

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE731 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 1 0 月
北海道電力株式会社

目 次

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

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

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

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

 - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

7.5 必要な要員及び資源の評価

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

付録

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

7.3 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又は注水機能の喪失により，使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し，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低下する。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1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7.3.1.1図に、対応手順の概要を第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手順の関係を第7.3.1.1表に示す。

想定事故1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7.3.1.3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等による運転不能により、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、使用済燃料ピット冷却機能回復操作及び使用済燃料ピットへの注水操作を行う。

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。

c. 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。

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出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。

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では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、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1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

(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7.62m) とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 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47m³/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4.9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7.3.1.4図に示すとおり事象発生の約1.5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1.5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7.3.1.1)

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。

事象発生後の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、事象発生後の約15.8時間後には使用済燃料ピット水位を回復させ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, 7.3.1.3)

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、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1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7.3.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、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，初期水位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。

初期水温及び初期水位を最確値とした場合，使用済燃料ピット水温及び水位が変動するが，使用済燃料ピット水温及び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。

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高い場合又は初期水位が低い場合は、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約1.5日後と長時間を要することから、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℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.1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11.3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。

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0.2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、事象発生の11.3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、使用済燃料ピット内の水はわずかでは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、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、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1.3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、事象発生の11.3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、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7.3.1.3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、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約1.5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の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7.3.1.4)

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必要な初動の要員は「7.3.1.1(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」の条件にて評価を行い、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(47m³/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

日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

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

使用済燃料ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、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。

7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約539.5kLとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能である。

(添付資料7.3.1.5)

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等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。

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又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、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低下し、やがて燃料は露出し、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、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1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、使用済燃料ピットの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1における重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、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」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"> 使用済燃料ピットポンプトリップ等による運転不能により、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、使用済燃料ピット冷却機能回復操作及び使用済燃料ピットへの注水操作を行う。 	-	-	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)
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出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。 	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)

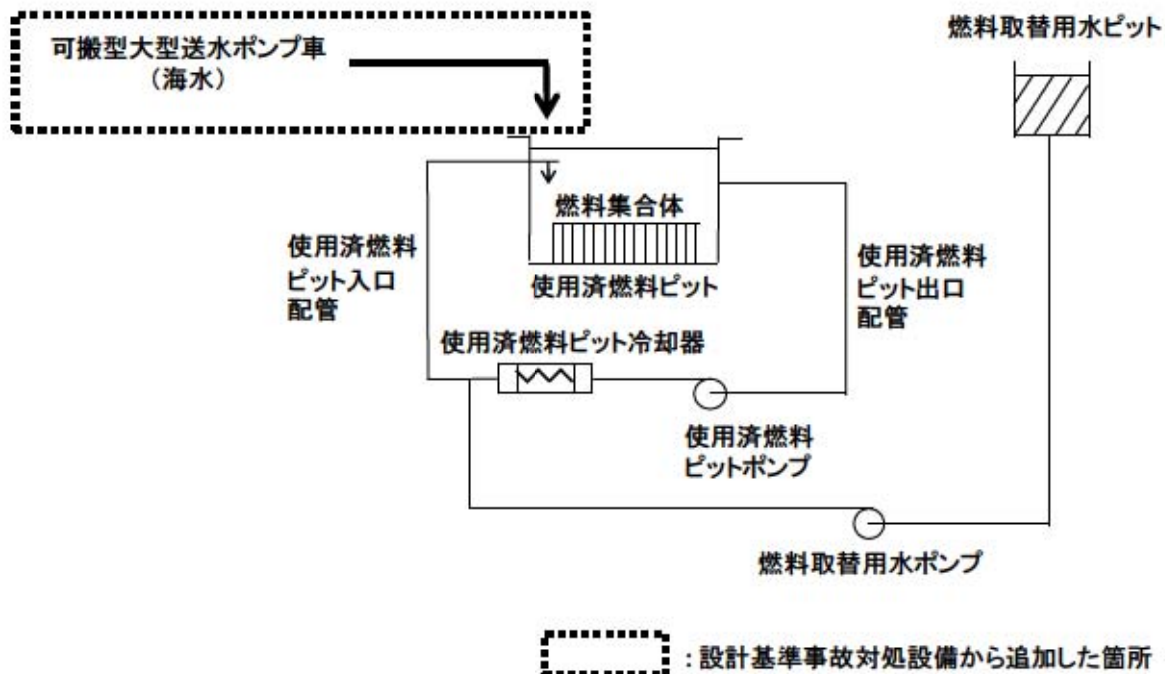
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
 ※使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む

第 7.3.1.2 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	
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。
	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 7.62m)	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。
	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 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	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 7.3.1.2 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できる 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約 4. 25m (NWL-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7.3.1.1図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

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) 【 】は他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
		▽ 事象発生												
		▽ プラント状況判断												
		▽ 約80分 注水機能喪失判断												
	3号													
	副班長(当直)	1 ●運転操作復権												
	副班長	1 ●運転操作復権補佐												
状況判断	運転員a, b	2 ●使用済燃料ピット冷却機能停止確認 ●使用済燃料ピット水温、水位の監視 (中央制御室確認)												
使用済燃料ピット冷却系 回復操作 (評価上考慮せず)	運転員a	【1】 ●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)												
	運転員b	【1】 ●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・失敗原因調査 (現場操作)												
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)												
	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)												
	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)												
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)												
	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)												
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) 及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置 (現場操作)												

