

資料 2 - 1

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE731 r.6.0
提出年月日	令和5年1月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.3.1 想定事故 1

令和 5 年 1 月
北海道電力株式会社

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.3. 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 目次

- 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
- 添付資料7.3.1.6 使用済燃料ピットの状態監視について

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

7.3.1.1 想定事故1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1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」がある。

(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故1では，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため，使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し，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緩慢に低下することから，緩和措置がとられない場合には，使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料ピットの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，想定事故1では，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って，燃料損傷の防止を図

る。また、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、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7.3.1.1図に、手順の概要を第7.3.1.2図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.3.1.1表に示す。

想定事故1において、事象発生3時間までの重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計15名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員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7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。また、事象発生3時間以降に追加で必要な要員は、可搬型タンクローリーによる燃料補給を行うための参集要員2名である。必要な要員と作業項目について第7.3.1.3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

使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、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、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。

b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水温及び水位を確認するため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。

c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

2次系純水系統及び燃料取替用水ピット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、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。

使用済燃料ピット補給水系の故障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。

（添付資料7.3.1.6）

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NWLを目安に注水し、NWL到達後は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端以下とならないよう水位を維持する。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。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。

7.3.1.2 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で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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」である。

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、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緩慢に低下するが、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。

なお、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で、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵さ

れており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

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1における運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、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。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数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、また、より多くの運転員による対応が可能であ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

(a) 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、NWL（燃料頂部より約7.62m）とする。

(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、標準的な温度として40℃とする。

(c) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後7.5日）で取り出さ

れた全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$ である。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、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可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 可搬型大型送水ポンプ車

使用済燃料ピットへの注水は、可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし、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量を上回る $47\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水する。

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使用済燃料ピットへの注水準備操作は、災害対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生5.7時間までに完了するが、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が100℃に到達することにより使用済燃料ピット水位が低下し始める事象発生約6.6時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を第7.3.1.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約6.6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される最低水位まで低下するのは、第7.3.1.4図に示すとおり事象発生の約1.6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5.7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され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1.6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。

その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、

可搬型大型送水ポンプ車により、蒸発量に応じた量を使用済燃料ピットに注水することで、使用済燃料ピット水位を維持する。

(添付資料7.3.1.1)

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され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され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5.7時間後までに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準備が完了するため、使用済燃料ピットの水位が低下し始める事象発生約6.6時間後から蒸発量に応じた使用済燃料ピットへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故1は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.3.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、初期水位及び初期水温、初期の地震起因のスロッシング発生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

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、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り、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになるため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。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、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。

初期条件の初期水位は、評価条件のNWLに対して最確条件はNWL付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水位が変動するが、使用済燃料ピット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。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、評価条件で設定している初期水位よりも使用済燃料ピット水位が低くなるが、使用済燃料ピット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。

初期条件の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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、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され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。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、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水温が高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生約1.6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均温度の上限である65℃とし、初期水位を水位低警報レベルであるNWL-0.08m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される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.2日短い約1.4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、事象発生約5.7時間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。

初期条件の初期水位は、評価条件のNWLに対して最確条件はNWL付近であり、評価条件の不確かさとして、初期水位の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水位が低い場合は、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が

維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約1.6日後と長時間であることから、初期水位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。

追而【地震津波側審査の反映】

(新たに設定した基準地震動による SFP スロッシングの溢水量評価結果を受けて反映のため)

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、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される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水位NWLの場合と比較して約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注水は、事象発生の5.7時間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。

初期条件の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され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0.2日短い約1.4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5.7時間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、自然蒸発、使用済燃料ピット水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料ピット水位低下開始時間より早く使用済燃料ピット水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料ピット水は冷却される。さらに、使用済燃料ピット水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に事象発生直後から沸騰による使用済燃料ピット水位の低下が開始すると想定し、初期水位を水位低警報レベルNWL-0.08mとして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される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.3日短い約1.3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5.7時間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、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、

評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の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として事象発生から約6.6時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、アクセスルート復旧作業及び注水準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の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、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料ピット水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の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、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事象発生約5.7時間後に完了することから時間余裕がある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.3.1.4)

7.3.1.4 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1において、重大事故等対策時における事象発生3時間までに必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり15名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の31名で対処可能である。また、事象発生3時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から3時間以内に参集可能な要員の2名で確保可能である。

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1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（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料ピット水が100℃に到達するまで最低でも半日以上）、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、中央制御室の運転員，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 1 において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

海水を取水源として，可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水（ $47\text{m}^3/\text{h}$ ）を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については，事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合，約 527.1kL の軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については，保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると，7 日間の運転継続に約 7.4kL の軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水については，事象発生直後から使用済燃料ピット水が蒸発を開始すると想定し，使用済燃料ピット水位を維持するよう可搬型大型送水ポンプ車で間欠的に注水した場合，7 日間の運転継続に約 5.0kL の軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約 540kL の軽油を保有しており，これらの使用が可能であることから，ディーゼル発電機による電源供給，緊急時対策所への電源供給及び可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水について，7

日間の継続が可能である（合計使用量約539.5kL）。

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料7.3.1.5）

7.3.1.5 結論

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失し、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、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緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料ピット水位の低下により燃料は露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、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手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、使用済燃料ピットでは燃料が、ボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

その結果、燃料有効長頂部が冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、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1に対して有効である。

第 7.3.1.1 表 「想定事故 1」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 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"> 使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、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）、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。 	—	—	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. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。 	—	—	使用済燃料ピット温度 (AM 用) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) 使用済燃料ピット監視カメラ
c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	<ul style="list-style-type: none"> 2次系純水系統及び燃料取替用水ピット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、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断する。 使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。 	—	—	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 燃料取替用水ピット水位* 燃料取替用水ピット水位*
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 NWL を目安に注水し、NWL 到達後は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 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。 	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 (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 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) 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 (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 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)

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 □：有効性評価上考慮しない操作

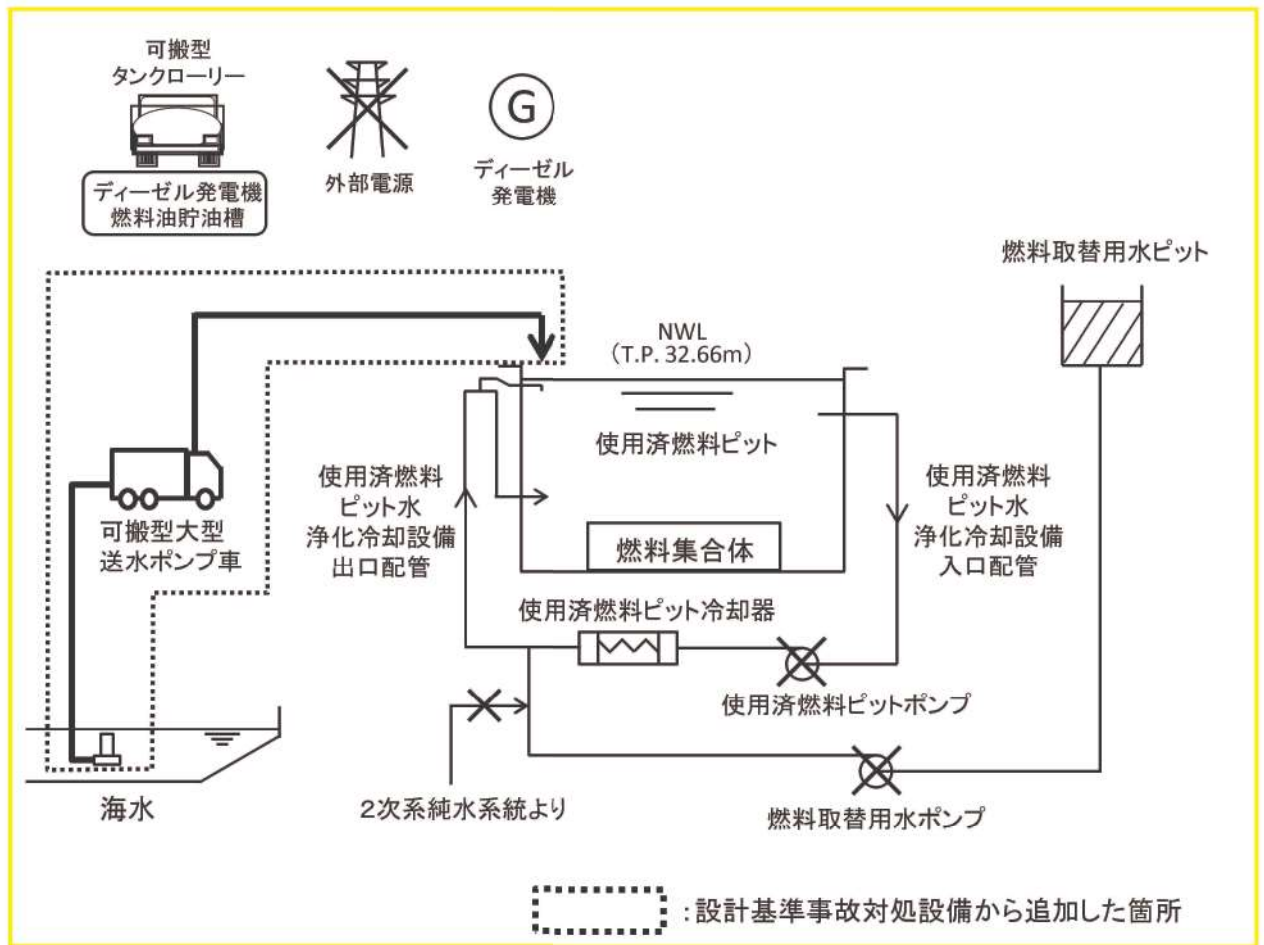
第7.3.1.2表 「想定事故 1」の主要評価条件（1／2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
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（原子炉停止後7.5日 [*] ）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。
初期条件	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温） 40℃ 事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位） NWL （燃料頂部より約7.62m）	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。 使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、標準的な水位として設定。
事故条件	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態 A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失 及び注水機能喪失 外部電源	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、B－使用済燃料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。 使用済燃料ピット冷却機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとして設定。 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。

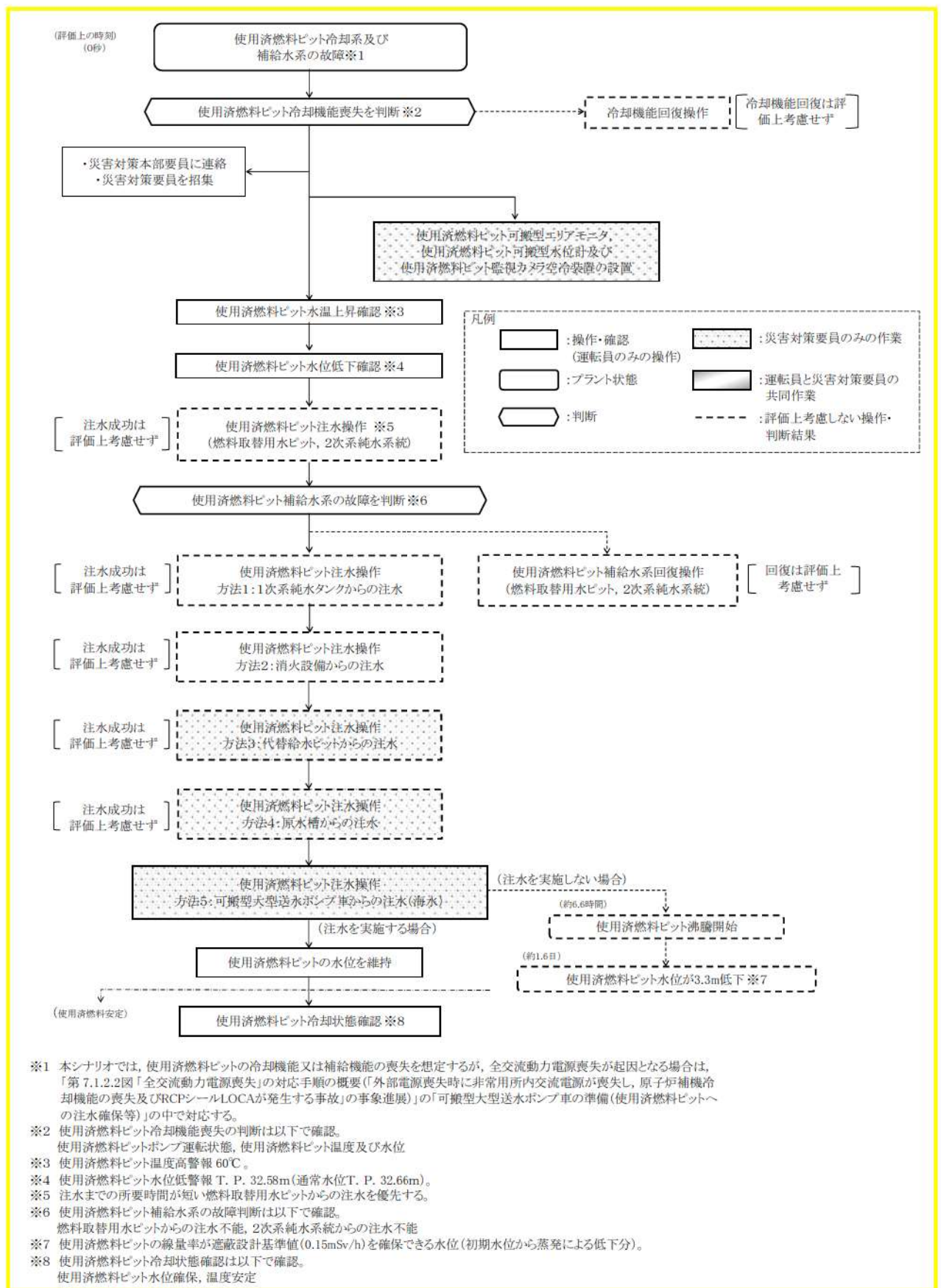
※ 泊3号炉の至近の定期検査における実績（約9日）を踏まえ、原子炉停止後7.5日を設定。原子炉停止後7.5日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はトリップのような瞬間に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第7.3.1.2表 「想定事故1」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 維持される最低水位	NWL-3.3m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱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-約3.37m) 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 注水操作	事象発生の約6.6時間後	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準備操作は、災害対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生5.7時間までに完了するが、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が100℃に到達することにより使用済燃料ピット水位が低下し始める事象発生約6.6時間後を設定。



第7.3.1.1図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



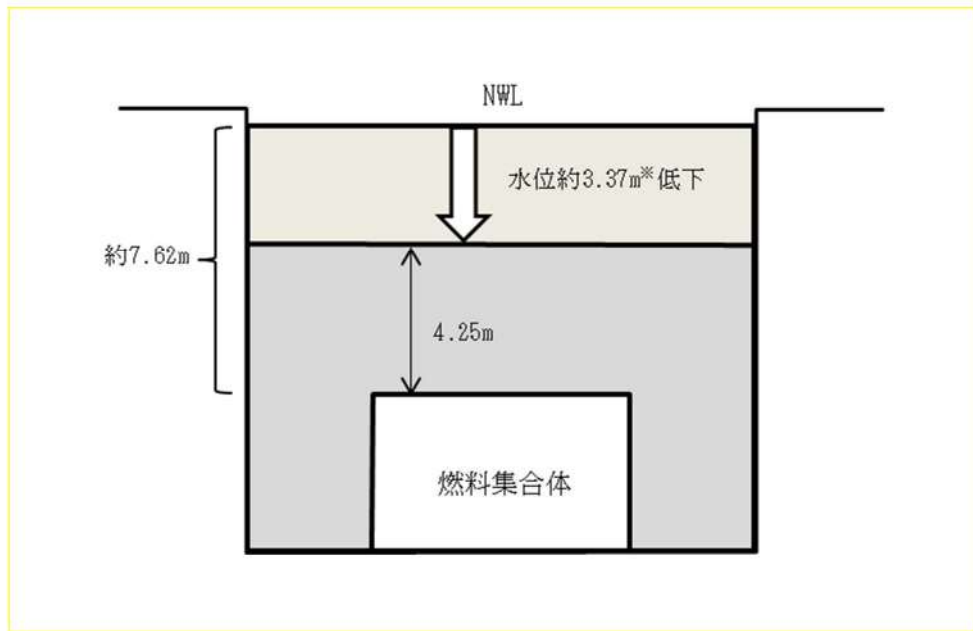
第7.3.1.2図 「想定事故1」の対応手順の概要

(「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」の事象進展)

作業項目	必要人員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)	備考	
	責任者	補佐	通達連絡等	運転員(中央制御室)	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	2h			3h
状況判断	1人 A,B	-	-	-	10分	▽ フランシ状況判断										▽ 約30分 補給水系統稼働判断	通常運転時に使用済燃料ピットへの補給機能として期待している燃料投替用水ピット及び2次系見水系からの注水機能喪失を確認した場合には、(中央制御室)と併用済燃料ピット冷却機能回復操作を実施する。(中央制御室での使用済燃料ピット冷却機能回復操作実施後に注水準備等名開始)
	2人 A,B	-	-	-	10分	▽ フランシ状況判断										▽ 約30分 補給水系統稼働判断	通常運転時に使用済燃料ピットへの補給機能として期待している燃料投替用水ピット及び2次系見水系からの注水機能喪失を確認した場合には、(中央制御室)と併用済燃料ピット冷却機能回復操作を実施する。(中央制御室での使用済燃料ピット冷却機能回復操作実施後に注水準備等名開始)
使用済燃料ピット冷却系回復操作 (準備上考慮せず)	1人 A	-	-	-	5分	適宜監視										適宜実施	使用済燃料ピット冷却機能喪失再発
	1人 A	1人 B	-	-	10分	適宜監視										適宜実施	使用済燃料ピット冷却機能喪失再発
使用済燃料ピット注水操作 (準備上考慮せず)	1人 A	-	-	-	5分	5分										5分	燃料投替用水ピットからの注水操作
	1人 A	-	-	-	5分	5分										5分	2次系純水系統からの注水準備
使用済燃料ピット注水操作 (準備上考慮せず)	1人 A	-	-	-	35分	35分										30分	1次系純水タンクからの注水準備
	1人 C	-	-	-	35分	35分										30分	燃料投替用水ピットからの注水準備・注水操作
使用済燃料ピット補給水系回復操作 (準備上考慮せず)	1人 A	-	-	-	25分	25分										30分	1次系純水タンクからの注水操作
	1人 A	-	-	-	25分	25分										30分	2次系純水タンクからの注水操作
使用済燃料ピットの監視	1人 A	-	-	-	2時間	2時間										2時間	閉込設備(含選水タンク)からの注水操作
	1人 A	-	-	-	2時間	2時間										2時間	使用済燃料ピット補給水系統回復操作・失敗原因調査

