断基準となるパラメータへの影響はないと考えられる。

要員の確保については、事象発生後召集要員に期待しない約 1.5 時間までは運転員、災害対策要員等により、各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。また、必要な資源の確保については、水源、燃料及び電源等について重大事故等対策の実施に必要な資源の確保により 7 日間の継続実施が可能である。

以上のことから、格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、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」に対して有効であるとともに、必要な要員及び資源を確保することで 7 日間の継続実施が可能である。

4. 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

4.1 想定事故 1

4.1.1 想定事故 1 の規定、特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定事故 1 の規定

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条の規定に基づき、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の一つとして、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故を想定事故 1 とする。

(2) 想定事故 1 の特徴

想定事故 1 では、使用済燃料ピット水浄化冷却系及び通常の補給水系の機能喪失により、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下する事故を想定する。

この場合、使用済燃料ピット水浄化冷却系の回復や給水による冷却水の補給が行われないと、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、本想定事故では、使用済燃料ピットへの給水確保が必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 に対して、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止し、かつ使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための重大事故等対策を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.1.1図に、手順の概要を第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4.1.1表に示す。

想定事故 1 における重大事故等対策に必要な要員は、中央監視・指示行う発電課長（当直）、副長の 2 名、運転員 4 名、災害対策要員 2 名、関係各所に通報連絡を行う社員（当番（指揮、通報）） 3 名の合計 11 名である。

作業項目について第4.1.3図に示す。

（添付資料4.1および添付資料4.2）

a. 使用済燃料ピット冷却系の故障の確認

使用済燃料ピット冷却系の停止（使用済燃料ピットポンプ運転不能または弁の故障等）、または原子炉補機冷却系の故障（冷却器への通水不能）を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却系故障と判断し対応処置を行う。

b. 使用済燃料ピット補給水系機能の確認

使用済燃料ピットへの補給水源となる燃料取替用水ピット、1次系純水タンク、2次系純水タンクおよびろ過水タンクを確認し、補給可否を

判断する。いずれも補給不能である場合は、使用済燃料ピット補給水系機能喪失と判断し対応処置を行う。

c. 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水準備

淡水源である代替屋外給水タンクおよび原水槽の状態を確認し、淡水源からの給水が可能であれば水源に可搬型大型送水ポンプ車を配車するとともに、水源から使用済燃料ピットまでホースの敷設・接続を行う。淡水源が使用不能である場合は、海水給水のため海水取水箇所へ配車およびホースの敷設・接続を行う。

d. 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水

可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへの給水を行う。使用済燃料ピットへの補給操作においては、NWL 水位到達を目安に可能最大流量にて補給し、通常水位 (NWL) 到達後は、適宜流量調節を実施し、通常水位 (NWL) を維持する。

(添付資料 4. 3)

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

想定事故 1 では、冷却機能および補給水系機能喪失によるピット水温上昇、沸騰・蒸発により、水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下する時間を適切に評価する。

なお、使用済燃料ピットの冷却機能または補給水系機能が復旧することも考えられるが、これにより、事故状態は収束するか、または収束しない場合でも水位が低下するまでの時間余裕は大きくなることから、有効性評価においては考慮しないものとする。

運転員等の判断や操作時間への影響及び評価項目への影響について、評価条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピットの初期水温、初期水位およびピットに貯蔵中の燃料の崩壊熱を考慮するとともに、運転員操作として可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水操作の余裕時間を確認する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故 1 に対する主要な評価条件を第 4. 1. 2 表に示す。また、初期条件も含めた主要な評価条件について、想定事故 1 特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵されている使用済燃料及び 1 号及び 2 号機から輸送された使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合として、使用済燃料ピットの熱負荷は 11. 508MW とする。

(添付資料 4. 4)

(b) 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、40℃とする。

(添付資料4.5)

(c) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、通常水位 (NWL) とする。

(添付資料4.5)

(d) 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の状態を想定していることから、燃料取出中のピット状態に基づきAピット、Bピット、検査ピットおよびキャナル接続状態とする。

(添付資料4.6)

(e) 放射線の遮蔽が維持される使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる、燃料頂部から4.25m (通常水位 (NWL) -3.37mに相当) とする。

(添付資料4.7)

(f) 使用済燃料ピット水の許容水位低下量、蒸発水量および水密度

許容水位低下量は、放射線の遮蔽が維持される水位までとして3.3mとする。蒸発水量は当該水位低下量および使用済燃料ピット設計値に基づき約630m³とする。なお、水密度は100℃の水の密度である958kg/m³とする。

(添付資料4.8)

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 可搬型大型送水ポンプ車の使用済燃料ピットへの給水流量

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、20m³/hを設定する。

(b) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位を中央制御室で監視できるものとする。

(c) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度を中央制御室で監視できるものとする。

(d) 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピットの状態を中央制御室で監視できるものとする。

(e) 使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

使用済燃料ピットエリアの線量当量率を監視可能なものとする。

(添付資料4.9)

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「1.3(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) 可搬型大型送水ポンプ車による給水準備は、事象発生の確認および移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から1.5時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系および補給水機能喪失に伴い、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇する。評価においては、100℃までの温度上昇時間が厳しくなるようにAピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定した結果、第4.1.4図に示すとおり100℃到達時間はAピットで約4.9時間となった。

100℃到達後は、ピット水の蒸発により使用済燃料ピット水位が低下する。水位低下時間評価では、Aピットの水の蒸発に要する時間と、Aピットに繋がる他ピットから流れ込む水の蒸発に要する時間に分けて計算する。AピットおよびBピット合計の崩壊熱11.508MWより蒸発水量は約19.16m³/hとなることから、第4.1.5図に示すとおりAピットの3.3m分の水位低下時間は約10.9時間となった。さらに他ピットの3.3m分の評価水量がAピットに流れ込み100℃に達する時間および水位低下に要する時間は約23.9時間となった。

以上より、Aピットの100℃までの温度上昇時間（約4.9時間）＋Aピットの蒸発時間（約10.9時間）＋他ピットから流れ込む水の温度上昇・蒸発時間（約23.9時間）＝約39.7時間（約1.6日）が、事象発生から水位が3.3m低下するのに要する時間である。

（添付資料4.8）

一方、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水は、事象発生後約5時間で可能となる。重大事故対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車の容量は300m³/hであり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が3.3m低下するまでに給水を行うことで、遮蔽を維持する水位は確保できる。

使用済燃料ピットは純水冠水状態においても臨界未満とする設計であり、水位が維持されている場合において沸騰状態となった場合でも、使用済燃料ピット保有水の密度低下により反応度は負側となるため、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

(1) 運転員等の判断や操作時間への影響

想定事故1における運転員等の判断や操作時間への影響評価として、使用済燃料ピットの崩壊熱については、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるよう設定していることから、事象進展に対する考察により確認する。

操作余裕時間の確認として、使用済燃料ピットの初期水温、初期水位の変動による可搬型大型送水ポンプ車による給水操作の時間余裕を評価結果に基づき評価する。

a. 判断及び手順

運転員による事象の判断は、使用済燃料ピットポンプ運転不能および使用済燃料ピット補給水系からの補給不能を確認し、事象発生の判

断を行う。

使用済燃料ピットの初期水温、初期水位および崩壊熱は、上記判断に直接係るものではなく、判断、手順に対する影響はない。

b. 操作時間

条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット水の蒸発率が低下することで、事象進展は遅くなり、運転員操作時間に対する時間余裕は大きくなる。

また、使用済燃料ピットの初期水温、初期水位を運用管理上の保守的設定として警報設定値である水温60℃、水位NWL-0.08mとして評価した場合、事象発生から給水が必要となる使用済燃料ピット水位がNWL-3.3m低下する時間は、初期水温40℃、初期水位NWLの場合と比較して0.1日短い約1.5日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水は事象発生の約5時間後から可能となることから、ピット水位が3.3m低下する前に、十分余裕を持って給水を開始することができる。

(添付資料4.5)

(2) 評価項目となるパラメータへの影響

事象発生から遮蔽が維持される水位までの水位低下時間は、「4.1.3(1) b. 操作時間」に示すとおり、使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合は、事象進展が遅くなるため、水位低下時間は大きくなる。また、使用済燃料ピットの初期水温、初期水位を運用管理上の保守的設定として警報設定値とした場合は、水位低下時間は約0.1日短くなるが、使用済燃料ピットへの給水に要する時間は約5時間であることから、有効性評価の成立性に影響を与えるものではない。

4.1.4 要員及び資源の確保

(1) 要員の確保

想定事故1における重大事故等対策に必要な要員は、「4.1.1(2) 燃料損傷防止対策」に示すとおり11名であり、第4.1.3図に示すとおり、各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。

(2) 資源の確保

想定事故1において、水源、燃料及び電源等の資源について以下のとおり7日間の継続実施が可能である。

a. 水源

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水は海水を水源とするため、7日間継続して給水が可能である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給および可搬型大型送水ポンプ車による給水については、燃料油貯油そうに貯蔵された軽油により7日間の継続

が可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷に対して電源供給が可能である。

(添付資料4.10)

4.1.5 結論

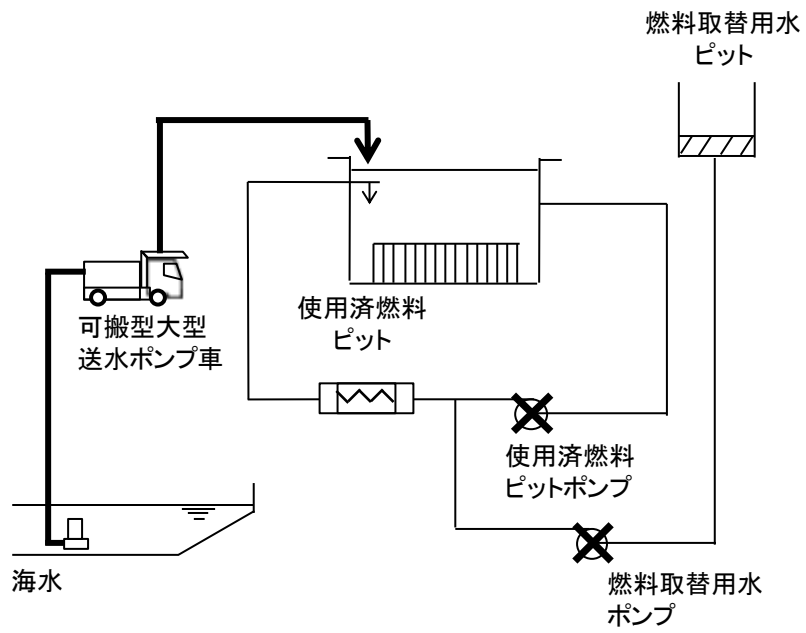
使用済燃料ピット水浄化冷却系及び通常の補給水系の機能喪失した場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水により、使用済燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

また、使用済燃料ピットは純水を満たされた場合を想定しても未臨界を確保できる設計としており、可搬型大型送水ポンプ車による淡水等の給水を継続しても、燃料が冠水していることで未臨界は維持される。

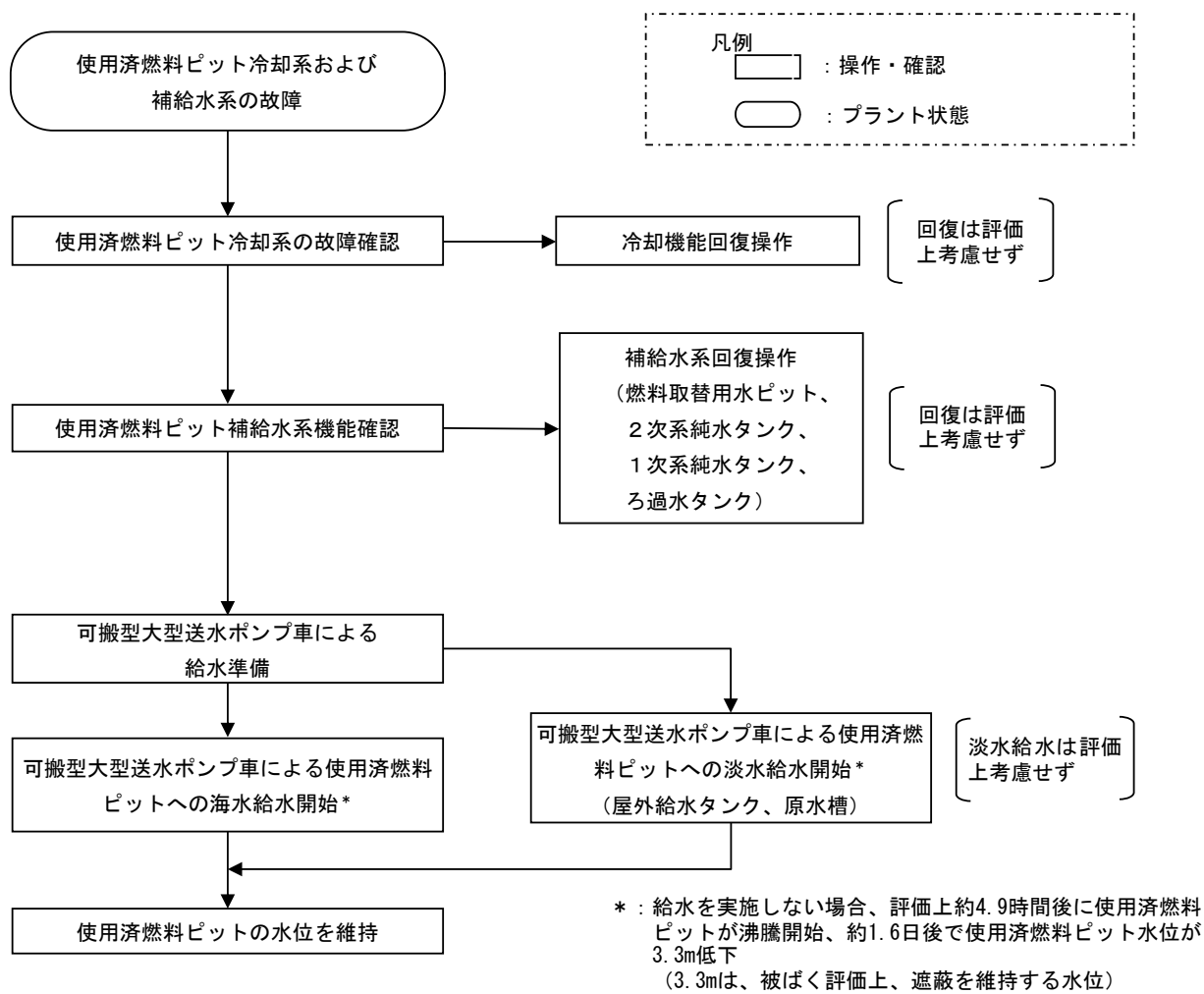
評価条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合においても、運転員の判断、手順、体制及び操作時間等の運転員操作、評価項目となるパラメータへの影響はないと考えられる。また、使用済燃料ピットの初期水温、初期水位を運用管理上の保守的設定として警報設定値とした場合でも、ピット水位が3.3m低下する前に給水を開始することができる。

要員の確保について、重大事故等対策要員での対応により各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。また、必要な資源である、水源、燃料、電源について重大事故等対策の実施に必要な資源の確保により継続実施が可能である。

以上のことから、燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効であるとともに、必要な要員及び資源を確保することで7日間の継続実施が可能である。



第4.1.1図 想定事故1の重大事故等対策の概要図



第4.1.2図 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要

第4.1.3 想定事故1の作業と所要時間(1)

●夜間・休日の初動対応要員

職種	対応要員数	実働要員
運転員	6名	6名
3号機中央制御室	6名	6名
社員 (当番(指揮、通報))	(1~3号共通)3名	3名 ※5
社員 (運転支援、電源、給水等)	(3号)3名	2名 ※4
協力会社 (運転支援、電源、給水等)	(3号)4名	2名 ※6
協力会社(圧機撤去、給油ホース接続)	(1~3号共通)2名	2名 ※6
協力会社(消防)	(1~3号共通)8名	8名 ※6
小計	26名	21名
	余裕	5名★

●召集要員構成(2025.7.17現在)

召集要員 (技術系社員)	325名
宮丘地区※1	104名
地元4カ町村※2	429名
小計	429名

対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○運転員(3号機中央制御室対応要員) 3号機運転員(3名) ・発電班長(当直) ・副長 ・運転員a ○運転員(現場操作者) 3号機運転員(3名) ・運転員b,c,d	運転員a	【使用済燃料ピット温度、水位の監視】 使用済燃料ピット温度、水位の監視 【使用済燃料ピット冷却系機能回復操作(評価上考慮せず)】 使用済燃料ピットポンプ冷却系機能回復操作 【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 燃料取替用水ピットからの補給操作	-	中央制御室
	運転員b	【使用済燃料ピットポンプ冷却系機能回復操作(評価上考慮せず)】 使用済燃料ピットポンプ冷却系機能回復操作 【使用済燃料ピット補給水系機能回復操作(評価上考慮せず)】 ろ過水タンクからの補給	-	原子炉建屋
	運転員c	【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 燃料取替用水ピットからの補給 2次系統水タンクからの補給	-	原子炉建屋
	運転員d	【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 1次系統水タンクからの補給	-	原子炉補助建屋
対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○災害対策要員(2名) ・A(社員) ・B(社員または協力会社)	災害対策要員 A、B	●屋外給水タンクからの使用済燃料ピットへの補給(評価上考慮せず) ・ホース敷設・接続(TP31m~使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7 ●原水槽からの使用済燃料ピットへの補給(評価上考慮せず) ・ホース敷設・接続(TP31m~使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7 ●海水からの使用済燃料ピットへの補給 ・ホース敷設・接続(TP31m~使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7	屋外給水タンク ~原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア 原水槽 ~原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア ≤約1.6日	屋外給水タンク ~原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア 原水槽 ~原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア スクリーン室または取水口 ~原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア

※1: 宮丘地区からの召集要員とは、社員(社宅、みやおみ寮、柏木寮、桜木寮、はまなす寮)

※2: 地元4カ町村からは、宮丘地区を除く、地元4カ町村(岩内町、赤和町、法村、神恵内村)

※3: 要員数については実際の現場移動時間および作業時間を考慮した人員である。ただし、今後の更なる要員の検討により変更が必要となる可能性が有る。

※4: 2名のうち、1名は社員、1名は社員または協力会社社員とする。

※5: 社員(当番(指揮、通報))は、緊急時対策所にて、指揮または通報の対応を専任で行う。

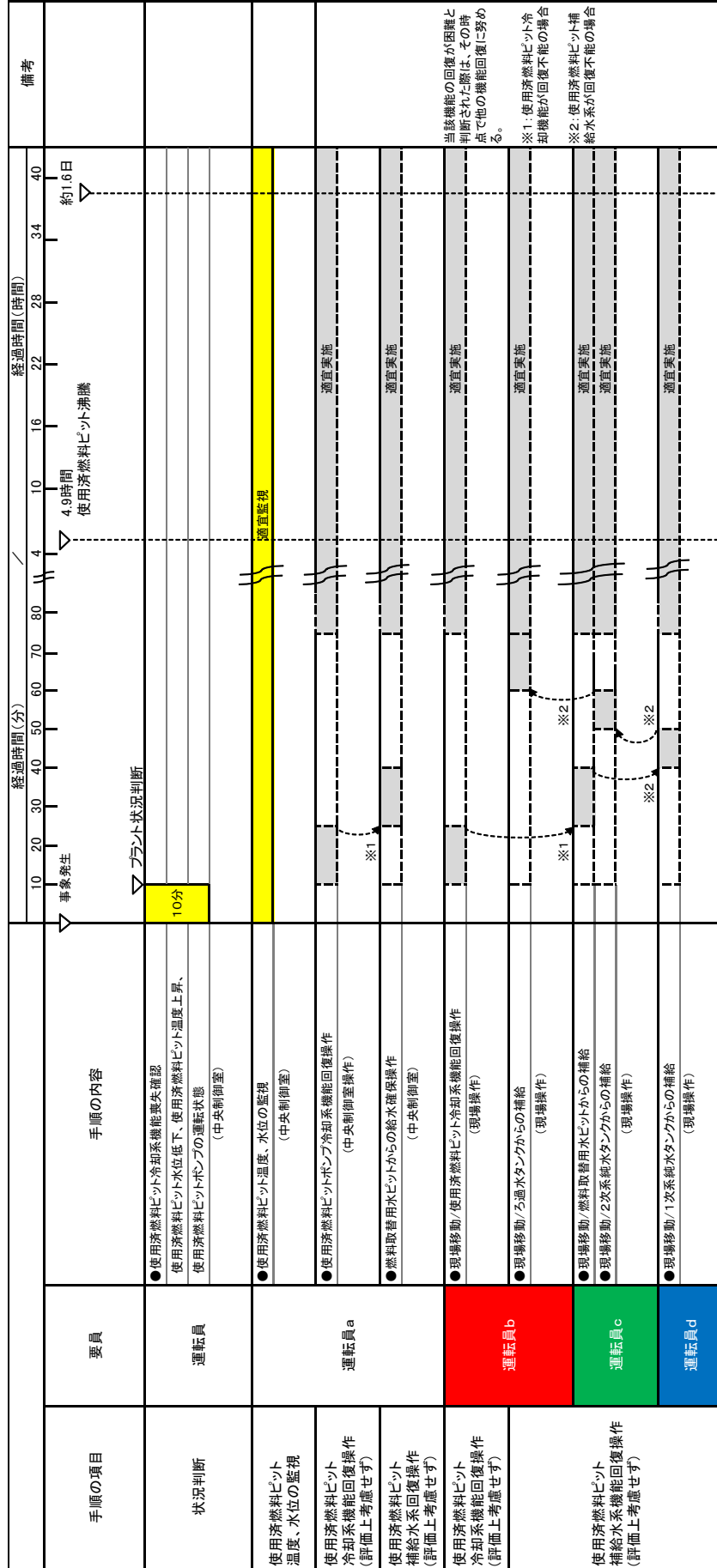
※6: 災害対策要員のうち、協力会社(圧機撤去、給油ホース接続)および協力会社(消防)は、それぞれの作業を専任で担当することから、他の作業およびサポート要員としては配属しない。したがって、それぞれが担当する作業が発生しない場合であっても、対応要員全員が作業している表記としている。

※7: 可搬型大型送水ポンプ車1台が使用可能な水源へ移動し、使用済燃料ピットへの給水を実施する。

○要員人数	平日昼間に事故が発生した場合に十分な要員数を確保できるのは当然のことながら、夜間・休日においても、初動対応要員(運転員、災害対策要員)および召集要員(技術系社員)により、事故収束作業に必要な要員が確保できる体制となっている。
-------	--

★初動対応開始後、サポート要員5名を中央制御室に待機させ、通信手段の不具合や要員の受傷など不測の事態に備える。

第 4.1.3 図 想定事故 1 の作業と所要時間 (2)