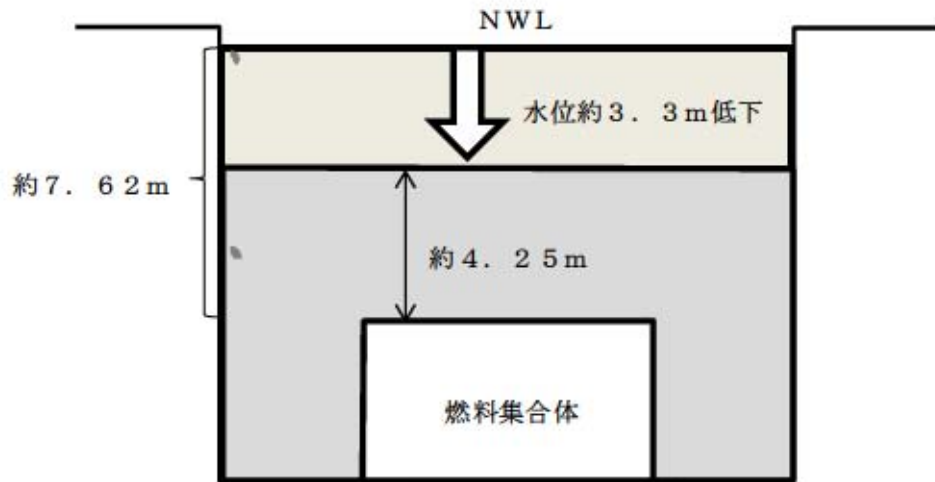
・上記要員に加え、災害対策本要員3名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 ・機车型通断装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で評価上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 ・また、運転員が評価上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機器については想定時間により算出)

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)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)	備考	
手順の項目	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	手順の内容	3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 30 40 約1.5日		
代替給水ピットからの使用済燃料ピットへの注水 (評価上考慮せず)	災害対策要員A'、B'、C' [3]	●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 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	適宜実施	使用済燃料ピットへの注水については、事象発生後4時間後から準備を開始し、使用済燃料ピット水面の輻射率が0.15mSv/hとなる約1.5日後までに対応を行う。 ※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。
	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)			
原水槽からの使用済燃料ピットへの注水 (評価上考慮せず)	災害対策要員A'、B'、C' [3]	●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 原水槽への吸管挿入 (現場操作)	※1 2時間30分 1時間15分	適宜実施	※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)			
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' [3]	●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 海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	2時間30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)			
燃料補給	作業要員 2	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料積み上げ (現場操作)	4時間位	適宜実施	

*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入替えを行っての対応が可能であることを示す。

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)(2/2)



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		
	Aピット	約210m ³
	Bピット	約310m ³
	A, B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 事象発生からAピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約4.9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3.3m水位が低下する時間		約1.5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厳しい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7.3.1.4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

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE731H 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の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

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

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

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

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

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

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

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

(7.2.4 水素燃焼)

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

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

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

（7.2.5 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

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。

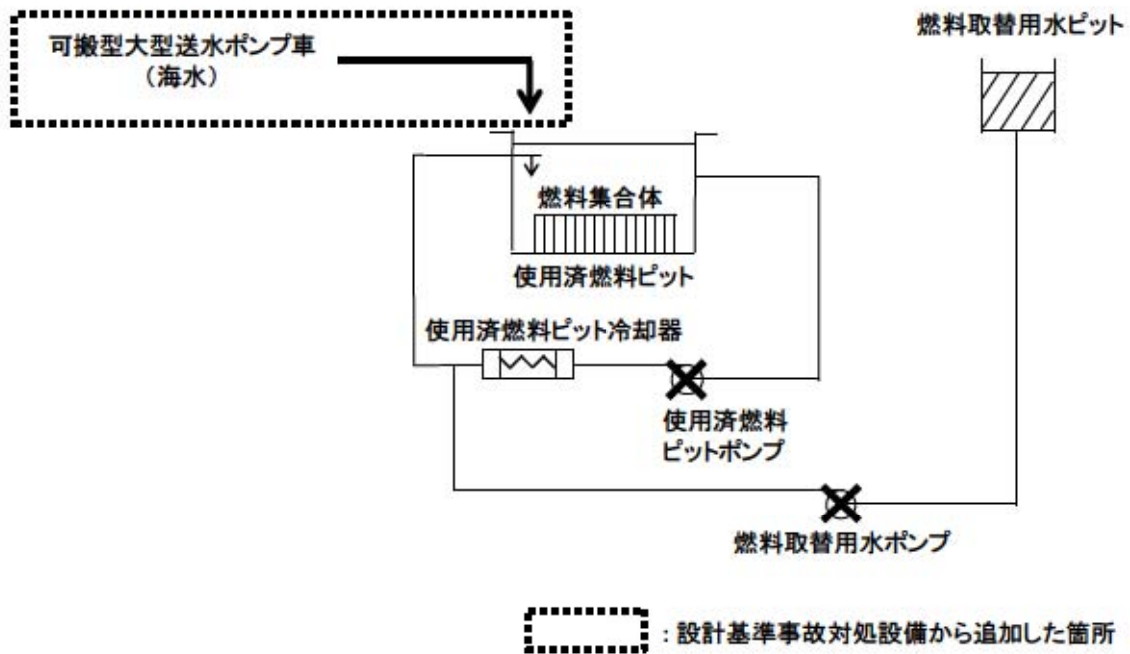


図1 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

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又は注水機能喪失により、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。

