

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE732 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

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

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

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

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

 - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.3.2 想定事故2

7.3.2.1 想定事故2の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において，使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故2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」がある。

(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故2では，使用済燃料ピットの冷却系の配管破断による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漏えいが発生するとともに，注水機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，やがて燃料は露出し，損傷に至る。

したがって，想定事故2では，使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって，燃料有効長頂部を冠水させること，放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故2における機能喪失に対して，使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため，可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.3.2.1図に，対応手順の概要を第7.3.2.2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7.3.2.1表に示す。

想定事故2における重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計12名であり、事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち災害対策要員が4名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は3名である。この必要な要員と作業項目について第7.3.2.3図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。

使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

b. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水ピット又は2次系純水系統からの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラ空

冷装置の設置を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温上昇の確認に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

d. 使用済燃料ピット注水操作

1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。

1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。

1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた注水を行う。使用可能な淡水源（代替給水ピット又は原水槽）がある場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いて淡水を注水する。淡水源が使用不能と判断した場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を注水する。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。

以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

7.3.2.2 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・蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、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できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 2 における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故 2 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 7.3.2.2 表に示す。また、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。

なお、本評価では崩壊熱の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の使用済燃料ピットを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料ピットは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料ピットに比べて小さく事象進展が緩やかになることから本評価に包絡される。

(添付資料 6.5.7)

a. 初期条件

想定事故 2 に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

(a) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

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

水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、NWL-1.35m（燃料頂部より6.27m）とする。

評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮している。

（添付資料7.3.2.1）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 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による使用済燃料ピットへの注水流量

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量を上回る注水流量として $47\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 可搬型大型送水ポンプ車による注水は、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生の11.3時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第7.3.2.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の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、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約4.2時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第7.3.2.2図に示すとおり事象発生の約0.9日後である。

事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始できる時間は、事象発生の11.3時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生の約0.9日後に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。

(添付資料 7.3.2.2)

b. 評価項目等

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生の11.3時間後から可搬型大型送水ポンプ車による注水を行うことで、事象発生の約16.3時間後には使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も可搬型大型送水ポンプ車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。

(添付資料 7.3.1.2、7.3.2.3)

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2は、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。また、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.3.2.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また，評価条件の設定に当たっては，原則，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱及び初期水温並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱を最確値とした場合，評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり，水位低下が遅くなるが，使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温を最確値とした場合，使用済燃料ピット水温が変動するが，使用済燃料ピット水温を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合，評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが，使用済燃料ピット水位を起点とする操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱を最確値とした場合，評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため，使

使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約0.9日後と長時間を要することから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.1日短い約0.8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注水は、事象発生の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットを切り離した状態として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約0.1日短い約0.8日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃

料ピットへの注水は、事象発生後の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット内の水はわずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約0.7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注水は、事象発生後の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第7.3.2.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間余裕は大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

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

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生約0.9日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事象発生約11.3時間後に対して十分な時間余裕があることを確認した。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による可搬型大型送水ポンプ車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が

確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.3.2.4)

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名であり、事象発生3時間以降については参集要員も考慮する。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員31名及び参集要員で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、発電所災害対策要員及び参集要員により対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.3.1 想定事故1」と同様である。

7.3.2.5 結論

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断による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漏えいが発生す

るとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を行ったところ、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水することにより、使用済燃料ピット水位を回復させ維持できる。

その結果、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに、未臨界を維持することができることを確認した。また、長期的には使用済燃料ピット水位及び温度が安定した状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は、想定事故2における重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、「7.3.1 想定事故1」と同様であり供給可能である。

以上のことから、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水の燃料損傷防止対策は想定事故2に対して有効である。

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。 使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を行う。 	-	-	使用済燃料ピット温度 (AM 用) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 使用済燃料ピット監視カメラ
b. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット又は 2 次系純水系統からの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。 	【燃料取替用水ピット】	-	使用済燃料ピット温度 (AM 用) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 使用済燃料ピット監視カメラ* 燃料取替用水ピット水位 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。 	-	-	使用済燃料ピット温度 (AM 用) 使用済燃料ピット監視カメラ*
d. 使用済燃料ピット注水操作	<ul style="list-style-type: none"> 1 次系純水タンクが使用可能であれば、1 次系純水タンクからの注水操作を行う。 1 次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 1 次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた注水を行う。使用可能な淡水源 (代替給水ピット又は原水槽) がある場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いて淡水を注水する。淡水源が使用不能と判断した場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を注水する。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。 以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。 	ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	使用済燃料ピット温度 (AM 用) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 使用済燃料ピット監視カメラ* 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