【A】は起仕業務後移動してきて必要
 ・飛行型電話装置による通信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。

第 7.3.1.3 図 想定事故 1 の作業と所要時間 (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) (1/2)



使用済燃料ピット水位概略図

		評価結果
① 3.3m [*] 分の評価水量 (m ³)		
	A－使用済燃料ピット	約210m ³
	B－使用済燃料ピット	約310m ³
	A, B－使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量		約19.16m ³ /h
③ 3.3m水位低下時間 (①/②)		約32.8時間
④ 水温100℃までの時間		約6.6時間
合計 (③+④)		約1.6日 (約39.4時間)

※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) 以下となるための許容水位低下量は約3.37mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に3.3mとした。

第 7.3.1.4 図 「想定事故 1」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

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1の「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

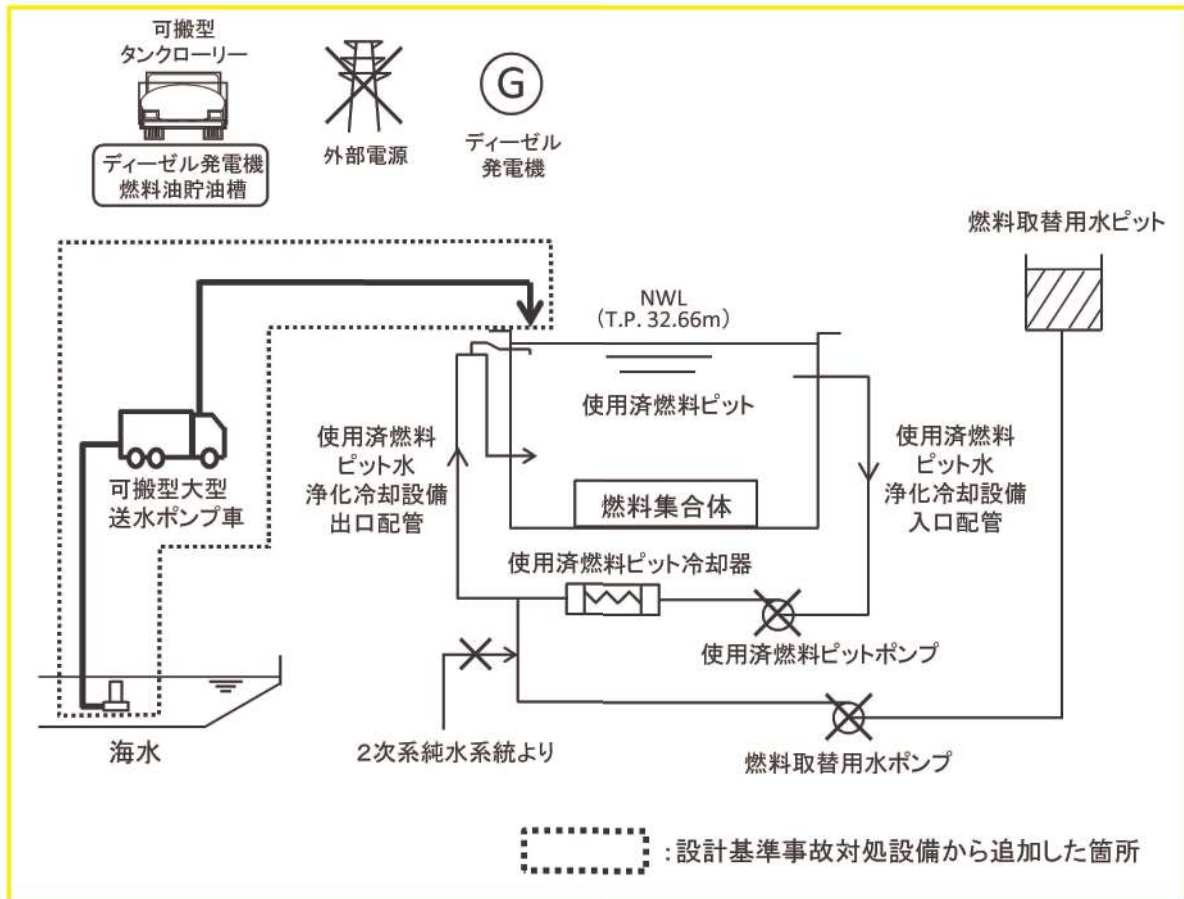


図1 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

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

想定事故1においては使用済燃料ピット冷却機能及び補給水系の故障により、想定事故2においては冷却系配管の破断によりそれぞれ使用済燃料ピット水位が徐々に低下する事象を想定している。

本資料では、水位の低下により、遮蔽設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価し、可搬型大型送水ポンプ車による注水までの時間的余裕が確保されていることを示すものである。

本資料における評価内容を下表に示す。

表1 評価内容一覧

運転状態	ピット間の 接続状態	使用済燃料ピット ゲート状態	記載 箇所	評価結果 ^{※2}	
				想定事故1	想定事故2
定期検査中 (燃料取出状態)	キャスクピットのみ 水抜き状態	正常	本文	約1.6日	約1.0日
		外れた場合	参考3	約1.1日	—
運転中 (燃料装荷状態)	燃料検査ピット及び 燃料取替キャナルが 水抜き状態 ^{※1}	正常	参考2	約3.2日	約2.0日
		外れた場合	参考3	約1.6日	—

※1：燃料検査ピット及び燃料取替キャナルとキャスクピットを同時に水抜き状態にすることは
ない。

※2：遮蔽設計基準値に相当する水位に達するまでの時間。

以下、最も厳しい評価として、使用済燃料ピットの燃料の崩壊熱が最大となる定期検査中の燃料取出直後における想定事故1及び想定事故2に対する評価結果を示す。

なお、運転中の大部分の時期についても、ピット間の接続状態が定期検査中と同じであり、崩壊熱はより小さい値となるため、この評価結果に包絡される。

表2 評価における前提条件

号機	泊3号機
燃料仕様	ウラン燃料 (最高燃焼度: 55Gwd/t、ウラン燃料: 4.8wt%) (3号機) (最高燃焼度: 55Gwd/t、ウラン燃料: 4.8wt%) (1、2号機) MOX燃料 (3号機) (最高燃焼度: 45Gwd/t)
貯蔵体数/熱負荷 (安全側に燃料取出直後の熱負荷とする) (添付1)	A-使用済燃料ピット: 600体/1.126MW B-使用済燃料ピット: 840体/10.382MW 合計: 1,440体/熱負荷 11.508MW
事象発生時のピット水温	40°C (定期検査に伴う燃料取出中の通常水温)
必要遮蔽厚	4.25m (添付2)
ピット間の接続状態	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット (A、B-使用済燃料ピット)、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは、定期検査中 (燃料取出状態) 水張り状態である。 沸騰までに要する時間の評価については、安全側にA、B-使用済燃料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として評価する。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB-使用済燃料ピット側に崩壊熱の高い燃料体等を選択的に貯蔵した状態を想定する。 水位低下時間の評価においては、A、B-使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットが接続された条件とする。

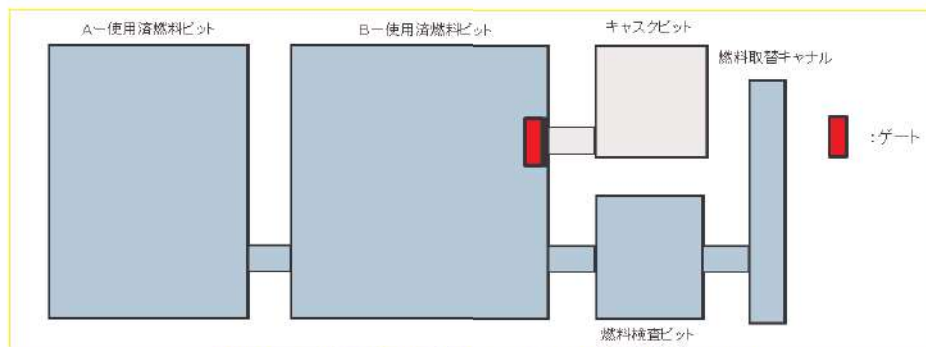


図1 使用済燃料ピット概略図 (平面図)

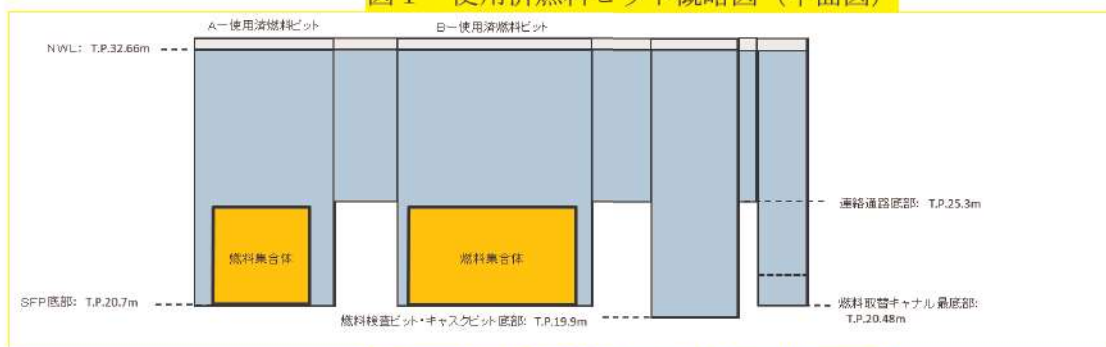


図2 使用済燃料ピット概略図 (断面図)

1. 想定事故1（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失）

(1) 概要

- ・使用済燃料ピットの冷却機能停止後、燃料の崩壊熱により水温が 40℃から 100℃まで上昇し、その後、蒸発により水位低下が生じる。
- ・遮蔽設計基準値に達するまでの水位低下量は、安全側に 3.3m*とする。

- ※ a. NWL から燃料集合体の上端までの値：燃料集合体の上端より約 7.62m 上
- b. 必要遮蔽水厚：4.25m
- a. -b. = 約 3.37m であるが、安全側に 3.3m としている。

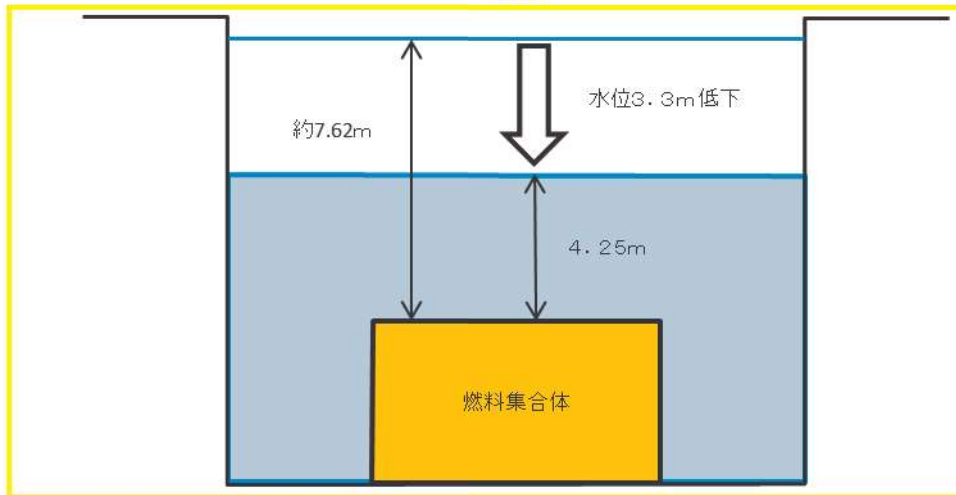


図3 使用済燃料ピット水位量概略図

(2) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 40℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

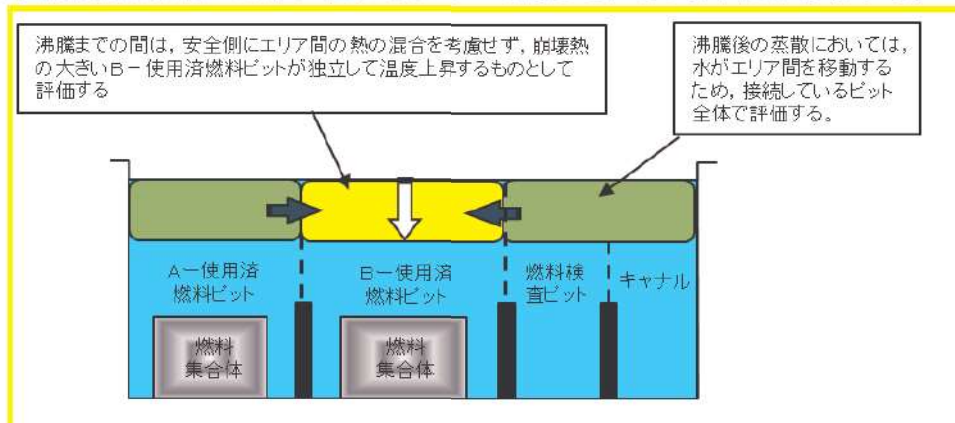


図4 使用済燃料ピット水位低下概要図

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{B - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

B-使用済燃料ピット : 1030m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 エンタルピー差 : 水温 100°Cと水温 40°Cにおける水のエンタルピー差 (251.6kJ/kg)
 B-使用済燃料ピット熱負荷 : 10.382MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(\text{A-使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + \text{B-使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

水位低下量 : 630m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピー[kJ/kg] - 飽和水エンタルピー [kJ/kg]
 (2,257kJ/kg)
 熱負荷 : 11.508MW
 (A-使用済燃料ピット熱負荷 1.126MW+B-使用済燃料ピット熱負荷 10.382MW)

表3 水位低下時間評価結果

		評価結果
① 3.3m [*] 分の評価水量 (m ³)		
	A-使用済燃料ピット	約210m ³
	B-使用済燃料ピット	約310m ³
	A, B-使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
② 崩壊熱による保有水蒸発水量		約19.16m ³ /h
③ 3.3m水位低下時間 (①/②)		約32.8時間
④ 水温100°Cまでの時間		約6.6時間
合計 (③+④)		約1.6日 (約39.4時間)

※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) 以下となるための許容水位低下量は約3.37mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に3.3mとした。

(3) 評価結果

表4 各状態での経過時間

①水温 100℃までの時間	②水位低下時間	合計
約 6.6 時間	約 32.8 時間	約 1.6 日 (約 39.4 時間)

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定する。未臨界性評価には SCALE コードを用いており、不確定性 0.020 を考慮してもB-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 0.970 であり、評価基準（不確定性を含めて 0.98 以下）を満足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の温度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、水密度が高い冠水時に比べて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。

なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態（水密度 1.0g/cm³）で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率はB-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）は約 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

また、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。

その結果、純水冠水状態（水密度 1.0g/cm³）から水密度が低下し 0.5g/cm³となった場合、B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 13% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

2. 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）

(1) 評価条件

- ・冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位は、配管の接続高さまで低下するものとする。
- ・ピットの冷却系及び補給系の故障を想定していることから、配管破断による水位低下以降の評価方法は想定事故1と同様である。
- ・遮蔽設計基準値に達するまでの水位低下量は、安全側に2.0m[※]とする。

※ 配管の接続高さは、燃料集合体の上端より約6.27mであり、必要遮蔽水厚（4.25m）との差が約2.02mであるが、安全側に2.0mとする。

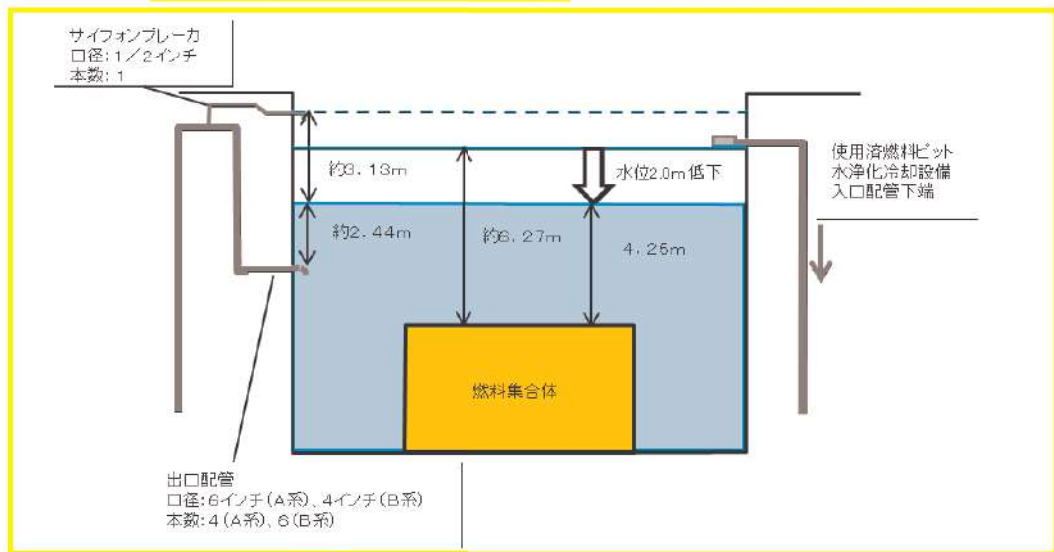


図5 使用済燃料ピット水位概略図

(2) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 40℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

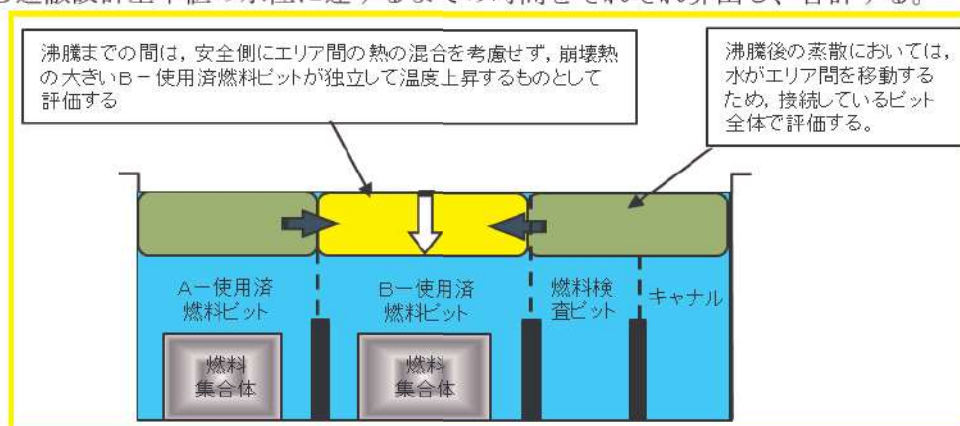


図6 使用済燃料ピット水位低下概要図

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{\text{B-使用済燃料ピット水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{\text{B-使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