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 1.5 日	約 0.9 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	

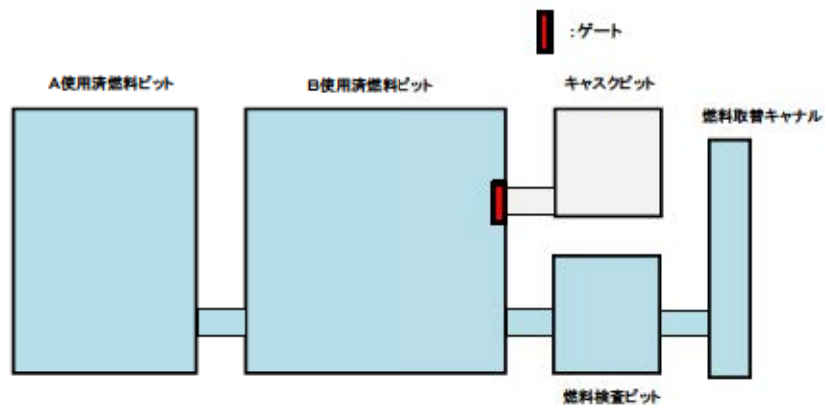
※ 1：燃料検査ピット及び燃料取替キャナルとキャスクピットを同時に水抜き状態にすることは
ない。

※ 2：遮蔽設計基準値に相当する水位に達するまでの時間。

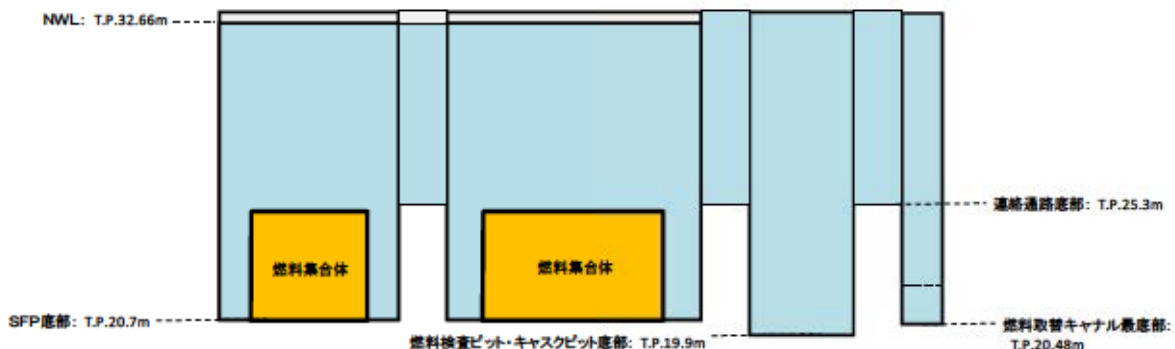
以下、最も厳しい評価として、使用済燃料ピットの燃料の崩壊熱が最大となる定期検査中の燃料取出直後における想定事故 1 及び想定事故 2 に対する評価結果を示す。

<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)	貯蔵体数: 1,440体/熱負荷 11.508MW
事象発生時のピット水温	40℃ (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ピット、B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ピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態として評価する。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB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ピット、B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。



使用済燃料ピット概略図 (平面図)



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）

○使用済燃料ピット保有水高さや遮蔽機能について

燃料頂部より約 4.25m 水位を有していれば、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建屋内の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）以下となるため、許容水位低下量は約 3.37m となるが、安全側に 3.3m とする。

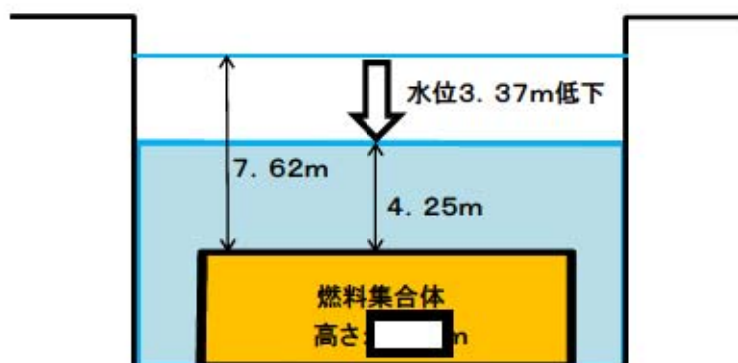


図4.1.1 使用済燃料ピット水位概略図

水位低下時間評価結果

		評価結果
① 3.3m分の評価水量		
	Aピット	約210m ³
	Bピット	約310m ³
	A, B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 事象発生からBピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約6.6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3.3m水位が低下する時間		約1.5日