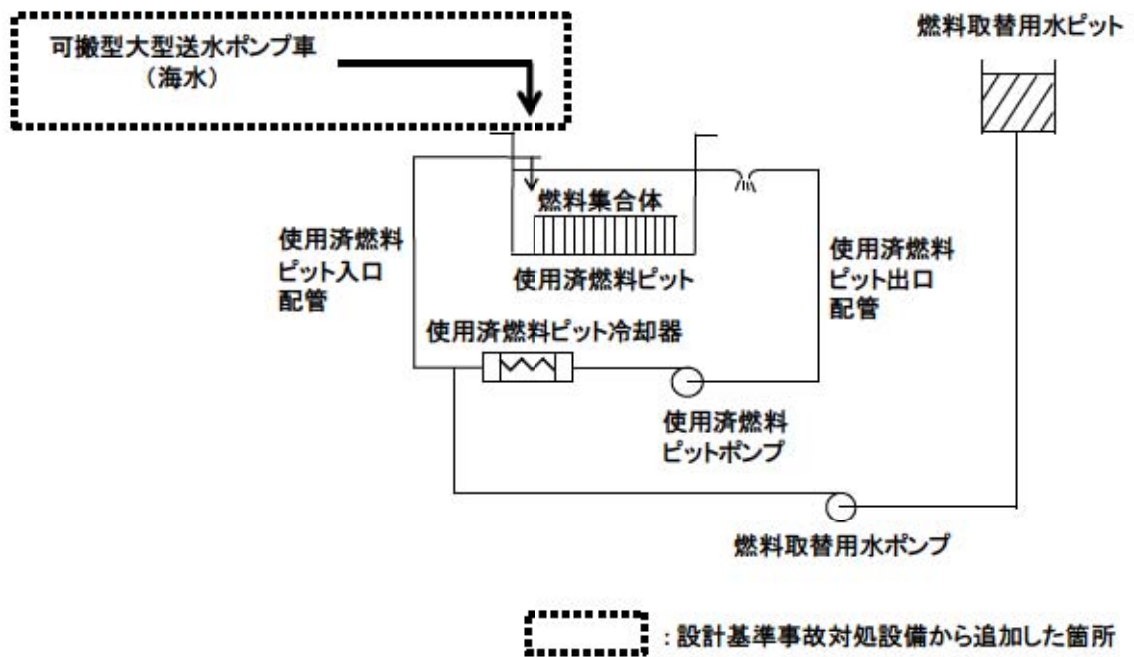
※使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む

第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（1/2）

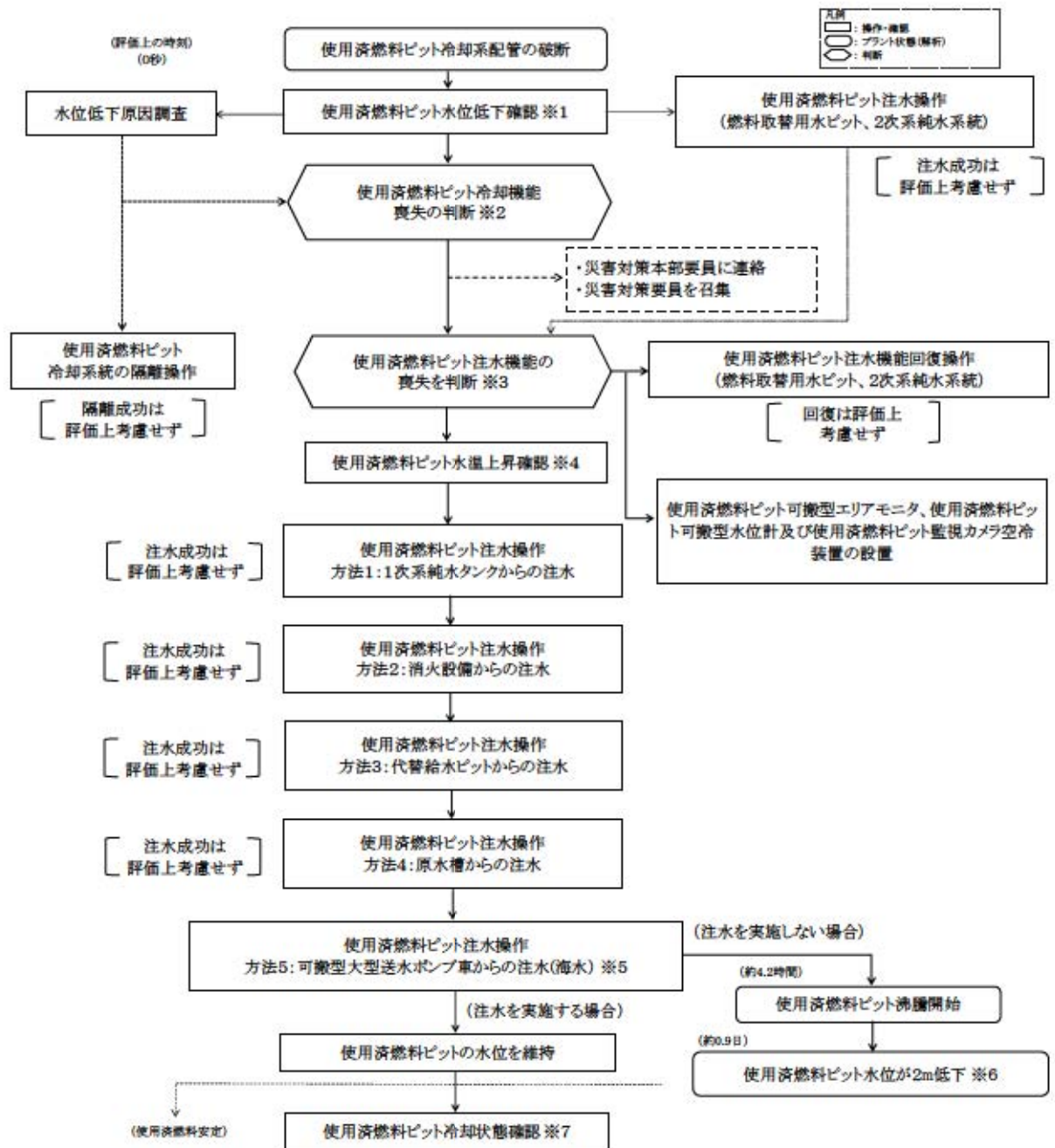
項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1、2号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮したものとしている。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	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、燃料検査ピット及び燃料取替チャンネル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、Aピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL-1.35m (燃料頂部より6.27m)	冷却系配管破断時に使用済燃料ピットの水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット出口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンプレーカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合とある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。