- B-使用済燃料ピット : 900m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 エンタルピ差 : 水温 100°Cと水温 40°Cにおける水のエンタルピ差 (251.6kJ/kg)
 B-使用済燃料ピット熱負荷 : 10.382MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(\text{A-使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + \text{B-使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

- 水位低下量 : 362m³
 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³) (添付4)
 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg]
 (2、257kJ/kg)
 熱負荷 : 11.508MW
 (A-使用済燃料ピット熱負荷 1.126MW+B-使用済燃料ピット熱負荷 10.382MW)

表5 水位低下時間評価結果

	評価結果
① 2.0m分の評価水量 (m ³)	
A-使用済燃料ピット	約120m ³
B-使用済燃料ピット	約180m ³
A, B-使用済燃料ピット間	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 崩壊熱による保有水蒸発水量	約19.16m ³ /h
③ 2.0m水位低下時間 (①/②)	約18.8時間
④ 水温100°Cまでの時間	約5.8時間
合計 (③+④)	約1.0日 (約24.6時間)

※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) 以下となるための許容水位低下量は約2.02mであり、評価に使用する水位低下量を保守的に2.0mとした。

(3) 評価結果

表 6 各状態での経過時間

①水温 100°Cまでの時間	②水位低下時間	合計
約 5.8 時間	約 18.8 時間	約 1.0 日 (約 24.6 時間)

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定する。未臨界性評価には SCALE コードを用いており、不確定性 0.020 を考慮しても B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 0.970 であり、評価基準（不確定性を含めて 0.98 以下）を満足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の温度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、水密度が高い冠水時に比べて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。

なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊 3 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）は約 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

また、使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。

その結果、純水冠水状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、B-使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：ボロン添加ステンレス鋼製）の実効増倍率は約 $13\% \Delta k$ 低下することから、十分に未臨界は維持される。

以上

添付1：燃料取替スキーム

添付2：放射線の遮蔽が維持される水位について

添付3：使用済燃料ピットの水位低下時間評価

添付4：100℃の水密度を用いて評価することの保守性について

表 1 燃料取替スキーム

使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (停止時)

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)	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

○ 崩壊熱による保有水蒸発量

(1) 評価方法

崩壊熱による使用済燃料ピット水の保有水蒸発量は、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。

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

ρ (飽和水密度) : 958kg/m³*2

hfg (飽和水蒸発潜熱) : 2,256.5kJ/kg*3

Q (使用済燃料ピット崩壊熱) : 11.508MW*4

*1 : ($\rho \times \Delta V$) [kg]の飽和水が蒸気になるための熱量は $\text{hfg} \times (\rho \times \Delta V)$ [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

(2) 評価結果

崩壊熱による保有水蒸発量は約 19.16m³/h となる。

○ 使用済燃料ピットにおける貯蔵燃料について

泊3号炉の使用済燃料ピットは、泊1、2号炉で発生した使用済燃料を貯蔵可能としている。(下図は崩壊熱算定上の燃料移動を示す。)

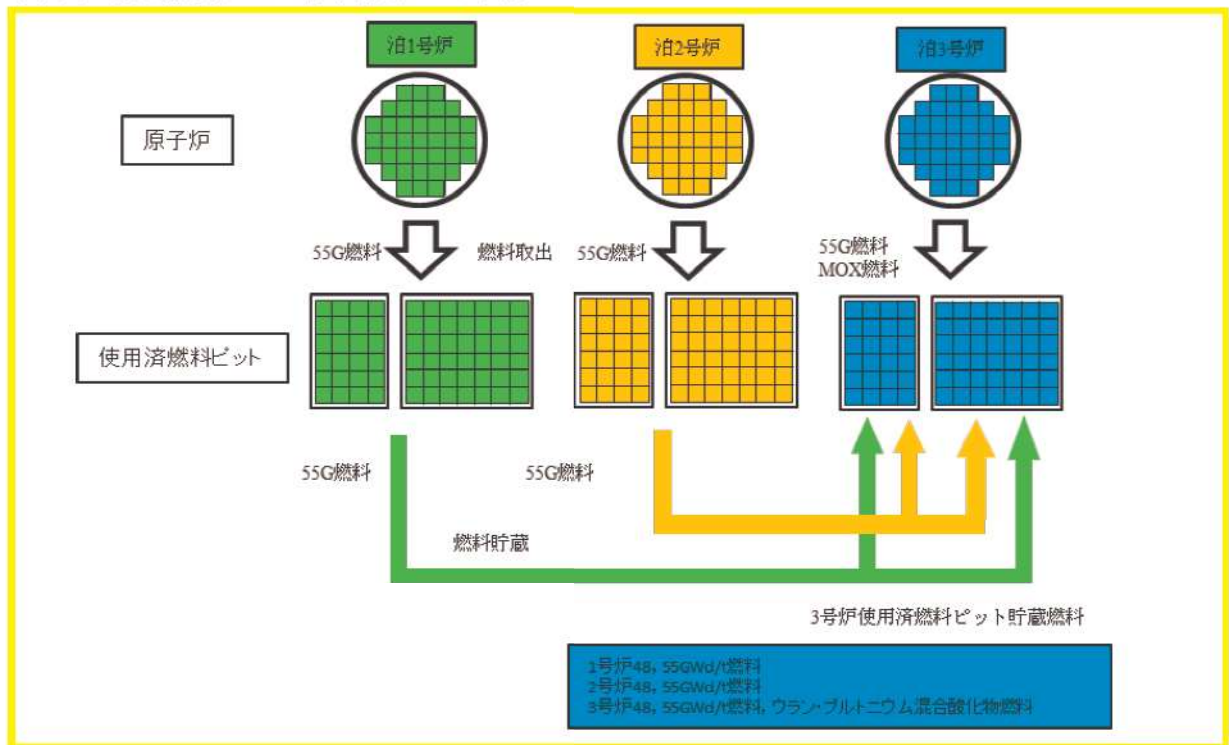


図1 燃料貯蔵概要図

放射線の遮蔽が維持される水位について

1. 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原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、使用済燃料ピットに貯蔵されているすべての燃料集合体に対して適用している。これは、泊発電所にて使用されている燃料について、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。

2. 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

$$b = \sum_i \mu_i \cdot t_i$$

μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

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

$(\mu/\rho)_i$: 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)

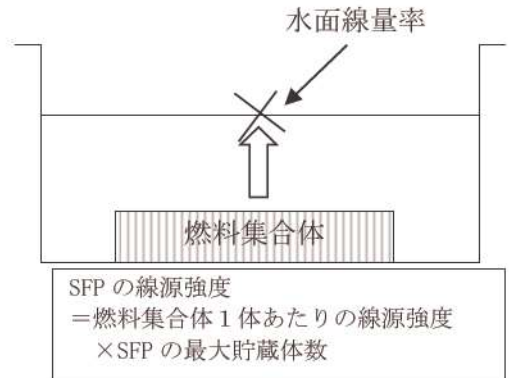


図1 使用済燃料ピットの線源強度概要

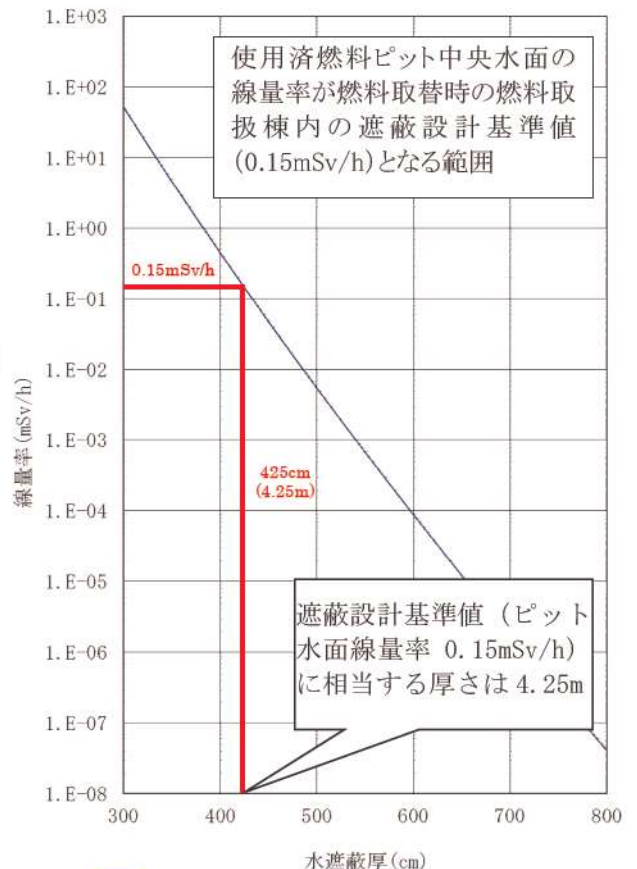


図2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率

※水温 52℃、燃料有効部からの評価値
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は約 11cm 増加するが、本評価では燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

[] : 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。

必要遮蔽水厚の設定について

前項のグラフは水温 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、必要遮蔽水厚は約 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、必要遮蔽水厚の増加分（11cm）は、温度上昇に伴う水位増加分に包含される。

なお、下図に示すとおり、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。遮蔽評価上は燃料有効部からの必要遮蔽水厚を評価するため、上部ノズル上端から燃料有効部までの上部非有効部は が余裕となる。

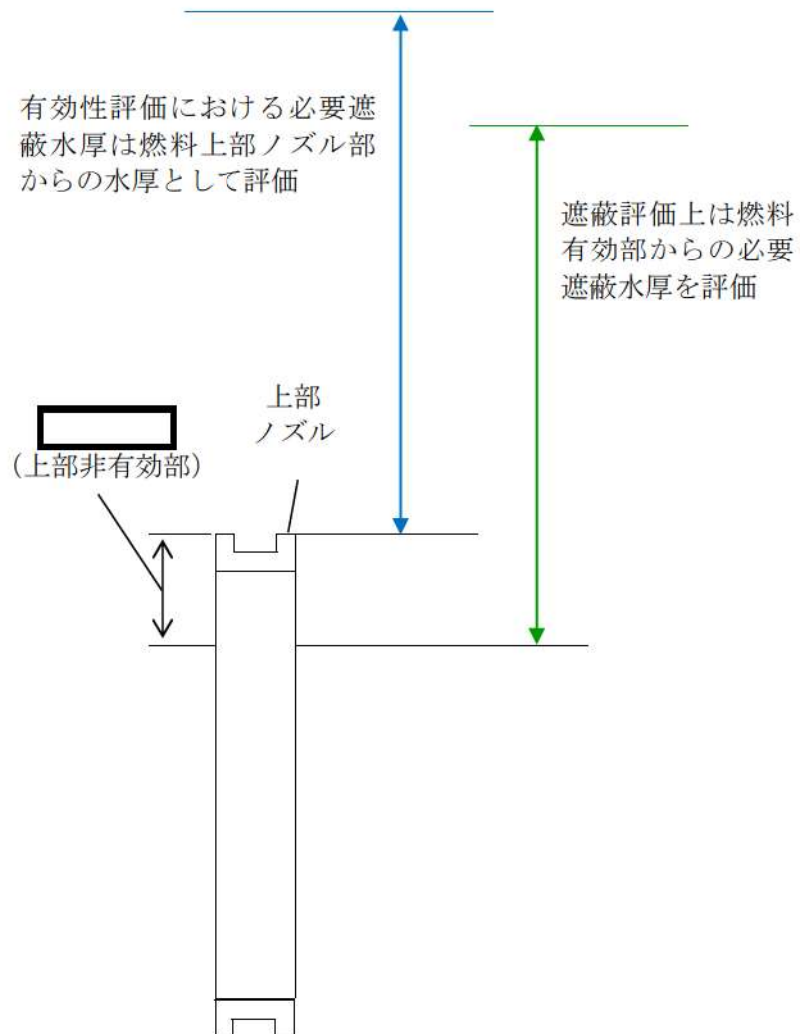


図3 燃料集合体および必要遮蔽水厚の寸法概略図

: 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。

使用済燃料ピットの水位低下時間の詳細評価について

泊 3 号炉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。

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

①又は②の時間は下記の条件で評価する。

- ・ ①の時間評価は、A ー使用済燃料ピット、B ー使用済燃料ピット、さらに燃料取替チャンネル及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。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB ー使用済燃料ピット側に崩壊熱の高い燃料体等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：B ー使用済燃料ピットが蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下する時間
 - ②-2：B ー使用済燃料ピットとつながる他ピットから水が流れ込み、温度が上昇・沸騰して蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下する時間。なお、他ピットから流れ込む水の水温は、B ー使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間に、もう一方のピットに貯蔵される燃料の崩壊熱による水温上昇を考慮して設定する。

(1) ①の時間評価について

表 1 評価条件

		A ー使用済燃料ピット	B ー使用済燃料ピット
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	
エンタルピー差		251.6kJ/kg ^{※1}	
崩壊熱		1.126MW ^{※2}	10.382MW ^{※2}

※ 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：B ー使用済燃料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

表 2 評価結果

	B ー使用済燃料ピット
想定事故 1	約 6.6 時間
想定事故 2	約 5.8 時間

(2) ②-1、②-2の時間評価について

表3 評価条件

		②-1 (B-使用済燃料ピット)	②-2 (他ピット)
水量	想定事故1	310m ³ (図1の領域3-1)	320m ³ (図1の領域1-1、2-1、4-1、5-1の合計)
	想定事故2	180m ³ (図2の領域3-1)	182m ³ (図2の領域1-1、2-1、4-1、5-1の合計)
水密度 (100°C)		958kg/m ³	
エンタルピー差		2256.5kJ/kg ^{※4}	(100°C到達まで) 209.8kJ/kg ^{※5} (100°C～蒸発まで) 2256.5kJ/kg ^{※4}
崩壊熱		11.508MW ^{※6}	

※4：100°Cの飽和蒸気エンタルピーと100°Cの飽和水エンタルピーの差 (B-使用済燃料ピット水)

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

※6：A、B-使用済燃料ピット合計の崩壊熱

注1：B-使用済燃料ピットに流れ込む他ピット水の水温について

(1)のB-使用済燃料ピット100°C到達時間におけるA-使用済燃料ピット水の水温は、この場合のA-使用済燃料ピットの崩壊熱 11.508MW-10.382MW=1.126MW およびA-使用済燃料ピット水量より、以下に示すとおり想定事故1および想定事故2共に約49°Cとなる。

表4 想定事故1、2における各値

	想定事故1	想定事故2
B-使用済燃料ピット100°C到達時間	約6.6時間	約5.8時間
A-使用済燃料ピット水量	720m ³	630m ³
崩壊熱	1.126MW	
水密度 (100°C)	958kg/m ³	

エンタルピー差	約38.8 kJ/kg	約39.0 kJ/kg
B-使用済燃料ピット100°C到達時の A-使用済燃料ピット水温	約49°C	約49°C

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、約49°Cに余裕をみて評価上50°Cと設定した。

<評価結果>

【想定事故1】

表5 ②-1 B-使用済燃料ピット

	評価結果
①3.3m分の評価水量 (B-使用済燃料ピット)	約 310m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
③3.3m 水位低下時間 (①/②)	約 16.1 時間

表6 ②-2 他ピット

	評価結果
④3.3m分の評価水量 (他ピット)	約 320m ³
A-使用済燃料ピット	約 210m ³
A、B-使用済燃料ピット間	約 5m ³
燃料取替チャンネル	約 45m ³
燃料検査ピット	約 60m ³
⑤評価水量が 100℃に達する時間	約 1.5 時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
⑦3.3m 水位低下時間 (④/⑥)	約 16.6 時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約 18.1 時間

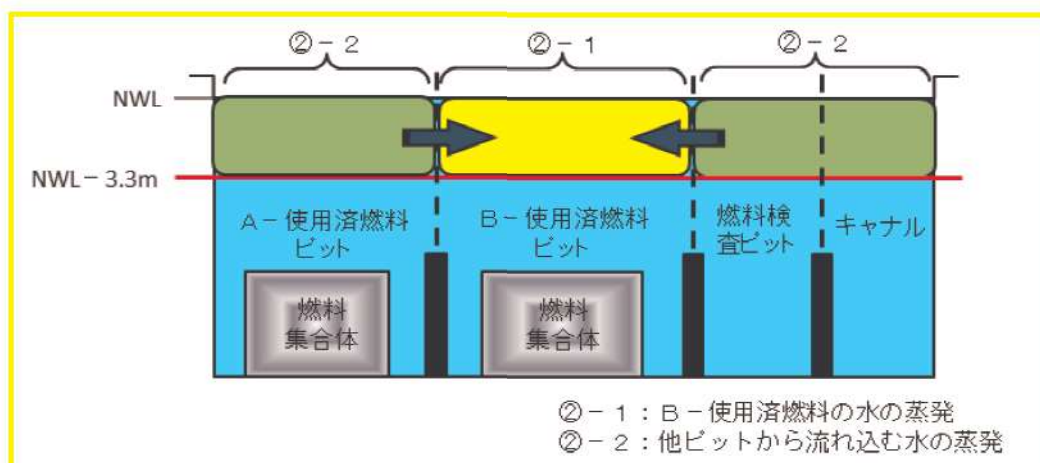


図1 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

【想定事故 2】

表 7 ②-1 B-使用済燃料ピット

	評価結果
①2.0m 分の評価水量 (B-使用済燃料ピット)	約 180m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
③2.0m 水位低下時間 (①/②)	約 9.3 時間

表 8 ②-2 他ピット

	評価結果
④2.0m 分の評価水量 (他ピット)	約 182m ³
A-使用済燃料ピット	約 120m ³
A、B-使用済燃料ピット間	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
⑤評価水量が 100℃に達する時間	約 0.8 時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
⑦2.0m 水位低下時間 (④/⑥)	約 9.4 時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約 10.2 時間