(注) 崩壊熱の高い燃料体等をBピットに選択的に貯蔵した場合を想定

(Aピットの崩壊熱：1.126MW、Bピットの崩壊熱：10.382MW)

: 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

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約6.6時間後に沸騰する。沸騰による使用済燃料ピット水の蒸発水量は約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位3.3m分の水量約 630m^3 が蒸発するまで約1.5日の時間を要する。

なお、使用済燃料ピット水が沸騰するまでの時間は、AピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が厳しいAピットの値を採用している。実際にはAピットの水が沸騰した時点で、発熱量の小さな燃料を保管しているBピットの水は沸騰に到っていないが、本評価に当たっては、計算過程の単純性および保守性確保の観点で、Bピット水が沸騰するまでの時間は無視している。添付3において、このBピット水の沸騰するまでの時間を考慮した詳細評価の結果を示す。重大事故等対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車による注水流量は $47\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が3.3m低下するまでに給水を行うことで、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、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しても実効増倍率は約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。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約0.970(水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$)であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット(使用済燃料ラック:B-SUS製ラック)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、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)

○使用済燃料ピット保有水高さと遮蔽機能について

使用済燃料ピット入口配管にはサイフォン効果を解除する効果が期待できる配管が備え付けられており (A、Bピット各1本)、弁等の機器は設置されていない単管であることから、使用済燃料ピット水位がこれらの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、使用済燃料ピット冷却系配管に破断が生じた場合に最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定し、出口配管高さ (約 m) に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と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基準値 (0.15mSv/h) に相当する水位までの差は約2.02mとなるが、より安全側に2.0mとする。

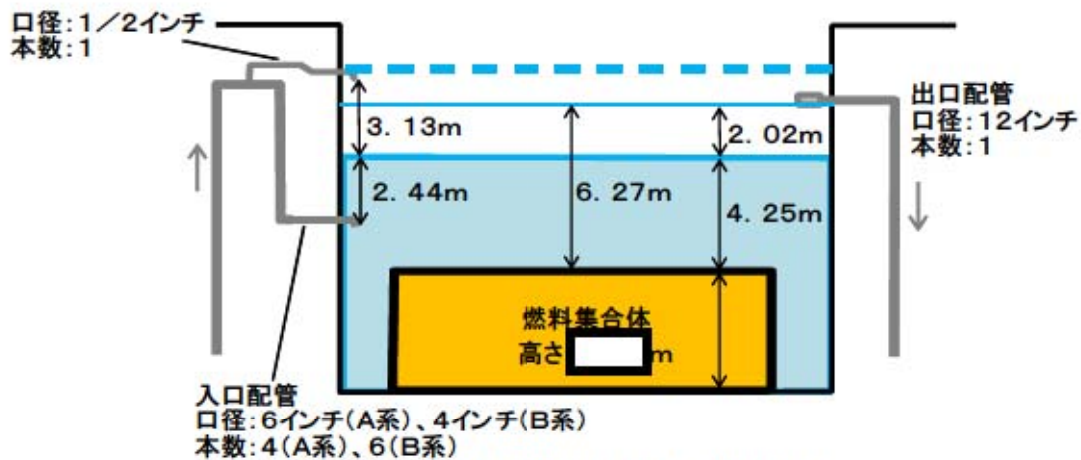


図4.1.2 使用済燃料ピット水位概略図

水位低下時間評価結果

		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)

：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

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約4.2時間後に沸騰する。沸騰による使用済燃料ピット水の蒸発水量は約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位 2.0m 分の水量約 362m^3 が蒸発するまで約0.9日の時間を要する。

なお、使用済燃料ピット水が沸騰するまでの時間は、AピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が厳しいAピットの値を採用している。実際にはAピットの水が沸騰した時点で、発熱量の小さな燃料を保管しているBピットの水は沸騰に到っていないが、本評価に当たっては、計算過程の単純性および保守性確保の観点で、Bピット水が沸騰するまでの時間は無視している。添付3において、このBピット水の沸騰するまでの時間を考慮した詳細評価の結果を示す。重大事故等対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車による注水流量は $47\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 2.0m 低下するまでに給水を行なうことで、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、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しても実効増倍率は約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。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約0.970(水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$)であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット(使用済燃料ラック:B-SUS製ラック)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、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

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)
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。

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

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

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

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

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

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

※2 : 物性値の出典 国立天文台編 2011年「理科年表」

※3 : 1999 日本機械学会蒸気表

※4 : 燃料取出スキーム参照

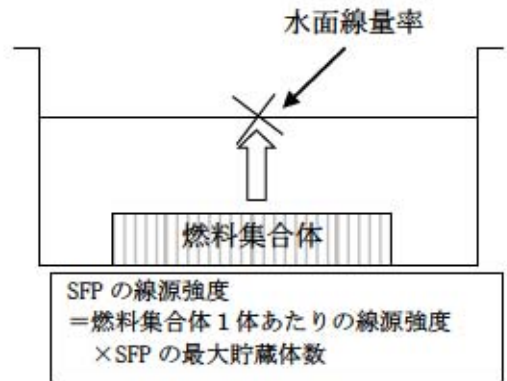
(2) 評価結果

崩壊熱による保有水蒸発量=19.16m³/h となる。

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全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。