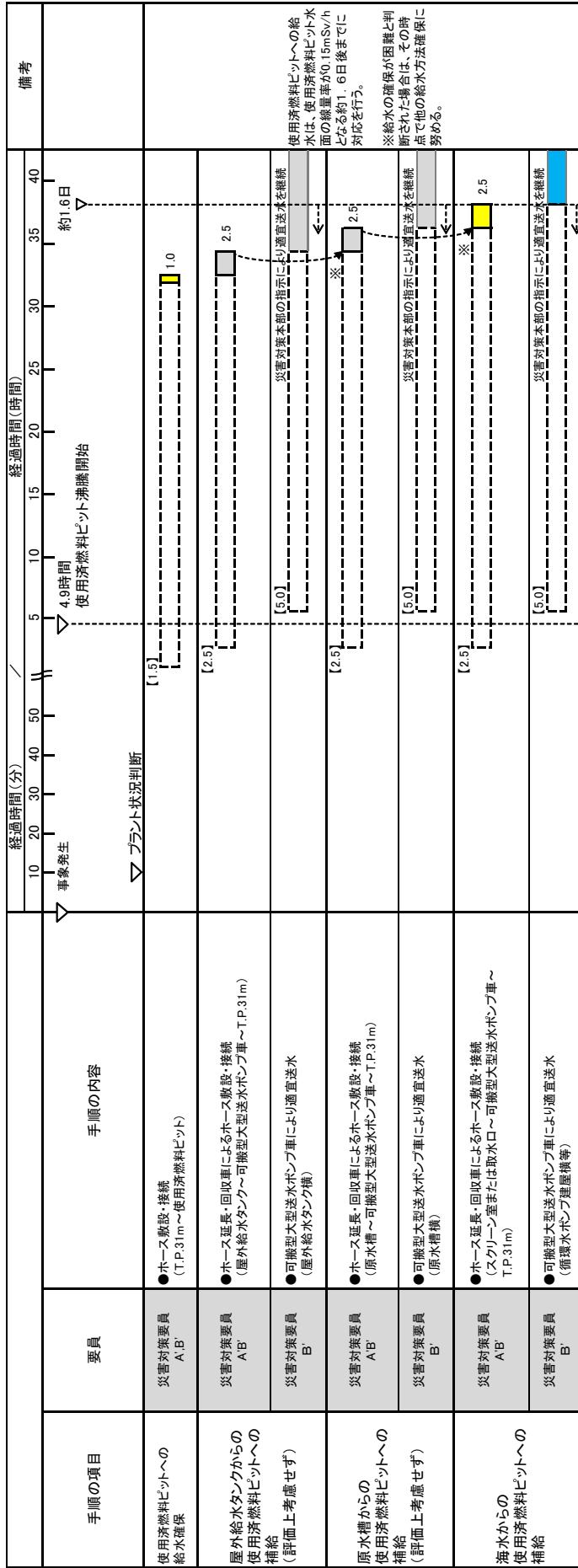
各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。

凡例 【①】

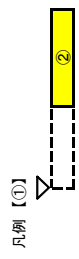
- ①: 操作が開始できる最長時間
- ②: 必要操作時間



第 4.1.3 図 想定事故 1 の作業と所要時間 (3)



各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。



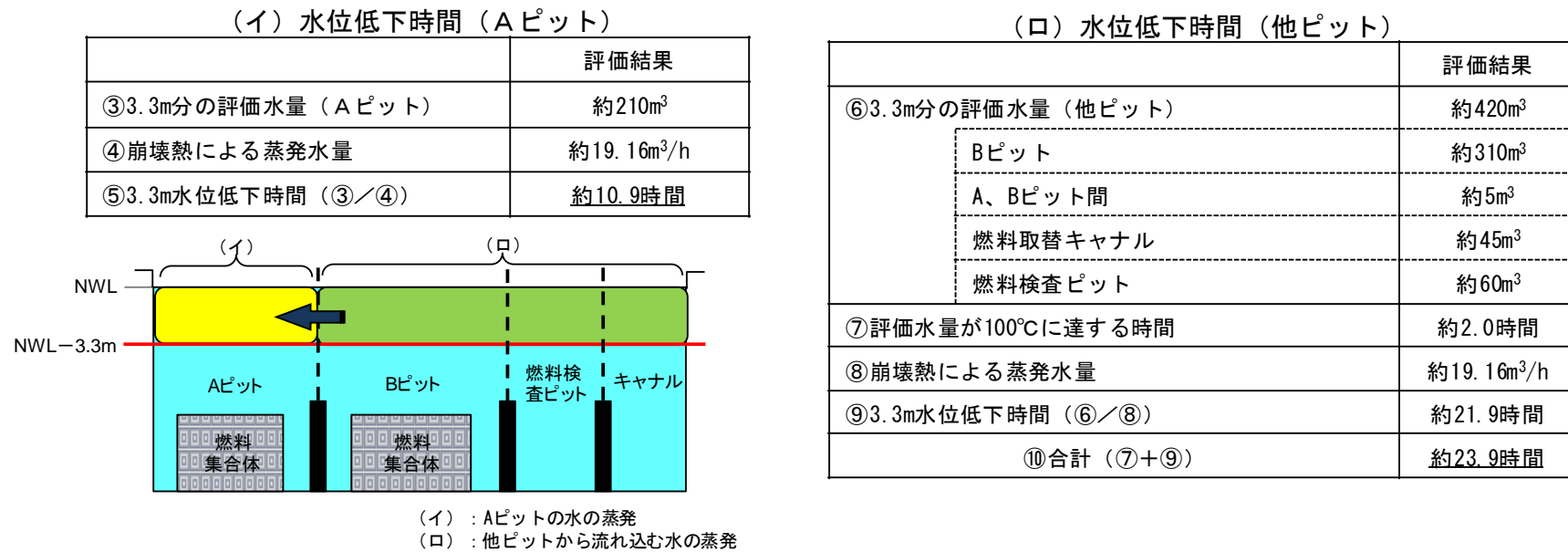
災害対策要員 A	通信手段	通信先
災害対策要員 B'	衛星携帯電話、トランシーバー	災害対策本部、屋外
	トランシーバー	屋外

第 4.1.4 図 使用済燃料ピットの 100°C到達時間評価結果

	水量	崩壊熱※1	評価結果
① Aピット	約720m ³	9.813MW	約4.9時間
② Bピット	約1,030m ³	10.382MW	約6.6時間

※1：当該ピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

第 4.1.5 図 使用済燃料ピットの水位低下時間評価結果



第 4.1.1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却系の故障の判断	使用済燃料ピット冷却系の停止（使用済燃料ピットポンプ運転不能または弁の故障等）、または原子炉補機冷却系の故障（冷却器への通水不能）を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却系故障と判断し対応処置を行う。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位^{*1} ・使用済燃料ピット温度^{*1} ・使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} ・使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}
使用済燃料ピット補給水系機能の確認	使用済燃料ピットへの補給の水源となる燃料取替用水ピット、1次系純水タンク、2次系純水タンクおよびろ過水タンクを確認し、補給可否を判断する。いずれも補給不能である場合は、使用済燃料ピット補給水系機能喪失と判断し対応処置を行う。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位^{*1} ・使用済燃料ピット温度^{*1} ・使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} ・使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水準備	淡水源である代替屋外給水タンクおよび原水槽の状態を確認し、淡水源からの給水が可能であれば水源に可搬型大型送水ポンプ車を配車するとともに、使用済燃料ピットまでホースの敷設・接続を行う。淡水源が使用不能である場合は、海水取水箇所へ配車およびホースの敷設・接続を行う。	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位^{*1} ・使用済燃料ピット温度^{*1} ・使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} ・使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水	可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへの給水を行う。使用済燃料ピットへの補給操作においては、NWL 水位を目安に可能最大流量にて補給し、NWL 水位到達後は、適宜流量調節を実施し、NWL 水位を維持する。	—	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型大型送水ポンプ車 ・ホース延長・回収車 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット水位 ・使用済燃料ピット温度^{*1} ・使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} ・使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}

*1：適宜監視

第 4.1.2 表 主要解析条件

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
使用済燃料ピット 崩壊熱	11.508MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵されている使用済燃料及び1号及び2号機から輸送された使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を設定。 崩壊熱は以下により算出する。 FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (添付資料 4.4)
事象発生前 使用済燃料ピット水温	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき設定 (添付資料 4.5)
事象発生前 使用済燃料ピット水位	通常水位 (NWL)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定 (添付資料 4.5)
使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	Aピット、Bピット、検査ピット およびキャナル接続	燃料取出直後の状態を想定していることから、燃料取出中のピット状態に基づき設定 (添付資料 4.6)
放射線の遮蔽が維持される 水位	燃料頂部から 4.25m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位。NWL-3.37m に相当。 (添付資料 4.7)
蒸発による水位低下量、 蒸発水量および水密度	水位低下量：3.3m 蒸発水量：約 630m ³ 水密度：958kg/ m ³	放射線の遮蔽が維持される水位までの許容水位低下量として 3.3m と設定。蒸発水量は当該水位低下量および使用済燃料ピット設計値に基づき算出。水密度は 100℃の水の密度を用いる。 (添付資料 4.8)

4.2 想定事故2

4.2.1 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定事故2の規定

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条の規定に基づき、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の一つとして、サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故を想定事故2とする。

(2) 想定事故2の特徴

想定事故2では、使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生するとともに、補給水系の機能喪失が重畳する事象を想定する。但し、使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管は、破断等が発生した場合にも、ピット保有水が過度に漏えいすることがないようにピット上部に配管が接続されていること、及びサイフォンブレイカーが設置されていることから、漏えいはピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した時点で停止する。
(添付資料4.10)

ピット水位が出口配管下端まで低下することにより、使用済燃料ピット水浄化冷却系は機能喪失する。補給水系機能喪失の重畳により、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が更に低下する。使用済燃料ピット水浄化冷却系の回復や給水による冷却水の補給が行われないと、やがて燃料は露出し、損傷に至る。

したがって、本想定事故では、使用済燃料ピットへの給水確保が必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故2に対して、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止し、かつ使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための重大事故等対策を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.2.1図に、手順の概要を第4.2.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第4.2.1表に示す。

想定事故2における重大事故等対策に必要な要員は、中央監視・指示行う発電課長（当直）、副長の2名、運転員4名、災害対策要員2名、関係各所に通報連絡を行う社員（当番（指揮、通報））3名の合計11名である。

作業項目について第4.2.3図に示す。

(添付資料4.1および添付資料4.11)

a. 使用済燃料ピット水位低下確認

使用済燃料ピット水位が低下し、使用済燃料ピット出口配管下端高さで水位低下が停止することを確認した場合は、使用済燃料ピット冷却系配管破断と判断し対応処置を行う。

b. 使用済燃料ピット補給水系機能の確認

使用済燃料ピットへの補給水源となる燃料取替用水ピット、1次系純水タンク、2次系純水タンクおよびろ過水タンクを確認し、補給可否を判断する。いずれも補給不能である場合は、使用済燃料ピット補給水系機能喪失と判断し対応処置を行う。

c. 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水準備

淡水源である代替屋外給水タンクおよび原水槽の状態を確認し、淡水源からの給水が可能であれば水源に可搬型大型送水ポンプ車を配車するとともに、水源から使用済燃料ピットまでホースの敷設・接続を行う。淡水源が使用不能である場合は、海水給水のため海水取水箇所へ配車およびホースの敷設・接続を行う。

d. 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水

可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへの給水を行う。使用済燃料ピットへの補給操作においては、ピット出口配管下端水位到達を目安に可能最大流量にて補給し、ピット出口配管下端水位到達後は、適宜流量調節を実施し、ピット出口配管下端水位を維持する。

(添付資料 4.3)

4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2では、冷却系配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後のピット水温上昇、沸騰・蒸発により、水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下する時間を適切に評価する。

なお、冷却配管の漏えい箇所隔離に成功する場合や、補給水系が復旧する場合も考えられるが、これにより、事故状態は収束するか、または収束しない場合でも水位が低下するまでの時間余裕は大きくなることから、有効性評価においては考慮しないものとする。

運転員等の判断や操作時間への影響及び評価項目への影響について、評価条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えられ使用済燃料ピットの初期水温およびピットに貯蔵中の燃料の崩壊熱を考慮するとともに、運転員操作として可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水操作の余裕時間を確認する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する主要な評価条件を第4.2.2表に示す。また、初期条件も含めた主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

- (a) 使用済燃料ピット崩壊熱
原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵されている使用済燃料及び1号及び2号機から輸送された使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合として、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWとする。
(添付資料4.4)
- (b) 事象発生前使用済燃料ピット水温
使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、40℃とする。
(添付資料4.5)
- (c) 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態
燃料取出直後の状態を想定していることから、燃料取出中のピット状態に基づきAピット、Bピット、検査ピットおよびキャナル接続状態とする。
(添付資料4.6)
- (d) 放射線の遮蔽が維持される使用済燃料ピット水位
使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から4.25m(通常水位(NWL)−3.37mに相当)とする。
(添付資料4.7)
- (e) 冷却系配管の破断による水位低下量
使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位がピット出口配管下端まで低下すると想定し、通常水位(NWL)−1.35mとする。
(添付資料4.10)
- (f) 使用済燃料ピット水の許容水位低下量、蒸発水量および水密度
冷却系配管の破損による水位低下後、放射線の遮蔽が維持される水位(NWL−3.37m)までの許容水位低下量として2.0mとする。蒸発水量は当該水位低下量および使用済燃料ピット設計値に基づき342m³とする。なお、水密度は100℃の水の密度である958kg/m³とする。
(添付資料4.8)
- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 可搬型大型送水ポンプ車の使用済燃料ピットへの給水流量
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、20m³/hを設定する。
- (b) 使用済燃料ピット水位
使用済燃料ピット水位を中央制御室で監視できるものとする。
- (c) 使用済燃料ピット温度
使用済燃料ピット温度を中央制御室で監視できるものとする。
- (d) 使用済燃料ピット監視カメラ
使用済燃料ピットの状態を中央制御室で監視できるものとする。
- (e) 使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

使用済燃料ピットエリアの線量当量率を監視可能なものとする。
(添付資料4.9)

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件として、「1.3(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) 可搬型大型送水ポンプ車による給水準備は、事象発生の確認および移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から1.5時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位がピット出口配管下端まで低下後、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇する。評価においては、100℃までの温度上昇時間が厳しくなるようにAピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定した結果、第4.2.4図に示すとおり100℃到達時間はAピットで約4.2時間となった。

100℃到達後は、ピット水の蒸発により使用済燃料ピット水位が低下する。水位低下時間評価では、Aピットの水の蒸発に要する時間と、Aピットに繋がる他ピットから流れ込む水の蒸発に要する時間に分けて計算する。AピットおよびBピット合計の崩壊熱11.508MWより蒸発水量は約19.16m³/hとなることから、第4.2.5図に示すとおりAピットの2.0m分の水位低下時間は約6.2時間となった。さらに他ピットの2.0m分の評価水量がAピットに流れ込み100℃に達する時間および水位低下に要する時間は約13.7時間となった。

以上より、Aピットの100℃までの温度上昇時間（約4.2時間）＋Aピットの蒸発時間（約6.2時間）＋他ピットから流れ込む水の温度上昇・蒸発時間（約13.7時間）＝約24.1時間（約1.0日）が、事象発生から水位が2.0m低下するのに要する時間である。

(添付資料4.8)

一方、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水は、事象発生後約5時間で可能となる。重大事故対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車の容量は300m³/hであり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が2.0m低下するまでに給水を行うことで、遮蔽を維持する水位は確保できる。

使用済燃料ピットは純水冠水状態においても臨界未満とする設計であり、水位が維持されている場合において沸騰状態となった場合でも、使用済燃料ピット保有水の密度低下により反応度は負側となるため、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

(1) 運転員等の判断や操作時間への影響

想定事故2における運転員等の判断や操作時間への影響評価として、

使用済燃料ピットの崩壊熱については、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるよう設定していることから、事象進展に対する考察により確認する。

操作余裕時間の確認として、使用済燃料ピットの初期水温の変動による可搬型大型送水ポンプ車による給水操作の時間余裕を評価結果に基づき評価する。

a. 判断及び手順

運転員による事象の判断は、使用済燃料ピット水位が低下し、使用済燃料ピット出口配管下端高さで水位低下が停止することを確認し、事象発生の判断を行う。

使用済燃料ピットの初期水温および崩壊熱は、上記判断に直接係るものではなく、判断、手順に対する影響はない。

b. 操作時間

条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合、使用済燃料ピット水の蒸発率が低下することで、事象進展は遅くなり、運転員操作時間に対する時間余裕は大きくなる。

また、使用済燃料ピットの初期水温を運用管理上の保守的設定として警報設定値である60℃として評価した場合、事象が発生し使用済燃料ピット水位がピット出口配管下端となつてから、給水が必要となる使用済燃料ピット水位が2.0m低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して0.1日短い約0.9日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水は、事象発生約5時間後から可能となることから、ピット水位が2.0m低下する前に、十分余裕を持って給水を開始することができる。

(添付資料4.5)

(2) 評価項目となるパラメータへの影響

事象発生から遮蔽が維持される水位までの水位低下時間は、「4.2.3(1) b. 操作時間」に示すとおり、使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合は、事象進展が遅くなるため、水位低下時間は大きくなる。また、使用済燃料ピットの初期水温を運用管理上の保守的設定として警報設定値とした場合は、水位低下時間は約0.1日短くなるが、使用済燃料ピットへの給水に要する時間は約5時間であることから、有効性評価の成立性に影響を与えるものではない。

4.2.4 要員及び資源の確保

「4.1 想定事象1」と同様である。

4.2.5 結論

使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生するとともに、補給水系の機能喪失が重

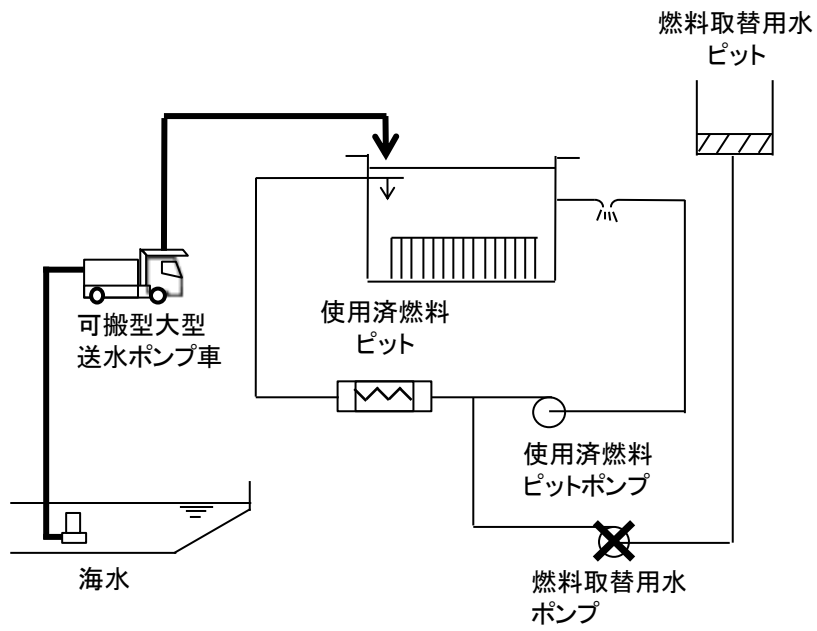
置した場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水により、使用済燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。

また、使用済燃料ピットは純水を満たされた場合を想定しても未臨界を確保できる設計としており、可搬型大型送水ポンプ車による淡水等の給水を継続しても、燃料が冠水していることで未臨界は維持される。

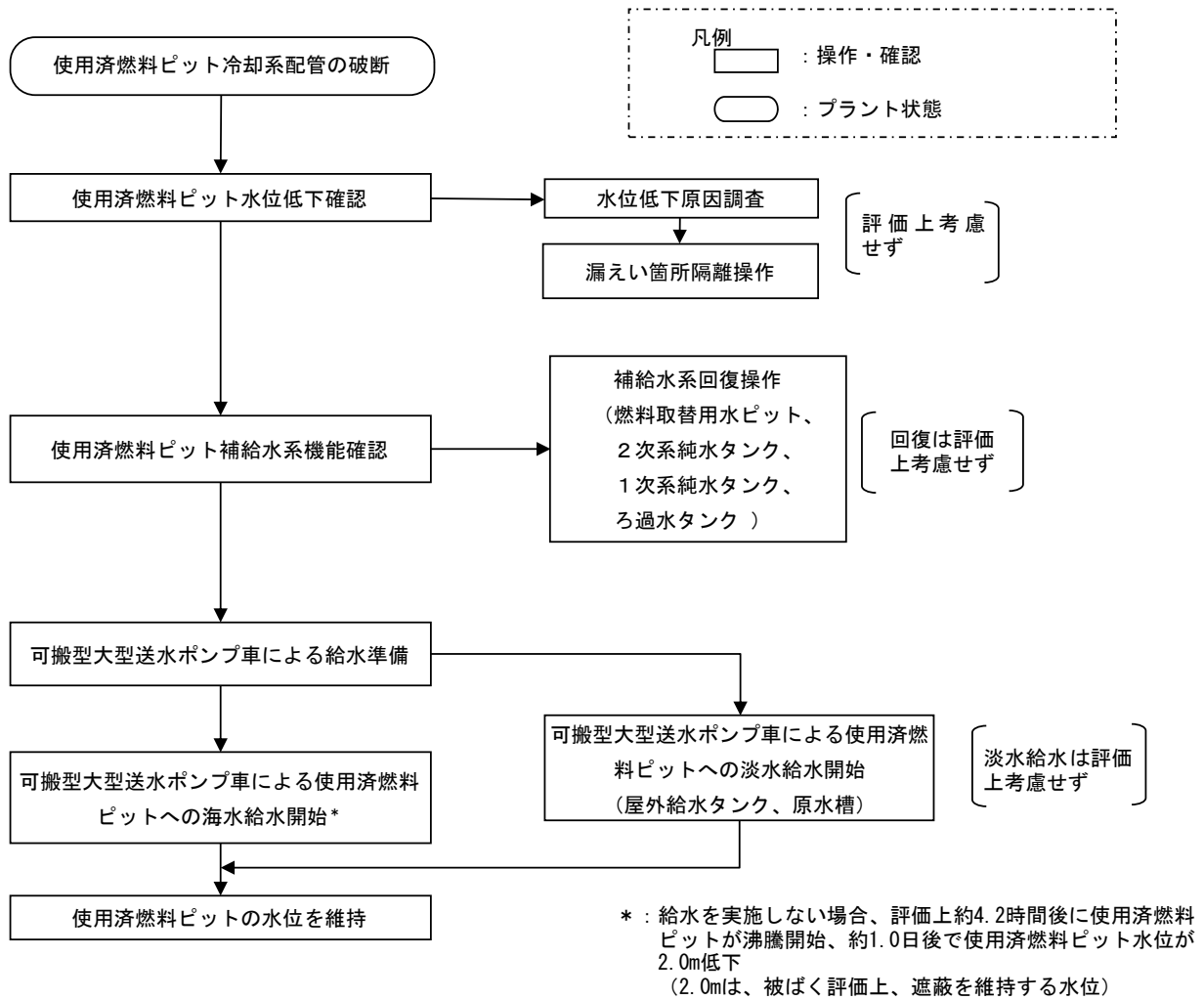
評価条件の不確かさが事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピットの崩壊熱の変動を考慮した場合においても、運転員の判断、手順、体制及び操作時間等の運転員操作、評価項目となるパラメータへの影響はないと考えられる。また、使用済燃料ピットの初期水温を運用管理上の保守的設定として警報設定値とした場合でも、ピット水位が2.0m低下する前に給水を開始することができる。

要員の確保について、重大事故等対策要員での対応により各重大事故等対策が必要となる時間までに実施することが可能である。また、必要な資源である、水源、燃料、電源について重大事故等対策の実施に必要な資源の確保により継続実施が可能である。

以上のことから、燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効であるとともに、必要な要員及び資源を確保することで7日間の継続実施が可能である。



第4.2.1図 想定事故2の重大事故等対策の概要図



第4.2.2図 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要

第4.2.3 想定事故2の作業と所要時間 (1)

●夜間・休日の初動対応要員

運転員	3号機中央制御室	実働要員数
運転員	6名	6名
	社員 【当番(指揮、通報)】	3名 ※5
	社員 【運転支援、電源、給水等】	(3号)3名
災害対策要員	協力会社 【運転支援、電源、給水等】	2名 ※4
	協力会社 【瓦礫撤去、給油ホース接続】	2名 ※6
	協力会社 【消防】	8名 ※6
	小計	26名
		21名
		余裕

●召集要員補席(425.7.17現在)

召集要員	325名
宮丘地区※1	104名
小計	429名

対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○運転員(3号機中央制御室対応要員) 3号機運転員(3名) ・発電課長(当直) ・運転員a	運転員a	【使用済燃料ピット温度、水位の監視】 【使用済燃料ピットポンプ停止操作(評価上考慮せず)】 【使用済燃料ピットポンプ停止 燃料取替用水ピットからの補給 燃料取替用水ピットからの補給 【運来し置所隣接操作(評価上考慮せず)】 【使用済燃料ピット冷却系統の隔離 【使用済燃料ピット補給水系機能回復操作(評価上考慮せず)】 ろ過水タンクからの補給	-	中央制御室
	運転員b	【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 燃料取替用水ピットからの補給 2次系納水タンクからの補給	-	原子炉建屋
○運転員(現場操作者) 3号機運転員(3名) ・運転員b,c,d	運転員c	【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 燃料取替用水ピットからの補給 2次系納水タンクからの補給	-	原子炉建屋
	運転員d	【使用済燃料ピット補給水系回復操作(評価上考慮せず)】 1次系納水タンクからの補給	-	原子炉補助建屋