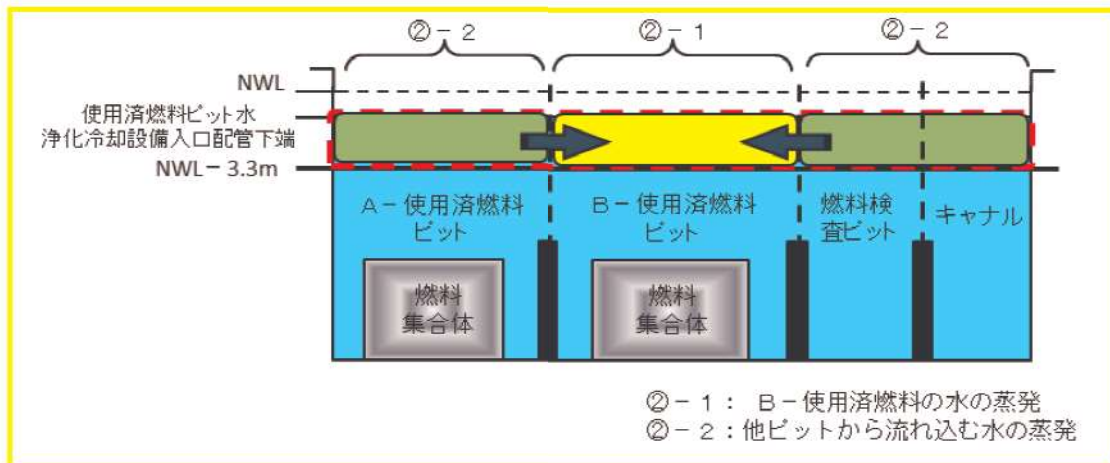
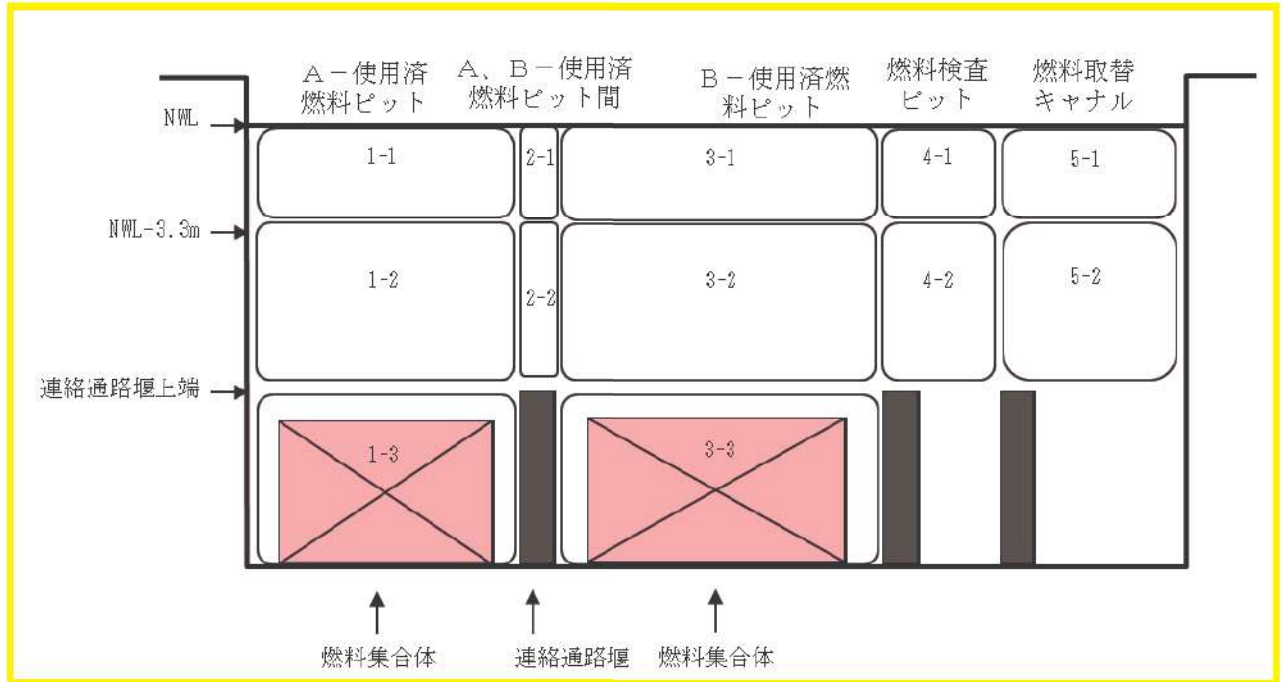


図 2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

(3) 水位低下時間評価結果

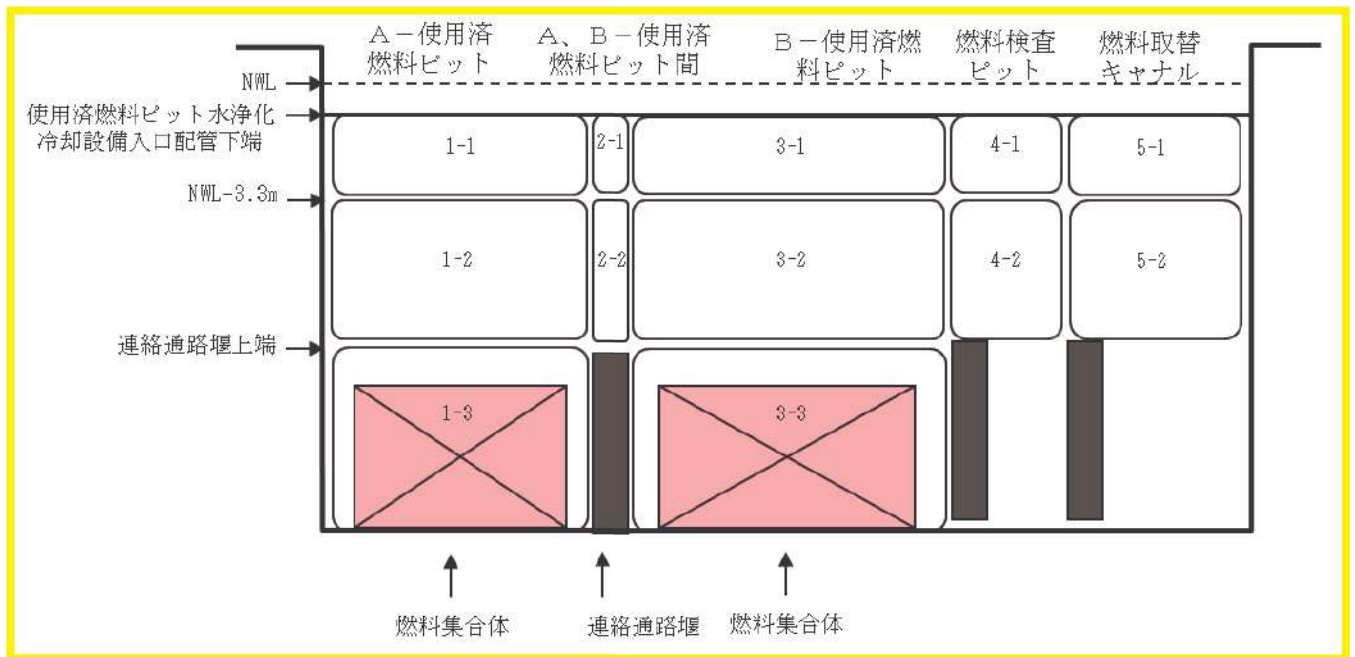
表9 想定事故1、2の水位低下時間

	NWL-3.3mまでの水位低下時間
想定事故1	約40.8時間
想定事故2	約25.3時間



A-使用済燃料ピット		A、B-使用済燃料ピット間		B-使用済燃料ピット		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3 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量(想定事故1)



A-使用済燃料ピット		A、B-使用済燃料ピット間		B-使用済燃料ピット		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	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4 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、燃料損傷防止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一が生じることも考えられるが、崩壊熱は最終的に全て水の温度上昇及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 への注水準備完了までは 5.7 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防止対策の有効性は十分確認できる。

100℃の水密度を用いて評価することの保守性について

使用済燃料ピット水の温度は40℃から100℃まで上昇するが、評価においては水密度として100℃の値を使用している。

温度上昇に伴い使用済燃料ピット水が膨張するため水位は上昇するが、評価ではこの水位上昇を考慮せずに水密度は膨張後の値を使用しているため、安全側の評価となる。

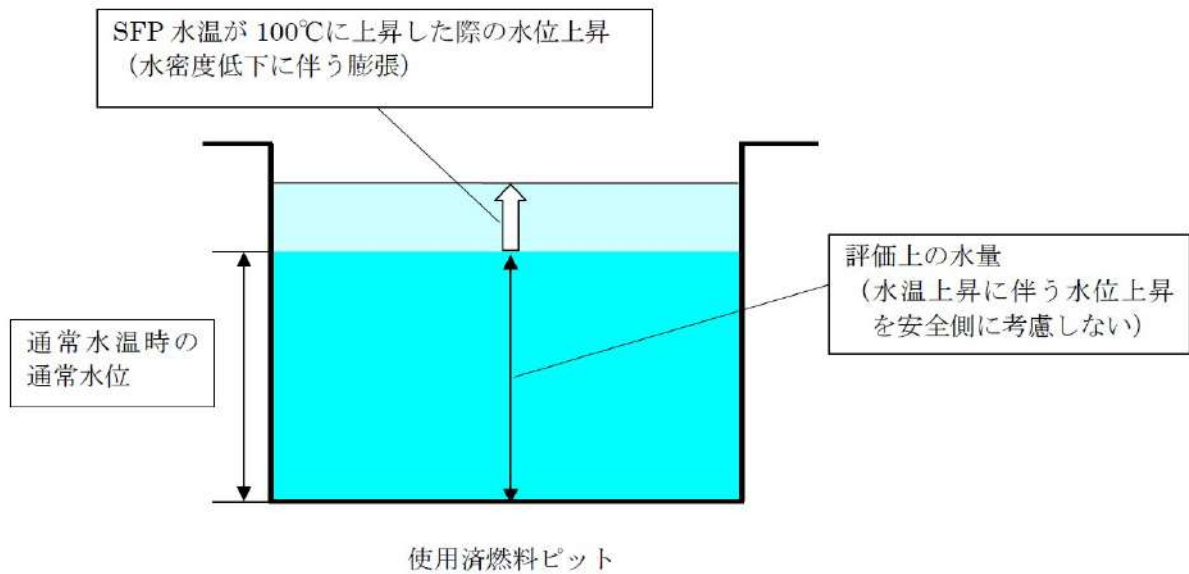


図 1 使用済燃料ピットの水密度の概要

燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット水抜き時の水位低下時間評価について

A、B一使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは、定期検査中は水張り状態であるが、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検等のために、炉心に燃料がある期間のうちの一時期のみ燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの水を抜く運用としている。なお、運転中の場合、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは水抜き状態である。

この期間において、想定事故が発生した場合の遮蔽設計基準値（使用済燃料ピット水面線量率 0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価する。

表 1 評価における前提条件

号機	泊 3 号機
燃料仕様	ウラン燃料 （最高燃焼度：55GWd/t、ウラン燃料：4.8wt%）（3号機） （最高燃焼度：55GWd/t、ウラン燃料：4.8wt%）（1、2号機） MOX燃料（3号機） （最高燃焼度：45GWd/t）
貯蔵体数／熱負荷 （安全側に燃料取出直後の熱負荷とする）（表 6）	A一使用済燃料ピット： 600 体／3.433MW B一使用済燃料ピット： 840 体／1.689MW 合 計：1,440 体／熱負荷 5.122MW
事象発生時のピット水温	30℃（原子炉運転中の使用済燃料ピットの通常水温）
必要遮蔽厚	4.25m（添付 2）
ピット間の接続状態	<ul style="list-style-type: none"> ・ A、B一使用済燃料ピットは水張り状態、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは水抜き状態とする。 ・ 沸騰までに要する時間の評価については、安全側にA、B一使用済燃料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として評価する。その際、運転中は実運用上A、B一使用済燃料ピットのどちらにも保管が可能のため、保守的に厳しくなるA一使用済燃料ピットで評価した。 ・ 水位低下時間の評価においては、A、B一使用済燃料ピットが接続された条件とする。

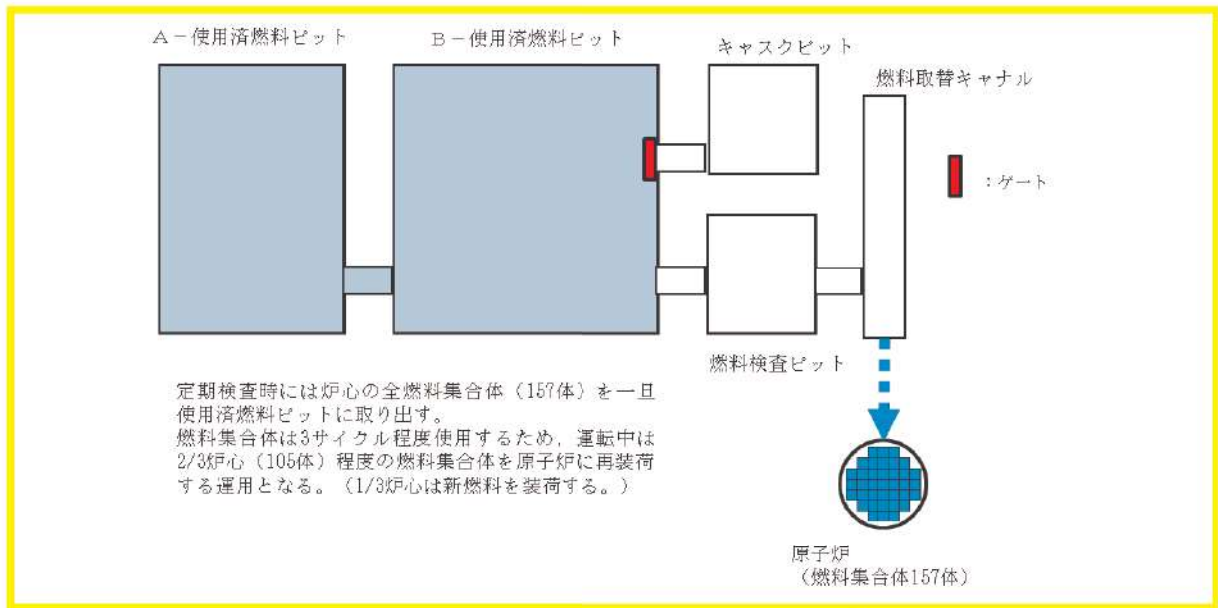


図1 運転中の使用済燃料ピット概要図

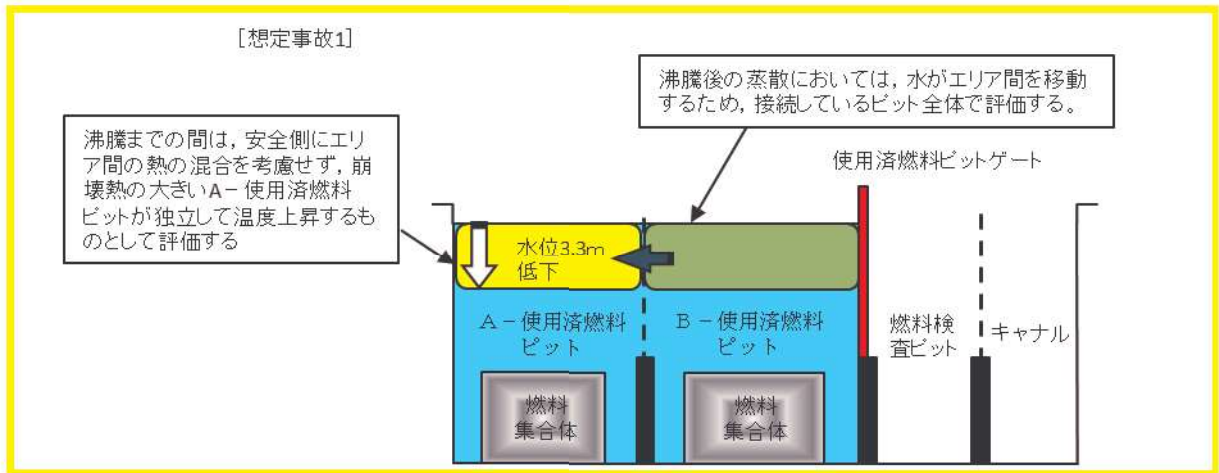


図2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故1）

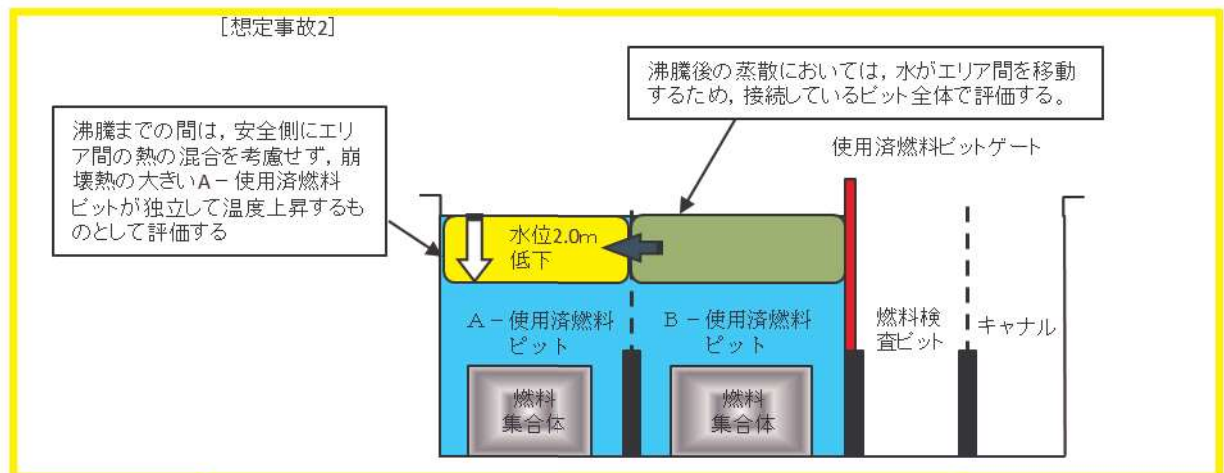


図3 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故2）

1. 想定事故1（使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障）

(1) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 30°Cの使用済燃料ピット水が 100°Cに達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{A - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