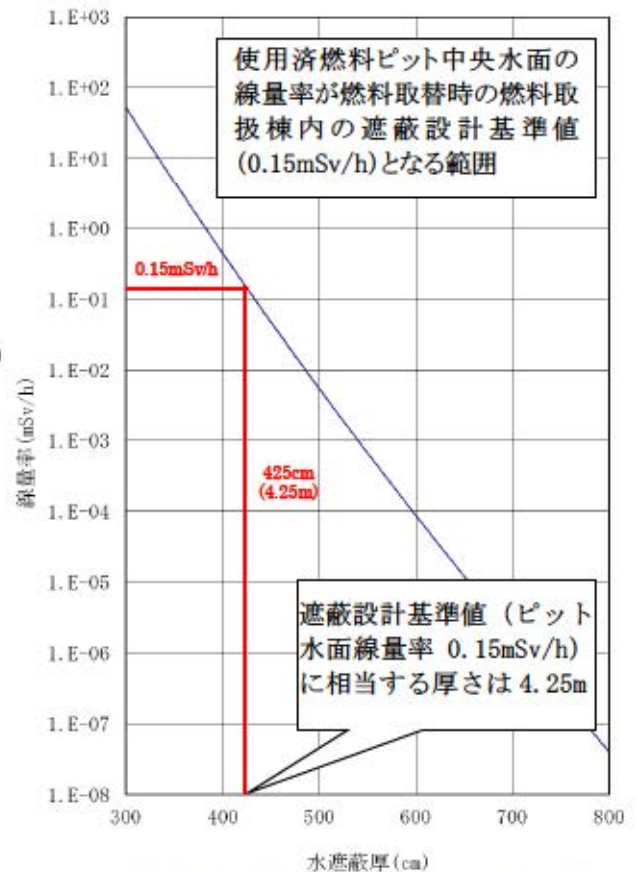
2. 水面線量率

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)



※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。

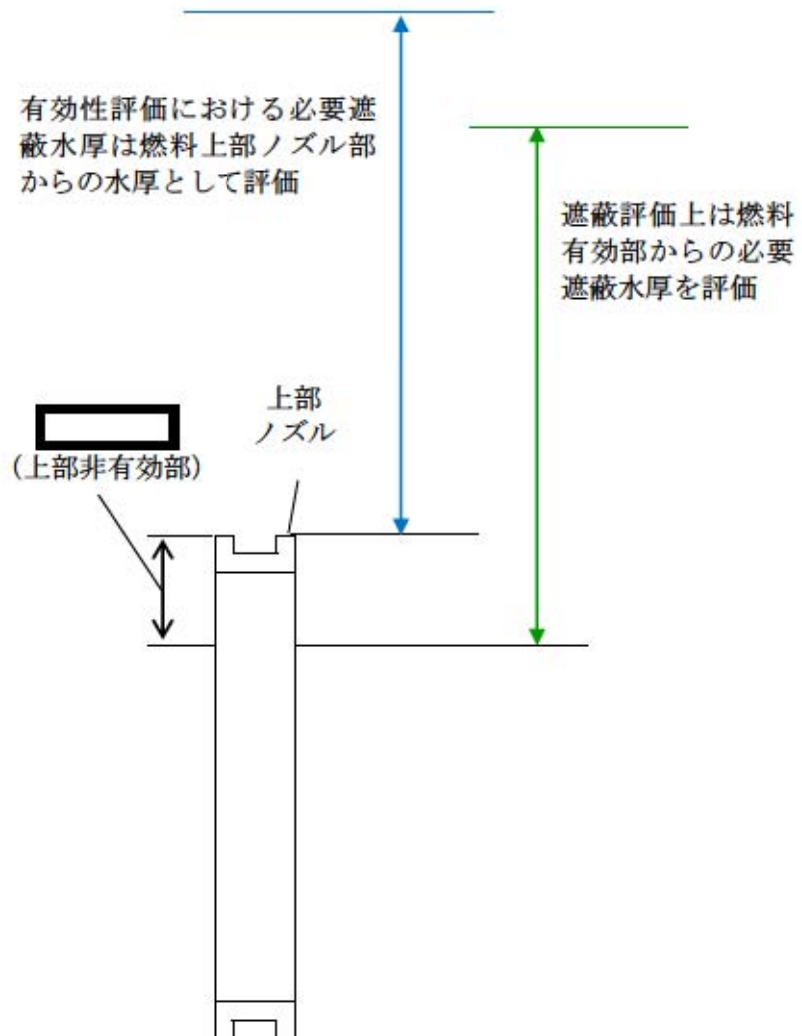
[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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、必要水遮蔽水厚は約 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、必要水遮蔽厚の増加分 11cm は、温度上昇に伴う水位増加分に包含される。