第 7.3.2.2 表 「想定事故 2」の主要評価条件（2 / 2）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が 維持できる最低水位	冷却系配管の破断によって 想定される初期水位-2.0m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h） となる水位である燃料頂部から 4.25m（NWL-3.37m）と、冷却系配管の破断によ って想定される初期水位である燃料頂部から 6.27m（NWL-1.35m）の差 2.02m より、安全側に設定。
	可搬型大型送水ポンプ車 の使用済燃料ピット への注水流量	47m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量を上回る注水流 量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	可搬型大型送水ポンプ車 による使用済燃料ピット への注水開始	事象発生の 11.3 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、 放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水操作を実施する として、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第7.3.2.1図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



※1: 使用済燃料ピット水位低警報 T. P. 32.58m (通常水位 T. P. 32.66m)

※2: 使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認

使用済燃料ピット水位、補助建屋サンプタンク水位

※3: 使用済燃料ピット注水機能喪失は以下で確認

燃料取替用水ピットからの注水不能、2次系純水系統からの注水不能

※4: 使用済燃料ピット温度高警報 60℃

※5: 冷却系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する

※6: 使用済燃料ピットの換量率が遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)を確保できる水位

(初期水位から漏えいに伴う水位低下及び蒸発による低下分を考慮した値)

※7: 使用済燃料ピットの冷却状態確認は以下で確認

使用済燃料ピット水位確保、温度安定

第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要
 (「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」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は給作業後 移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	2		3	4
	3号 1	●運転操作指導													
	副長 1	●運転操作指導補佐													
状況判断	運転員a, b 2	●使用済燃料ピット水位低下確認 ●使用済燃料ピット水位、水位の監視 (中央制御室確認)	10分												
使用済燃料ピット冷却系統確認操作 (評価上考慮せず)	運転員b 【1】	●使用済燃料ピット冷却系統の水位低下原因調査及び再稼働 (現場操作)	適宜実施												
使用済燃料ピット注水操作 (評価上考慮せず)	運転員a 【1】	●燃料取替用水ピットからの注水準備 ●燃料取替用水ピットからの注水操作 ●2次系統水系統からの注水準備 ●1次系統水タンクからの注水準備 (中央制御室操作)	5分												
	運転員c 1	●燃料取替用水ピットからの注水準備・注水操作 ●2次系統水系統からの注水操作 (現場操作)	35分												
	運転員b 【1】	●1次系統水タンクからの注水操作 ●消火設備(ろ過水タンク)からの注水操作 (現場操作)	25分												
			30分												
使用済燃料ピット注水機能 回復操作 (評価上考慮せず)	運転員a 【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)	適宜実施												
	運転員c 【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
使用済燃料ピットの監視	災害対策要員A, B, C, D 4	●使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型) 及(使用済燃料ピット監視カメラ)空冷装置の設置 (現場操作)	2時間												