- A - 使用済燃料ピット水量 : 720m³
- 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- エンタルピ差 : 水温 100°Cと水温 30°Cにおける水のエンタルピ差 (293.4kJ/kg)
- A - 使用済燃料ピット熱負荷 : 3.433MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

水位低下時間[h]

$$= \frac{\text{水位低下量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600}$$

- 水位低下量 : 525m³
- 水密度 : 100°Cのときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg] (2,257kJ/kg)
- 熱負荷 : 5.122MW
(A - 使用済燃料ピット熱負荷 1.689MW + B - 使用済燃料ピット熱負荷 3.998MW)

表1 水位低下量の内訳（想定事故1）

A - 使用済燃料ピット	B - 使用済燃料ピット	A、B - 使用済燃料ピット間	燃料取替チャンネル	燃料検査ピット	合計
約 210 m ³	約 310m ³	約 5m ³	約 0m ³	約 0m ³	約 525m ³

(2) 評価結果

表2 各状態での水位低下時間（想定事故1）

①水温 100°Cまでの時間	②水位低下時間	合計
約 16 時間	約 2.5 日	約 3.2 日

2. 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）

(1) 計算方法

水位低下量の計算方法は、水温 30℃の使用済燃料ピット水が 100℃に達するまでの時間と、沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間をそれぞれ算出し、合計する。

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{A - \text{使用済燃料ピット水量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{エンタルピ差[kJ/kg]}}{A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} \times 10^3 \times 3,600}$$

- A - 使用済燃料ピット : 630m³
- 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- エンタルピ差 : 水温 100℃と水温 30℃における水のエンタルピ差 (293.4kJ/kg)
- A - 使用済燃料ピット熱負荷 : 3.433MW

② 沸騰開始から遮蔽設計基準値の水位に達するまでの時間

$$\begin{aligned} & \text{水位低下時間[h]} \\ &= \frac{\text{水位低下量[m}^3] \times \text{水密度[kg/m}^3] \times \text{飽和潜熱[kJ/kg]}}{(A - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]} + B - \text{使用済燃料ピット熱負荷[MW]}) \times 10^3 \times 3,600} \end{aligned}$$

- 水位低下量 : 303m³
- 水密度 : 100℃のときの密度を用いて評価 (958kg/m³)
- 飽和潜熱 : 飽和蒸気エンタルピ[kJ/kg] - 飽和水エンタルピ[kJ/kg] (2,257kJ/kg)
- 熱負荷 : 5.122MW
- (A - 使用済燃料ピット熱負荷 1.124MW + B - 使用済燃料ピット熱負荷 3.998MW)

表3 水位低下量の内訳（想定事故2）

A - 使用済燃料ピット	B - 使用済燃料ピット	A、B - 使用済燃料ピット間	燃料取替チャンネル	燃料検査ピット	合計
約 120 m ³	約 180m ³	約 3m ³	約 0m ³	約 0m ³	約 303m ³

(2) 評価結果

表4 各状態での水位低下時間（想定事故2）

①水温 100℃までの時間	②水位低下時間	合計
約 14 時間	約 1.4 日	約 2.0 日

3. 評価結果まとめ

表 5 水位低下時間のまとめ（想定事故 1、2）

想定事故	沸騰評価対象使用 済燃料ピット	①水温 100℃までの 時間	②水位低下時間	合計
1	A	約 16 時間	約 2.5 日	約 3.2 日
2	A	約 14 時間	約 1.4 日	約 2.0 日

表6 燃料取替スキーム 泊3号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷(運転時)

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)	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	0.081	(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

以上

使用済燃料ピットに接続されるピットについて

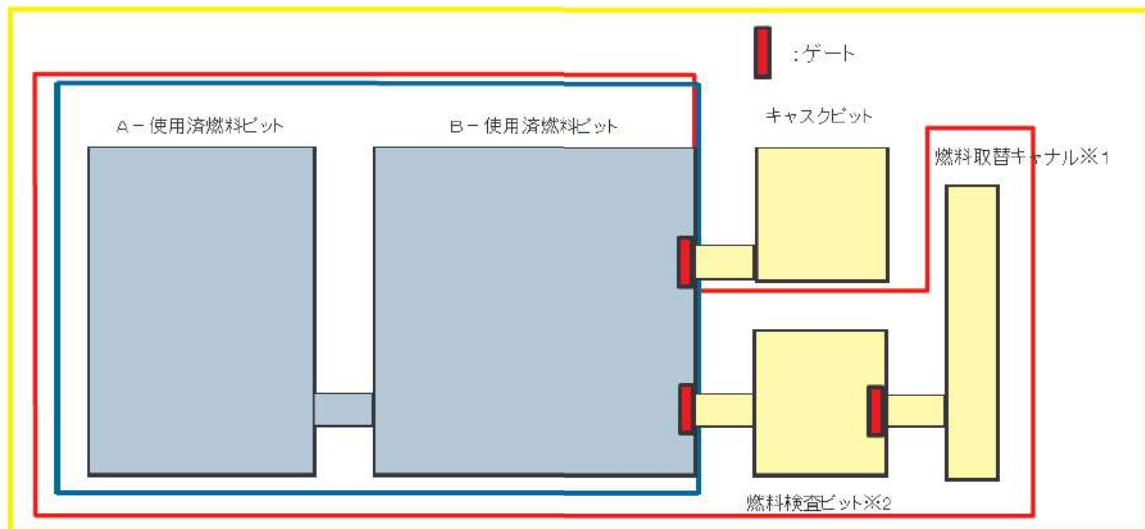
A、B-使用済燃料ピットは、連通堰により常時接続された状態である。B-使用済燃料ピットは燃料検査ピット（燃料検査ピットはさらに燃料取替チャンネルと接続）及びキャスクピットと連通堰により繋がっており、使用済燃料ピットゲートによりこれらのピットと仕切ることが可能である。

有効性評価においては、燃料取出中を想定し、A、B-使用済燃料ピットに燃料検査ピットと燃料取替チャンネルが接続され、キャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。一方、運転中（燃料装荷後）においては、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検のため燃料検査ピットと燃料取替チャンネルの水を抜く場合もある（なお、キャスクピットと燃料検査ピットを同時に水抜き状態にすることはない）ため、運転中は保守的にA、B-使用済燃料ピットのみ接続し、燃料検査ピット、燃料取替チャンネル及びキャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。

この期間において想定事故が発生した場合の遮蔽設計基準値（ピット水面線量率0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価する。

: 運転中（A、B-使用済燃料ピット）

: 停止中（A、B-使用済燃料ピット, 燃料検査ピット, 燃料取替チャンネル）



※1: 定検中は燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルのゲートを外し、使用済燃料ピットに接続(水張り)状態となる
 ※2: 運転中に燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルを水抜きする場合、キャスクピットは使用済燃料ピットに接続(水張り)状態とする。

図 1 泊 3 号機使用済燃料ピット周辺レイアウト

今回の有効性評価の条件として想定した定検中の状態と、運転中の状態に対し、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の状態の方が、運転中に比べて厳しい。

表1 SFP水位低下時間評価条件

	定検中	運転中
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 ・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ていた燃料のうち、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	A、B－使用済燃料ピット、燃料検査ピット及びキャナル接続	A、B－使用済燃料ピット接続
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℃

表2 SFP水位時間評価結果

	定検中	運転中
想定事故1	約1.6日	約3.2日
想定事故2	約1.0日	約2.0日

なお、定検中の崩壊熱及びSFP初期温度に対し、SFPと燃料検査ピット及びキャナルが接続されない状態を想定した場合、SFP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時間は、想定事故1で約1.4日、想定事故2で約0.9日となる。事象発生からSFPへの注水開始が可能となるまでの時間は5.7時間であり、十分な裕度がある。

表3 燃料取出スキーム

泊3号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（運転時）

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)	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	0.081	(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

使用済燃料ピットゲートについて

1. 使用済燃料ピットゲートの概要

A、B一使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは定期検査中、運転中ともに水張り状態であるが、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検等のために、炉心に燃料がある期間のうちの一時期のみ燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの水を抜く運用としている。

その期間中は、B一使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル間に使用済燃料ピットゲートを設置する。

ゲート受金具及びゲート受金物により連通部の使用済燃料ピット壁面に取付け、ピット水からの水圧により使用済燃料ピット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1）。

想定事故1及び想定事故2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2）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

使用済燃料ピットゲートには水圧による大きな力が掛かるが、基準地震動 S_s によりゲートが外れることはない。また、基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮しても、強度上問題ないが念のため使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価を行う。



ゲートの設置状況



ゲートパッキンの装着状況

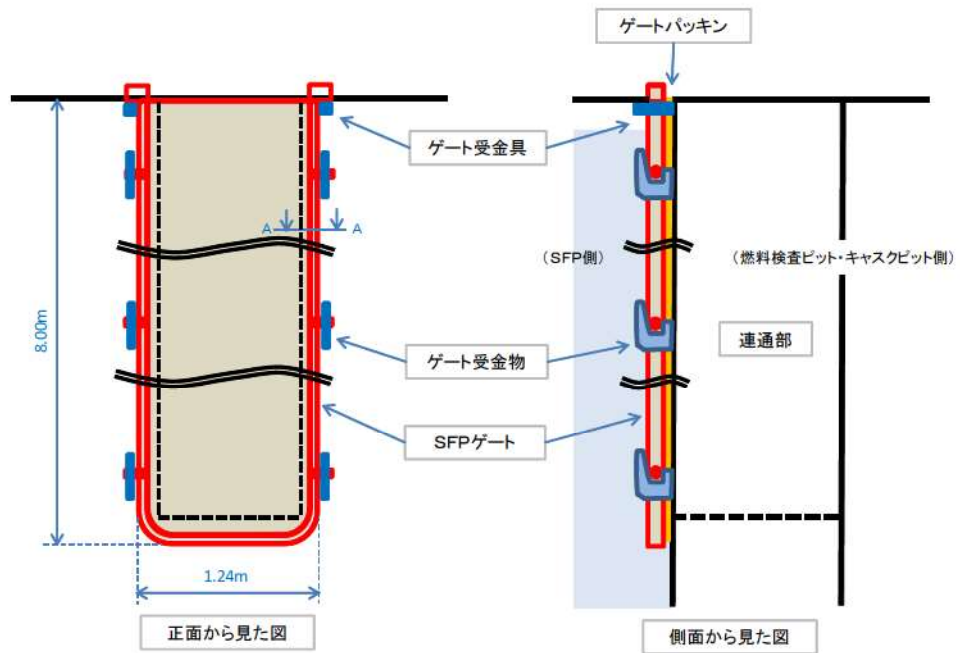


図1 SFPゲートの概要



ゲート吊上げ作業
(写真は2号機)



ゲートパッキン点検作業
(写真は2号機)

< SFPゲートパッキンについて >

- ・材質：シリコンゴム
⇒耐熱性，耐候性に優れた合成ゴム
- ・100℃での耐水試験において健全性を確認
- ・購入時に，ゴム材質試験，圧縮永久ひずみ試験等により健全性を確認
- ・定検時に外観点検，ゴム硬度確認，漏えい点検により健全性を確認

(ゲート本体材質：アルミニウム)

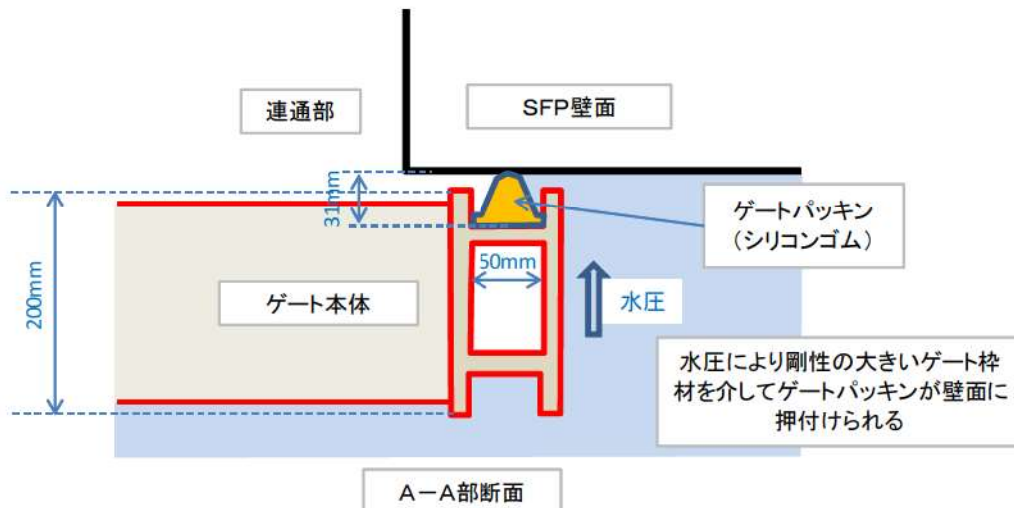


図2 ゲートパッキンの概要

2. ゲートパッキンの構造、材質、信頼性等について

- ・構造：ゲートパッキンの構造について次頁に示す。
- ・材質：シリコンゴム
- ・信頼性等：

ゲートパッキンの保全状況

- (1) 毎定検、FH/Bゲート点検において、ゲート使用前に外観目視点検・パッキン硬度測定及び、ピットの水張、水抜き時に漏えい確認を実施し、ゲート及びパッキンの健全性を確認、信頼性を担保している。
- (2) 点検にて劣化の兆候が見られれば取替を行うこととしている。
- (3) ゲートパッキンの点検頻度及び取替実績

現在の原子炉長期停止状態においては、使用済燃料ピットゲート使用の都度点検を行っている。
また、泊3号炉におけるゲートパッキンの取替実績はなし。

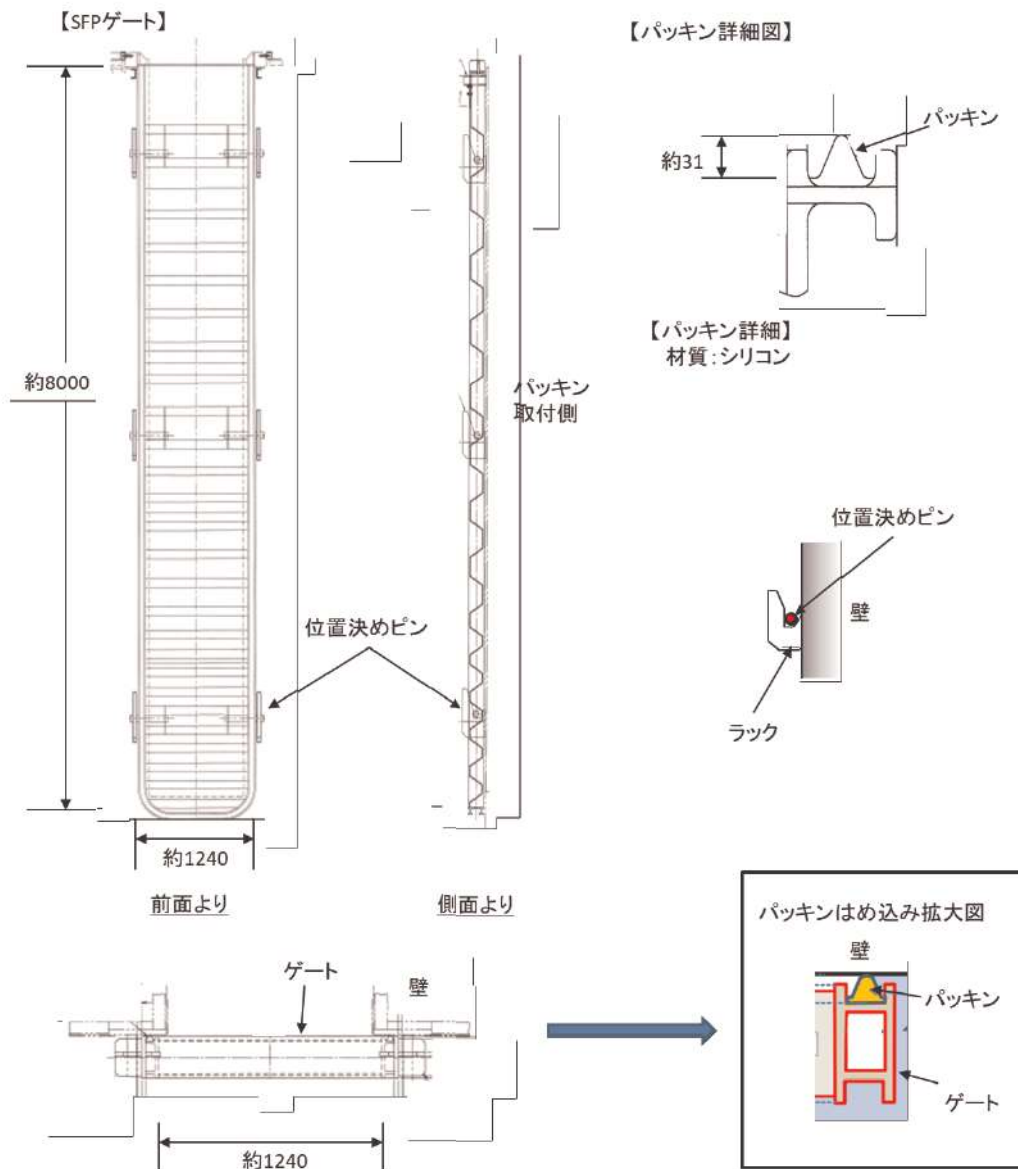


図3 使用済燃料ピットゲートパッキンの構造、材質

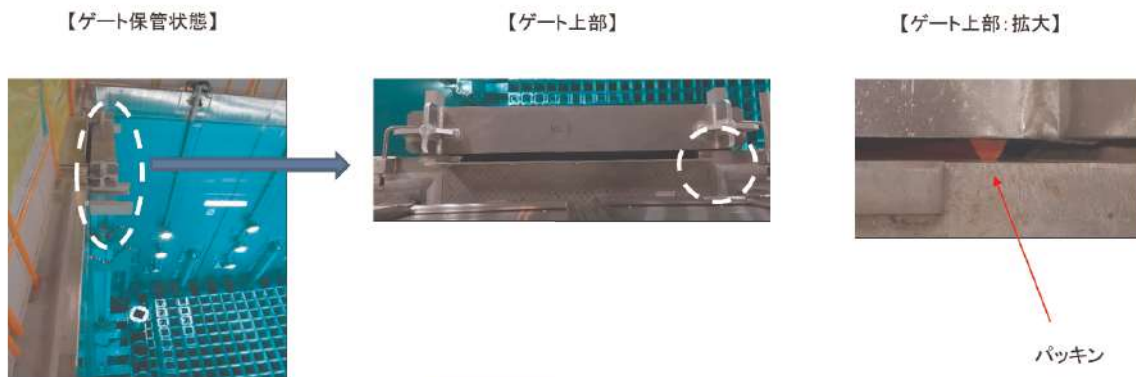


図4 パッキンの写真

2. 使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価

使用済燃料ピットゲートについては、使用済燃料ピットから燃料検査ピットへの流路に設けられたラックに収めるタイプであり、地震発生時でも外れることはないが、万一、使用済燃料ピットゲートが外れることにより使用済燃料ピット水が燃料検査ピット側に流出した場合の水位の評価を参考に実施した。