なお、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。



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。

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

①または②の時間は下記の条件で評価する。

- ・ ①の時間評価は、AピットおよびBピット、さらに燃料取替チャンネルおよび燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しない。したがって、沸騰までの評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定する。その際、実運用を考慮し、原子炉に近いB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

<評価条件>

		Aピット	Bピット
水量	想定事故 1	720m ³ (図 1 の領域 1-1, 1-2, 1-3 の合計)	1030m ³ (図 1 の領域 3-1, 3-2, 3-3 の合計)
	想定事故 2	630m ³ (図 2 の領域 1-1, 1-2, 1-3 の合計)	900m ³ (図 2 の領域 3-1, 3-2, 3-3 の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		251.6kJ/kg ^{※1}	
崩壊熱		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ピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

<評価結果>

	B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

<評価条件>

		②-1 (B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℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		2256.5kJ/kg ^{※4}	(100℃到達まで) 209.8kJ/kg ^{※5} (100℃～蒸発まで) 2256.5kJ/kg ^{※4}
崩壊熱		11.508MW ^{※6}	

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

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

※6：A, Bピット合計の崩壊熱

注1：Bピットに流れ込む他ピット水の水温について

(1)のBピット100℃到達時間におけるAピット水の水温は、この場合のAピットの崩壊熱11.508MW-10.382MW=1.126MW およびA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℃となる。

	想定事故1	想定事故2
Bピット100℃到達時間	約6.6時間	約5.8時間
Aピット水量	720m ³	630m ³
崩壊熱	1.126MW	
水密度 (100℃)	958kg/m ³	

エンタルピー変化	38.79 kJ/kg	39.0 kJ/kg
Bピット100℃到達時のAピット水溫	約49℃	約49℃

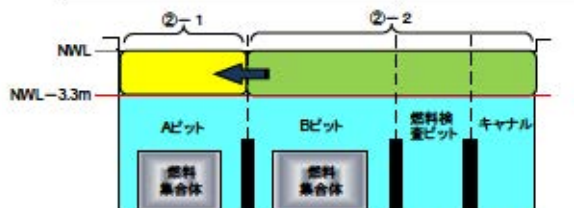
よって、(2)の蒸発時間評価において他ピットから流れ込む水の水溫は、約49℃に余裕をみて評価上50℃と設定した。

<評価結果>

【想定事故1】

②-1 水位低下時間 (Aピット)

	評価結果
①3.3m分の評価水量 (Aピット)	約210m 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10.9時間



②-1：Aピットの水の蒸発
②-2：他ピットから流れ込む水の蒸発

②-2 水位低下時間 (他ピット)

	評価結果
④3.3m分の評価水量 (他ピット)	約420m ³
Bピット	約310m ³
A, B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50℃から100℃に達する時間	約2.0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21.9時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約23.9時間

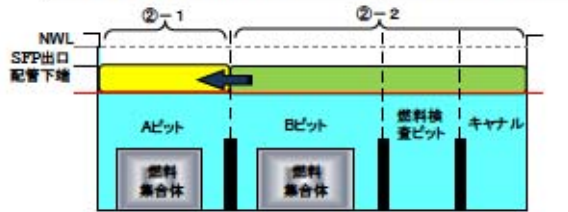
【想定事故 2】

②-1 水位低下時間 (Aピット)

	評価結果
①2.0m分の評価水量 (Aピット)	約120m 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6.2時間

②-2 水位低下時間 (他ピット)