対応要員の内訳	要員 ※3	作業内容	時間	作業場所
○災害対策要員(2名) ・A'(社員) ・B'(社員または協力会社)	災害対策要員 A, B'	●屋外給水タンクからの使用済燃料ピットへの補給(評価上考慮せず) ・ホース敷設・接続(T.P.31m～使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7 ●原水槽からの使用済燃料ピットへの補給(評価上考慮せず) ・ホース敷設・接続(T.P.31m～使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7 ●海水からの使用済燃料ピットへの補給 ・ホース敷設・接続(T.P.31m～使用済燃料ピット) ・ホース延長・回収車によるホース敷設・接続 ・可搬型大型送水ポンプ車の設置および送水 ※7	≤約1.0日	屋外給水タンク ～原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア 原水槽 ～原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア スクリーニング室 ～原子炉建屋背面の道路、 使用済燃料ピットエリア

※1:宮丘地区からの召集要員とは、社員社宅、みやおが寮、柏木寮、桜木寮、

はまなす寮

※2:地元4町村からの召集要員とは、宮丘地区を除く、地元4町村(岩内町、

共和町、油村、神直内村)

※3:要員数については実際の理學移動時間および作業時間を考慮した人員である。

ただし、今後の更なる要員の検討により変更が必要となる可能性がある。

※4:2名のうち、1名は社員、1名は社員または協力会社社員とする。

※5:社員(当番(指揮、通報))は、緊急時対応所にて、指揮または通報の対応を専断で行う。

※6:災害対策要員のうち、協力会社(瓦礫撤去、給油ホース接続)および協力会社(消防)は、それぞれの作業を専断で担当することから、他の作業およびサポート要員

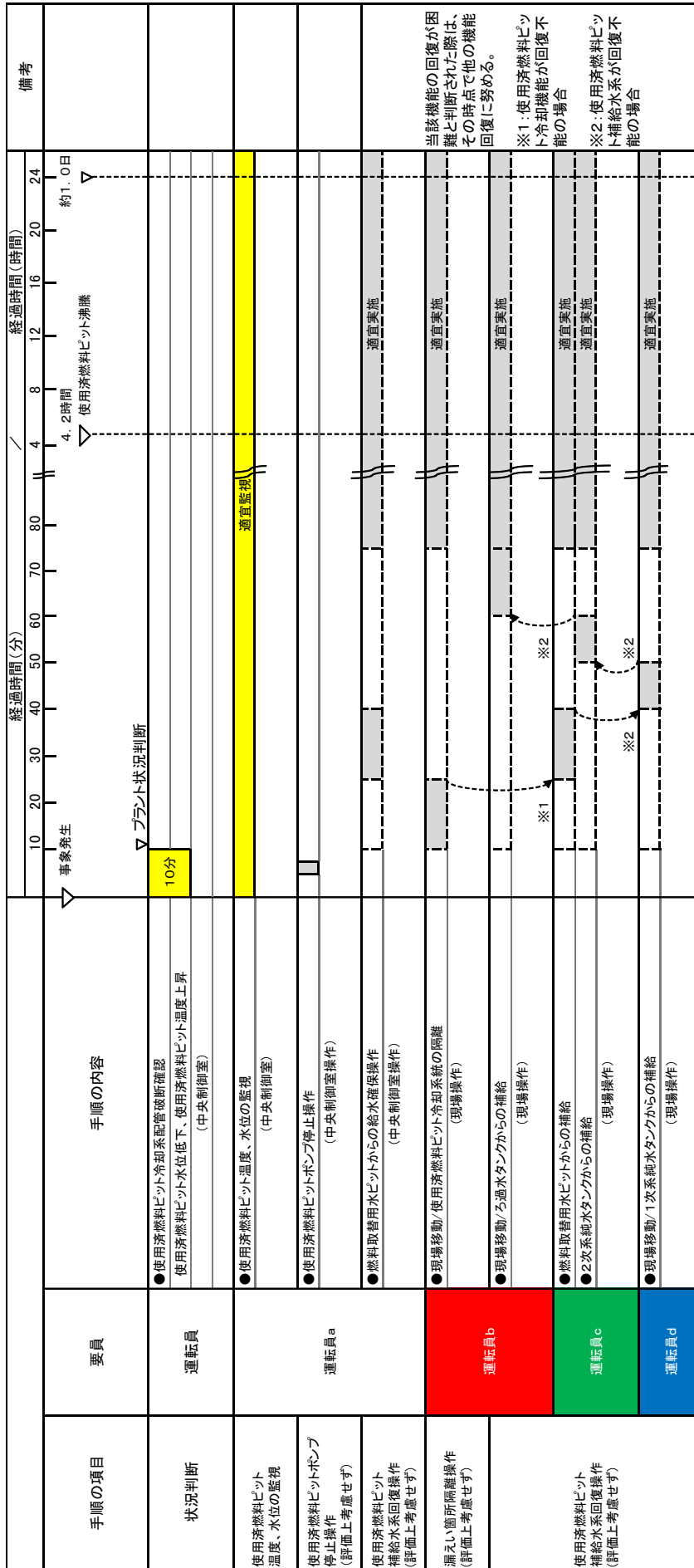
としては配属しない。したがって、それぞれが担当する作業が発生しない場合であっても、対応要員全員が作業している要記としている。

※7:可搬型大型送水ポンプ車1台が使用可能な水源へ移動し、使用済燃料ピットへの給水を実施する。

○要員人数	平日昼間に事故が発生した場合に十分な要員数を確保できるのは当然のことながら、夜間・休日においても、初動対応要員(運転員、災害対策要員)および召集要員(技術系社員)により、事故収束作業に必要な要員が確保できる体制となっている。
-------	--

★初動対応開始後、サポート要員5名を中央制御室に待機させ、通値手段の不具合や要員の受働など不測の事態に備える。

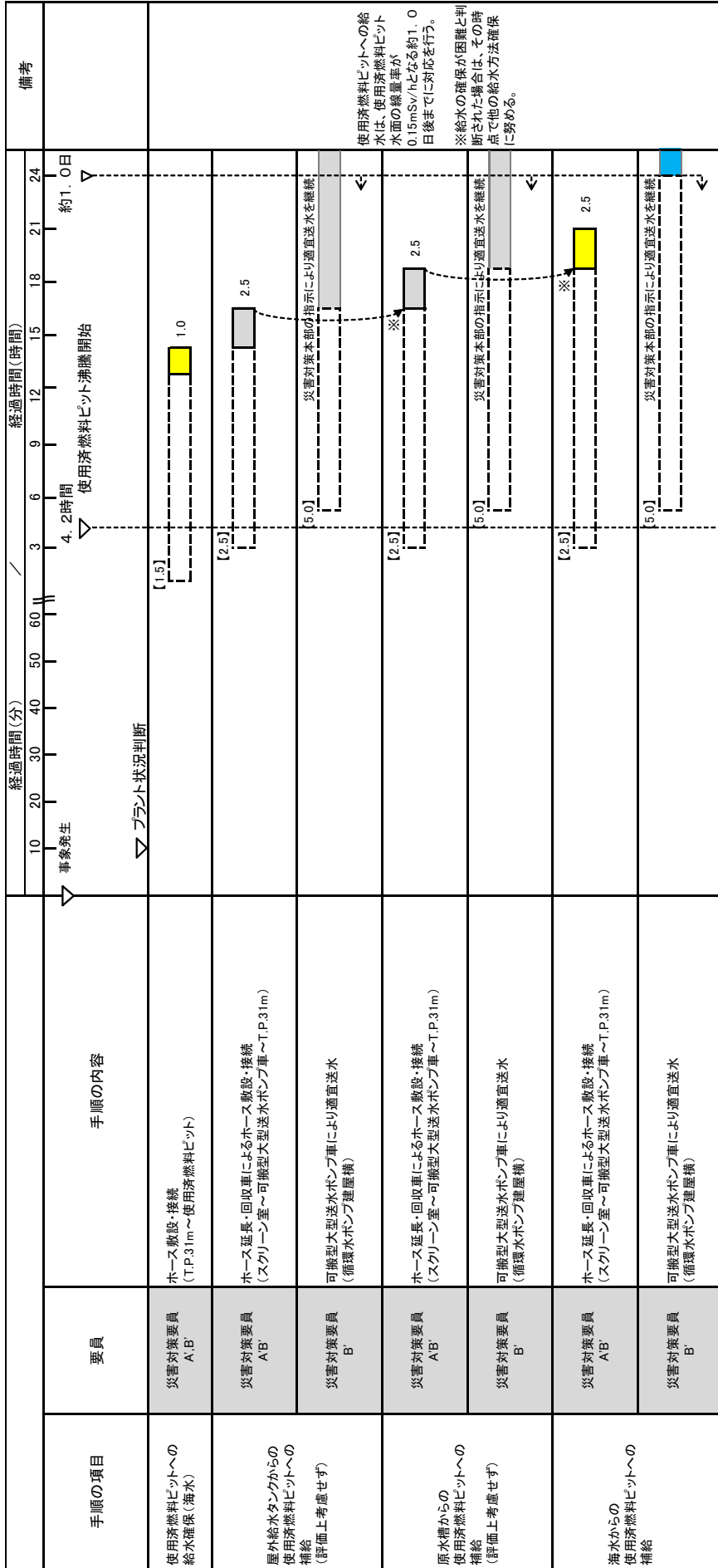
第 4.2.3 図 想定事故 2 の作業と所要時間 (2)



各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。



第 4.2.3 図 想定事故 2 の作業と所要時間 (3)



各操作・作業の必要時間については、実際の現場移動時間および作業時間を確認した上で算出している。

凡例



災害対策要員 A'	通信手段	通信先
B'	衛星携帯電話、トランシーバー	災害対策本部、屋外
	トランシーバー	屋外

第 4.2.4 図 使用済燃料ピットの 100℃到達時間評価結果

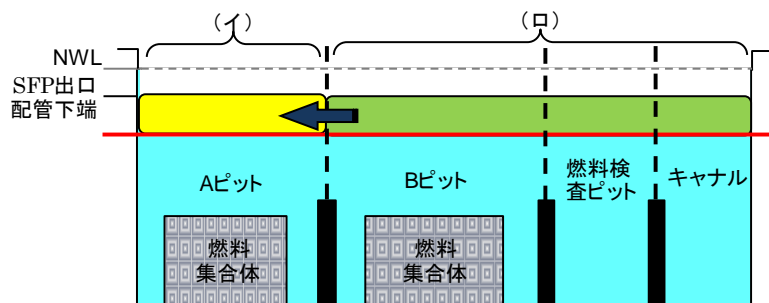
	水量	崩壊熱※1	評価結果
① Aピット	約630m ³	9.813MW	約4.2時間
② Bピット	約900m ³	10.382MW	約5.8時間

※1：当該ピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

第 4.2.5 図 使用済燃料ピットの水位低下時間評価結果

(イ) 水位低下時間 (Aピット)

	評価結果
③2.0m分の評価水量 (Aピット)	約120m ³
④崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
⑤2.0m水位低下時間 (③/④)	約6.2時間



(イ)：Aピットの水の蒸散
 (ロ)：他ピットから流れ込む水の蒸散

(ロ) 水位低下時間 (他ピット)

	評価結果
⑥2.0m分の評価水量 (他ピット)	約242m ³
Bピット	約180m ³
A、Bピット間	約3m ³
燃料取替チャンネル	約23m ³
燃料検査ピット	約36m ³
⑦評価水量が100℃に達する時間	約1.1時間
⑧崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
⑨2.0m水位低下時間 (⑥/⑧)	約12.6時間
⑩合計 (⑦+⑨)	約13.7時間

第 4.2.1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (1 / 2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下確認	使用済燃料ピット水位が低下し、使用済燃料ピット出口配管下端高さで水位低下が停止することを確認した場合は、使用済燃料ピット冷却系配管破断と判断し対応処置を行う。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度^{*1}
使用済燃料ピット補給水系機能の確認	使用済燃料ピットへの補給の水源となる燃料取替用水ピット、1次系純水タンク、2次系純水タンクおよびろ過水タンクを確認し、補給可否を判断する。いずれも補給不能である場合は、使用済燃料ピット補給水系機能喪失と判断し対応処置を行う。	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位^{*1} 使用済燃料ピット温度^{*1} 使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} 使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水準備	淡水源である代替屋外給水タンクおよび原水槽の状態を確認し、淡水源からの給水が可能であれば水源に可搬型大型送水ポンプ車を配車するとともに、使用済燃料ピットまでホースの敷設・接続を行う。淡水源が使用不能である場合は、海水取水箇所へ配車およびホースの敷設・接続を行う。	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 ホース延長・回収車 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位^{*1} 使用済燃料ピット温度^{*1} 使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} 使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの給水	可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへの給水を行う。使用済燃料ピットへの補給操作においては、ピット出口配管下端水位到達を目安に可能最大流量にて補給し、ピット出口配管下端水位到達後は、適宜流量調節を実施し、ピット出口配管下端水位を維持する。	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 ホース延長・回収車 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット温度^{*1} 使用済燃料ピット監視カメラ^{*1} 使用済燃料ピットエリアモニタ^{*1}

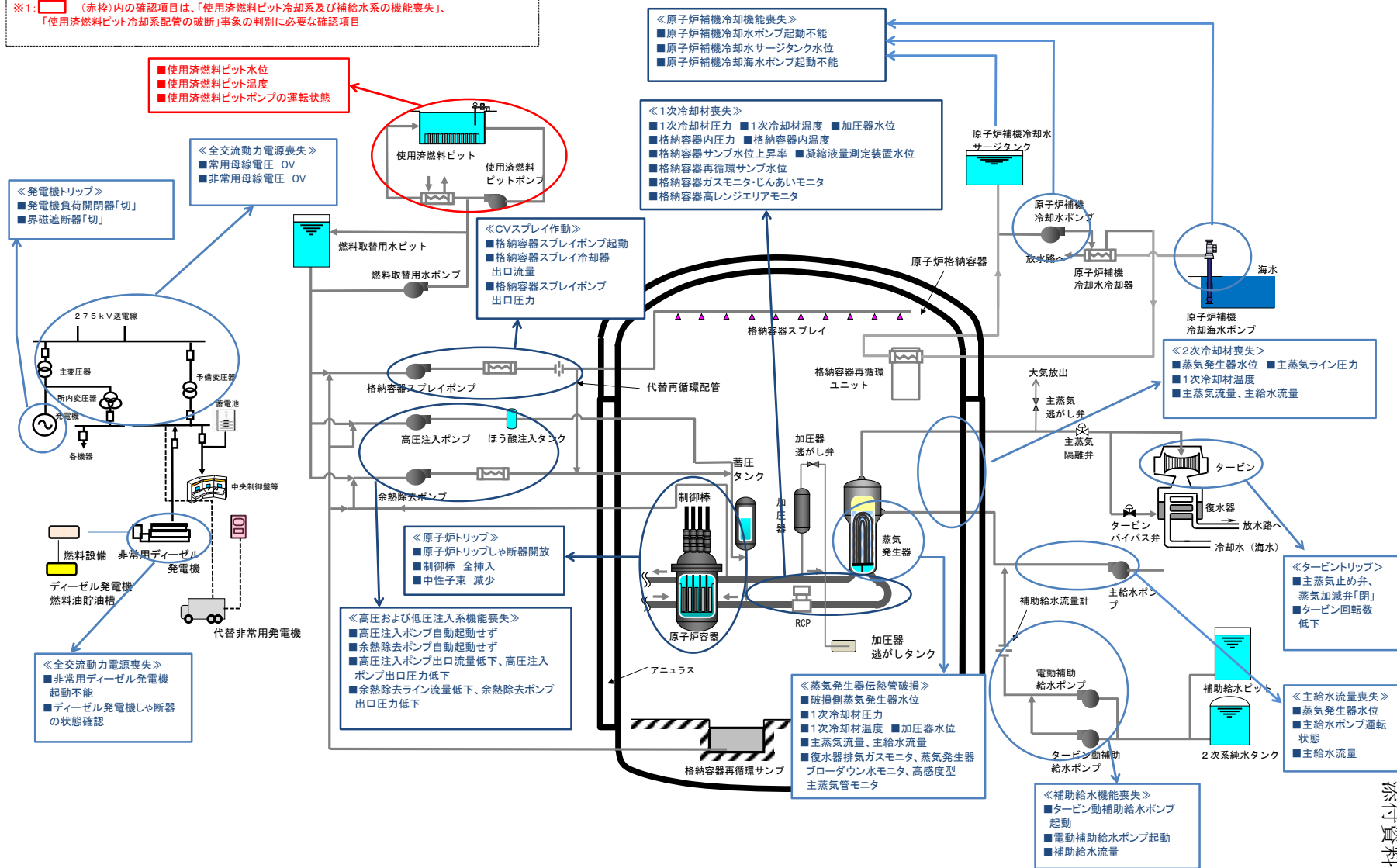
*1：適宜監視

第 4.2.2 表 主要解析条件

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
使用済燃料ピット 崩壊熱	11.508MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵されている使用済燃料及び1号及び2号機から輸送された使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を設定。 崩壊熱は以下により算出する。 FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (添付資料 4.4)
事象発生前 使用済燃料ピット水温	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき設定 (添付資料 4.5)
使用済燃料ピットに 隣接するピットの状態	Aピット、Bピット、検査ピット およびチャンネル接続	燃料取出直後の状態を想定していることから、燃料取出中のピット状態に基づき設定 (添付資料 4.6)
放射線の遮蔽が維持される 水位	燃料頂部から 4.25m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位。NWL-3.37m に相当。 (添付資料 4.7)
冷却系配管の破断による水 位低下量	通常水位 (NWL) -1.35m	使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水が流出した場合を想定し設定 (添付資料 4.11)
蒸発による水位低下量、 蒸発水量および水密度	水位低下量：2.0m 蒸発水量：約 362m ³ 水密度：958kg/ m ³	冷却系配管の破損による水位低下後、放射線の遮蔽が維持される水位 (NWL-3.37m) までの許容水位低下量として 2.0m と設定。蒸発水量は当該水位低下量および使用済燃料ピット設計値に基づき算出。水密度は 100℃の水の密度を用いる。 (添付資料 4.8)

事故発生直後に確認すべき主要パラメータおよび動作機器 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の機能喪失)(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)

※1: (赤枠)内の確認項目は、「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の機能喪失」、「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」事象の判別に必要な確認項目

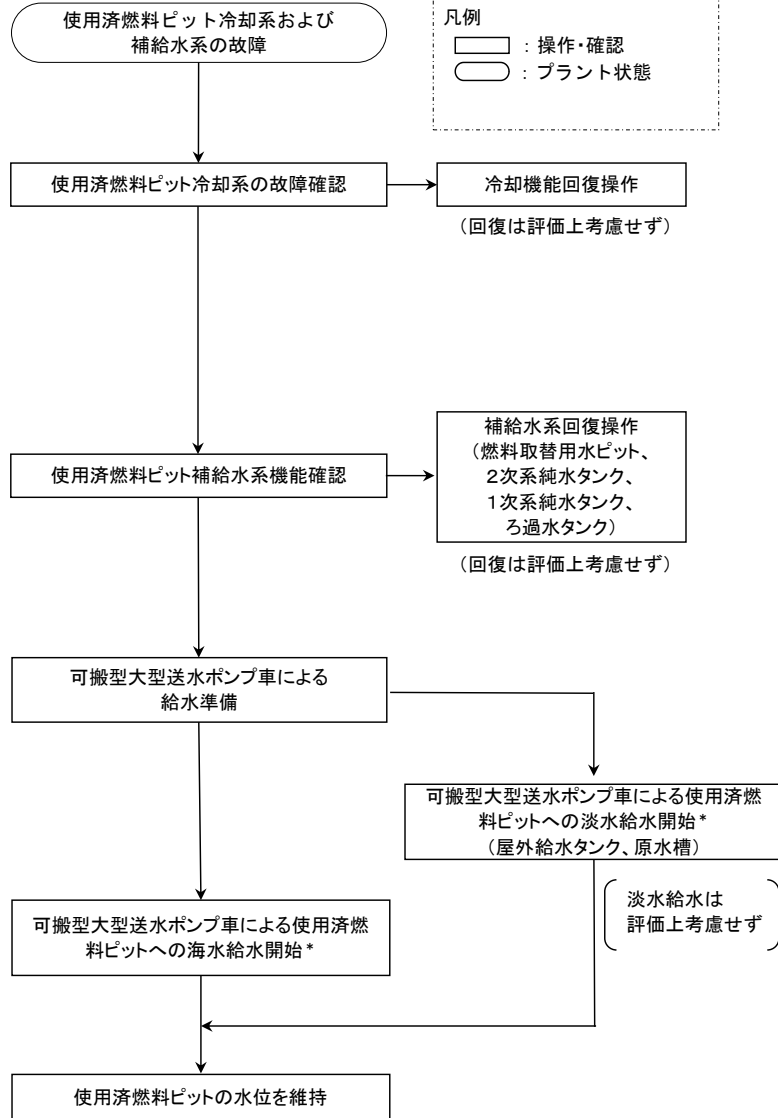


添 4.1-1

添付資料4.1

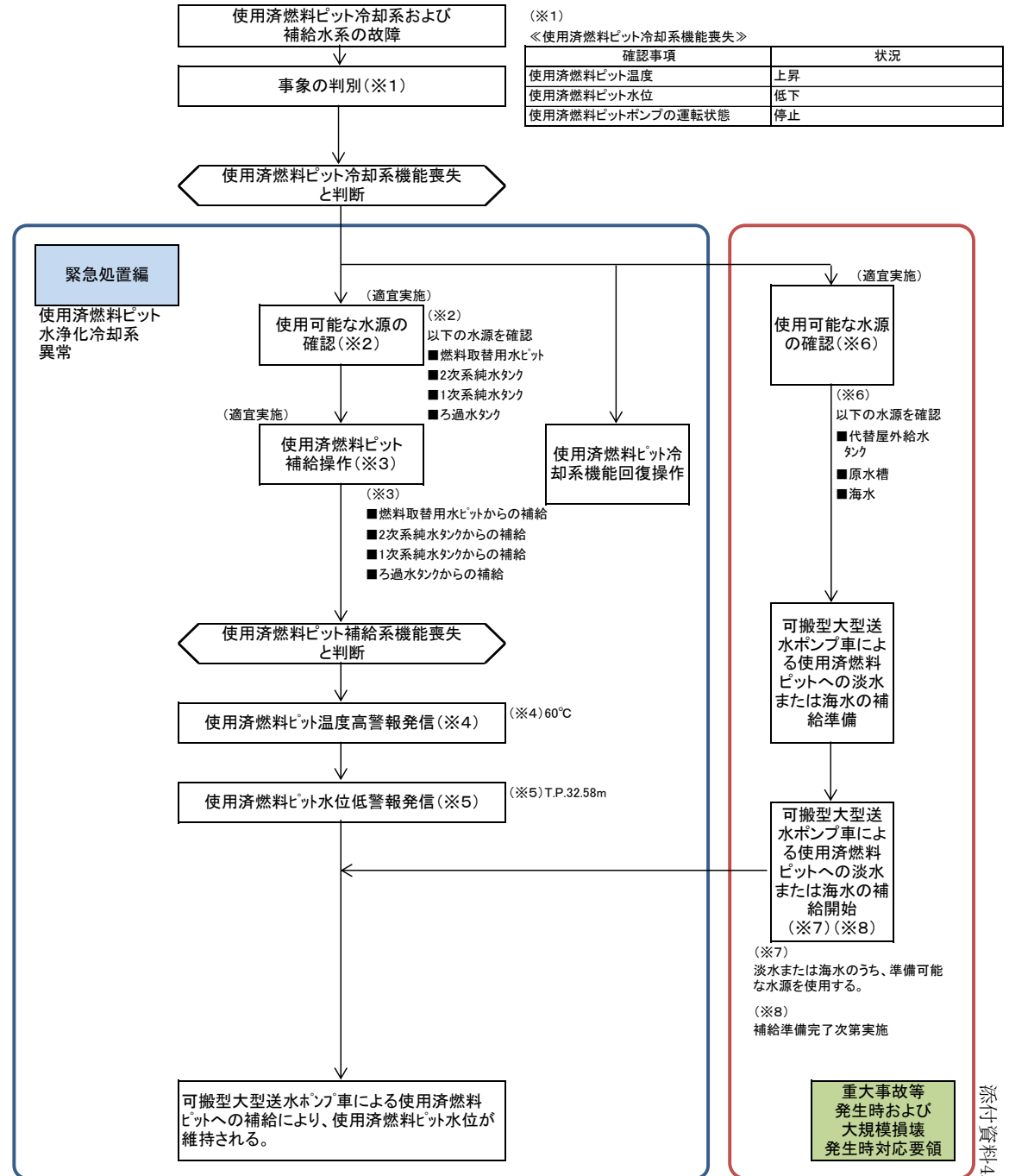
有効性評価における対応手順(『評価』と『運転要領』との比較)【想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の機能喪失)】