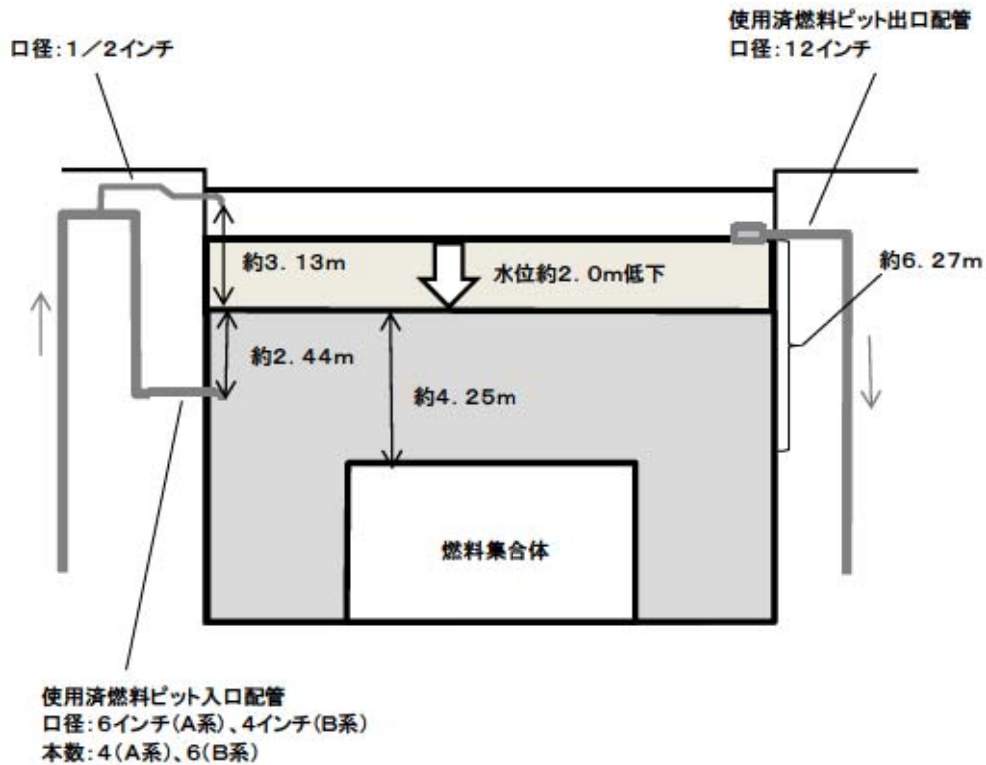
・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 ・携行型通気装置による通気連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件等(特に実際の現場移動を含む作業時間等)を考慮した上で評価上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が評価上設定した操作条件時間内に対応できることは手順書に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

第 7.3.2.3 図 想定事故2の作業と所要時間(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)(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)		備考
平順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	平順の内容	3	4	
代替給水ピット4からの使用済燃料ピットへの注水 (詳細上考慮せず)	災害対策要員A'、B'、C'	[9] ●可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設。 ●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、代替給水ピットへの吸管挿入 (現場操作)	※1 1時間10分 50分		使用済燃料ピットへの注水については、事業発生の4時間後から準備を開始し、使用済燃料ピット水面の標高差0.15m/s ² となる約0.9日までに対応を行う。
	災害対策要員B'	[1] ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)	適宜実施		
原水槽からの使用済燃料ピットへの注水 (詳細上考慮せず)	災害対策要員A'、B'、C'	[9] ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設。 ●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、原水槽への吸管挿入 (現場操作)	※1 2時間10分 1時間15分		※1:注水が困難と判断された場合には、その時点で他の水源による注水操作へ移行する。 ※2:原水槽からの使用済燃料ピットへの注水と共通の操作内容
	災害対策要員B'	[1] ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)	適宜実施		
海水からの使用済燃料ピットへの注水	災害対策要員A'、B'、C'	[9] ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設。 ●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	2時間00分 ※2 1時間40分		適宜実施
	災害対策要員B'	[1] ●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)	適宜実施		
燃料補給	多量要員	2 ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンカーリレーへの燃料積み上げ (現場操作)	4時間		←

・災害対策要員の記号に付記した「'」は、災害対策要員同士での担当作業の入替えを行っている対応が可能であることを示す。

第 7.3.2.3 図 想定事故2の作業と所要時間 (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) (2 / 2)