(1) 使用済燃料ピット水位低下量

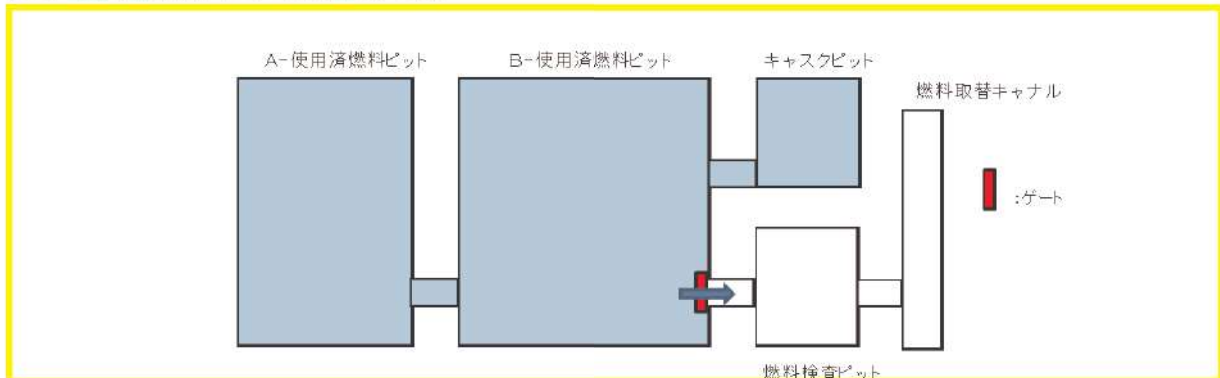


図5 使用済燃料ピットの平面図

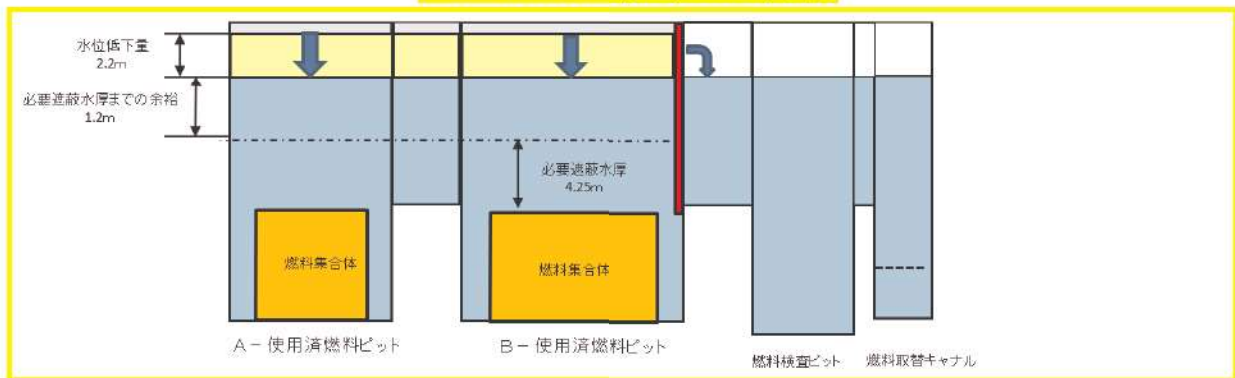


図6 使用済燃料ピットの断面図

(2) 評価結果

使用済燃料ピットから原子炉補助建屋チャンネル側へ流れ込んだ場合、水位が 2.2m 低下するが、必要遮蔽水厚を確保できることから、線量率は十分低く維持され、燃料集合体の健全性も問題ない。

また、燃料ピットゲートが外れた後、冷却機能が停止した場合の沸騰までの時間は約 13 時間、水位が 1.2m[※]低下するまでの時間は約 1.1 日間であり、送水車による代替注水までの時間的余裕は確保されている。

※ 使用済燃料ピットゲートが外れ 2.2m 水位が低下した後から必要遮蔽水厚までに、水位は約 1.17m 低下するが、安全側に 1.2m の低下とする。

以上

サイフォンブレーカの閉塞の可能性について

泊 3 号炉使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されたサイフォンブレーカの設置場所及び写真を添 7.3.1.2-40 に示す。当該サイフォンブレーカは、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置された管であり、以下に示すとおり耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレーカであることから、その効果を考慮できる。

1. 地震による影響

サイフォンブレーカが取り付けられている使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管は十分な耐震性を有しており、地震による影響はない。

泊 3 号炉 A、B 使用済燃料ピットのサイフォンブレーカの耐震性確認結果を以下に示す。

[配管仕様]

- ・ 外径 21.7mm、肉厚 2.5mm (SUS304TP-S)
- ・ 配管長 (A、B 使用済燃料ピット) : 210mm
- ・ 質量 : $1.21\text{kg/m} \times 210 \times 10^{-3}\text{m} = 0.3\text{kg}$

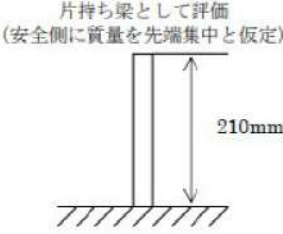


図 1 配管長について

[付加質量]

水中での運動であるため、その運動に伴って周囲の水も移動することから付加質量を考慮する。

- ・ 付加質量 : $\pi \times \rho \times (d_2/2)^2 \times 210$ (機械工学便覧による)

$$= \pi \times 1 \times 10^{-6} \times (21.7/2)^2 \times 210 = 0.078\text{kg}$$

(ρ : 水の密度)

- ・ 配管内の水質量 : $\rho (1 \times 10^{-6}\text{kg/mm}^3) \times \pi (16.7/2)^2 \times 210$

$$= 0.046\text{kg}$$

(ρ : 水の密度)

- ・ 合計 : $0.078 + 0.046 = 0.114 \rightarrow 0.2\text{kg}$ を配管質量に付加する。

よって、配管質量を $0.3 + 0.2 = 0.5\text{kg}$ として評価する。

[加速度]

- ・ Ss 地震動のうち (Ss1、Ss3-1、Ss3-2、Ss3-3、Ss3-4) の最大床応答加速度 = 1.19G (T.P. 33.1m)

[自重+付加質量+Ss 地震による発生応力]

$$\bullet \text{ 荷重 (F)} = 0.5\text{kg} \times 9.80665 \text{ (重力加速度)} \times (1.0\text{G} + 1.19\text{G})$$

$$= 10.8\text{N}$$

$$\bullet \text{ モーメント (M)} = 10.8\text{N} \times 210\text{mm}$$

$$= 2,268.0\text{N} \cdot \text{mm}$$

$$\bullet \text{ 断面係数 (Z)} = \pi (d_2^4 - d_1^4) / 32d_2 = \pi (21.7^4 - 16.7^4) / (32 \times 21.7)$$

$$= 651.2\text{mm}^3$$

$$\bullet \text{ 発生応力 } (\sigma) = M / Z = 2,268.0 / 651.2 = 3.5\text{MPa}$$

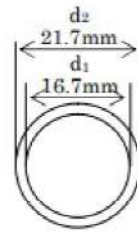


図2 配管断面図

[許容引張応力]

$$\bullet 122\text{MPa} \text{ (設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 5, } 100^\circ\text{C の値)}$$

サイフォンブレーカの許容引張応力が 122MPa であるのに対して、Ss 地震動による発生応力は 3.5MPa であるため、サイフォンブレーカは Ss 地震動に対して十分な余裕を持った耐震性を有する。

なお、現実的には水中では抵抗により加速度の減衰効果があるため、上記評価は安全側の評価となる。(添 7.3.1.2-38～添 7.3.1.2-39 参照)

2. 人的過誤、故障による影響

サイフォンブレーカの構成機器は管のみであり、弁類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。使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管のサイフォン現象による漏洩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ォ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。

3. 異物による閉塞

サイフォンブレーカには通常時には母管側から使用済燃料ピット側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水浄化冷却設備入口配管吸込部にはサイフォンブレーカ内径 16.7mm より細かいメッシュ間隔 約 4.7mm 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。なお、使用済燃料ピットエリアについては、異物管理実施要領に基づき、異物の発生、混入を防止するための管理を適切に実施しているため、異物の混入はない。

4. 落下物による影響

サイフォンブレーカは大部分が使用済燃料ピットの躯体コンクリートに埋設され、外部に露出しているのは出口端部の使用済燃料ピット壁面から約 15cm のわずかな部分であり、落下物による影響が発生する可能性は極めて小さい。

仮に上部からの落下物により曲げ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。空気の通り道がわず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うような離隔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は閉塞することはないと考えられるが、念のため、通常運転時においても定期的に（1 週間に 1 回）閉塞していないことを確認することとする。使用済燃料ピットは常時冷却されており、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管から使用済燃料ピットに水が流入すると同時にサイフォンブレーカからも使用済燃料ピットに水が流入する。サイフォンブレーカから水が出ていることは、添付写真に示すとおり器具により確認できる。これによりサイフォンブレーカの閉塞が疑われる場合は、器具を用いて閉塞していないことを確認する。

サイフォンブレーカの応力評価における気中と水中での減衰定数の違いについて

添 7.3.1.2-35～添 7.3.1.2-36 において、サイフォンブレーカ（配管）の Ss 地震動に対する耐震強度を評価し、許容応力以内であることを確認している。

この評価では、片持ち梁モデルの先端に集中質量を仮定し、Ss 地震動での最大床応答加速度 1.19G (T.P.33.1m) が加わった場合の配管固定部のモーメントによる最大発生応力を評価しており、評価質量については、水中であることを考慮して、配管自身の質量に内包する水の質量と水中での振動時に考慮する付加質量分を加えたものとしている。

ここで、地震時の水中での振動挙動においては、水の抵抗に係る流体減衰の効果が考えられるが、本評価では、保守的にこれを考慮していない。

静止流体中の物体の流体減衰評価における減衰効果付与分については、以下のとおりとなる。

サイフォンブレーカを水中における円柱構造物と仮定し、一般的に静止流体中で物体が振動するときを仮定する（図 1）。このとき、物体は流体から力を受けるため、運動方程式は式（1）で示すことができる。

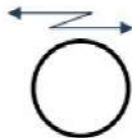


図 3 水中での円柱構造物の振動イメージ
(上から見た図)

$$m\ddot{y} + c\dot{y} + ky = F \dots \dots \dots (1)$$

- ここで、m：構造物の質量
- c：構造物の減衰定数
- k：構造物の剛性
- F：構造物が流体から受ける力

一方、F は円柱の場合式（2）のように表される。

$$F = \frac{1}{2} \rho C_D D (-\dot{y}) |-\dot{y}| + \rho C_m S (-\ddot{y}) \dots \dots \dots (2)$$

- ここで、C_D：抗力係数

D : 円柱直径

C_m : 付加質量係数

S : 円柱断面積

ここで、 $(-\rho C_m S \dot{y})$ を $(-m' \ddot{y})$ と書き表すと、 m' は円柱の付加質量となる。 $m' = \rho C_m S$ となると、式 (1)、式 (2) より、

$$(m+m') \ddot{y} + (c + \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|) \dot{y} + ky = 0 \dots\dots\dots (3)$$

となる。したがって、気中における振動に比較し、水中での振動では、“ $\frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}|$ ” 分の減衰効果が付与されることになる。(JSME S012 配管内円柱状構造物の流力振動評価指針)

(流体減衰効果の概略評価)

サイフォンブレーカの流体減衰のおよその効果の程度を以下のとおり概略評価した。

サイフォンブレーカの配管質量を先端に集中させた片持ち梁と仮定すると、構造物の減衰定数を次のとおり算出することができる。

構造物の減衰定数 : $c = 2\sqrt{m \cdot k} \cdot h = 9.33 \text{Ns/m}$

質量 m : 0.5kg

剛性 (片持ち梁剛性) $k = \frac{3EI}{l^3}$: 435,147N/m

ヤング率 E : $1.90 \times 10^{11} \text{N/m}^2$

断面二次モーメント I : $7.07 \times 10^{-9} \text{m}^4$

梁の長さ : 0.210m

減衰比 h : 0.01 (1%と仮定)

一方、振動速度を仮定して、流体による減衰定数を評価すると次のとおり算出される。

流体による減衰定数 : $c_w = \frac{1}{2} \rho C_D D |\dot{y}| = 0.67 \text{Ns/m}$

水の密度 ρ : 1000kg/m^3

抗力係数 C_D : 1.0 (機械工学便覧による)

配管外径 D : 0.0217m

振動速度 $|\dot{y}|$: 振動数 30Hz で梁の先端が最大加振加速度 1.19G で振動すると仮定 する

と、 $v = 1.19 \times 9.80665 / (2\pi \times 30) = 0.062 \text{m/s}$

流体による抵抗力 F_w は、上記の最大振動速度のときとすると次のとおり算出できる。

$F_w = c_w v = 0.042 \text{N}$

以上のことから、構造減衰に対して流体減衰の影響が有意 ($c_w/c \times 100 = 7.2\%$) であることが確認できる。

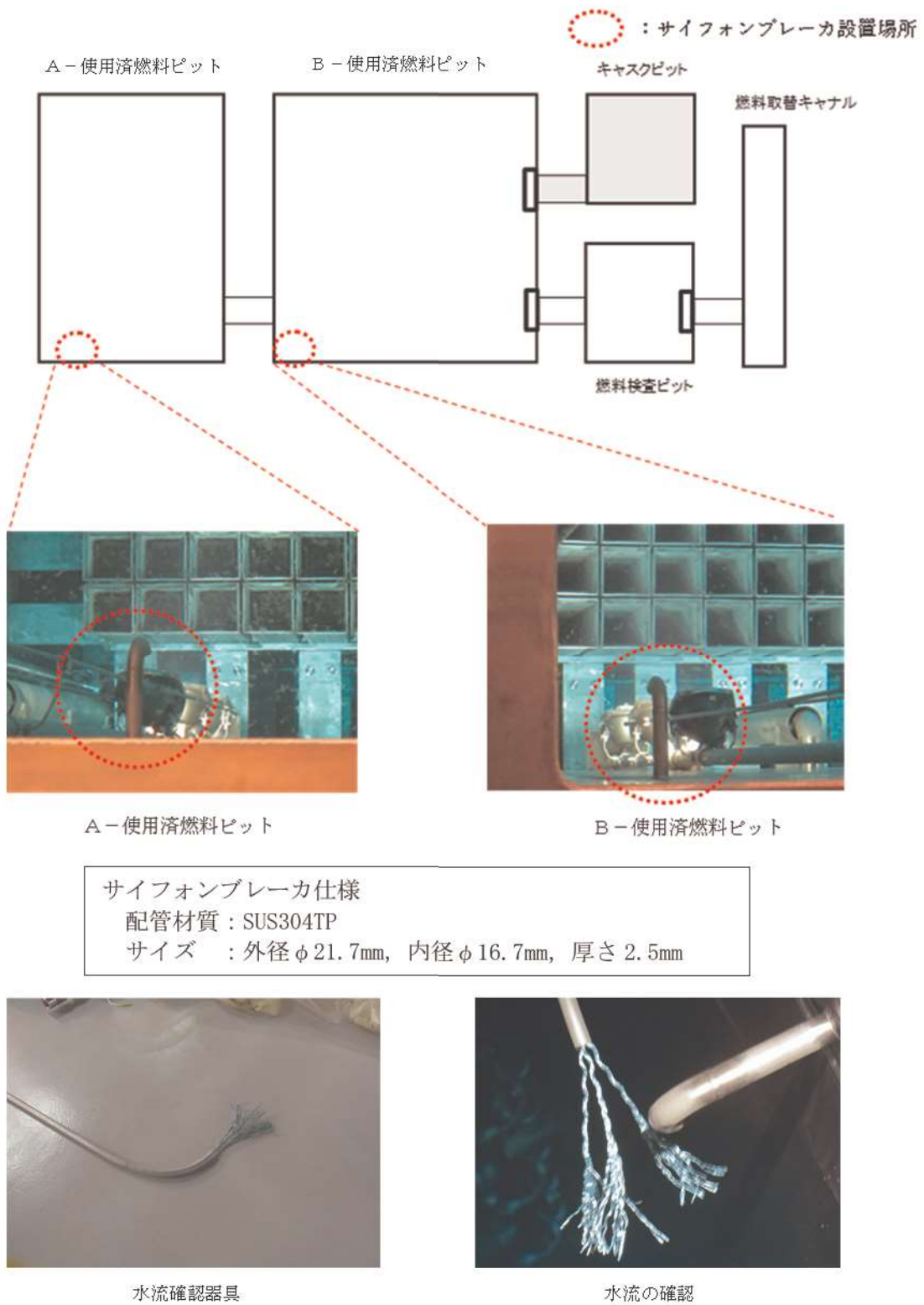


図4 泊3号機 使用済燃料ピット概略図

以上

使用済燃料ピットの初期水位、初期水温設定について

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、それぞれ実運用及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. 初期水位

使用済燃料ピット水位は、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. 初期水温

使用済燃料ピットの初期水温は、燃料取出完了後の使用済燃料ピット水温の実測値に基づき設定した。至近の泊 1、2、3 号炉における燃料取出完了後の水温実測値の最高値を以下に示す。