【評価上の対応手順の概要フロー】



* : 給水を実施しない場合、評価上約4.9時間後に使用済燃料ピットが沸騰開始、約1.6日後で使用済燃料ピット水位が約3.3m低下(約3.3mは、被ばく評価上、遮蔽を維持する水位)

【運転要領(案)】



(※1)
《使用済燃料ピット冷却系機能喪失》

確認事項	状況
使用済燃料ピット温度	上昇
使用済燃料ピット水位	低下
使用済燃料ピットポンプの運転状態	停止

緊急処置編
使用済燃料ピット水浄化冷却系異常

(※7)
淡水または海水のうち、準備可能な水源を使用する。
(※8)
補給準備完了次第実施

重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領

使用済燃料ピット補給手段について

使用済燃料ピットへの補給は、燃料取替用水ピット、1次系純水タンク、2次系純水タンク、ろ過水タンク、代替屋外給水タンク、原水槽および海水を水源とし、使用済燃料ピット水位を適宜確認しながら、恒設設備または可搬型大型送水ポンプ車により、下記の補給順序に従い水源を選択し補給を継続する。

上記の水源のうち、燃料取替用水ピットについては耐震 S クラスであり、代替屋外給水タンクについては、基準地震動 Ss に対して耐震性を有していることを確認している。また、重大事故等に対処するための複数の淡水源としては、代替屋外給水タンク、2次系純水タンク※およびろ過水タンク※を淡水源として考慮している。

なお、海水以外の水源については、地震等により使用できない場合もあることから、各タンクの状態を確認の上使用する。最終的な水源としては海水を補給水源とする。

※：耐震 C クラス

<補給水源の優先順位について>

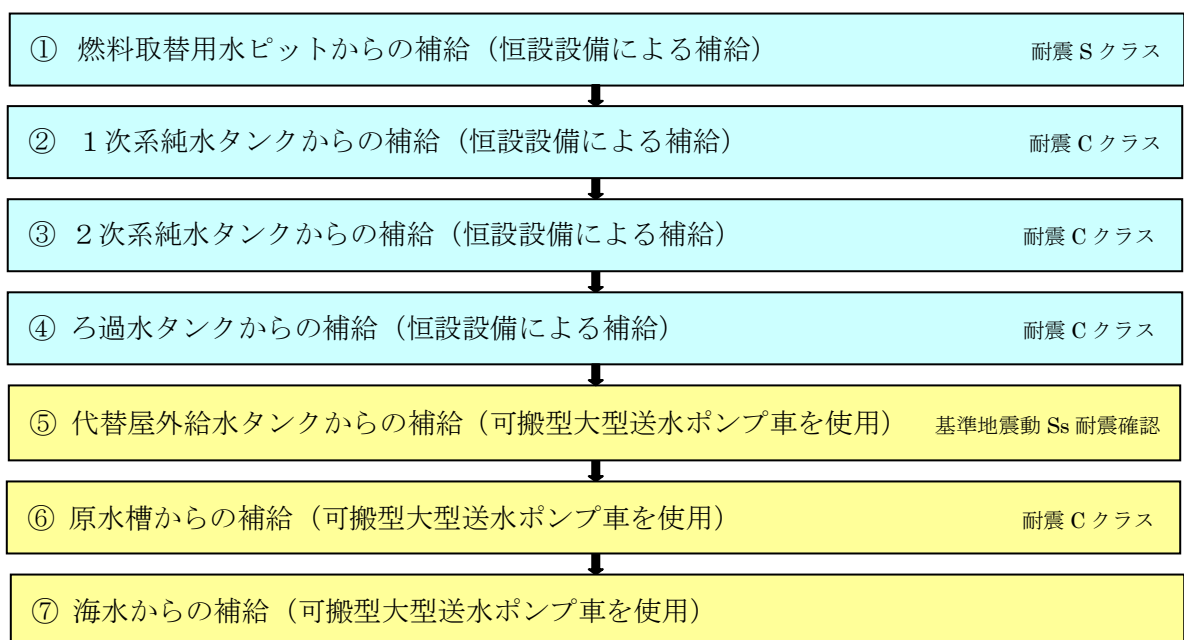
- ・使用済燃料ピット冷却系および補給水系の機能喪失の場合は、蒸発による水位低下であるため、補給水源としては必ずしもほう酸水である必要はない。また、配管破断等による水位低下の場合も同様であるが、ほう酸水を優先とする。

なお、ほう酸水および淡水による補給準備もしくは補給中においては、使用済燃料ピット水位および使用済燃料ピットエリアモニタを常時監視すると共に、必要な補給流量が確保できていない場合等については、速やかに補給流量を調節もしくは海水を含め他の補給手段を選択する。

<水位回復および水位調整について>

- ・使用済燃料ピット水位低下に対する補給操作においては、NWL (T. P. 32. 66m) 水位を目安に可能最大流量にて補給し、NWL 水位到達後は各補給ラインにて流量調節が可能なことから、適宜流量調節を実施し、NWL 水位を維持する手順としている。

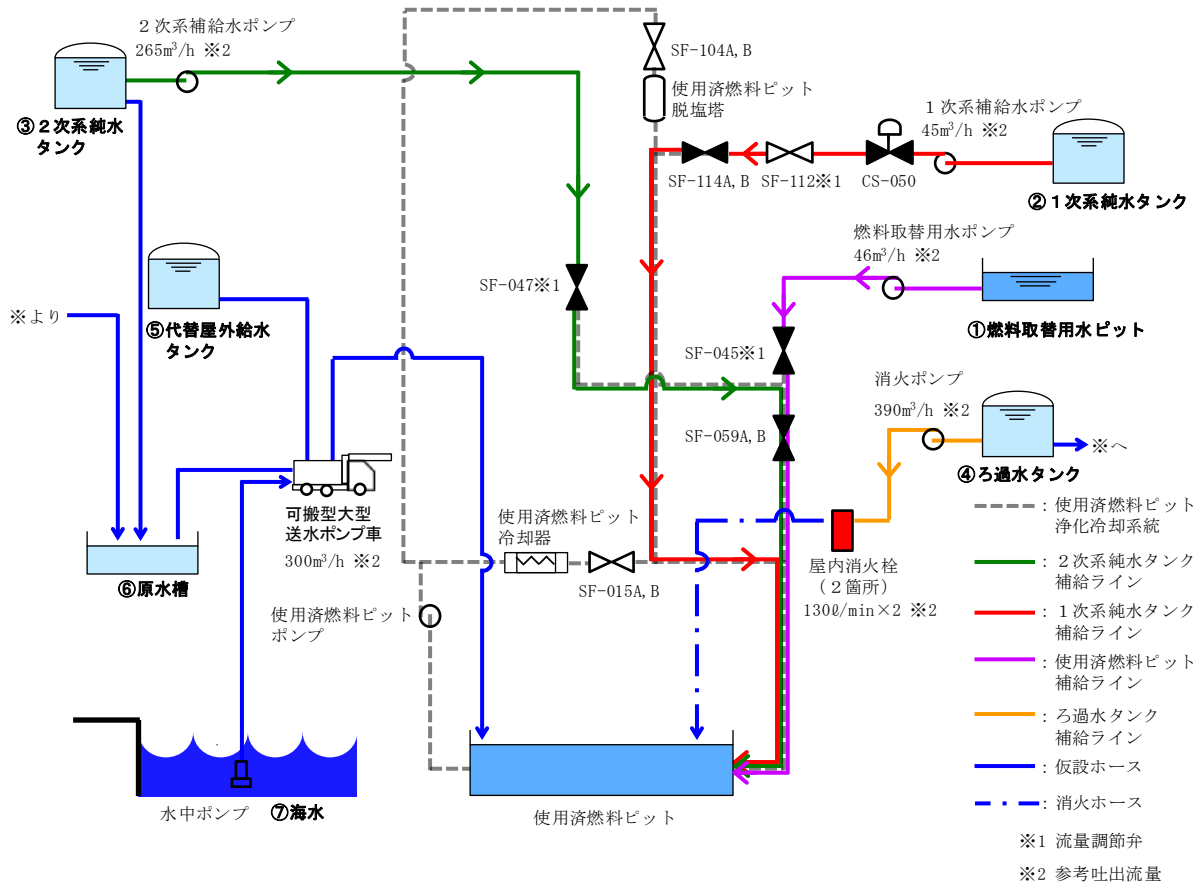
なお、使用済燃料ピット出口配管破断による水位低下の場合においては、使用済燃料ピット出口配管の接続位置 (T. P. 31. 31m) 水位を目安とする。



建屋内設備による補給

屋外設備による補給

【使用済燃料ピット補給概要図】



崩壊熱及び必要補給水流量（使用済燃料ピット）

1. 給水流量計算に用いた崩壊熱

使用済燃料ピットの蒸発時間および必要補給水流量評価に必要な使用済燃料ピット保管燃料の崩壊熱の評価は以下のとおり設定した。

- ・使用済燃料ピットには、原子炉の運転停止後全炉心分の燃料を取り出した時点における全炉心分の燃料（MOX燃料 40 体、ウラン燃料 117 体、計 157 体）、以前から貯蔵されている使用済燃料及び 1，2 号機から輸送された使用済燃料*¹を考慮し、使用済燃料ピット貯蔵容量一杯に保管されているものとする。
- ・使用済燃料については、3 号機の使用済燃料は定期検査ごとに約 1/3 炉心分（MOX燃料 16 体、ウラン燃料 39 体、計 55 体）が貯蔵され、1，2 号機の使用済燃料は、2 年の冷却期間を経て 1 サイクルごとに約 1/3 炉心分（1 号機 40 体、2 号機 40 体）が輸送されるとし、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで燃料を貯蔵した場合の崩壊熱を想定する。

なお、核分裂生成物（FP）崩壊熱に関しては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）」においてその使用が認められている日本原子力学会推奨値*²（不確定性（3 σ A）込み）を用い、アクチニド崩壊熱に関しては、十分実績のある ORIGEN2 コード評価値（不確定性（20%）込み）を用いた。

崩壊熱評価条件を表 1 にまとめて示す。また、この条件に基づき評価した使用済燃料ピットの熱負荷の内訳を表 2 に示す。

- * 1：3 号機の使用済燃料ピットは、1，2，3 号機共用設備としており、1，2 号機の使用済燃料は、各プラントの使用済燃料ピットで 2 年以上冷却した後、使用済燃料輸送容器に入れて 3 号機使用済燃料ピットへ運搬・貯蔵する。
- * 2：「崩壊熱の推奨値とその使用法」（社団法人 日本原子力学会 原子炉崩壊熱基準専門委員会）

表1 崩壊熱評価条件※1

	泊発電所3号機		
	3号機燃料		1、2号機燃料
	MOX燃料	ウラン燃料	
燃焼条件	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 35,000MWd/t※2 1回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu含有率： 4.1wt%濃縮ウラン相当 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度： 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度： 4.8wt% 	
運転期間	13ヶ月	同左	同左
停止期間（定期検査での停止期間）	30日	同左	同左
燃料取出期間	7.5日	同左	2年冷却後輸送

※1：泊発電所3号機 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請（平成21年3月申請）安全審査におけるSFP冷却設備の評価条件

※2：MOX燃料は、2回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取り出し時の燃焼度が30GWd/tを超えることも考えられることから、2回照射MOX燃料の燃焼度は最高燃焼度の2/3である30GWd/tより高めの35GWd/tに設定している。なお、安全審査等での評価に用いたMOX燃料平衡炉心における2回照射取出MOX燃料の燃焼度の最高値は34.2GWd/tであり、35GWd/tに包絡される。

表2 使用済燃料ピット熱負荷

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱(MW)	取出燃料数	崩壊熱(MW)		取出燃料数	崩壊熱(MW)
今回取出	7.5日	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—
今回取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—
今回取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	1008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数※2	1,441体		崩壊熱		11.508MW		

※1 : 2回照射 MOX 燃料8体、3回照射 MOX 燃料8体

※2 : 泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

2. 給水流量の評価

使用済燃料ピットへの必要給水流量は、使用済燃料ピット保管燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸発水量 $\Delta V / \Delta t$ [m³/h]として、以下の式で計算した。

$$\Delta V / \Delta t \text{ [m}^3\text{/h]} = Q \text{ [MW]} \times 10^3 \times 3,600 / (\rho \text{ [kg/m}^3\text{]} \times hfg \text{ [kJ/kg]}) \text{ }^{*1}$$

$$\rho \text{ (飽和水密度)} : 958 \text{ kg/m}^3 \text{ }^{*2}$$

$$hfg \text{ (飽和水蒸発潜熱)} : 2,256.5 \text{ kJ/kg} \text{ }^{*3}$$

$$Q \text{ (使用済燃料ピット崩壊熱)} : 11.508 \text{ MW} \text{ }^{*4}$$

※1 : $(\rho \times \Delta V)$ [kg]の飽和水が蒸気になるための熱量は $hfg \times (\rho \times \Delta V)$ [kJ]で、使用済燃料の Δt 時間あたりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。

なお、保有水は保守的に大気圧下での飽和水 (100℃) として評価している。

※2 : 物性値の出典 国立天文台編 2011年「理科年表」

※3 : 1999 日本機械学会蒸気表

※4 : 燃料取出スキーム参照

以上から、崩壊熱による保有水の蒸発を補うための必要給水流量は、蒸発水量 $\Delta V / \Delta t$ [m³/h]と等しく、約 19.16m³/h となる。

使用済燃料ピットの初期水位・水温について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用および実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

(1) S F P 初期水位 (NWL : T.P.32.66m)

S F P 水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P.32.58m) を下回らないよう、通常は水位 NWL±0.05m を目安に管理運用している。よって、最適評価として初期水位を NWL に設定した。

(2) S F P 初期水温 (40°C)

S F P 初期水温は、燃料取出し完了後の S F P 水温の実測値に基づき設定した。至近の泊発電所における定検時の燃料取出し完了後～燃料装荷までの S F P 水温実測値の最高値を以下に示す。

a. 泊発電所 3 号機

定検回数 (年度)	1 回 (2011)	2 回 (2012)
SFP 水温	21.8	29.5

b. 泊発電所 1 号機

定検回数 (年度)	1 4 回 (2007)	1 5 回 (2008)	1 6 回 (2009)	1 7 回 (2011)
SFP 水温	25.0	35.0	23.5	31.8

c. 泊発電所 2 号機

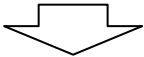
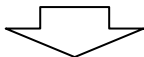
定検回数 (年度)	1 3 回 (2008)	1 4 回 (2009)	1 5 回 (2010)	1 6 回 (2011)
SFP 水温	31.5	24.5	29.0	43.0

以上に示すとおり、S F P 水温の最高値は約 21°C～43°Cの間で分布しており、初期水温を 40°Cとすることは最適評価として妥当と考える。

なお、使用済燃料ピット水に温度分布が生じている可能性もあるが、水温計は使用済燃料ピットの NWL から約 0.5m 下部が計測点であり、使用済燃料ピット（床レベル～NWL：11.96m）の水面付近の水温を計測している。よって、計測値は水温の比較的高い部分の温度を示していると考えられる。

また、仮に初期水位・水温が運用管理上の保守的設定として警報設定値となった場合の必要遮蔽厚さまでの水位低下時間を表 1 に示す。保守的設定で評価した場合の水位低下時間は想定事故 1 で約 1.5 日、想定事故 2 で約 0.9 日となるが、今回の有効性評価で示している使用済燃料ピットへ給水可能となる時間は事象発生後数時間程度であり、成立性に影響を与えるものではない。

表 1 SFP 水位低下時間評価条件、評価結果

今回の有効性評価条件、 評価結果	保守的設定とした評価条件、 評価結果
(評価条件) ・初期水位：NWL ・初期水温：40℃  (評価結果) ・想定事故 1：1.65 日 ・想定事故 2：1.01 日	(評価条件) ・初期水位（警報設定値）：NWL-0.08m ・初期水温（警報設定値）：60℃  (評価結果) ・想定事故 1：1.53 日 ・想定事故 2：0.94 日

使用済燃料ピットに接続されるピットについて

使用済燃料ピットAピットとBピットは、連通堰により常時接続された状態である。Bピットは燃料検査ピット（燃料検査ピットはさらに燃料取替チャンネルと接続）及びキャスクピットと連通堰により繋がっており、SFPゲートによりこれらのピットと仕切ることが可能である。（図1参照）

有効性評価においては、燃料取出中を想定し、AピットとBピットに燃料検査ピットとチャンネルが接続され、キャスクピットはSFPゲートにより仕切られ、水がない空の状態である。

SFPゲートの遮水機能には十分な信頼性があり水が漏出する可能性は極めて低いが、万一SFPゲートの遮水機能が喪失した場合においても、使用済燃料ピット水位は遮蔽設計基準水位を下回らないことを確認した。

1. 使用済燃料ピットに接続されるピット状態の影響

今回の有効性評価の条件として想定した定検中（燃料取出中）の状態と、運転中（燃料装荷後）の状態に対し、それぞれ表1の条件に基づき評価した結果を表2に示す。使用済燃料ピット水位低下時間評価結果は、今回の評価に用いた定検中（燃料取出中）の状態の方が、運転中（燃料装荷後）に比べて厳しい。

- : 運転中（Aピット、Bピット）
- : 停止中（Aピット、Bピット、燃料検査ピット、燃料取替チャンネル）

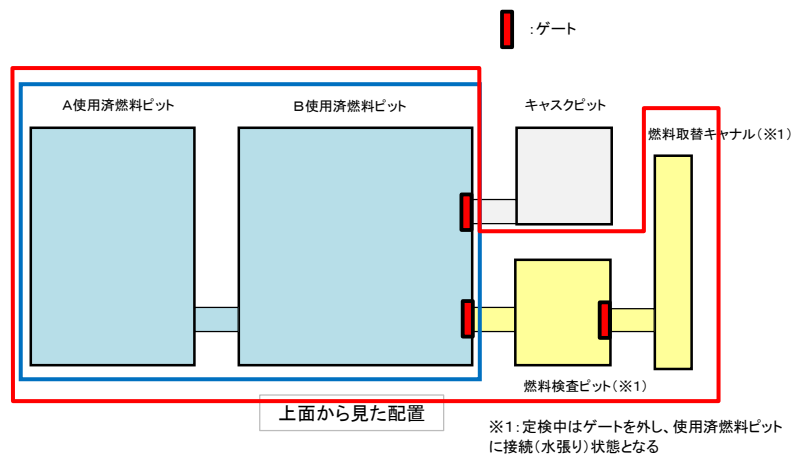


図1 泊3号機使用済燃料ピット周辺レイアウト

表 1 SFP水位低下時間評価条件

	定検中（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
SFP 崩壊熱	11.508MW ・原子炉停止からの期間：7.5日 ・原子炉から一時的に取り出された燃料全てを SFP に保管	5.122MW ^{※1} ・原子炉停止からの期間：30日 ・原子炉から一時的に取り出された燃料のうち、1回及び2回照射燃料は炉心に再装荷
SFP に接続されるピットの状態 ^{※2}	Aピット、Bピット、燃料検査ピット及びキャナル接続	Aピット及びBピットのみ接続（燃料検査ピット及びキャナルは切り離し）
蒸発水量	想定事故 1：630m ³ 想定事故 2：362m ³	想定事故 1：525m ³ 想定事故 2：303m ³
SFP 初期水温	40℃	30℃

※1：表3参照

※2：図1参照

表 2 SFP水位時間評価結果

	定検中（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
想定事故 1	約 1.6 日	約 3.3 日
想定事故 2	約 1.0 日	約 2.1 日

表3 燃料取出スキーム（運転中）

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱(MW)	取出燃料数	崩壊熱(MW)		取出燃料数	崩壊熱(MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.0841	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数※2	1,339体		崩壊熱		5.122MW		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

2. SFP ゲート遮水機能の信頼性について

SFP ゲートは、ゲート受金具及びゲート受金物により連通部の SFP 壁面に取付け、ピット水からの水圧により SFP 壁面に押し付けられ、ゲートパッキンに面圧が発生し遮水機能を発揮する（図 2）。

想定事故 1（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の機能喪失）及び想定事故 2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）において想定される状況においても以下のとおり遮水機能に問題はない。

① ピット水の温度上昇

ゲートパッキン（図 3）の材質は耐熱性に優れたシリコンゴムであり、100℃での耐水試験においても硬さ変化等が規格値を満足している。また沸騰により水が流動する状態になるが、水圧と比較するとその影響は僅かであり、遮水機能に影響はない。

② ピット水の水位低下

水位低下が発生した場合も、ピット水面からの深さに対して発生する水圧は同じであり、シール性には影響はない。

③ 地震発生時の影響

SFP ゲートには水圧による大きな力が掛かり地震によりゲートが外れることはないことを確認している。

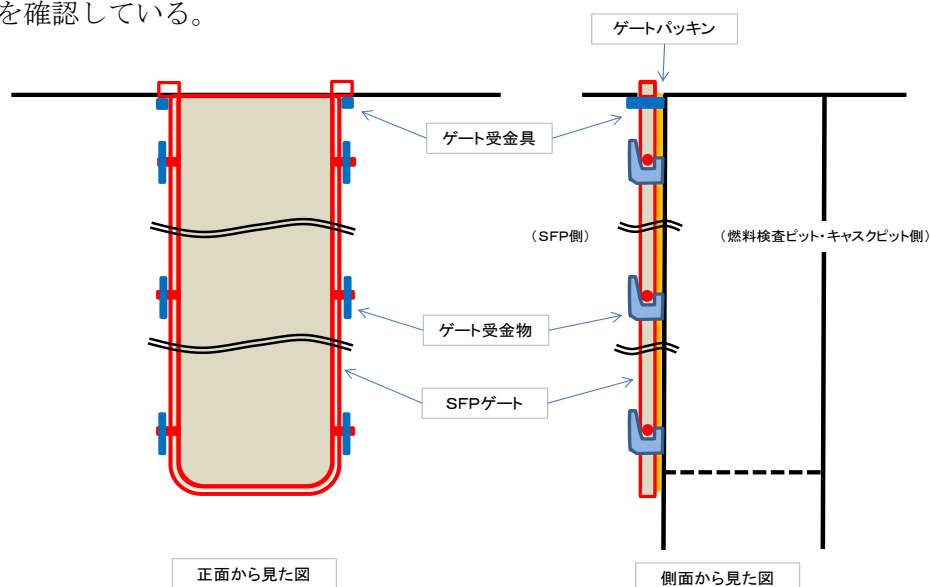


図 2 SFP ゲートの概要

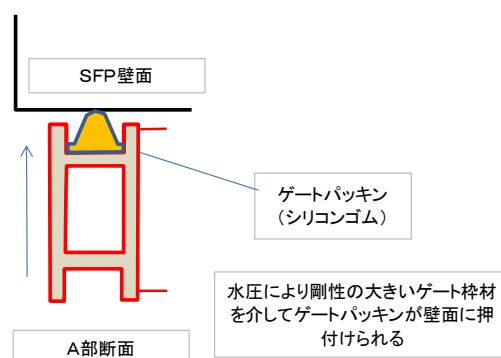
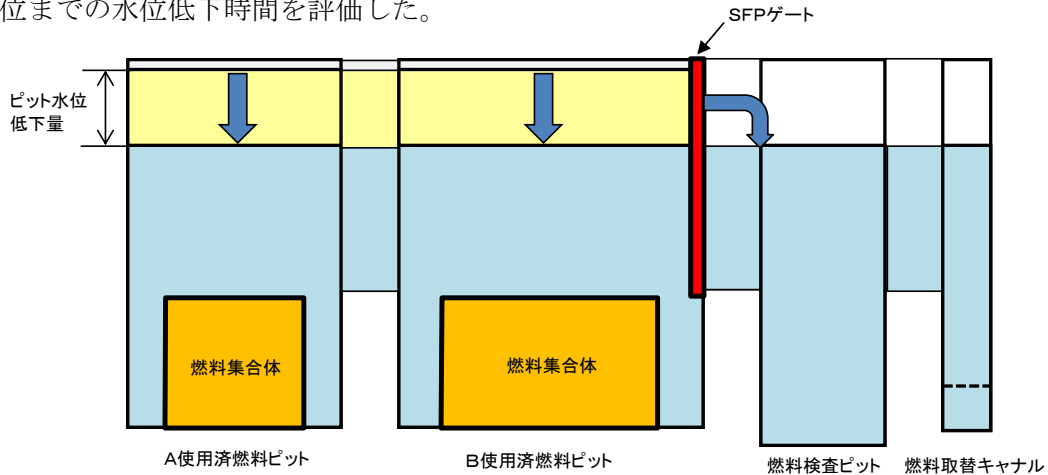