使用済燃料ピット水位概要図

	評価結果
① 2.0m分の評価水量	
Aピット	約120m 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
合計	約362m ³
② 事象発生からAピットが沸騰するまでの時間 ^(注)	約4.2時間
③ 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発水量	約19.16m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により2.0m水位が低下する時間	約0.9日

(注) Aピット, Bピットそれぞれに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が短いAピットの値を採用。

(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:9.813MW、この場合のBピットの崩壊熱:1.695MW)

第7.3.2.4図 「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE732H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

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

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

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

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

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

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

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

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

事象進展について

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

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

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

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

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

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

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

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

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

(7.1.8 格納容器バイパス)

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

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

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

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

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

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

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

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

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

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

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

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

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

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

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

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

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

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

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

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

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

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

(7.2.4 水素燃焼)

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

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

(7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)

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

(7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(7.3.1 想定事故1)

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

(7.3.2 想定事故2)

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

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

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

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

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

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

(7.4.4 反応度の誤投入)

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

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

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

使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量および
サイフォンブレーカの健全性について

使用済燃料ピットに接続している冷却系配管は、使用済燃料ピット入口配管と出口配管がある（図1）。

使用済燃料ピット入口配管が破断した場合、当該配管の使用済燃料ピット接続部の開口部の高さは TP.26.85m であるが、サイフォンブレーカが設置されており、使用済燃料ピットの水位がサイフォンブレーカの使用済燃料ピット接続部の開口部の高さ TP.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、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい及び使用済燃料ピット水位の低下は停止する。

使用済燃料ピット出口配管が破断した場合、当該配管の使用済燃料ピット接続部の開口部の高さ（下端）は TP.31.31m であり、この高さまで使用済燃料ピット水位が低下すれば、使用済燃料ピット出口配管からの漏えい及び使用済燃料ピット水位の低下は停止する。

従って、使用済燃料ピット水位が最も低下するのは、使用済燃料ピット出口配管が破断するケースであり、その時使用済燃料ピットの水位は TP.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）

○ 使用済燃料ピット冷却系配管の設計上の考慮について

使用済燃料ピット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。

- ・使用済燃料ピット出口配管は、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、使用済燃料ピット上部に設置している。
- ・使用済燃料ピット入口配管は、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使用済燃料ピットに接続しているが、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、一旦使用済燃料ピット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使用済燃料ピット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、可能な限り使用済燃料ピット水面に近い位置としている。