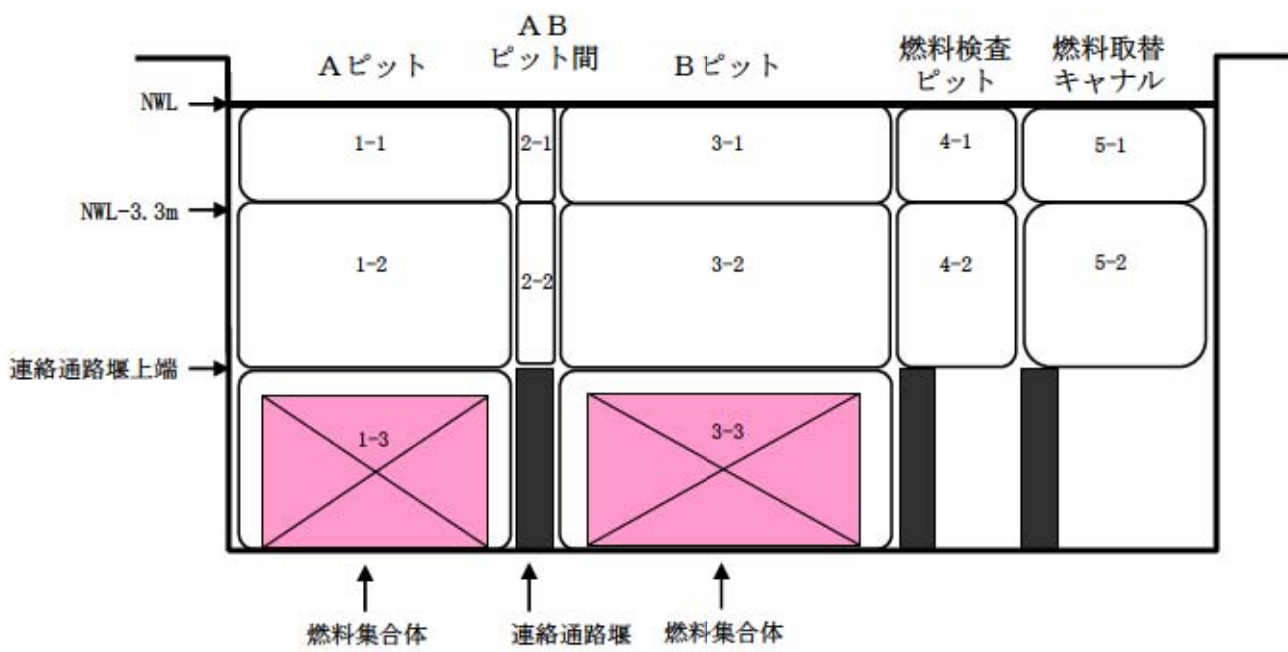
	評価結果
④2.0m分の評価水量 (他ピット)	約242m ³
Bピット	約180m ³
A、Bピット間	約3m ³
燃料取替チャンネル	約23m ³
燃料検査ピット	約36m ³
⑤評価水量が50℃から100℃に達する時間	約1.1時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
⑦2.0m水位低下時間 (④/⑥)	約12.6時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約13.7時間



(イ) : Aピットの水の蒸散
(ロ) : 他ピットから流れ込む水の蒸散

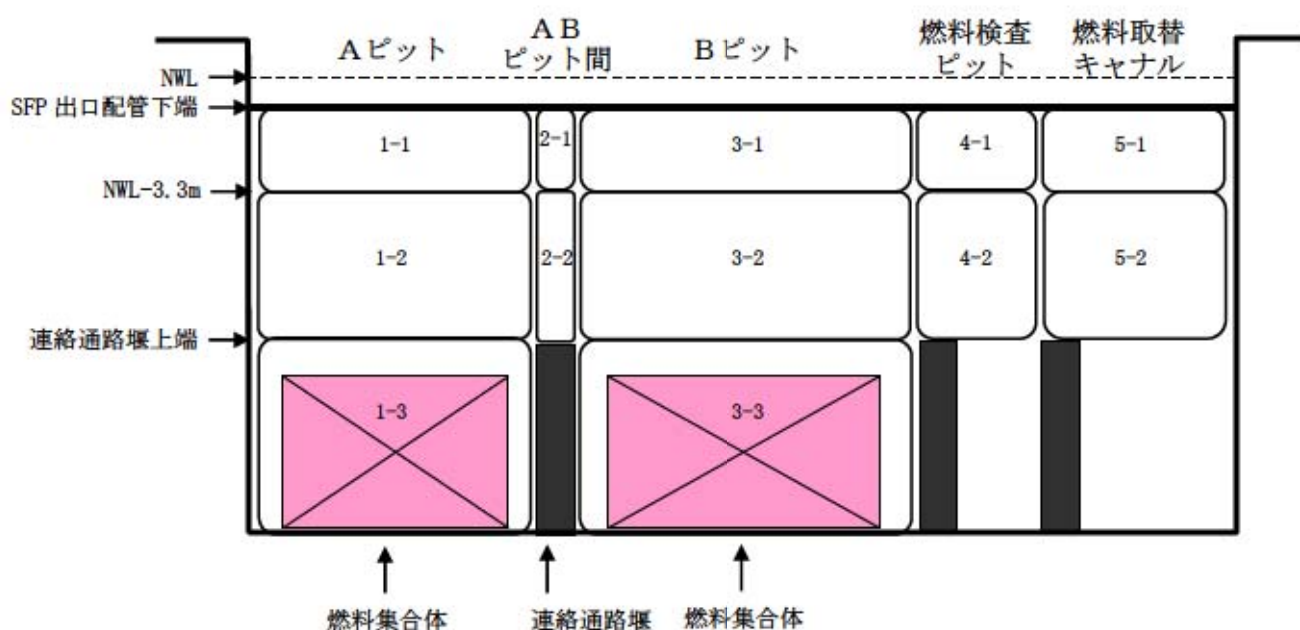
(3) 水位低下時間評価結果

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



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

図1 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故1）



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

図2 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故2）

（参考）計算条件の保守性について

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

100℃まで温度上昇する過程においては、ピット水温度の不均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および蒸発に費やされるエネルギーとなることから、トータルの水位低下時間には影響しない。