図 3 ゲートパッキンの概要

3. 使用済燃料ピットのゲートの遮水機能が喪失した場合の評価

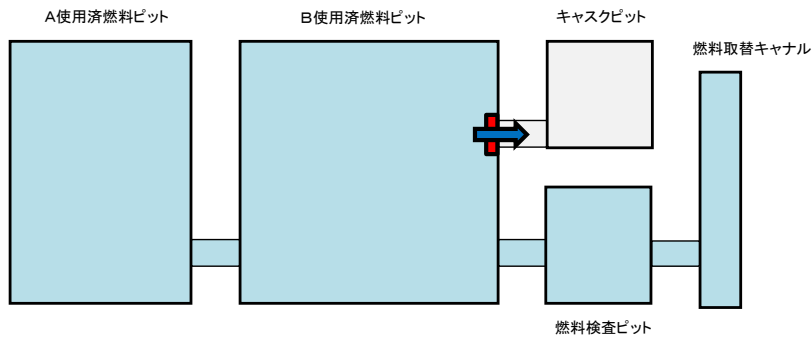
万一、使用済燃料ピットのゲートが外れること等によりゲートが遮水機能を喪失し使用済燃料ピット水が他ピットへ流出した場合の水位低下量、およびこの水位が下がった状態での使用済燃料ピット水の崩壊熱による温度上昇および蒸発による遮蔽設計基準水位までの水位低下時間を評価した。



○評価条件

- ・ 事象発生時の使用済燃料ピット水位はNWLとする。
- ・ 使用済燃料ピットに接続されるピットの状態は以下のとおりとする。

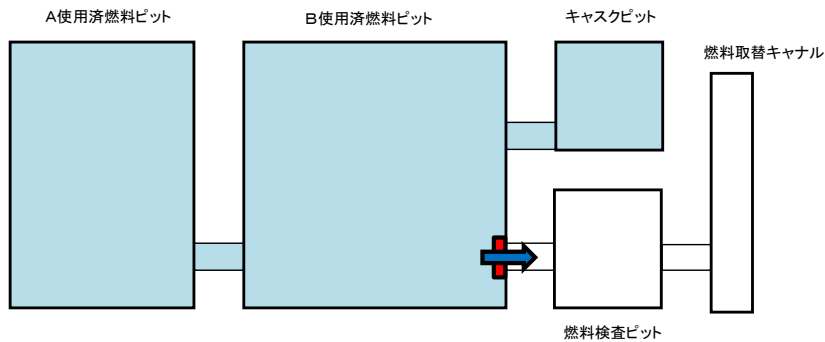
①定検中：Aピット、Bピット、燃料検査ピット及びキャナル接続



②運転中：Aピット、Bピットおよびキャスクピット※1接続

※1：運転中は、水運用のため燃料検査ピット又はキャスクピットと接続している。

本評価では、より容量の小さいキャスクピットと接続しているものとする。



- ・ゲートが外れたと同時に使用済燃料ピット冷却系および補給水系が機能喪失したものと、使用済燃料ピット水の温度上昇および蒸発による遮蔽設計基準水位までの水位低下時間を評価する。

○評価結果

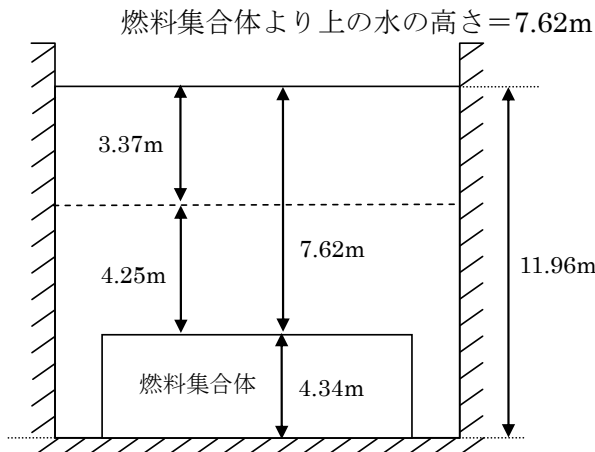
	ゲートが外れることによるピット水位低下量	NWL-3.3mまでの水位低下時間
定検中	1.2m	約1.1日
運転中	2.2m	約1.7日

万が一ゲートの遮水機能が喪失しても水位低下は運転中で2.2mであり、遮蔽設計基準水位を満足できる。また、SFP水が沸騰し遮蔽設計基準水位まで下がる時間は定検中で約1.1日であるが、給水準備に要する時間は数時間であるため、水位が遮蔽設計基準水位まで低下する前に給水を開始することが可能である。

使用済燃料ピット保有水高さ と 遮蔽機能について

以下のとおり、使用済燃料ピット保有水の水位が 3.37m 低下した場合でも、使用済燃料ピット中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値を超えない範囲である。

(1) 使用済燃料ピット保有水高さ



水位 3.37m 低下しても燃料頂部より上に十分な遮蔽厚さの水量 (4.25m 分) を有しており、使用済燃料ピットへの給水等の作業に支障はない。

(2) 必要遮蔽厚

図 1 から 4.25m 以上
(計算方法を (4) に示す)

(3) 許容水位低下量

$$7.62 - 4.25 = 3.37\text{m}$$

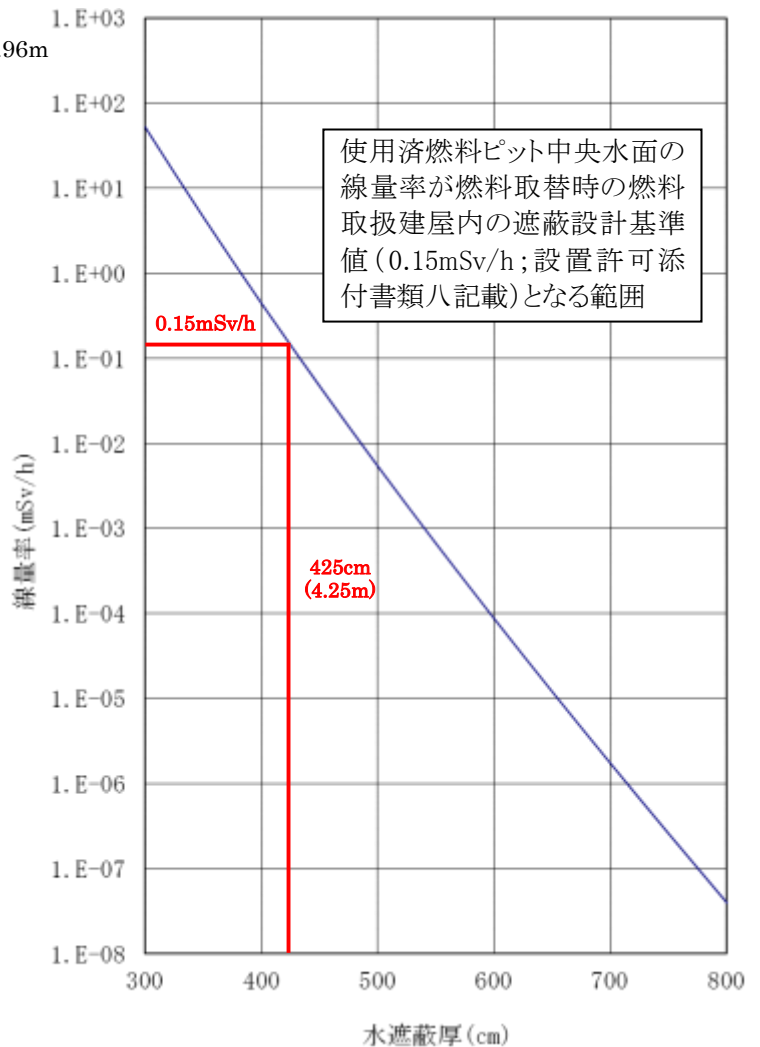


図1 水遮蔽厚に対する使用済燃料ピット水面中央線量

※水温 52℃、燃料有効部からの評価値(【参考】を参照)

- (4) 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算方法について
「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。

(a)使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用の計算に用いている線源強度を使用している。これは、泊 3 号機にて使用される高燃焼度ステップ 2 ウラン燃料（最高燃焼度 55,000MWd/t）および MOX 燃料（最高燃焼度 45,000MWd/t）について ORIGEN2 コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。この値に対し、使用済燃料ピットの最大貯蔵体数（A ピット、B ピットのうち貯蔵体数の多い B ピットで代表）をかけた値を使用済燃料ピットの線源強度としている。

(b)水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードである SPAN-SLAB コードを用いて計算している。計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = \int_V K(E) \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

- D(E) : 線量率 (mSv/h)
S(E) : 線源強度 (MeV/cm³/s)
K(E) : 線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/cm²/s))
B(E) : ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A、 α_1 、 α_2 は定数

- r : 線源から計算点までの距離 (cm)

- V : 線源体積 (cm³)

- b : 減衰距離

$$b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$$

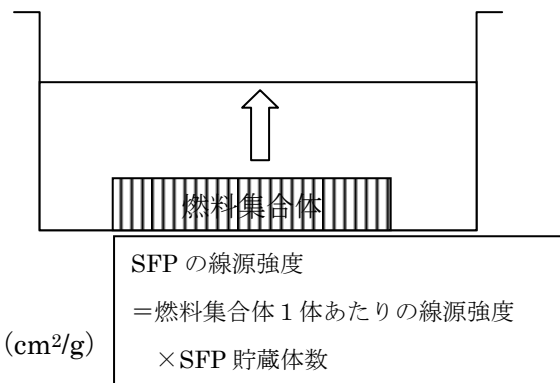
- μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$$

(μ/ρ)_i : 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

- ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

- t_i : 物質 i の透過距離 (cm)



枠囲いの内容は機密情報に属しますので公開できません。

【参考】 必要遮蔽水厚の設定について

図1は水温 52℃、燃料有効部からの評価値であるが、仮に 100℃の水を想定した場合、必要水遮蔽厚は約 11cm 増加する。

しかし、水の密度は温度上昇により低下（水 52℃：0.987g/cm³、水 100℃：0.958g/cm³）し体積は増加するため、52℃の使用済燃料ピット水が 100℃となった場合は使用済燃料ピット水位は約 30cm 増加する。よって、必要水遮蔽厚の増加分 11cm は、温度上昇に伴う水位増加分に包含される。

なお、以下の図2に示すとおり、有効性評価における必要遮蔽水厚は燃料上部ノズル上端からの水厚としている。上部ノズル上端から燃料有効部までの上部非有効部は [] あり、プレナム部の [] を除いても [] の余裕がある。

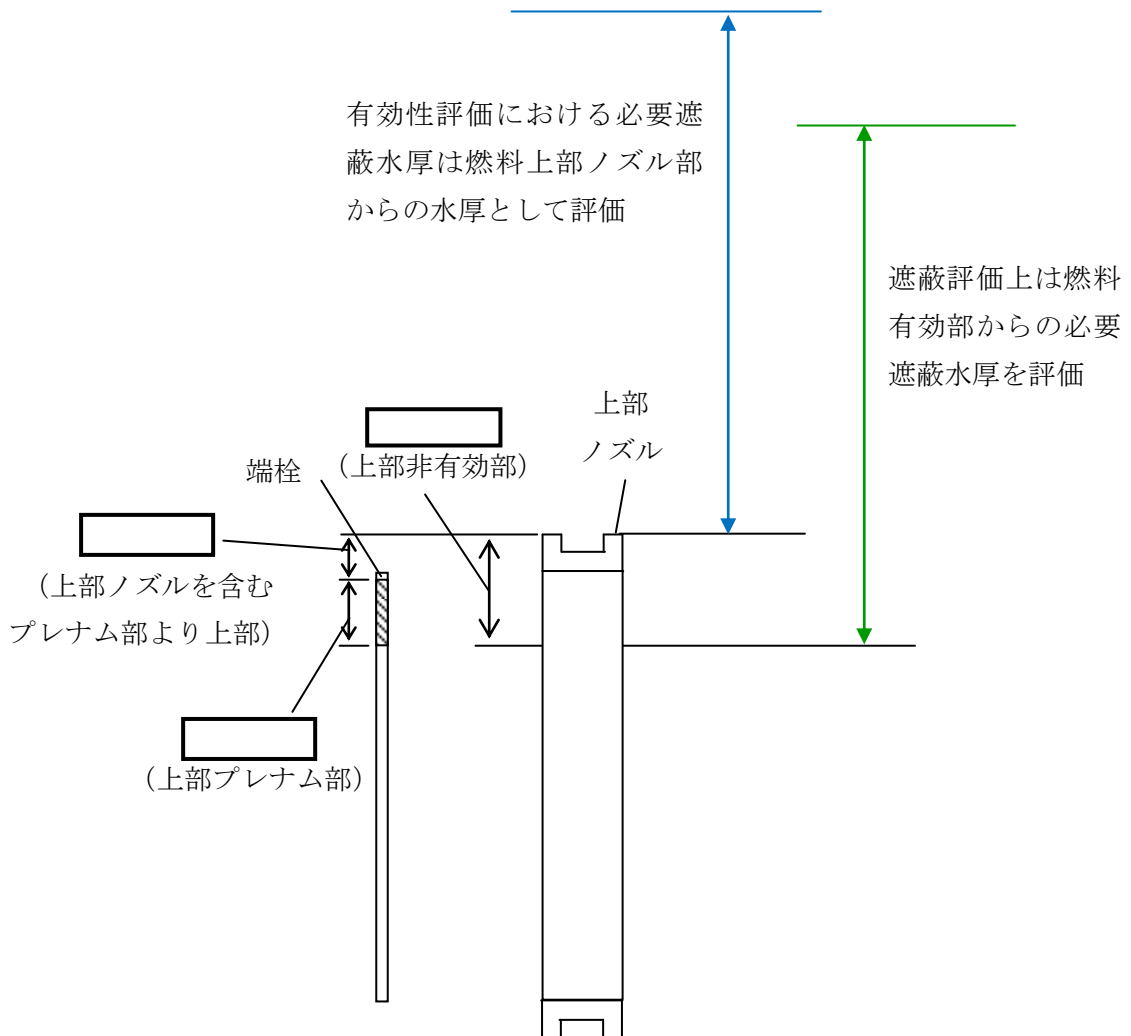


図2 燃料集合体および必要遮蔽水厚の寸法概略図

使用済燃料ピット水位低下時間の計算条件について

3号機の使用済燃料ピット水位が **NWL-3.3m** に低下するまでの時間は、①水が沸騰するまでの時間と、②水の蒸発時間の合計であり、以下の式で計算する。

$$\text{①または②の時間[h]} = \frac{\text{水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピー変化[kJ/kg]}}{\text{崩壊熱[MW]} \times 1000 \times 3600}$$

①または②の時間は下記の条件で評価する。

- ・ ①の時間評価は、AピットおよびBピット、さらに燃料取替キャナルおよび燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しない。したがって、沸騰までの評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定する。
- ・ ②の時間評価は、以下の②-1と②-2の合計の時間を想定する。
 - ②-1：沸騰までの時間が早いピットで、蒸発により水位が **NWL-3.3m** まで低下する時間
 - ②-2：沸騰までの時間が早いピットとつながる他ピットから水が流れ込み、沸騰・蒸発して水位が **NWL-3.3m** まで低下する時間。

(1) ①の時間評価について

<評価条件>

		Aピット	Bピット
水量	想定事故1	720m ³ (図1の領域 1-1,1-2,1-3の合計)	1030m ³ (図1の領域 3-1,3-2,3-3の合計)
	想定事故2	630m ³ (図2の領域 1-1,1-2,1-3の合計)	900m ³ (図2の領域 3-1,3-2,3-3の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		251.6kJ/kg ^{※1}	
崩壊熱		9.813MW ^{※2}	10.328MW ^{※3}

※1：100℃の飽和水エンタルピーと40℃の飽和水エンタルピーの差

※2：Aピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

※3：Bピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

<評価結果>

		Aピット	Bピット
想定事故1		約4.9時間	約6.6時間
想定事故2		約4.2時間	約5.8時間

(2) ②-1、②-2の時間評価について

<評価条件>

		②-1 (Aピット)	②-2 (他ピット)
水量	想定事故1	210m ³ (図1の領域1-1)	420m ³ (図1の領域2-1,3-1,4-1,5-1の合計)
	想定事故2	120m ³ (図2の領域1-1)	242m ³ (図2の領域2-1,3-1,4-1,5-1の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		2256.5kJ/kg ^{※4}	2466.3kJ/kg ^{※5}
崩壊熱		11.508MW ^{※6}	

※4：100℃の飽和蒸気エンタルピーと100℃の飽和水エンタルピーの差 (Aピット水)

※5：100℃の飽和蒸気エンタルピーと50℃ (注1参照) の飽和水エンタルピーの差 (他ピット水)

※6：A、Bピット合計の崩壊熱

注1：Aピットに流れ込む他ピット水の水温について

(1) のAピット100℃到達時間におけるBピット水の水温は、この場合のBピットの崩壊熱 $11.508\text{MW} - 9.813\text{MW} = 1.695\text{MW}$ およびBピット水量より、以下に示すとおり想定事故1および想定事故2共に約48℃となる。

	想定事故1	想定事故2
Aピット100℃到達時間	4.9時間	4.2時間
Bピット水量	1030m ³	900m ³
崩壊熱	1.695MW	
水密度 (100℃)	958kg/m ³	
エンタルピー変化	30.38kJ/kg	30.42 kJ/kg
Aピット100℃到達時の Bピット水温	約48℃	約48℃

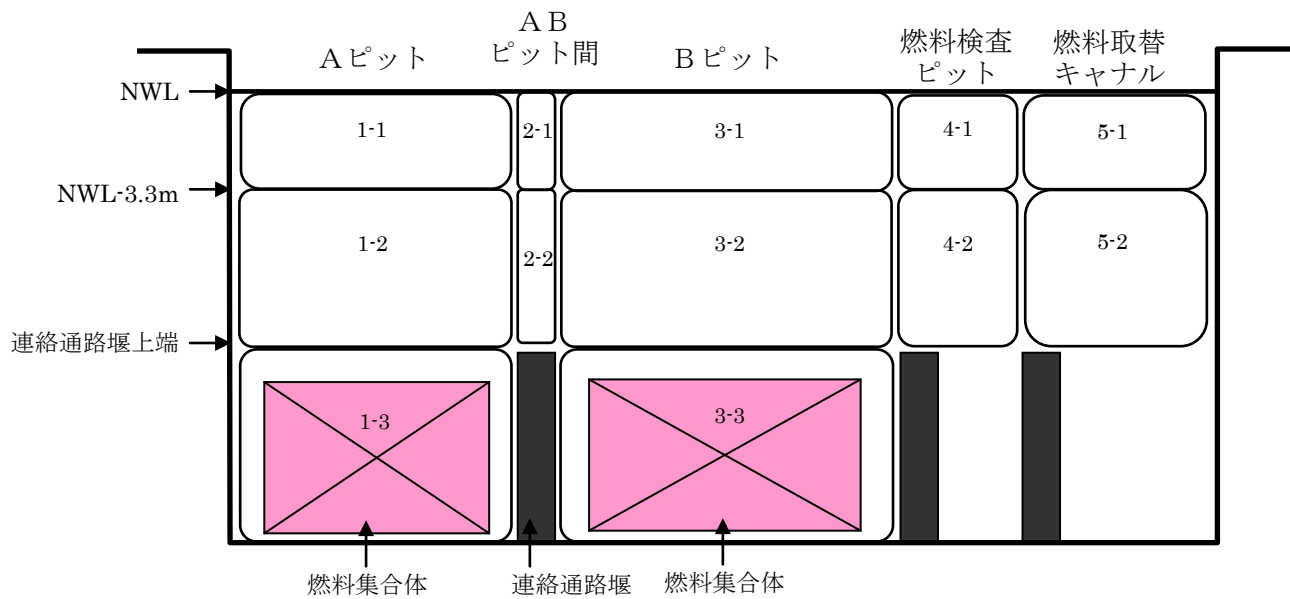
よって、(2)の蒸発時間評価において他ピットから流れ込む水の水温は、48℃に余裕をみて評価上50℃と設定した。

<評価結果>

	②-1 (Aピット)	②-2 (他ピット)
想定事故1	約10.9時間	約23.9時間
想定事故2	約6.2時間	約13.7時間

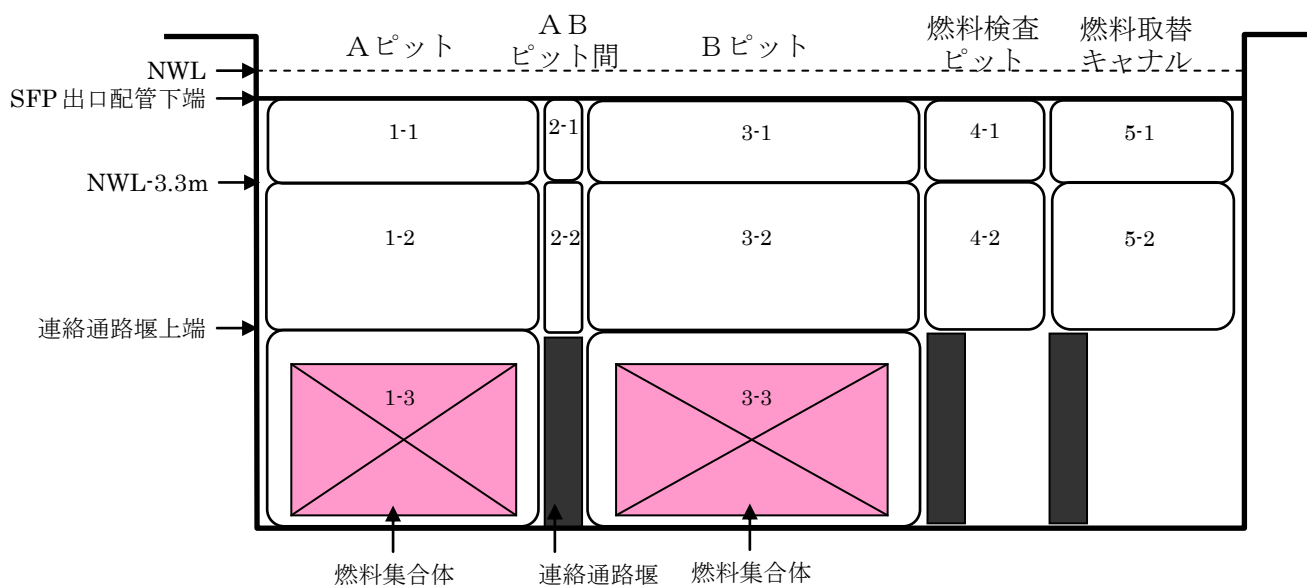
(3) 水位低下時間評価結果

	NWL-3.3m までの水位低下時間
想定事故1	約39.7時間
想定事故2	約24.1時間



Aピット		A Bピット間		Bピット		燃料検査ピット		燃料取替チャンネル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	210m ³	2-1	5m ³	3-1	310m ³	4-1	60m ³	5-1	45m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図1 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故1）