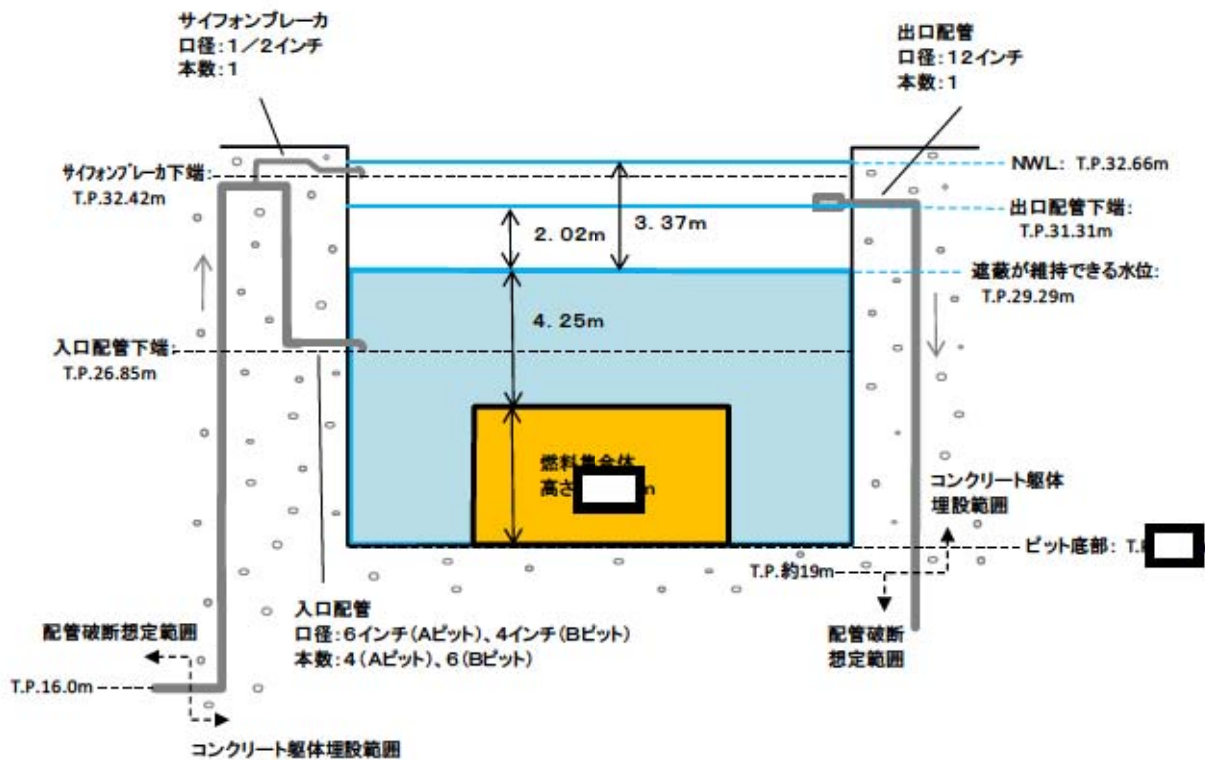


図1 使用済燃料ピットに接続する配管の概要

○ サイフンブレーカの健全性について

サイフンブレーカは、以下のとおり地震時も含めて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

- ・サイフンブレーカは使用済燃料ピット接続部以外は使用済燃料ピットの躯体コンクリート（耐震 S クラス）に埋設されており、埋設配管の耐震性については問題ない。

また、埋設部より使用済燃料ピットへ約 15 センチ突き出た配管についても、Ss 地震動における発生応力の評価では 1 MPa 程度 と、許容応力 401MPa と比べると十分に小さかったことから、耐震性については問題ない。

追記【地震津波調査の反映】
(応力解析の評価結果について、基準地震動の確定後に評価を実施するため)

(2) 人的過誤、故障による影響

- ・サイフンブレー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。使用済燃料ピット入口配管のサイフ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、使用済燃料ピットの水位がサイフンブレーカ開口部高さまで低下すればその効果を発揮する。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 異物による閉塞

- ・サイフォンブレーカ（内径 16.7 ミリ）には通常時には使用済燃料ピットに向けて冷却水が常時流れていること、及び使用済燃料ピット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。また使用済燃料ピット内は異物管理区域としていることから、異物混入の可能性はない。