表 1 各号機の SFP 水温 (運転中、定検中)

a. 泊発電所 3 号機 (定検中)

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

(運転中 (参考))

年	2009	2010	2011	2012
SFP 水温	25.1	25.9	26.3	12.2

b. 泊発電所 1 号機 (定検中)

定検回数 (年度)	14 回 (2007)	15 回 (2008)	16 回 (2009)	17 回 (2011)
SFP 水温	25.0	35.0	23.5	31.8

(運転中 (参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0

c. 泊発電所 2 号機 (定検中)

定検回数 (年度)	13 回 (2008)	14 回 (2009)	15 回 (2010)	16 回 (2011)
SFP 水温	31.5	24.5	29.0	43.0

(運転中 (参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0

以上に示すとおり、燃料取出完了後の使用済燃料ピット水温の最高値は約 21℃～約 43℃の間で分布しており、初期温度を 40℃とすることは妥当である。

また、運転中の SFP 水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、初期温度を 30℃に設定した。なお、使用済燃料ピット温度の測定点は使用済燃料ピット上部であるが、作業環境等が維持されていることを確認するために適した測定点として設定している。使用済燃料ピット冷却器によって冷却された水が使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管により使用済燃料ピット下部に導入されること、ラック上端よりも上部の使用済燃料ピット保有水が全体の保有水量の大部分を占めること等を考慮すると、使用済燃料ピットの水位低下時間における初期水温として、上記水温実績を用いることは妥当であると考えられる。

以上

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等の電源は、(5) 及び (6) を除き計装用電源に接続されている。

- (1) 使用済燃料ピット水位 (AM 用) (2 個)
- (2) 使用済燃料ピット温度 (AM 用) (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)
- (6) 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置 (1 台)

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及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及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、(6) 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は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、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、可搬型ホース延長・回収車 (送水車用) 及び可搬型ホースである。可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホース延長・回収車 (送水車用) は軽油を燃料とするエンジン駆動であり、可搬型ホース敷設・接続作業及び給水作業において、外部電源喪失の影響は無い。

3. 燃料取扱棟の照明について

燃料取扱棟の照明は、外部電源が喪失した場合でも全消灯とはならず、その後ディーゼル発電機の自動起動により照明の約 30%が復旧し、カメラ監視及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) 中に外部電源喪失又は全交流動力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及び補給水機能喪失事象、又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又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・接続及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・水温等の監視及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。

使用済燃料ピットの水位低下時間評価の保守性について

有効性評価における使用済燃料ピット水位低下時間評価は、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し、A、B—使用済燃料ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しないで評価している。

ここでは、沸騰するまでの評価でA、B—使用済燃料ピットを平均化した場合の沸騰までの時間及び水位がNWL-3.3mまで低下する時間を評価し、有効性評価の水位低下時間の保守性を確認する。

1. 想定事故1

(1) SFPの水（初期水温40℃）が100℃に到達するまでの時間をA、B—使用済燃料ピット合計水量で評価した結果、約10.2時間となる。

表1 100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
A—使用済燃料ピット	約720m ³	約1,760m ³	11.508MW	約10.2時間
B—使用済燃料ピット	約1,030m ³			
A、B—使用済燃料ピット間	約10m ³			

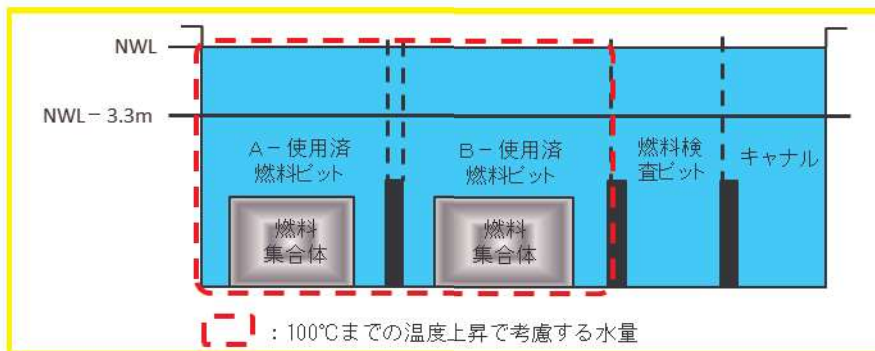


図1 使用済燃料ピット断面図

(2) SFP水の100℃到達後、蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下するまでの時間は、NWL-3.3mまでの水量より評価した結果、約32.8時間となる。

表2 評価結果のまとめ

		評価結果
3.3m分の評価水量		約630m ³
-	A-使用済燃料ピット	約210m ³
	B-使用済燃料ピット	約310m ³
	A、B-使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
崩壊熱による蒸発水量		約19.16m ³ /h
3.3m水位低下時間		約32.8時間

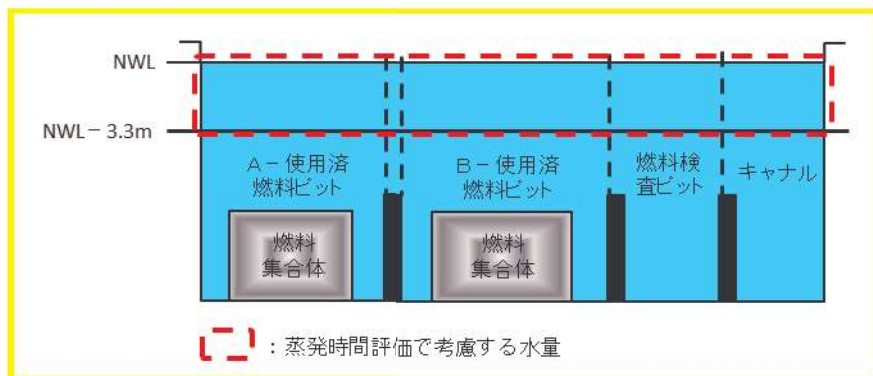


図2 使用済燃料ピット断面図

(1)、(2)より事象発生から水位がNWL-3.3mまで低下する時間は約10.2時間+約32.8時間=約43.0時間(約1.7日)となり、想定事故1における評価結果約1.6日に保守性があることを確認した。

2. 想定事故 2

(1) SFP の水（初期水温 40℃）が 100℃に到達するまでの時間を A、B 使用済燃料ピット合計水量で評価した結果、約 8.9 時間となる。

表 3 100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
A 使用済燃料ピット	約 630m ³	約 1,538m ³	11.508MW	約 8.9 時間
B 使用済燃料ピット	約 900m ³			
A、B 使用済燃料ピット間	約 8m ³			

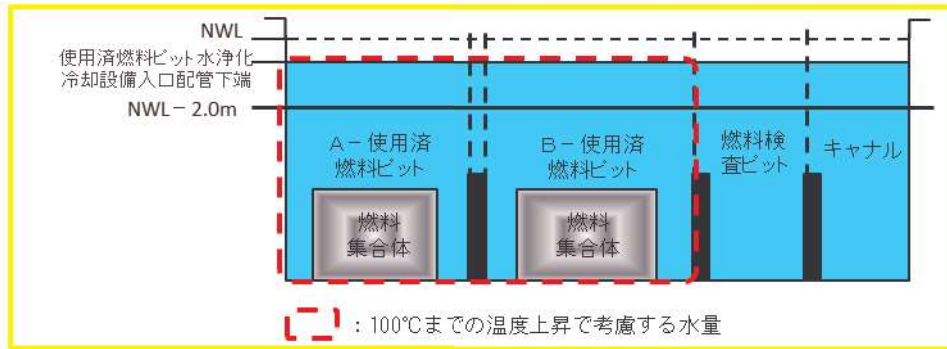


図 3 使用済燃料ピット断面図

(2) SFP 水の 100℃到達後、蒸発により水位が 2.0m 低下する時間は、約 18.8 時間となる。

表 4 評価結果のまとめ

2.0m 分の評価水量	評価結果
A 使用済燃料ピット	約 120m ³
B 使用済燃料ピット	約 180m ³
A、Bピット 使用済燃料間	約 3m ³
燃料取替チャンネル	約 36m ³
燃料検査ピット	約 23m ³
崩壊熱による蒸発水量	約 19.16m ³ /h
2.0m 水位低下時間	約 18.8 時間

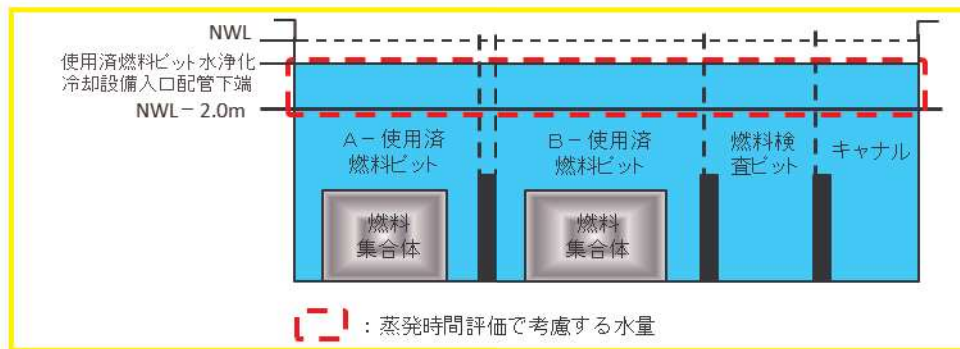


図4 使用済燃料ピット断面図

(1)、(2)よりA、B-使用済燃料ピットを平均化した場合を評価したところ、水位が2.0m低下する時間は約27.7時間(約1.1日)となり、有効性評価の想定事故2における評価結果約1.0日に保守性があることを確認した。

安定状態について

想定事故1（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）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：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた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を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、使用済燃料ピットの保有水の温度が安定し、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】使用済燃料ピットの安定状態の確立について

可搬型大型送水ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの注水を実施することで、使用済燃料ピット水位が回復、維持され、使用済燃料ピットの安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

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を継続し、使用済燃料ピット冷却系を復旧し、復旧後は燃料取替用水系統等により使用済燃料ピットへの補給を実施する。使用済燃料ピットの保有水を使用済燃料ピット冷却系により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

評価条件の不確かさの影響評価について
(想定事故 1)

「想定事故 1」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と与える影響 (1/2)

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット 崩壊熱	L1.508MW	装置炉心毎	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(原子炉停止後7.5日)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・プルトニウム混合燃料の使用も考慮したものである。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。	使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、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。使用済燃料ピット崩壊熱が小さくなるため、使用済燃料ピット内の水の温度上昇は緩やかになる。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され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る。	初期水温及び初期水位の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より水温が低い場合又は初期水位が低い場合は、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生後約1.6日後と長時間であることから、初期水温及び初期水位の変動が評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
事象発生前 使用済燃料ピット 水温 (初期水温)	40℃	装置炉心毎	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。	初期水温を最確条件とした場合、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時間には影響はない。	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温平均温度の上限である65℃とし、初期水位を水位警報レベルであるNWL-0.08m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される最低水位まで低下するに要する時間は、初期水温40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.2日短い約1.4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5.7時間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と与える影響は小さい。
事象発生前 使用済燃料ピット 水位 (初期水位)	通常水位 (NWL) (燃料頂部より約7.62m)	通常水位 (NWL) 付近 (通常は水位NWL±0.05m を目安に管理)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、標準的な水位として設定。	初期水位を最確条件とした場合、使用済燃料ピット水位が変動するが、使用済燃料ピット水位を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、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される最低水位まで低下するに要する時間は、初期水位NWLの場合と比較して約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注水は、事象発生後5.7時間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と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-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取扱キヤナール接続	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取扱キヤナール接続	燃料取出口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、B-使用済燃料ピットのみを考慮し設定。また、水垢は使用済燃料、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を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取扱キヤナール及び燃料検査ピットの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され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扱キヤナー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0.2日短い約1.4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5.7時間後から可能となることから、使用済燃料ピット状態が評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。	初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、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される最低水位まで低下するに要する時間は、初期水位NWLの場合と比較して約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注水は、事象発生後5.7時間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と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を与える影響(2/2)

項目	評価条件(事故条件及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	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として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を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、運転員等操作時間を与える影響はない。	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を与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の評価の観点で厳しい外部電源なしを設定。	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
機器条件	放射線の遮蔽が維持される最低水位	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、運転員等操作時間を与える影響はない。	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を与える影響はない。
	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	前輿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。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間を与える影響はない。	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を与える影響はない。

表2 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータと与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作 使用済燃料ピットへの注水準備操作 災害対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生5.7時間までに完了するが、使用済燃料ピットへの注水準備は使用済燃料ピットの水温が100℃に到達することにより使用済燃料ピット水位が低下し始める事象発生約6.6時間後を設定。	事象発生約6.6時間後	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準備操作は、災害対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生5.7時間までに完了するが、使用済燃料ピットへの注水準備は使用済燃料ピットの水温が100℃に到達することにより使用済燃料ピット水位が低下し始める事象発生約6.6時間後を設定。	<p>使用済燃料ピット補給水系の機能喪失を確認した場合、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を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 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準備は、可搬型大型送水ポンプ車の設置、可搬型ホースの敷設等を行う専任の災害対策要員が配置されている。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車の保管場所まで、徒歩での移動を想定しており、移動としては余裕を含めて30分を想定していることから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 可搬型大型送水ポンプ車は車両であることから、自走で作業場所へ移動することとを想定しており、可搬型ホースの設置はホース延長・回収車(送水車用)により、自走にて作業場所へ移動しながら実施することを想定している。仮に地震等の外部事象が起る場合はアクセルペダルの被害があっても、ホイールローダにて必要なアクセルペダルを復旧できる常駐体制としており、復旧作業として2時間40分を想定している。</p> <p>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準備の作業項目及び操作所要時間等は以下のとおりであり、操作所要時間は合計3時間を想定している(作業は並行して実施)。各作業には十分な時間余裕を含んでいることから、操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【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準備操作: 3時間(余裕含む)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型ホース敷設及びホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設に3時間を想定 ・ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置 <p>置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置に2時間を想定</p> <p>【他の並列操作有無】 可搬型ホース敷設及びホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設操作及びホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設及び海水取水箇所への水中ポンプ設置操作は、並列操作可能なため、両者が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作を行う災害対策要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、可搬型ホースの設置はホース延長・回収車(送水車用)による簡易な作業であり、可搬型ホースはカフブラ等により容易かつ確実に操作できるため誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	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準備操作は、仮にアクセルペダルの被害があつた場合の復旧操作として2時間40分、その後の作業に3時間が想定されているが、アクセルペダル復旧作業及び注水準備操作が想定より短い時間で完了することにより、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	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準備操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する事象発生の約1.6日後であり、事象を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作が完了する5.7時間後から、時間余裕がある。	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準備操作は、仮にアクセルペダルの復旧作業(2時間40分)を考慮した場合の所用時間5.7時間想定のことより、訓練実績等により2時間25分であり、想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	

燃料評価結果について

1. 燃料消費に関する評価

想定する事故【想定事故1】

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V^{*1} = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4L/h×1台+19.3L/h×1台)×24h×7日間=7,342L=約7.4kL
	事象発生直後～7日間 (=168h)	可搬型大型送水ポンプ車起動。（保守的に事象発生後すぐに使用済燃料ピット水は蒸発を開始するものとし、使用済燃料ピット水を維持するよう可搬型大型送水ポンプ車で間欠的に注水した場合を想定して、使用済燃料ピットへの7日間の必要給水量（7日間の使用済燃料ピット水蒸発量）から可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量を想定） 7日間の必要給水量：使用済燃料ピット水の蒸発率約19.2m ³ /h×168h=3,225.6m ³ 7日間の燃料消費量：注水時間（3,225.6m ³ ÷給水流量47m ³ /h）×燃費約72L/h =4,941L=約5.0kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 539.5 kL ^{※2}
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能

※1 ディーゼル発電機軽油消費量計算式

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

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

※2

ディーゼル発電機の燃料消費量は定格出力条件で評価している。想定事故1, 2では、原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料が使用済燃料ピットに保管された、想定しうる最大の熱負荷で評価している一方で、炉心には燃料が装荷されておらず、ディーゼル発電機は ECCS や CV スプレイの負荷が発生しないため定格出力運転を続けることはなく、実際の燃料消費量は 540kL と比較して大きな余裕がある。

一方、炉心に燃料が装荷されている運転中においても、実際に発生しうる最大負荷及び燃料消費量を算出すると、定格出力及び設計上の燃料消費率を用いた場合と比較して余裕が生じる。更に、使用済燃料ピットの熱負荷は小さいため、使用済燃料ピットへの必要給水量は少なくなり、可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量もより少ない。（別紙参照）

燃料消費量の余裕について

想定事故1, 2において、ディーゼル発電機 (DG) の燃料消費量は、定格出力にて事象発生後から7日間を想定して算出しているが、実際には原子炉停止後に取り出された燃料は使用済燃料ピット (SFP) に保管されており、ECCS や CV スプレーが作動することはない、DG が定格出力運転を続けることはない。

また、運転中で燃料が原子炉に装荷されている状態においても、個別に積み上げた DG の最大負荷及び DG 負荷運転試験実績に基づく燃料消費率から燃料消費量を算出すると、定格出力及び設計上の燃料消費率を用いた場合と比べ余裕が生じる。更に、運転中は SFP の熱負荷が小さいことから、SFP 事故発生時における SFP への必要給水量は少なくなる。

上記を考慮して、原子炉から燃料が取り出された場合と、原子炉に燃料が装荷されている場合において、実態に合った燃料消費量を算出した。

なお、実際に発生しうる DG の最大負荷出力は、下記の工認記載値である工学的安全施設作動時に必要な負荷 5,458 (kW) とする。

	A-DG 負荷	B-DG 負荷
工学的安全施設作動時に必要な負荷	5,447 (kW)	5,458 (kW)
定格出力	5,600 (kW)	5,600 (kW)

1. 原子炉から燃料が取り出された場合

燃料取り出し後の状態においては、高圧注入ポンプ (負荷容量 1,100 (kW))、余熱除去ポンプ (負荷容量 280 (kW)) と格納容器スプレーポンプ (負荷容量 746 (kW)) の運転は必要ないことから、想定しうる DG の最大負荷は 5,458 (kW) から上記のポンプ負荷容量を除いた 3,332 (kW) となり、定格出力に対して約 61%の負荷となる。