Aピット		A Bピット間		Bピット		燃料検査ピット		燃料取替キャナル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	120m ³	2-1	3m ³	3-1	180m ³	4-1	36m ³	5-1	23m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図2 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故2）

（参考）計算条件の保守性について

本計算においては、燃料損傷対策の有効性を確認するにあたり、水位低下の時間評価では評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、使用済燃料からの崩壊熱については、すべて使用済燃料ピット水の温度上昇及び蒸発に寄与するとして評価結果が厳しくなるような条件設定としている。

100℃まで温度上昇する過程においては、ピット水温度の不均在も考えられるが、崩壊熱は最終的に全て水の温度上昇および蒸発に費やされるエネルギーとなることから、トータルの水位低下時間には影響しない。

また、計算に使用する崩壊熱は、保守的に発熱の大きいMOX燃料が支配的になる貯蔵条件を想定し、時間の経過による崩壊熱の減衰は考慮していない。

更に、事象発生から可搬型大型送水ポンプ車によるSFPへの給水準備完了までは数時間であり、本評価結果と比較して十分な余裕があることから、本想定事故に係る燃料損傷対策の有効性は十分確認できる。

使用済燃料ピットの監視機器について

A. 使用済燃料ピット監視機器における新規制要求事項への対応

1. 第54条第1項への対応

(1) 設計に当たって想定する事故

a. 想定事故1

使用済燃料ピット冷却系および補給水系が機能喪失することにより、使用済燃料ピット内の水温が上昇し、蒸発により水位が低下する。

b. 想定事故2

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水が流出する。

(2) 想定する事故を踏まえた使用済燃料ピット付近の想定される環境

いずれの想定事故においても使用済燃料ピット水が使用済燃料の崩壊熱により沸騰し蒸発することにより水位が低下するが、可搬型大型送水ポンプ車による注水により遮蔽が維持できる水位（燃料頂部から4.25m）を確保できる。

建屋換気により監視計器廻りに蒸気が滞留することはないと考えるが、建屋換気に期待できない環境にも配慮する。

(3) 満たすべき要求事項

設置許可基準規則第54条解釈

4. a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。
4. b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。
4. c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

2. 第54条第2項への対応

第54条第2項の大量の使用済燃料ピット水の漏えい等により水位が異常に低下した場合については、測定する水がほとんどない状態であり水位などの計測そのものが困難であると考えられるが、第1項への対応において可能な限り広い計測範囲等を確保することにより、事象発生からの進展状況の把握により必要な対応を判断する。

また、燃料損傷の有無の把握については空間線量率で把握でき、既設エリアモニタの計測範囲を超える事態においても、可搬型エリアモニタにてピットより離れた箇所からの測定により対応する。

3. 第54条解釈 4. a)に規定する測定範囲への対応

(1) 水位計

使用済燃料ピット水による燃料体の冠水状態を監視可能とするため、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料貯蔵ピット上端近傍を計測範囲とする。これにより想定事故1, 2の有効性評価において予想される水位よりも大幅に広い範囲を監視できる。

ピットの損壊等により急激に水位が低下する場合においては、水温への影響が現れるよりも早く対応に迫られることから、事象の把握及び収束に向けた対応の判断には水位計を主に用いるものと考えられ、この場合においても上記のとおり燃料冠水状態を監視可能である。

(2) 温度計

大気圧下の使用済燃料ピット水の飽和条件である100℃までを計測範囲とする。

温度検出器の設置高さは、想定事故2において冷却系配管破断により低下する水位である使用済燃料ピット出口配管下端を下回る位置に設置する。これよりも使用済燃料ピット水位が低下する場合においても、それまでの水温の推移や水位などから使用済燃料ピット水の状況を把握できる。

また、使用済燃料ピット監視カメラは赤外線サーモカメラであるため、これにより燃料貯蔵ラック上端付近までの水面の温度監視も可能である。

(3) エリアモニタ

想定事故においても維持/確保することとしている遮蔽機能への要求値（遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)）を監視可能とする。

想定事故を超える事態においては、既設エリアモニタおよびこの計測範囲を超えた場合には可搬型エリアモニタによりピットから離れた位置で計測することなどにより、燃料の損傷の有無や人の近づける範囲を把握できるものと考えている。

B. 機器仕様

1. 使用済燃料ピット水位計、温度計

(1) 仕様

a. 使用済燃料ピット水位 (AM用)

種類 : 電波式水位検出器

計測範囲 :

使用済燃料ピット内の燃料体の冠水状態を監視可能とするため、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料ピット上端近傍を計測範囲としている。

最高使用温度 : 70℃ (メーカー試験により 確認済)

建屋空調の換気により、計器廻りに蒸気が滞留することはないと考えられ、事故環境においても使用可能と考えるが、100℃環境で使用することも考慮し、耐環境性の確認および必要に応じ更なる耐環境性向上を図ることを計画する。

保護等級 : IP65 (噴流、3分以上。メーカー試験により 確認済)

個数 : 2

電源 : 非常用電源に接続されており、代替非常用発電機からの給電が可能

b. 使用済燃料ピット温度 (AM用)

種類 : 測温抵抗体

計測範囲 : 0~100℃ (計測位置 : N. W. L-1. 45m^{*1})

大気圧下の使用済燃料ピット水の飽和条件である 100℃までを計測範囲とする。温度検出器の設置高さは、想定事故 2 において冷却系配管破断により低下する水位である使用済燃料ピット出口配管下端を下回る位置に設置する。

最高使用温度 : 150℃

保護等級 : IP67 (1m 以内浸水 (ターミナルヘッド部含む)、30 分)

個数 : 2

電源 : 非常用電源に接続されており、代替非常用発電機からの給電が可能

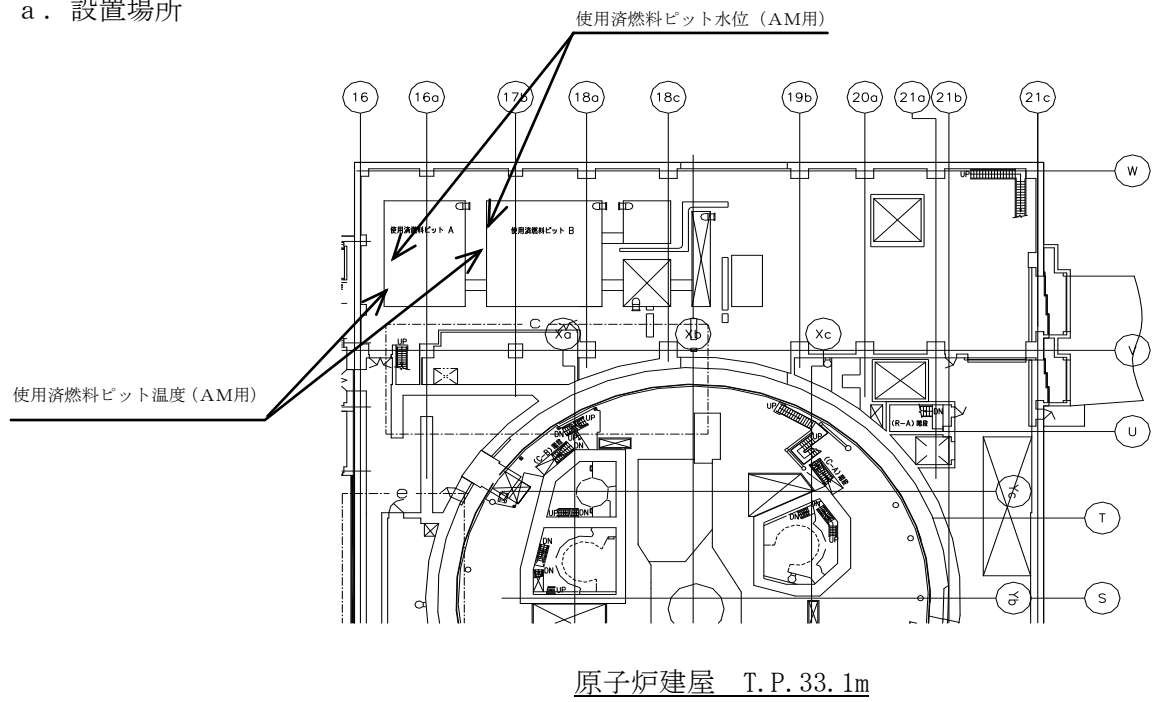
(※ 1) N. W. L は T. P. 32. 66m

IP65/IP67 の主な仕様比較 (JIS C 0920-2003)

保護等級	電気機器に対する保護内容	定義
IP65	耐じん形、噴流	[噴流に対して保護する] あらゆる方向からのノズルによる噴流水によっても有害な影響を及ぼしてはならない。
IP67	耐じん形、一時的潜水	[水に浸しても影響がないように保護する] 規程の圧力及び時間で外郭を一時的に水中に沈めたとき、有害な影響を生じる量の水の浸入があってはならない。

(2) 設備概要

a. 設置場所



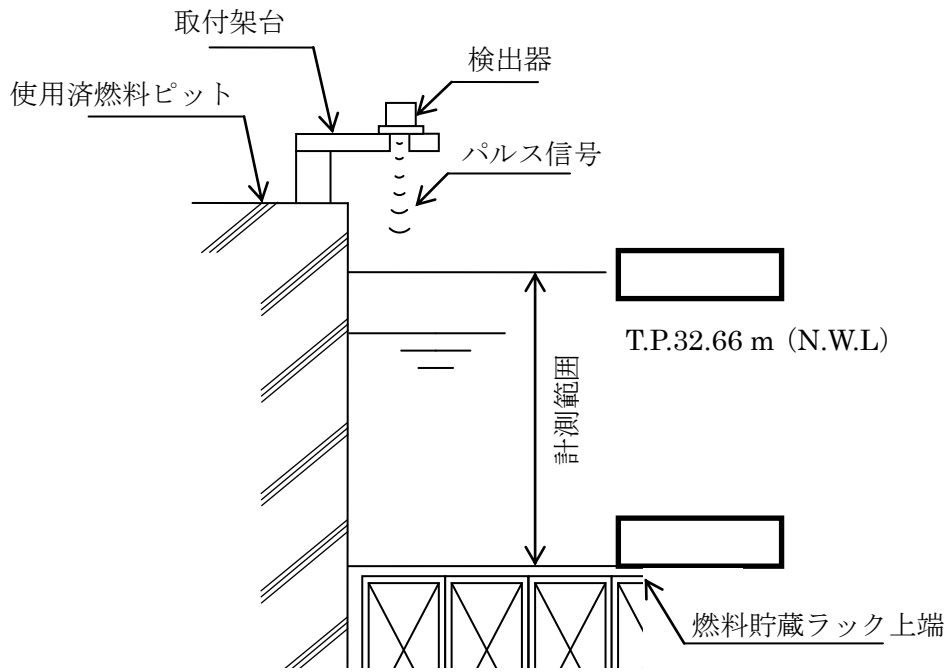
b. 外観



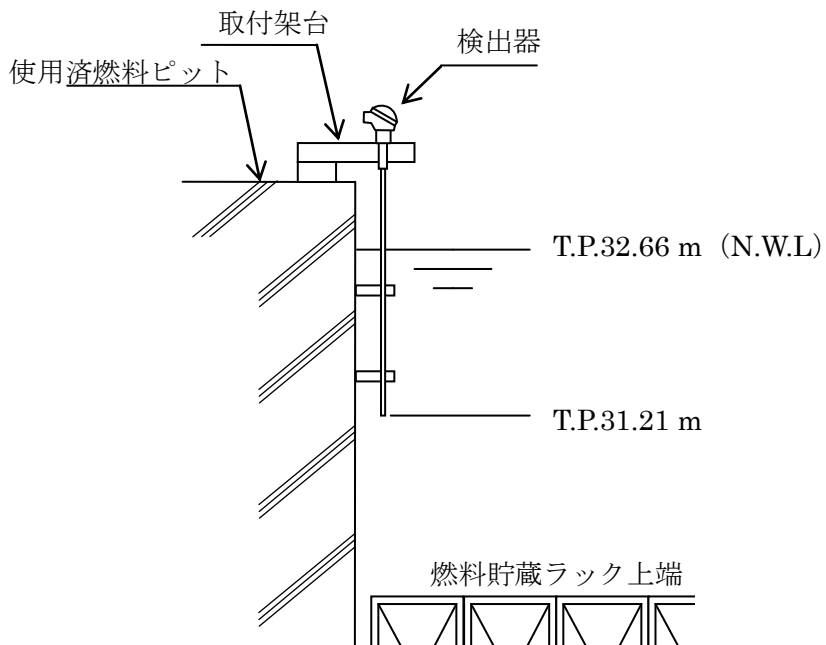
使用済燃料ピット温度 (AM用) 検出器

使用済燃料ピット水位 (AM用) 検出器

(3) 検出概要図



使用済燃料ピット水位検出概要図

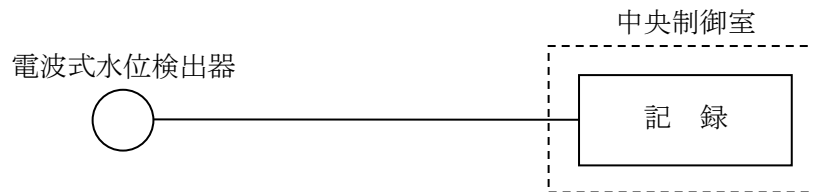


使用済燃料ピット温度検出概要図

(4) 監視装置の構成

a. 使用済燃料ピット水位（AM用）

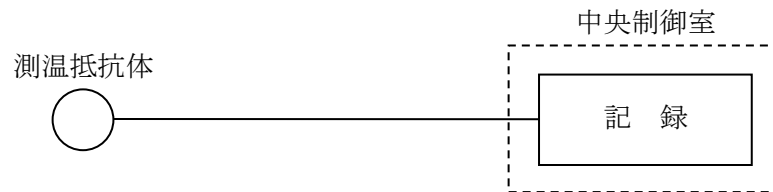
使用済燃料ピット水位（AM用）の検出信号は、電波式水位検出器からの電気信号を、中央制御室のAM設備監視操作盤の記録計に接続し、記録する。（第1図「使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照。）



第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図

b. 使用済燃料ピット温度（AM用）

使用済燃料ピット温度（AM用）の検出信号は、測温抵抗体からの電気信号を、中央制御室のAM設備監視操作盤の記録計に接続し、記録する。（第2図「使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照。）



第2図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

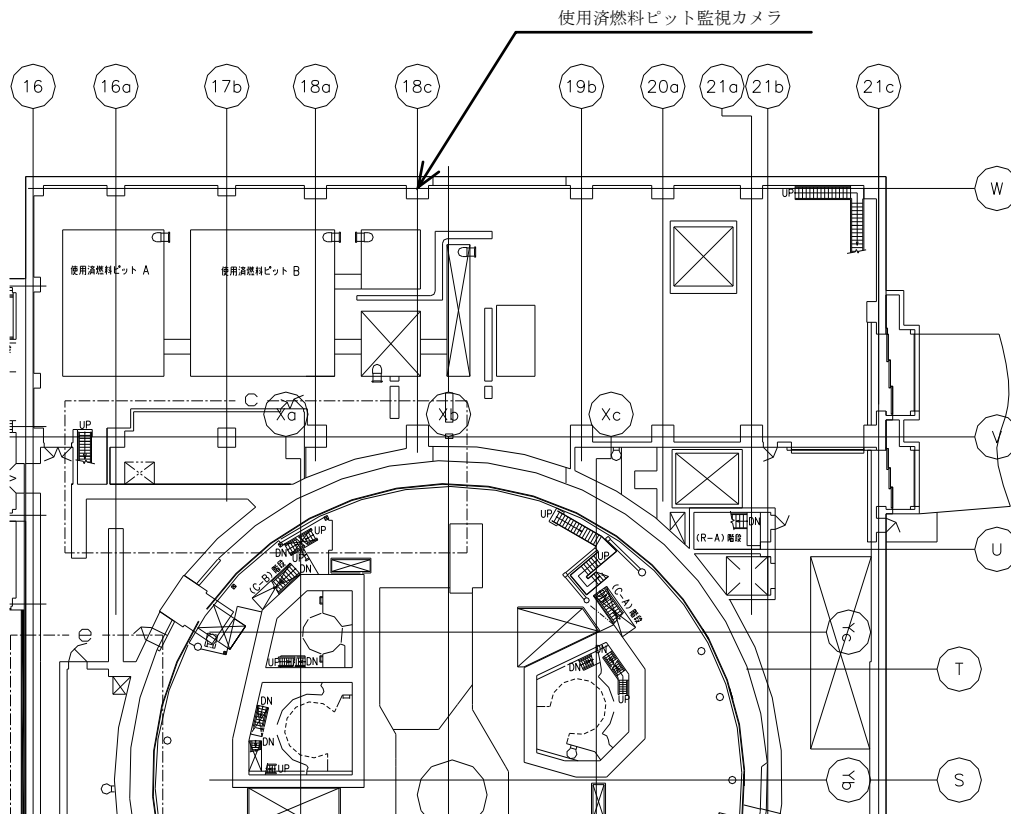
2. 使用済燃料ピット監視カメラ

(1) 仕様

- 種類 : 防爆赤外線サーモカメラ
 使用済燃料ピット水位や温度、ピット水の蒸散の度合い等、ピットの状態を中央制御室にて監視可能とするものである。
- 測定温度範囲 : -40℃～120℃
- 最高使用温度 : 50℃ (メーカ試験により 確認済)
 建屋空調の換気により、カメラ廻りに蒸気が滞留することはないと考えられ、事故環境においても使用可能と考えるが、100℃環境で使用することも考慮し、更なる耐環境性向上を図ることを計画する。
- 保護等級 : IP65 (耐じん形、噴流)
- 個数 : 1
- 電源 : 非常用電源に接続されており、代替非常用発電機からの給電が可能

(2) 設備概要

a. 設置場所



原子炉建屋 T.P. 33.1m

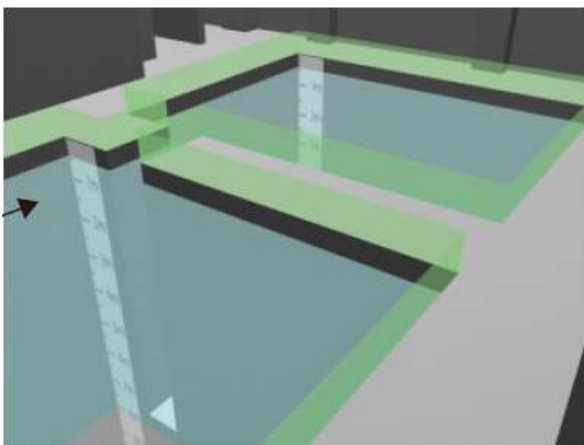
b. 外観



(a) 使用済燃料ピット監視カメラ設置状況（原子炉建屋 T.P. 33. 1m より+5m の高さに設置）



(b) 使用済燃料ピット監視カメラ拡大

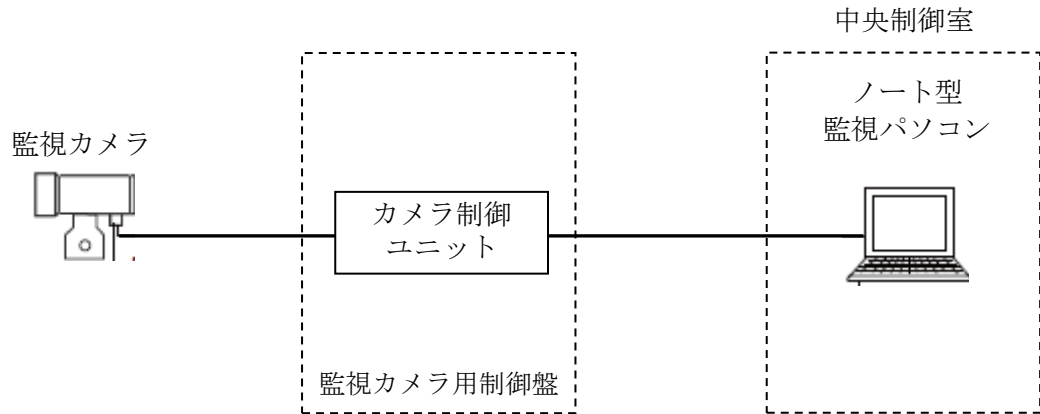


(c) 使用済燃料ピット監視カメラ視野イメージ

(3) 監視装置の構成

a. 使用済燃料ピット監視カメラ

使用済燃料ピット監視カメラの映像は、原子炉建屋 T.P. 28.9m に設置の使用済燃料ピット監視カメラ用制御盤内のカメラ制御ユニットを介して、中央制御室に配備のノート型監視パソコンにて監視する。(第1図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照。)



第1図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

3. 使用済燃料ピットエリアモニタ

(1) 仕様

種 類 : 半導体検出器

計測範囲 : 1~10⁵ μSv/h

想定事故においても維持／確保することとしている遮蔽機能への要求値（遮蔽設計基準値（0.15mSv/h））を監視可能とする。

最高使用温度 : 65℃

使用湿度範囲 : 0~95%RH

建屋空調の換気により、モニタ廻りに蒸気が滞留することはないと考えられ、事故環境においても使用可能と考えるが、温度 100℃、湿度 100%の環境で使用することも考慮し、更なる耐環境性向上を図ることを計画する。

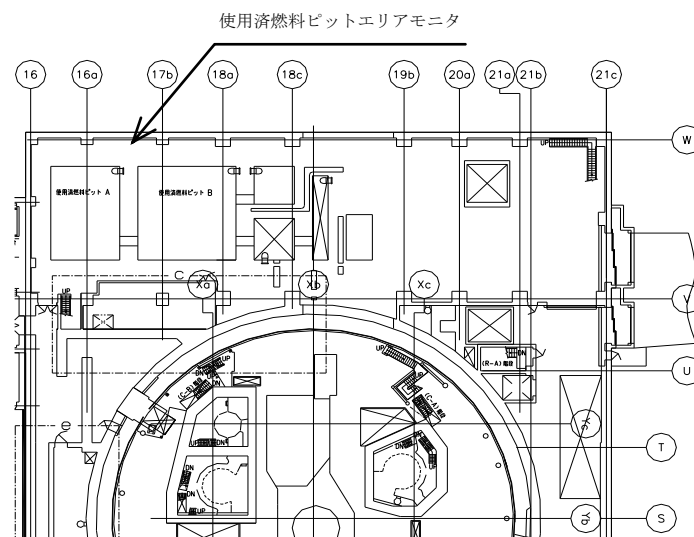
保護等級 : IP22（15° 傾斜しても鉛直に落下する水滴に対する保護）

個 数 : 1

電 源 : 非常用電源に接続されており、代替非常用発電機からの給電が可能

(2) 設備概要

a. 設置場所



原子炉建屋 T.P. 33. 1m

b. 外観

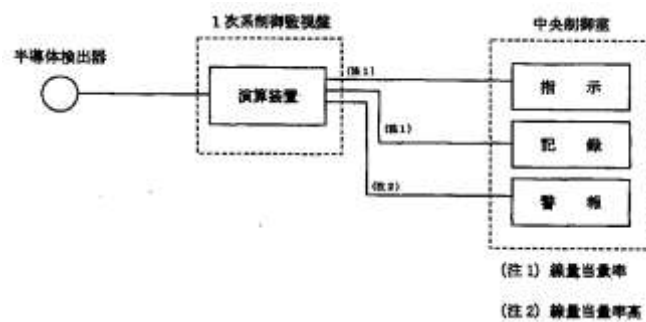


(3) 監視装置の構成

a. 使用済燃料ピットエリアモニタ

使用済燃料ピットエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を1次系制御監視盤内の演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示および記録する。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、線量当量率が警報設定値に達した場合には、中央制御室内に音とともに個別警報表示および一括警報表示を行う。(第1図「使用済燃料ピットエリア線量当量率の概略構成図」)