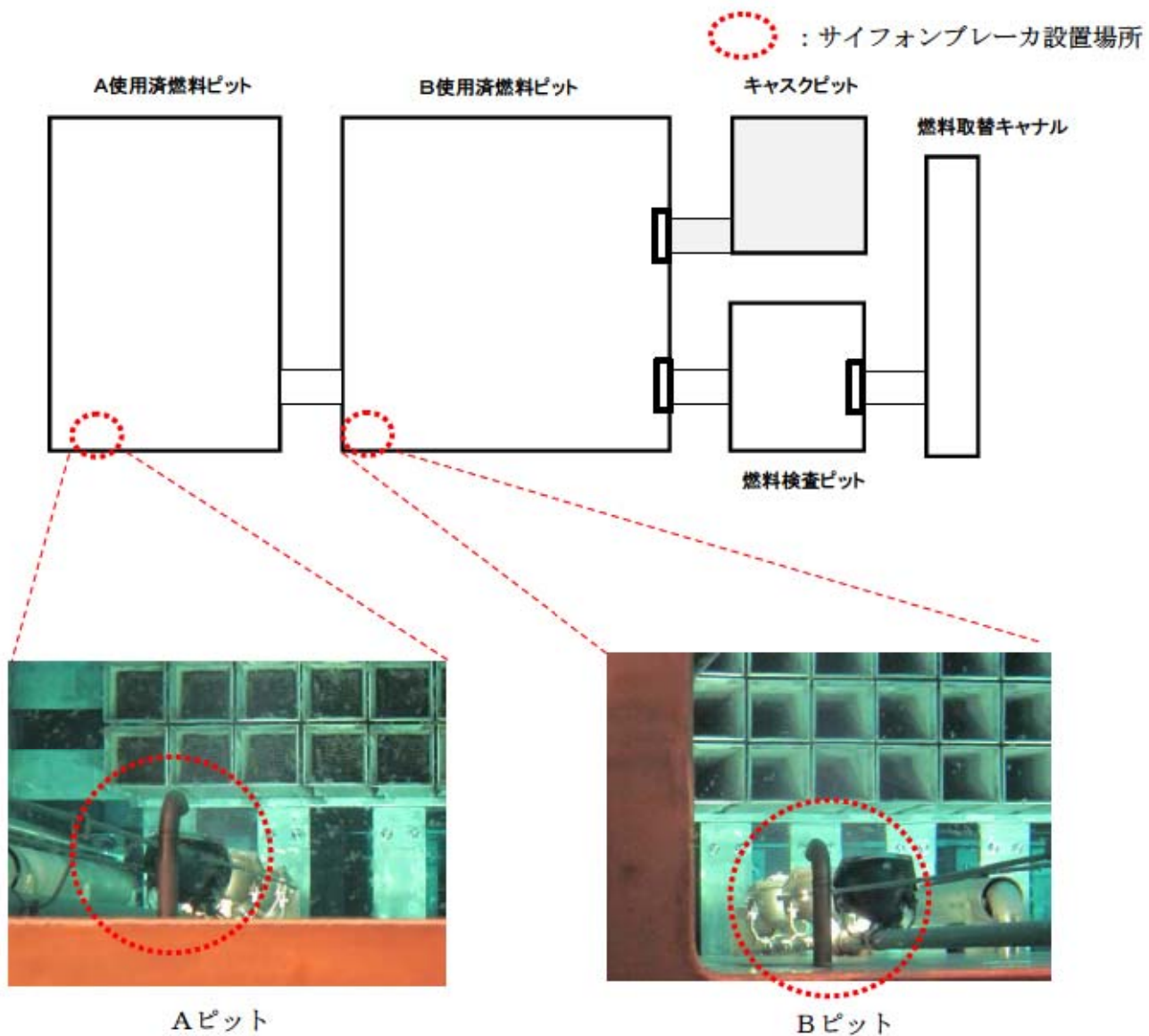
(4) 落下物による影響

- ・サイフォンブレー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約 15 センチ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を想定しても、一定の剛性を有する鋼管に曲げ変形が生じる場合、断面は楕円形状を保持したまま変形するため、極端に座屈変形して流路が完全に閉塞することはないと考える。空気の通り道が僅かにでもあればサイフォンブレーカは機能する。
- ・なお、周辺設備は自らの損傷、転倒、落下等により使用済燃料ピットの安全機能が損なわれないよう隔離をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、S クラス相当の構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止していることから、落下物による影響は考えられない。

(5) 通水状況の確認

- ・上記のとおりサイフォンブレーカが閉塞することはないと考えるが、念のため、定期的に閉塞していないことを確認する。
- ・使用済燃料ピット通常水位において、サイフォンブレー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が、巡視点検に合わせて行う確認（1 週間に 1 回程度）等にて、サイフォンブレーカの外観、サイフォンブレーカ近傍の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。

以上



サイフンプレーカ仕様
 配管材質 : SUS304TP
 サイズ : 外径φ21.7mm、内径φ16.7mm、厚さ 2.5mm

泊3号機 使用済燃料ピット概略図

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

「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」のうち、想定事故2の「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

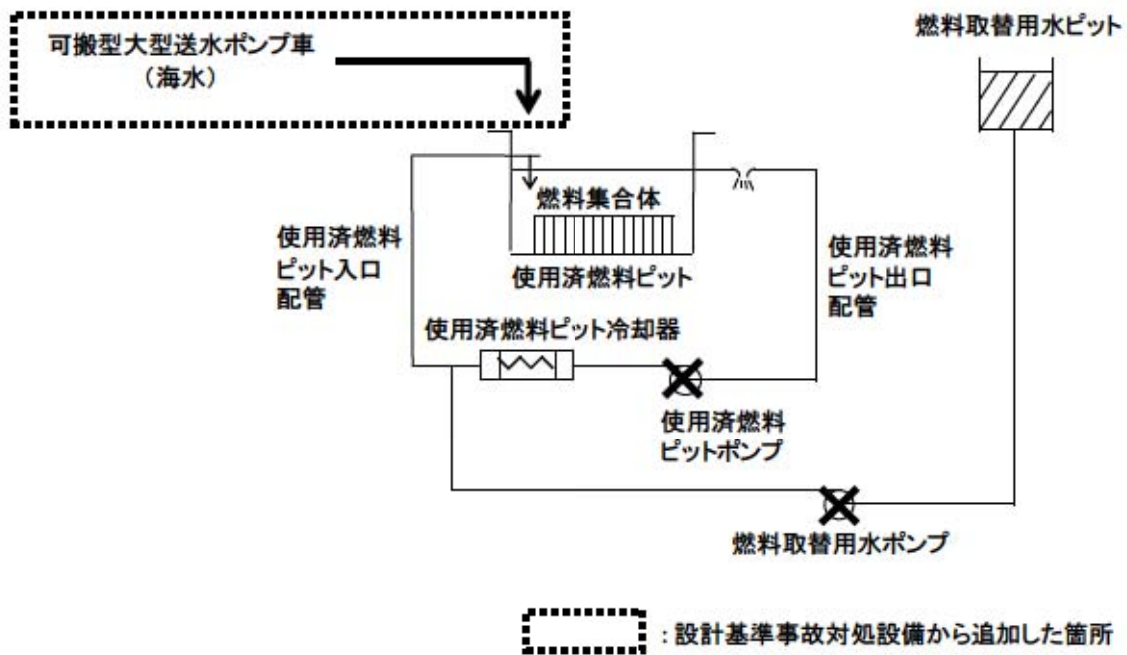


図1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図

安定状態について

想定事故2（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）時の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット安定状態：可搬型大型送水ポンプ車等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した状態（配管破断箇所が隔離不能である場合、可搬型大型送水ポンプ車による断続的な補給が必要である）