ここで、下図の機関性能曲線 (負荷運転試験による実績値) ※より読み取ると、A-DG が 0.2265 (kg/kW・h), B-DG が 0.2260 (kg/kW・h) であるが、負荷が低いほど高い (効率が悪い) 傾向にあることから、50%負荷時の燃料消費率: 0.2333 (kg/kW・h) を用いて、燃料消費量を算出する。

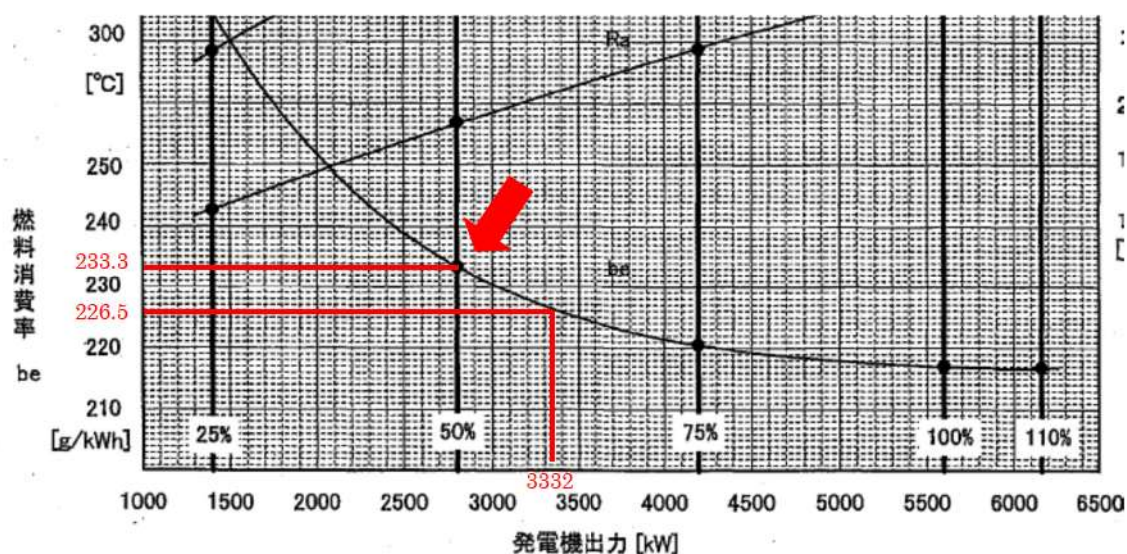


図1 A-DG 機関性能曲線 (負荷運転試験による実績値)

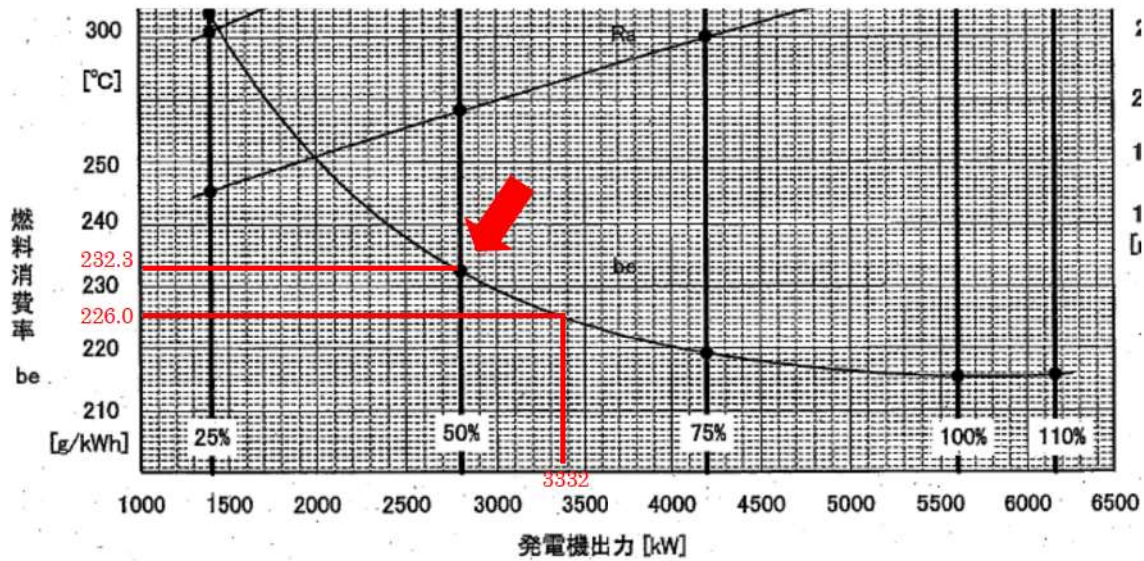


図2 B-DG 機関性能曲線（負荷運転試験による実績値）

よって、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプと格納容器スプレイポンプを運転しない条件にて、DG 2 台が事故発生直後～7 日間（168h）連続運転する場合の燃料消費量は、以下となる。

$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$$

$$= \frac{3332 \times 0.2333 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台} = 316.595 \dots \approx 316.6 \text{ (kL)}$$

100%負荷（5,600（kW））及び設計燃料消費率 0.2311（kg/kW・h）で7日間連続運転する場合の燃料消費量が約 527.1（kL）であるのに対して、想定される最大負荷及び運転実績から求めた燃料消費率に基づく7日間の燃料消費量では、約 210.5（kL）の余裕がある。

2. 原子炉に燃料が装荷されている場合

DG の負荷 5,458（kW）時の燃料消費率は、下図の機関性能曲線（実績値）より読み取ると、A-DG が 0.2170（kg/kW・h）、B-DG が 0.2155（kg/kW・h）であるが、負荷が低いほど高い（効率が悪い）傾向にあることから、保守的に 75%負荷時の燃料消費率：0.2204（kg/kW・h）を用いて、燃料消費量を算出する。

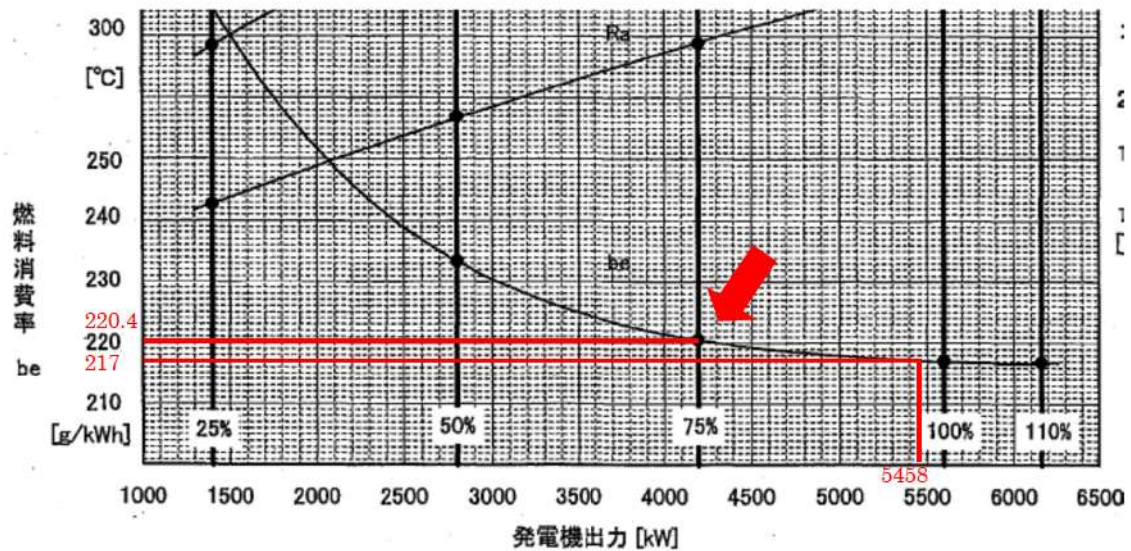


図3 A-DG 機関性能曲線（負荷運転試験による実績値）

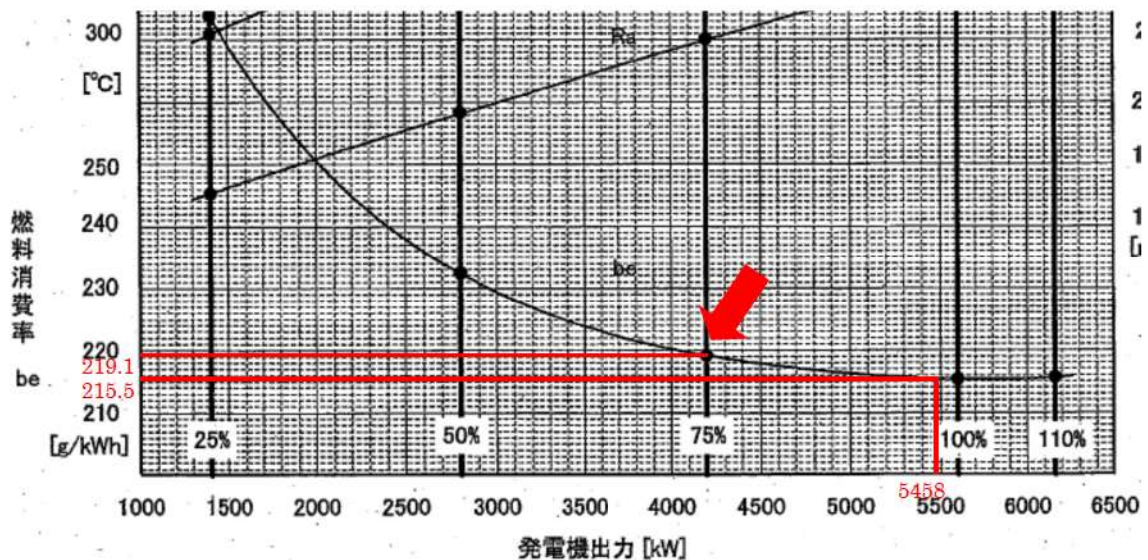


図4 B-DG 機関性能曲線（負荷運転試験による実績値）

想定事故1, 2は、燃料取り出し後の状態を想定しているが、仮に工学的安全施設が作動する最大負荷条件にて、DG 2台が事故発生直後～7日間（168h）連続運転する場合の燃料消費量は以下となる。

$$\begin{aligned}
 V &= \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台} \\
 &= \frac{5458 \times 0.2204 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台} = 489.925 \dots \cong 490.0 \text{ (kL)}
 \end{aligned}$$

100%負荷及び設計上の燃料消費率で7日間連続運転する場合の燃料消費量は約527.1 (kL) であるのに対して、想定される最大負荷及び運転実績から求めた燃料消費率に基づく7日間の燃料消費量では約37.1 (kL) の余裕がある。

更に、原子炉に燃料が装荷された状態においては、SFP 崩壊熱が半分程度に低下するため、可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量低下も見込める。

なお、燃料消費量は、定格能力（容量 約 300 (m³/h)、吐出圧力 約 1.3 (MPa[gage])）で送水する場合の燃費（約 72 (L/h)）を用いて算出する。

運転中の SFP 崩壊熱：5.122 (MW)

SFP の蒸発率：8.5298 (m³/h) ≒ 約 8.6 (m³/h)

7 日間の必要給水量：蒸発率（約 8.6 (m³/h)）×168 (h) =1444.8 (m³)

7 日間の燃料消費量：1444.8 (m³) ÷ 給水流量 (47 (m³/h)) × 燃費 (約 72 (L/h))
=2213 (L) =約 2.3 (kL)

可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量も約 2.3 (kL) に減少し、崩壊熱最大と比較して、更に約 2.7 (kL) の余裕が見込める。

※：本曲線は、泊発電所 3 号機試運転時の DG 負荷運転試験に基づくものであり、発電機出力 25, 50, 75, 100 及び 110%出力の実績データであり、その中間はフィッティング曲線である。

3. 実際の燃料消費量とディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量との比較

DG の燃料消費量は定格出力条件で評価している。想定事故 1, 2 では、原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料が使用済燃料ピットに保管された、想定しうる最大の熱負荷で評価している一方で、炉心には燃料が装荷されておらず、DG は ECCS や CV スプレイの負荷が発生しないため定格出力運転を続けることはなく、実際の燃料消費量はディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 540kL（参考資料参照）と比較して大きな余裕がある。

一方、炉心に燃料が装荷されている運転中においても、実際に発生しうる最大負荷及び燃料消費量を算出すると、定格出力及び設計上の燃料消費率を用いた場合と比較して余裕が生じる。更に、使用済燃料ピットの熱負荷は小さいため、使用済燃料ピットへの必要給水量は少なくなり、可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費量もより少ないことから、実際の燃料消費量はディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 540kL（参考資料参照）と比較して余裕がある。

以 上

重大事故等時におけるディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量について

1. ディーゼル発電機燃料油供給システムの概要

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（以下「DG 貯油槽」という。）は、DG 1 台を 7 日間以上連続運転できる容量(264kL 以上)であり、A系、B系の 2 系統を有している。

DG 燃料油供給システムの構成を図 1 に示す。

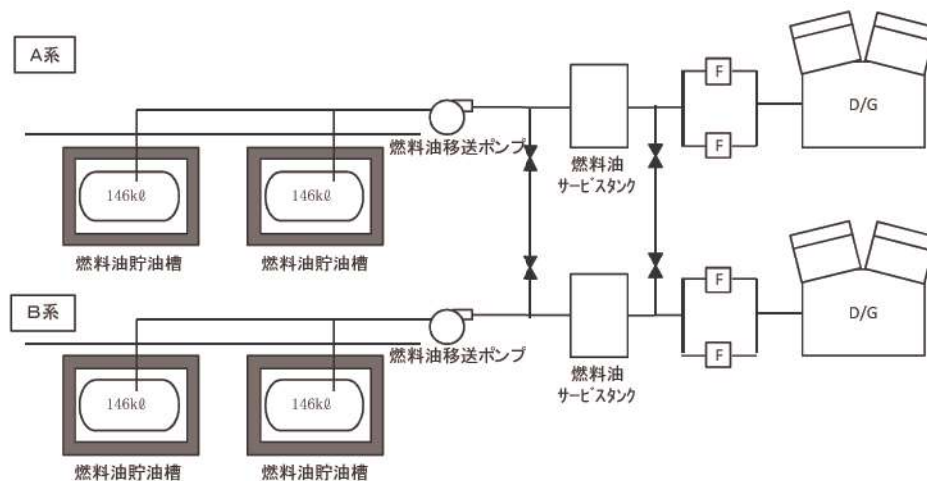


図 1 ディーゼル発電機 燃料油供給システムの構成

2. 重大事故等時の燃料消費量について

有効性評価において燃料消費量が最大となる事故シーケンスは「想定事故 1」及び「想定事故 2」であり、使用済燃料ピットへの注水に用いる可搬型大型送水ポンプ車、緊急時対策所用発電機、DGの燃料消費量を算出した結果、燃料消費量の合計値は約539.5kL*¹である。

* 1 燃料消費量（事象発生後～7日間）

- ①ディーゼル発電機：約527.1kL ②緊急時対策所用発電機：約7.4kL ③可搬型大型送水ポンプ車：約5.0kL
- ①+②+③=約539.5kL

3. 重大事故等時への対応のための DG 貯油槽の油量について

- 重大事故等時の燃料消費量を上回る燃料を確保するため、DG 貯油槽 4 基合計で 540kL 以上を管理する。
- DG 貯油槽の最大容量は 146kL/基であり、4 基合計で 584kL となる。
- 運転員が認知可能な DG 貯油槽の油面低警報の設定値は 136kL であり、4 基同時に左記油量に達したとしても 4 基合計で 544kL となる。

以上

使用済燃料ピットの状態監視について

1. 通常時の監視項目の概要

通常時の使用済燃料ピットの関連パラメータについて監視設備、監視方法及び確認頻度を表1に示す。

2. 有効性評価における事象発生と運転員の認知について

使用済燃料ピットの有効性評価における運転員の事象認知について検討した。

・想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能及び補給水機能の喪失を想定する場合、その機能喪失は各系統の故障警報の発生や、外部電源の喪失などの事象発生に伴う中央制御室の変化により、運転員が事象の発生を認知する。

これらの警報が発生せず、使用済燃料ピットの冷却機能が喪失する状況を想定した場合、使用済燃料ピットポンプが通常どおり運転していて、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の熱交換器が機能を発揮していない場合が考えられる。ただし、これらの場合であっても、表1の「使用済燃料ピット温度」にある計器の警報や運転員による1時間毎のパラメータ確認により異常事象の認知が可能である。また、使用済燃料ピットポンプの運転状態にかかわらず2次系純水系統又は燃料取替用水ピットを用いた使用済燃料ピットへの補給が可能であり、想定事故1で想定する使用済燃料ピットの冷却機能及び補給水機能の喪失には至らない。

・想定事故2

使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生して水位が低下する事象においては、水位低下というパラメータの変化に伴い、表1に示す「使用済燃料ピット水位」、「使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状態」等の複数の警報が発生する。

そのため、想定事故2が発生した場合において運転員の認知が出来ないということは考えにくい。

以上より、有効性評価での運転員の事象認知の想定は妥当であると考えられる。

表 1 通常時の監視項目の概要

項目	監視対象 (下線：重大事故等対処設備)	監視方法	確認頻度	異常発生に伴う警報確認	備考
使用済燃料ピット水位	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット水位(AM用) 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 現場状態確認 	1回/時間(定期検査時) 1回/時間(原子炉運転時) 現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 水位高/低の警報発生時(使用済燃料ピット水位) 	使用済燃料ピット監視カメラによる状態確認も可能
使用済燃料ピット温度	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット温度 使用済燃料ピット温度(AM用) 使用済燃料ピット冷却器出口温度 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 現場状態確認 	1回/時間(定期検査時) 1回/時間(原子炉運転時) 現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 温度高の警報発生時(使用済燃料ピット温度) 	—
使用済燃料ピット冷却系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
補機冷却水系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
補機冷却海水系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系の運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 系統故障警報等の発生時 	—
漏えいの有無	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットライニング漏えい検出水位 	<ul style="list-style-type: none"> 現場状態確認 	現場パトロール時(1回/日)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット漏えいの警報発生時 	—
使用済燃料ピットエリアの線量率	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットエリアモニタ 	<ul style="list-style-type: none"> パラメータ確認 	1回/時間(定期検査時) 1回/時間(原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットエリアモニタ(R-5)線量当量率注意、線量当量率高の警報発生時 	—