第1図 使用済燃料ピットエリア線量当量率の概略構成図

4. 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

(1) 仕様

種類 : 半導体検出器

計測範囲 : 0.010~99.99mSv/h

最高使用温度 : 45℃

使用湿度範囲 : 40~90RH

建屋空調の換気により、モニタ廻りに蒸気が滞留することはないと考えられ、事故環境においても使用可能と考えるが、温度 100℃、湿度 100%の環境で使用することも考慮し、更なる耐環境性向上を図ることを計画する。

個数 : 1

電源 : バッテリー給電により 30 時間使用可能

(2) 設備概要

a. 外観



外部電源の有無の影響について

使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価について、外部電源を喪失した場合の影響を確認した。

1. 使用済燃料ピットの監視機器について

使用済燃料ピットの有効性評価において使用する以下の監視機器の電源は、(5)を除き全て計装用電源に接続されている。

- (1) 使用済燃料ピット水位計 (2個)
- (2) 使用済燃料ピット温度計 (2個)
- (3) 使用済燃料ピット監視カメラ (1個)
- (4) 使用済燃料ピットエリアモニタ (1個)
- (5) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (1個)

外部電源が喪失した場合でも、(1)～(4)の監視機器には計装用電源に接続する蓄電池および自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、監視機器による使用済燃料ピット水位・水温等の継続監視が可能である。また、(5)可搬型モニタはバッテリー駆動であり、外部電源喪失の影響はない。

2. 使用済燃料ピットへの給水について

使用済燃料ピットへの給水作業に使用する設備は、可搬型大型送水ポンプ車、ホース延長回収車およびホースである。可搬型大型送水ポンプ車およびホース延長回収車は軽油を燃料とするエンジン駆動であり、ホース敷設・接続作業および給水作業において、外部電源喪失の影響は無い。

3. 燃料取扱棟の天井照明について

燃料取扱棟の天井照明は、外部電源が喪失した場合に数秒間は全消灯となるものの、ディーゼル発電機の自動起動により天井照明の約30%が復旧し、カメラ監視および給水作業に必要な照度は確保される。

4. 燃料取扱中の外部電源喪失について

使用済燃料ピットで燃料取扱(吊上げ)中に外部電源喪失または全交流電源喪失が発生した場合、使用済燃料ピットクレーンのホイストは燃料保持のためロックされ、燃料は吊上げ状態のまま落下することなく安全に保持される。

仮にこの状態で使用済燃料ピットの冷却機能および補給水機能喪失事象、または使用済燃料ピット冷却系配管破断が発生した場合、クレーンの電源は常用系のためディーゼル発電機または代替非常用発電機からの給電は見込めないことから、事前に準備してお

く仮設の発電機から使用済燃料ピットクレーンへ電源供給を行い、吊上げ状態の燃料をすみやかにラックへ収容する。

仮設の発電機からクレーン電源盤までのケーブル引き回し・接続および燃料のラック収容までの作業時間は約 80 分であるが、水位低下時間がより厳しい想定事故 2 においても事象発生 80 分後のピット水温上昇は 20℃程度であり、吊上げ中の燃料を安全にラックへ収容することが可能である。

以上より、外部電源喪失と同時にピットの冷却機能喪失等の事象が発生した場合においても、使用済燃料ピット水位・水温等の監視およびピットへの給水作業は可能であること、また、仮に燃料取扱中であった場合でも、燃料を安全にラックへ収容できることから、今回の使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価は妥当である。

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について

泊3号機の SFP に接続している冷却系配管は、SFP 入口配管と出口配管がある。(図1)

SFP 入口配管が破断した場合、当該配管の SFP 接続部の開口部の高さは T.P.26.85m であるが、サイフォンブレーカが設置されており、SFP の水位がサイフォンブレーカの SFP 接続部の開口部の高さ T.P.32.42m まで低下すれば、サイフォンブレーカから空気が吸込まれサイフォン現象は解消され、SFP 入口配管からの漏えい及び SFP 水位の低下は停止する。

SFP 出口配管が破断した場合、当該配管の SFP 接続部の開口部の高さ(下端)は T.P.31.31m であり、この高さまで SFP 水位が低下すれば、SFP 出口配管からの漏えい及び SFP 水位の低下は停止する。

従って、SFP 水位が最も低下するのは、SFP 出口配管が破断するケースであり、その時 SFP の水位は T.P.31.31m まで低下する。(遮蔽が維持できる水位の約2メートル上)

○ SFP 冷却系配管の設計上の考慮について

SFP 冷却系配管は破損時にも使用済燃料が露出しないよう、下記の設計上の考慮をしている。

- ・ SFP 出口配管は、配管の破損によるピット水の流出を考慮しても使用済燃料が露出しないよう、SFP 上部に設置している。
- ・ SFP 入口配管は、使用済燃料の効率的な冷却のため燃料集合体に近い位置で SFP に接続しているが、配管の破損によるピット水の流出を考慮しても使用済燃料が露出しないよう、一旦 SFP 上部の高さまで立上げ、さらに最上部にサイフォンブレーカを設置している。サイフォンブレーカは SF 入口配管からの漏えいが発生した場合においても、ピット水の流出量を極力少なくするため、可能な限り SFP 水面に近い位置としている。

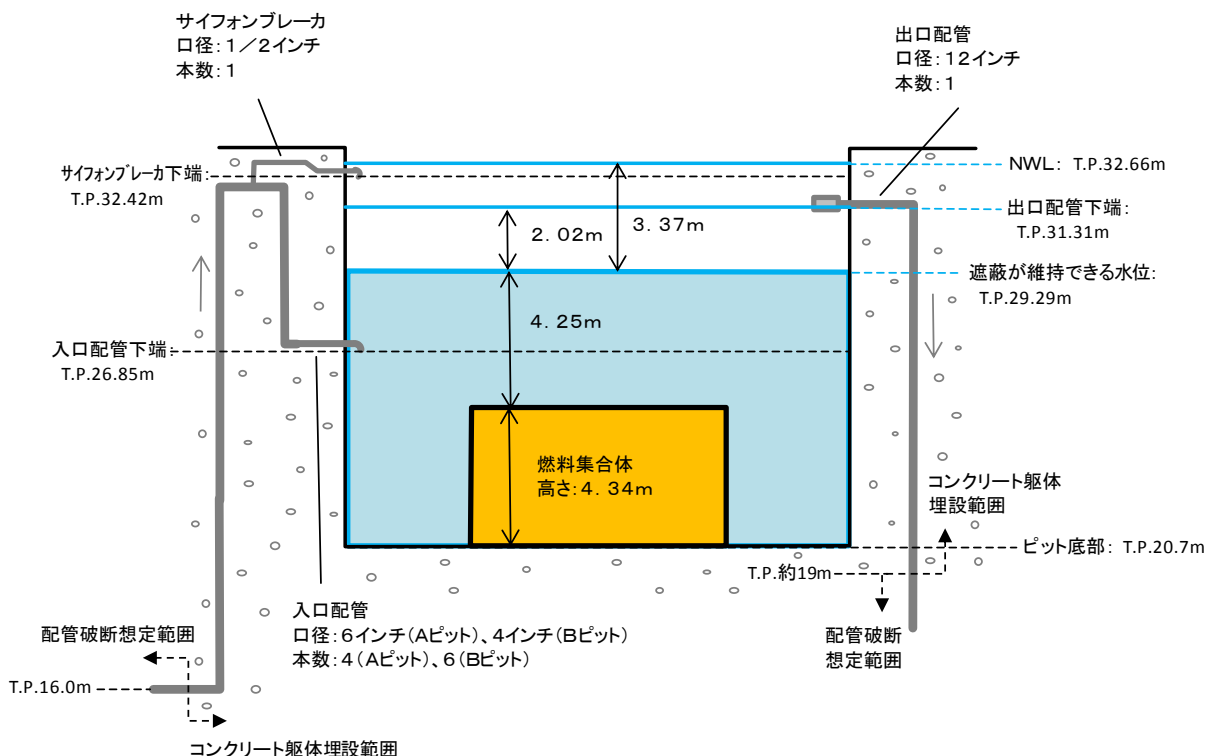


図1 使用済燃料ピットに接続する配管の概要

○ サイフオンブレイカの閉塞の可能性について

サイフオンブレイカは、下記のとおり閉塞等による機能喪失は発生しないと考えられることから、重大事故時においてもその効果を期待することができる。

(1) 地震による影響

- ・サイフオンブレイカは SFP 接続部以外は SFP の躯体コンクリートに埋設されており、耐震性については問題ない。

(2) 人的過誤による影響

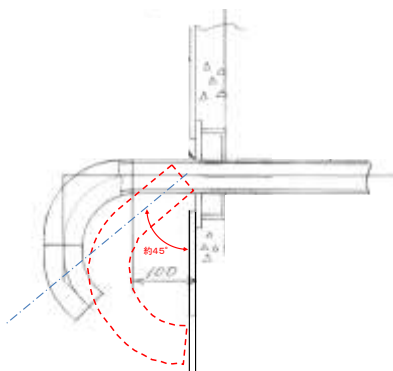
- ・サイフオンブレイカの構成機器は配管のみであり弁等は設置していないことから、人的過誤や故障によりその機能を喪失することはない。SFP 入口配管のサイフォン現象による漏えいが発生した場合にも、運転員による操作は不要であり、SFP の水位がサイフオンブレイカ開口部高さまで低下すればその効果を発揮する。

(3) 異物による閉塞

- ・サイフオンブレイカ（内径 16.7 ミリ）には通常時には SFP に向けて冷却水が常時流れていること、及び SFP 出口配管吸込部にはメッシュ隙間約 4.7 ミリのストレーナが設置されていることから、異物により閉塞することはない。また SFP 内は異物管理区域としていていることから、異物混入の可能性はない。

(4) 落下物による影響

- ・サイフオンブレイカは大部分がピットの躯体コンクリートに埋設されており、外部に露出しているのは出口端部のピット壁面から 20 センチ程度の僅かな部分であり、落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。万が一上部からの落下物により、曲げによる変形が生じた場合も、その形状から曲げ変形の角度は 45° 程度であり、断面は楕円形状を保持したまま変形することから、流路が完全に閉塞することはない。



(5) 通水状況の確認

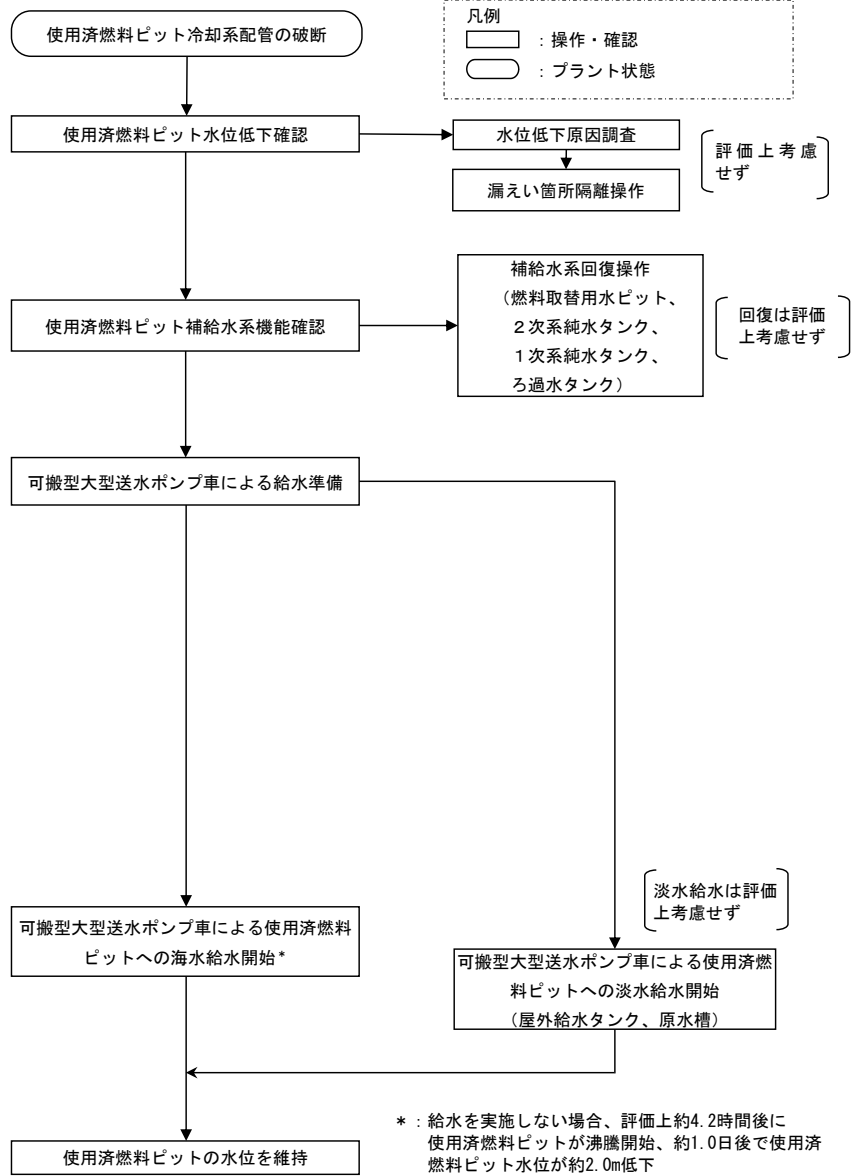
- ・使用済燃料ピット NWL 水位においてサイフオンブレイカは水中にあり配管が露出していないため、直接的に冷却水の流れを確認することは困難である。しかし、冷却水の循環流量が多い状況では、サイフオンブレイカ近傍の水が揺らいでいることから、巡視点検（1回/日）、および使用済燃料ピットポンプの定例補機切替（1回/3ヶ月）にて、水

の揺らぎを目視することで、サイフォンブレーカが閉塞していないことを確認する。また、サイフォンブレーカの必要性、閉塞による影響、巡視点検時の着眼点等についての教育も実施している。

以上

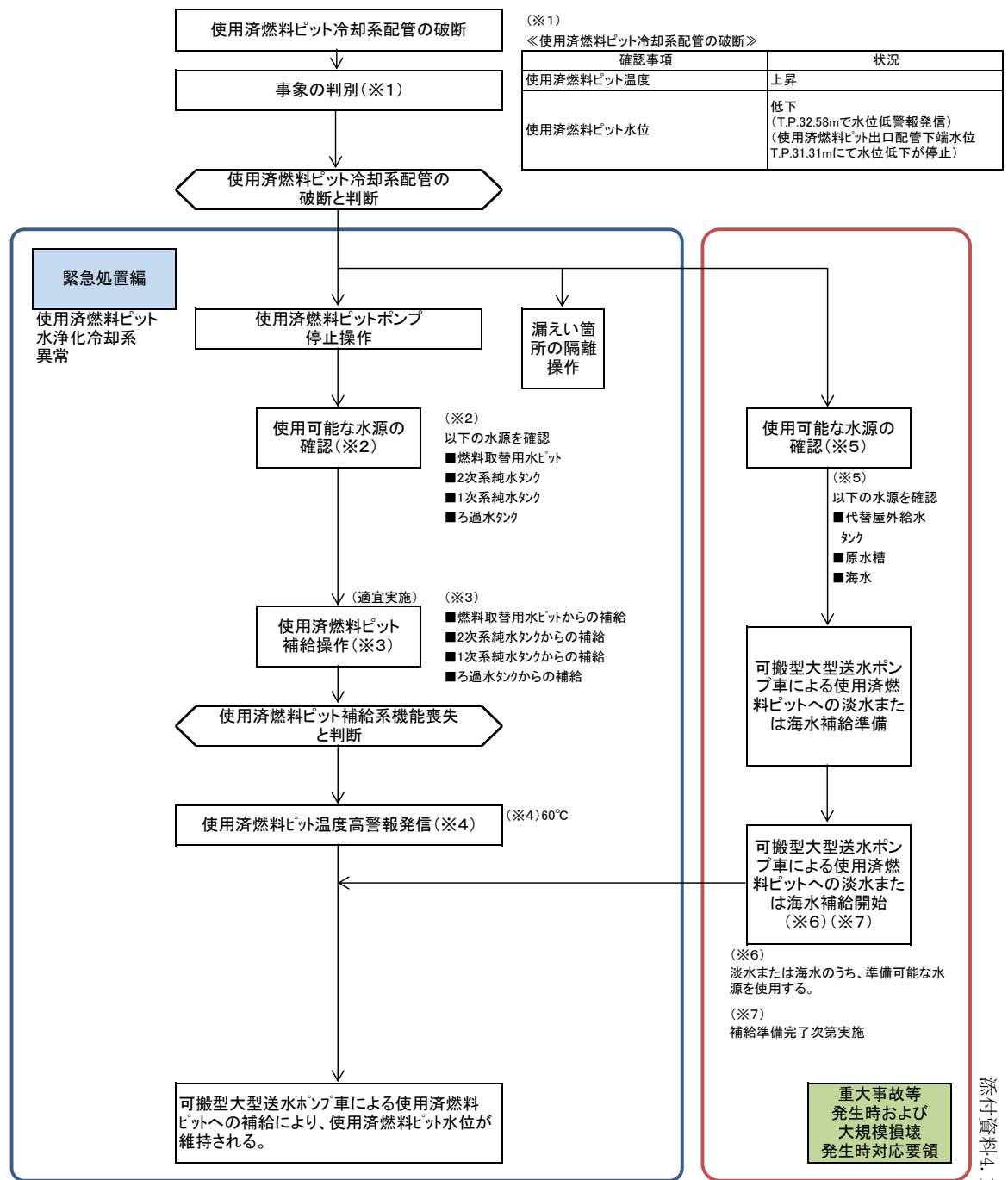
有効性評価における対応手順(『評価』と『運転要領』との比較)【想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)】

【評価上の対応手順の概要フロー】



* : 給水を実施しない場合、評価上約4.2時間後に使用済燃料ピットが沸騰開始、約1.0日後で使用済燃料ピット水位が約2.0m低下(約2.0mlは、被ばく評価上、遮蔽を維持する水位)

【運転要領(案)】



(※1) <使用済燃料ピット冷却系配管の破断>

確認事項	状況
使用済燃料ピット温度	上昇
使用済燃料ピット水位	低下 (T.P.32.58mで水位低警報発信) (使用済燃料ピット出口配管下端水位 T.P.31.31mにて水位低下が停止)

- (※2) 以下の水源を確認
- 燃料取替用水ピット
 - 2次系純水タンク
 - 1次系純水タンク
 - ろ過水タンク
- (※3) (適宜実施)
- 燃料取替用水ピットからの補給
 - 2次系純水タンクからの補給
 - 1次系純水タンクからの補給
 - ろ過水タンクからの補給

- (※5) 以下の水源を確認
- 代替屋外給水タンク
 - 原水槽
 - 海水

- (※6) 淡水または海水のうち、準備可能な水源を使用する。
- (※7) 補給準備完了次第実施

泊発電所 3号機
審査会合における指摘事項に対する
回答について
【S A 関連】

平成26年2月4日
北海道電力株式会社

【指摘事項】

0725-09	代替格納容器スプレイポンプの機能はスプレイ機能と炉心注入機能を兼ねるが、事故シーケンスに応じた機能が期待できるか考え方を示すこと。
---------	---

全交流動力電源喪失が発生

原子炉自動トリップ

- 原子炉トリップしゃ断器「開放」
- 中性子束「減少中」

タービンおよび発電機トリップの確認

所内電源および外部電源受電確認(※1)

(※1)

確認事項	状況
非常用母線電圧	0V
ディーゼル発電機自動起動	自動起動せず
ディーゼル発電機しゃ断器投入状態	投入せず

緊急処置編(第1部)
事故直後の操作
および事象の判別

全交流動力電源喪失と判断

1次冷却系隔離の確認

補助給水流量確認

非常用母線の電源回復操作(※2)

(※2)ディーゼル発電機起動または外部電源からの受電を試みる。
早期の電源回復

緊急処置編
外部電源喪失

早期の電源回復不能の場合

1次冷却材漏えいの規模確認(※3)

小規模な漏えい

補助給水流量 $\geq 80\text{m}^3/\text{h}$ (※4)

NO

YES

(※3)大規模な漏えいの判断項目

判断項目	状況	バックアップパラメータ
1次冷却材圧力	急低下	加圧器圧力 (オーバーラップしている領域) 1次冷却材温度
蓄圧注入系	作動 (1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未 満であり、かつ、連続的に低下中)	—
格納容器圧力	急上昇	格納容器内温度
格納容器再循環サンプ水位(狭域)	上昇	格納容器再循環サンプ水位(広域)
格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ) 指示値	上昇	格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ) 指示値

緊急処置編(第2部)
事象ベース
全交流電源喪失

蓄圧注入系が作動し、かつRCS圧力低下が継続した場合は、明らかに炉心損傷に至ると判断し、
●格納容器スプレいの準備を行う。

小規模な漏えいであっても、2次系による1次系の除熱ができない場合は、明らかに炉心損傷に至ると判断し、
●格納容器スプレいの準備
●加圧器逃がし弁開操作の準備を行う。

小規模な漏えいであっても、かつ、2次系による1次系の除熱ができれば、炉心損傷防止可能と判断し、
●炉心注入の準備を行う。

(並行操作)

(並行操作)

(並行操作)

代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ準備

代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ準備
加圧器逃がし弁開作用窒素ガス供給準備
アニュラス空気浄化ファン起動準備
代替非常用発電機による受電代替給水準備(※5)

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入の準備
健全SG2次側による1次系急速冷却・減圧
アニュラス空気浄化ファン起動準備
代替非常用発電機による受電代替給水準備(※6)

- (※6)
- 代替非常用発電機による受電準備+受電操作
 - 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ビットへの海水供給準備
 - 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ビットへの海水供給準備

対応操作中に炉心損傷と判断した場合

代替非常用発電機による受電代替給水準備(※5)

(※5)

- 代替非常用発電機による受電準備+受電操作
- 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ビットへの海水供給準備
- 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ビットへの海水供給準備

C/V隔離弁の閉止

アニュラス空気浄化ファンの起動

充電器盤・運転保安照明電源供給

RCP封水・CCW隔離

SFP保有水確保

C/V自然対流冷却(海水通水)準備

蓄圧タンク出口弁閉

●可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ビットへの海水供給
※炉心損傷後も操作を継続

●可搬型大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却海水系への海水供給準備

●大LOCAの場合は、RCS圧力約0.6MPaで閉

炉心損傷判断(※7)

緊急処置編(第3部)
【炉心損傷後】

(※7) 緊急処置編(第3部)適用条件(炉心損傷と判断される条件)
炉心出口温度 $\geq 350^\circ\text{C}$
かつ
格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示値 $\geq 1 \times 10^5 \text{mSv/h}$

炉心損傷判断パラメータ	バックアップパラメータ
炉心出口温度	1次冷却材高温側温度
C/V高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示値	●格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ)指示値「上限」 ●モニタリングホストの指示値急上昇

電源の確保
代替非常用発電機による受電

NO

代替非常用発電機による受電操作

YES

C/V隔離弁の閉止

代替格納容器スプレイ

アニュラス浄化ファンの起動

可搬型大型送水ポンプ車によるC/V再循環ユニットへの海水供給

原子炉補機冷却系は正常

NO

C/V自然対流冷却

YES

C/Vスプレイ系の作動

原子炉補機冷却系によるC/V自然対流冷却

NO

代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

C/V自然対流冷却

YES

代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

SGへの給水

●イグナイタの起動
●事故時試料採取設備による水素濃度の監視

燃料取替用水ビットへの水源確保

RCS圧力 $< 2.0\text{MPa}$

NO

加圧器逃がし弁開による1次系の減圧

YES

RCSへのほう酸注入

代替格納容器スプレイポンプ停止

燃料取替用水ビットへの水源確保

1次系圧力(温度)
約1.7MPa(約208°C)以下

健全SG2次側による1次系急速冷却・減圧の停止

代替非常用発電機による受電可能

NO

YES

C/V隔離弁の閉止

不要な直流負荷の切り離し

アニュラス空気浄化ファン起動

RCP封水・CCW隔離

充電器盤・運転保安照明電源供給

SFP保有水確保

RCP封水・CCW隔離

補助給水の水源確保

SFP保有水確保

C/V自然対流冷却(海水通水)準備

補助給水の水源確保

後備蓄電池投入

蓄圧タンク出口弁閉

(継続操作)