使用済燃料ピット水位、温度安定状態の確立について

事象発生約4.2時間後に使用済燃料ピット水は100℃に到達するが、事象発生11.3時間後から注水流量47m³/h（可搬型大型送水ポンプ車）で補給を開始することで、事象発生約16.3時間後に使用済燃料ピット出口配管下端水位に回復、維持できる。この使用済燃料ピット水位、温度が安定した時点安定状態とする。

なお、蒸発量（約19.16 m³/h）に対し、注水流量47m³/h（可搬型大型送水ポンプ車）で注水可能であることから、使用済燃料ピット水位、温度を維持、回復できる。

【計算】

補給開始後約5.0時間で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピット出口配管下端までの補給量：約137 m³**
- ・蒸発量：約19.16 m³/h
- ・注水流量：47m³/h（可搬型大型送水ポンプ車）

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間11.3時間に補給時間約5.0時間を足した時間の事象発生約16.3時間後に安定状態となる。

※ 補給に寄与する水量は、A、B-SFP、燃料取替キャナル及び検査ピット接続を考慮

<参考>

最も厳しい状況を仮定した場合の安定状態までに必要な時間

【事故の仮定】

事故発生後、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備が完了した時点（事象発生後の11.3時間後）のピット水位が、放射線の遮蔽が維持できる水位（燃料頂部から4.25m）まで低下したと仮定する。

【計算】

補給開始後約13.0時間で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピット出口配管下端までの補給量：約362m³
- ・蒸発量：約19.16 m³/h
- ・注水流量：47m³/h（可搬型大型送水ポンプ車）

以上のことから、可搬型大型送水ポンプ車による補給準備完了時間11.3時間に補給時間約13.0時間を足した時間の事象発生約24.3時間後に安定状態となる。

評価条件の不確かさの影響評価について
(想定事故2)

「想定事故2」の評価条件の不確かさの影響について、表1及び表2に示す。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/2）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	装荷炉心毎	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1、2号炉分含む）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、MOX燃料の使用も考慮したものとしている。崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。		最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
初期条件 事象発生前 使用済燃料ピット 水温（初期水温）	40℃	装荷炉心毎	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約0.9日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.1日短い約0.8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注水は、事象発生の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、使用済燃料ピット内の水は、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約0.7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注水は、事象発生の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
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、燃料検査ピット及び燃料取替キャナル接続	Aピット、Bピット、燃料検査ピット及び燃料取替キャナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温100℃まで上昇する時間の評価は、Aピットのみを考慮し設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。		使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替キャナル及び燃料検査ピットを切り離した状態として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取替用キャナル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約0.1日短い約0.8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注水は、事象発生の11.3時間（約0.5日）後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/2）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
事故条件	冷却系配管の破断 によって 想定される初期水位	通常水位 (NWL) -1.35m (燃料頂部より 6.27m)	通常水位 (NWL) -1.35m (燃料頂部より 6.27m)	冷却材配管破断時に使用済燃料ピット水位 が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピ ット出口配管の破断による流出を想定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、運転員等操作時間に与える影響はな い。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	安全機能の喪失 に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が 喪失するものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、運転員等操作時間に与える影響はな い。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合とある場合では、事象 進展は同じであることから、資源の評価の 観点で厳しくなる外部電源がない場合を想 定する。	外部電源がない場合と外部電源がある場合 では、事象進展は同じであることから、運転員等 操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合 では、事象進展は同じであることから、評価項目 となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	放射線の遮蔽が 維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.25m	燃料頂部から約 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)となる水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、運転員等操作時間に与える影響はな い。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。
	可搬型大型送水ポン プ車の使用済燃料ピ ットへの注水流量	47m ³ /h	47m ³ /h	崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止 が可能な流量を上回る注水流量として設 定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、運転員等操作時間に与える影響はな い。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、評価項目となるパラメータに与える 影響はない。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
操作条件 可搬型大型送水ポンプ車の使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から11.3時間後	事象発生から11.3時間以内	解析コードは使用していないため対象外。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間余裕は大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間に対する時間余裕は、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約0.9日後であり、事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である11.3時間に対して十分な時間余裕があることを確認した。