健全SG2次側により1次系急速冷却・減圧再開

非常用母線電源回復操作

1次系温度(圧力)
約170°C(約0.7MPa)

NO

YES

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入

YES

補助給水ポンプ切替(T/D→M/D)

NO

C/V自然対流冷却(海水通水)準備およびSIP冷却水(海水通水)準備

健全SG2次側による1次系急速冷却・減圧再開

C/V自然対流冷却

補助給水の水源確保

RWSP水位16.5%およびC/V再循環サンプ水位70%以上を確認

健全SG2次側による1次系急速冷却・減圧再開

SIPIによる高圧再循環

YES

RWSP水位 $\leq 3\%$

NO

代替格納容器スプレイポンプ停止

YES

全交流動力電源喪失が発生



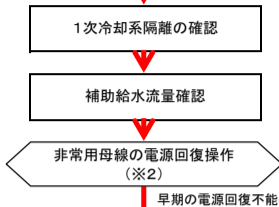
●原子炉トリップしゃ断器「開放」
●中性子束「減少中」

(※1)

確認事項	状況
非常用母線電圧	0V
ディーゼル発電機自動起動	自動起動せず
ディーゼル発電機しゃ断器投入状態	投入せず

緊急処置編(第1部)
事故直後の操作
および事象の判別

全交流動力電源喪失と判断

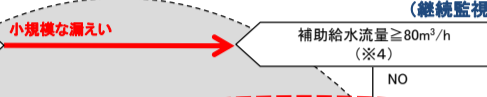
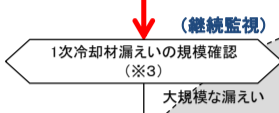


(※2)ディーゼル発電機起動または外部電源からの受電を試みる。
早期の電源回復
→ 緊急処置編 外部電源喪失

(※3)大規模な漏えいの判断項目

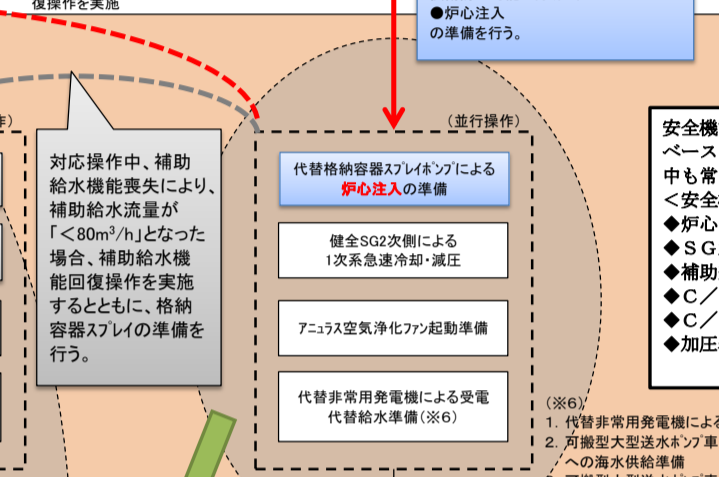
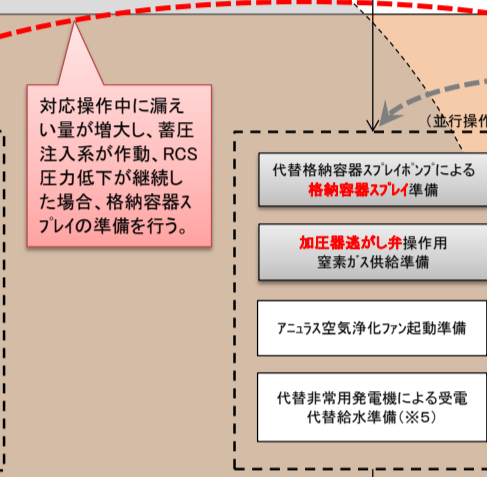
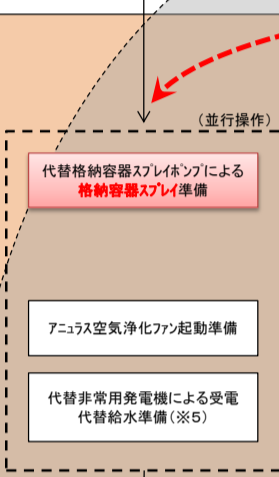
判断項目	状況	バックアップパラメータ
1次冷却材圧力	急低下	加圧器圧力 (オーバーラップしている領域) 1次冷却材温度
蓄圧注入系	作動 (1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力未満であり、かつ、連続的に低下中)	-
格納容器圧力	急上昇	格納容器内温度
格納容器再循環サンプ水位(狭域)	上昇	格納容器再循環サンプ水位(広域)
格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ)指示値	上昇	格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示値

緊急処置編(第2部)
事象ベース
全交流電源喪失



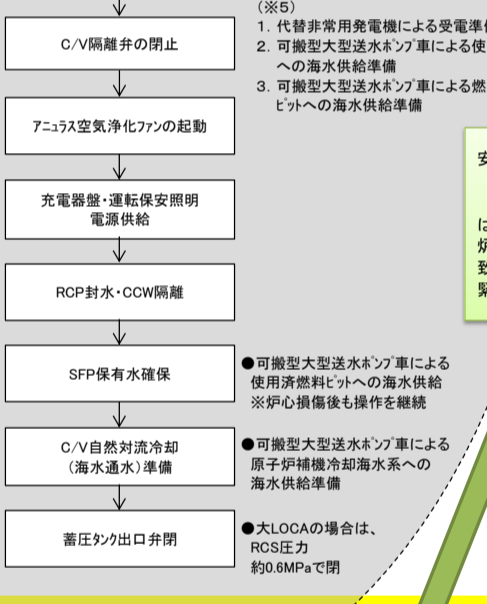
YES (※4) 補助給水機能喪失場合、回復操作を実施
NO (※4) 補助給水機能喪失場合、回復操作を実施

小規模な漏えいであって、かつ、2次系による1次系の除熱ができれば、炉心損傷防止可能と判断し、●炉心注入の準備を行う。



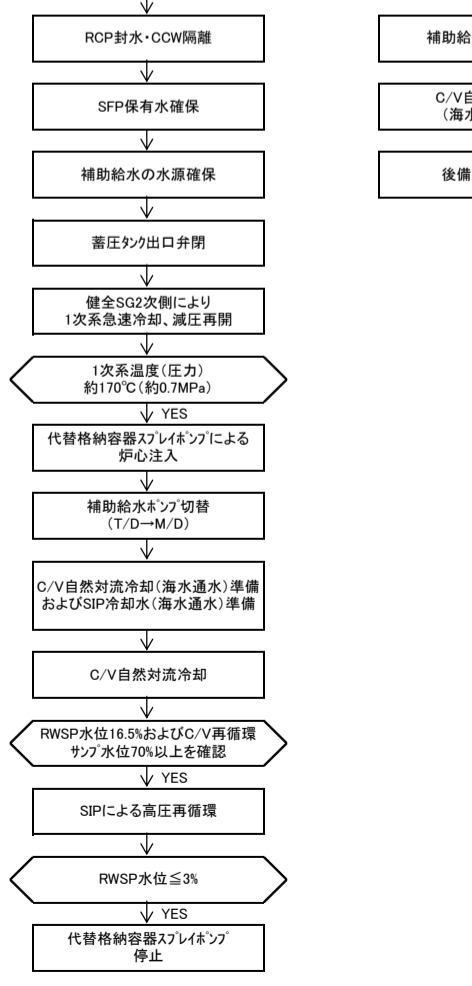
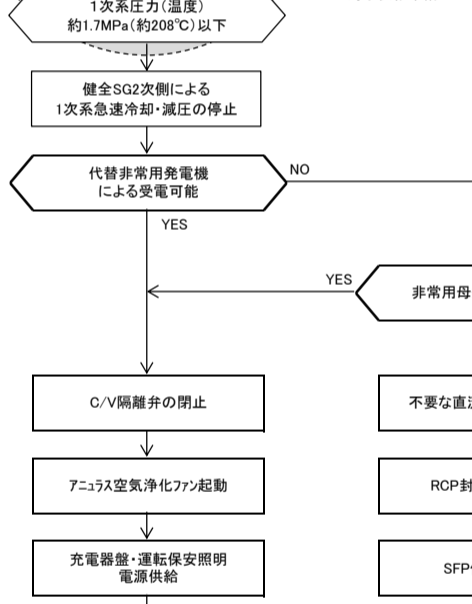
安全機能パラメータは、事象ベースの運転要領にて対応操作中でも常に監視する。
<安全機能パラメータ>
●炉心出口温度
●SG水位
●補助給水流量
●C/V圧力
●C/V高レンジエリアモニタ指示値
●加圧器水位
等

- (※6)
- 代替非常用発電機による受電準備+受電操作
 - 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水供給準備
 - 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの海水供給準備



- (※5)
- 代替非常用発電機による受電準備+受電操作
 - 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水供給準備
 - 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水供給準備

安全機能パラメータである
●炉心出口温度
●C/V高レンジエリアモニタ指示値
は常に監視しており、炉心損傷と判断される条件に合致すれば、緊急処置編(第3部)へ移行する。



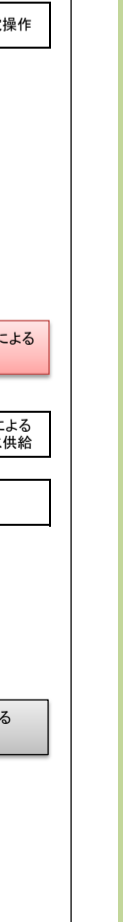
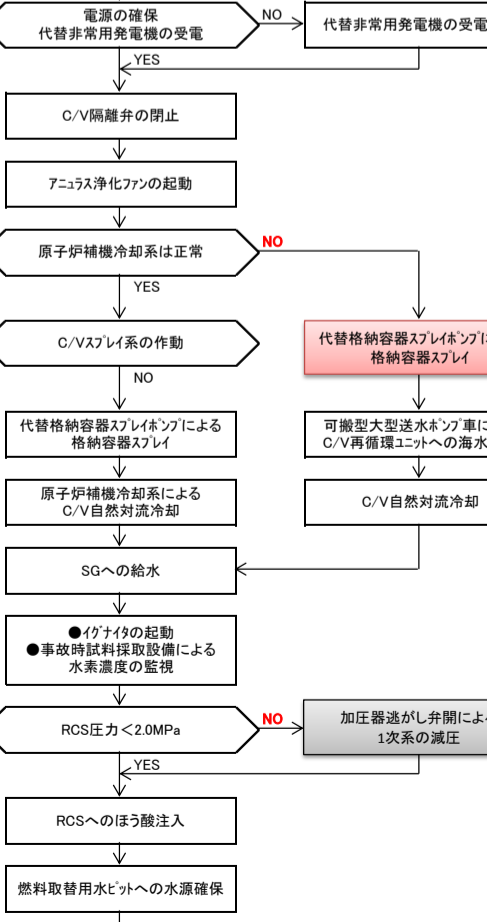
対応操作中に炉心損傷と判断した場合

炉心損傷判断(※7)

緊急処置編(第3部) 【炉心損傷後】

(※7) 緊急処置編(第3部)適用条件 (炉心損傷と判断される条件)
炉心出口温度「 $\geq 350^{\circ}\text{C}$ 」
かつ
格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示値「 $\geq 1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 」

炉心損傷判断パラメータ	バックアップパラメータ
炉心出口温度	1次冷却材高温側温度
C/V高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示値	●格納容器高レンジエリアモニタ(低レンジ)指示値「上限」 ●モニタリングホストの指示値急上昇



【指摘事項】

0820-01	原子炉を守るか原子炉格納容器を守るかについて、運転員が適切に判断するための基準、操作手順等について説明すること。また、その操作が所定の時間内に完了することを説明すること。
0820-10	炉心注入と格納容器スプレイの二者択一となっているが、両方に注入する方法が可能かについて説明すること。
0926-13	自主設備としてSG直接高圧給水ポンプや充てんポンプ（自己冷却）で対応するとしているが、これらの対応によって炉心損傷を防止できるか、優先順位を含めた対応について説明すること。

過温破損モード時における自主設備による炉心冷却の可能性について

過温破損モードは、SBO 発生時に給水機能が喪失し、1,2 次系双方からの炉心冷却手段が失われる事象である。この場合、CV 内温度の上昇が継続することで、過温破損に至る可能性があることから、早期に代替 CV スプレイポンプによる CV スプレイを優先的に実施するとともに、CV 再循環ユニットによる自然対流冷却を実施することで CV 破損を防止できる。

本事象発生時において、炉心損傷が始まるまでは 1 次冷却系は高圧状態に保たれており、炉心冷却の手段としては 2 次系からの除熱が現実的なものである。

従って、この時点では、自主設置設備である SG 直接給水高圧ポンプによる SG への給水措置の他、可搬型バッテリー接続によるタービン動補助給水ポンプの機能回復措置が、現実的かつ効果的な炉心冷却手段となるが、いずれも SG のドライアウトには間に合わない。(別紙参照) したがって、これらの自主設置設備による対応は、代替 CV スプレイおよび電源確保等 CV 破損を防止するために優先的に実施すべき操作に影響がない範囲で対応することとしている。

SG 直接給水高圧ポンプは、2 次系が高圧条件下においても SG への給水が可能であり、また給水流量は約 90t/hr とタービン動補助給水ポンプとほぼ同等な容量となっており、炉心冷却に十分な機能を有している。さらに、2 次系からの除熱に加えて、自主設置設備としての充てんポンプ(自己冷却)により 1 次系に水を注入することは、1 次系の保有水量を回復させ、炉心の冷却に有効と考えられる。

一方、炉心損傷の開始以降については、高圧状況下での RV 破損を防止するために、直ちに加圧器逃がし弁の開操作により 1 次系を減圧する。また同時に RV の破損後に CV の圧力・温度上昇を抑制し CV 健全性を守る観点から、原子炉キャビティにあらかじめ水を張るべく代替 CV スプレイを優先的に実施する。

このとき、炉心冷却については、有効性評価においては特に実施しない想定となっているが、実際には、RV 破損前に ECCS 等が復旧することによる RV 破損防止を期待して、1 次冷却系内に水を注入することは、対応方策として考えられる。その際に活用する設備としては、自主設置設備としての充てんポンプ(自己冷却)がある。過温破損モード時においては、事象発生から炉心損傷が始まるまで 3 時間程度の時間余裕があり、当該設備を準備することは十分に可能である。また当該ポンプの注入流量は 30 m³/h 程度であり、炉心の崩壊熱を完全に除去するには不十分であるものの、炉心溶融の進行を遅らせ、ECCS 等の炉心冷却手段復旧の時間稼ぎに寄与させることは可能と考えられる。

なお、これらの自主設置設備を含めた対応においても、最終的に RV 破損に至った際には、炉心に注入した水は CV 内に落下することから、当該行為が RV 破損後の CV 冷却機能に影響を生じさせることはない。

			時間経過(時間)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員	手順の内容	事象発生 約7.8時間 原子炉容器破損 15時間 可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの給水開始 24時間 CV自然対流冷却(以降継続)												
燃料取替用水ピットへの給水確保(海水)	災害対策要員 A', B'	海水供給ラインホース敷設・接続 (T.P.31m～燃料取替用水ピット)	[10] 1.5												燃料取替用水ピットへの給水は燃料取替用水ピットの水が枯渇する時間(約15.6時間)までに対応を行う想定としている。
		ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 (スクリーン室～可搬型大型送水ポンプ車～T.P.31m)	[11.5] 2.5												
	災害対策要員 B'	可搬型大型送水ポンプ車による断続送水 (循環水ポンプ建屋横)	[14.0] 燃料取替用水ピットが枯渇しないように災害対策本部の指示により断続的に送水を継続												
原子炉補機冷却海水系統への給水確保(海水)	災害対策要員 A', C', D'	ホース延長・回収車による海水供給ラインホース敷設・接続 (スクリーン室～可搬型大型送水ポンプ車(2台)～循環水ポンプ建屋)	[18.0] 4.0												可搬型大型送水ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(24時間)までに対応が可能を行う想定としている。
	運転員 a	格納容器自然対流冷却系統構成 (中央制御室)	[18.0] 0.5 [22.0]												
	運転員 b, c	格納容器自然対流冷却系統構成 (循環水ポンプ建屋、原子炉補助建屋、原子炉建屋)	[18.0] 1.0 [22.0]												
	災害対策要員 B'	可搬型大型送水ポンプ車(1台)による断続送水 (循環水ポンプ建屋横)	[24.0]												
使用済燃料ピットへの給水確保(海水)	災害対策要員 A', C'	海水供給ラインホース敷設・接続 (T.P.31m～使用済燃料ピット)	1.0												使用済燃料ピットへの給水は、使用済燃料ピット水面の線量率が0.15mSv/hとなる水位(通常水位-3.3m)となる1.6日後までに対応が可能。
	災害対策要員 B', C'	可搬型大型送水ポンプ車により適宜送水 (循環水ポンプ建屋横、T.P.31m)	災害対策本部の指示により適宜送水を継続												

災害対策要員	通信手段	通信先
A'	衛星携帯電話、トランシーバー	災害対策本部、屋外
B'	トランシーバー	屋外
C'	トランシーバー	屋外
D'	トランシーバー	屋外

所要時間については、類似訓練における時間を元に想定時間により算出している。
 (災害対策要員は、屋外作業開始前に放射線防護具類(タイベック、ゴム手袋、全面マスク、ポケット線量計等)を装備のうえ、作業を開始する。
 また、運転員についても屋外作業開始時は、放射線防護具を装備のうえ、操作を開始する。)



1-9. 自主設備を使用した場合の水源の対応等への影響について

格納容器過温破損防止シナリオにおいて、有効性評価では期待していない自主設備（自己冷却式充てんポンプ及びSG直接給水用高圧ポンプ）を使用した場合でも、有効性評価で期待する機器に対し、水源の対応・電源負荷・燃料の対応の観点から悪影響を与えないことについて、以下のとおり確認している。

1. 水源の対応への影響

以下のとおり、有効性評価で期待する代替格納容器スプレイポンプの水源（燃料取替用水ピット（図1））の対応に対し、悪影響はないことを確認している。

（1）自己冷却式充てんポンプを使用する場合の影響

自己冷却式充てんポンプの水源は、代替格納容器スプレイポンプの水源と同じ燃料取替用水ピットとなる。従って燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間への影響について評価を行う。

評価に際しては以下の条件を仮定する。

- ・自己冷却式充てんポンプの運転開始は事象発生後 130 分後とする。
- ・自己冷却式充てんポンプの炉心注入流量は 30m³/h 程度と想定されるが、保守的にポンプの定格流量の 45m³/h とする。
- ・自己冷却式充てんポンプの炉心注入により対応シナリオ自体が変わると考えられるが、当初のシナリオどおり代替格納容器スプレイポンプは事象発生後 3.5 時間後に運転開始とする。

上記の条件で評価した結果、燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間は、事象発生後 15.6 時間後から 12.3 時間後に早まることとなるが、事象発生後約 8 時間後から、海水等の給水用ホース等の準備作業を開始することにより、対応は可能である。

（2）SG 直接給水用高圧ポンプを使用する場合の影響

SG 直接給水用高圧ポンプの水源は補助給水ピットであり、代替格納容器スプレイポンプの水源（燃料取替用水ピット）とは異なる。従って燃料取替用水ピットへの海水等の補給開始が必要な時間への影響はない。

なお参考として、保守的に事象発生後直ちに SG 直接給水用高圧ポンプを運転開始するケースを仮定した場合、補助給水ピットへは事象発生後 7.5 時間後までに海水等を補給する必要があるが、事象発生後 3.5 時間後から、海水等の給水用ホース等の準備作業を開始することにより、対応は可能である。

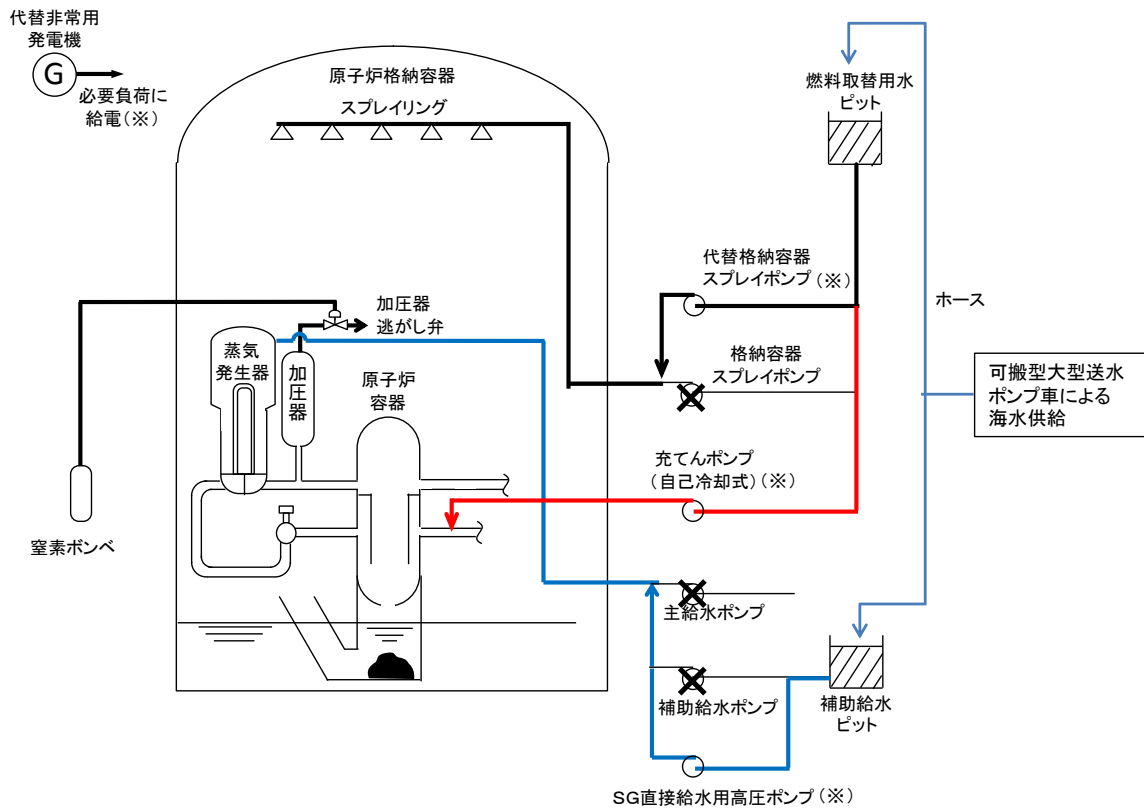


図1 水源の対応に係る概略系統

2. 電源の負荷容量への影響

有効性評価における機器の電源負荷の合計は 504kW であり、代替非常用発電機の給電容量の 3,200 kW 以下であることを確認している。

自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプの負荷は、それぞれ 683kW 及び 381kW であり、これらの負荷を追加した場合の合計負荷は 1,568 kW であり、代替非常用発電機の給電容量の 3,200 kW 以下である。

従って、電源の負荷容量への悪影響はない。

3. 燃料の対応への影響

2. 項のとおり自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプは代替非常用発電機から給電する。

有効性評価においては燃料消費量を、保守的に事象発生後直ちに代替非常用発電機を定格負荷で運転することで評価しており、自己冷却式充てんポンプ及び SG 直接給水用高圧ポンプを使用する場合もこの評価に包絡される。

従って、燃料の対応への悪影響はない。

以上