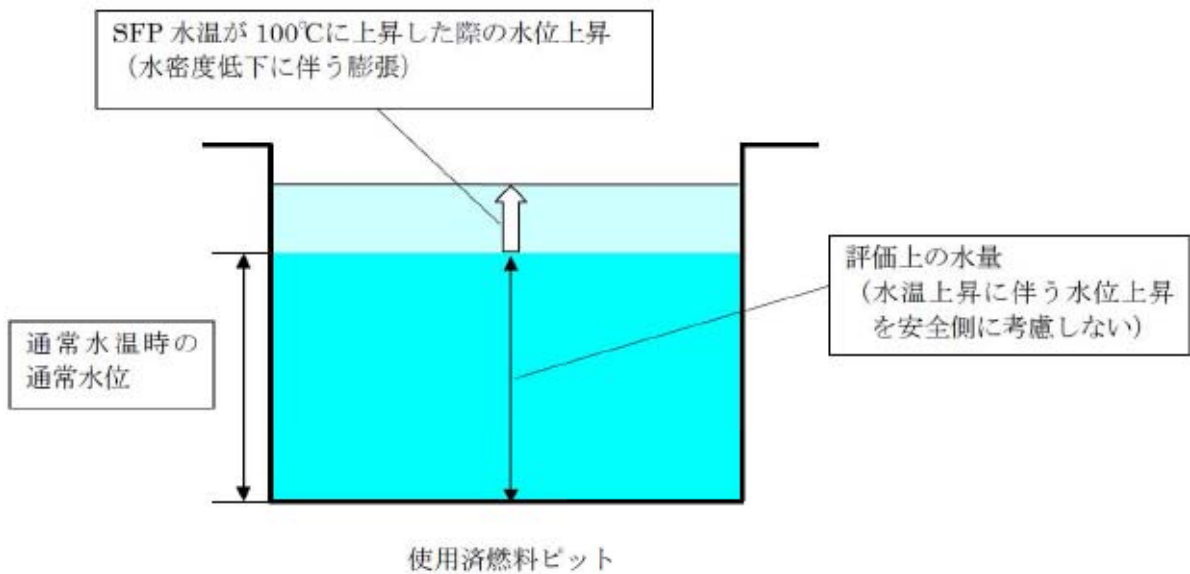
また、計算に使用する崩壊熱は、保守的に発熱量の大きい MOX 燃料が支配的になる貯蔵条件を想定し、時間の経過による崩壊熱の減衰は考慮していない。

更に、事象発生から可搬型大型送水ポンプ車による SFP への給水準備完了までは 11.3 時間であり、本評価結果と比較して十分な余裕があることから、本想定事故に係る燃料損傷対策の有効性は十分確認できる。

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。



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ピットとBピット、燃料取替チャンネルおよび燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しないで評価している。

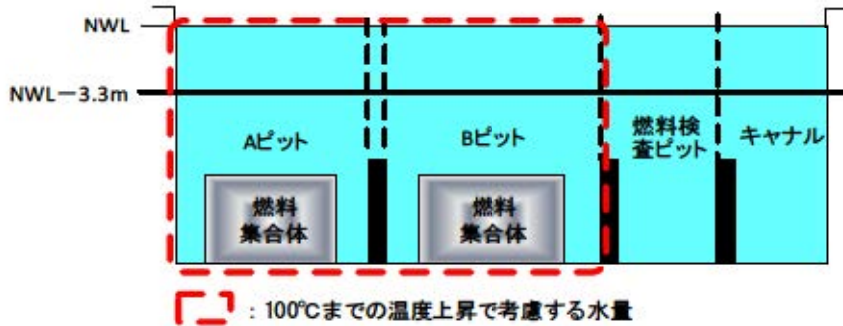
ここでは、沸騰するまでの評価でAピット、Bピットを平均化した場合の沸騰までの時間及び水位がNWL-3.3mまで低下する時間を評価し、有効性評価の水位低下時間の保守性を確認する。

1. 想定事故 1

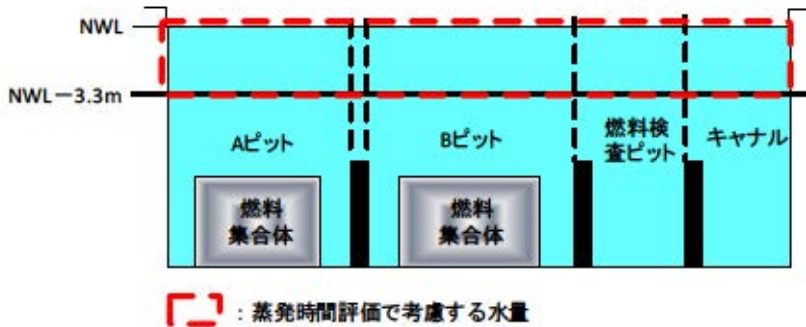
- (1) SFPの水（初期水温 40℃）が 100℃に到達するまでの時間をA、Bピット合計水量で評価した結果、約 10.2 時間となる。

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ピット	約 720m ³	約 1,760m ³	11.508MW	約 10.2 時間
Bピット	約 1,030m ³			
A, Bピット間	約 10m ³			



- (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。



		評価結果
3.3m 分の評価水量		約 630m ³
	Aピット	約 210m ³
	Bピット	約 310m ³
	A, B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		19.16m ³ /h
3.3m 水位低下時間		約 32.8 時間

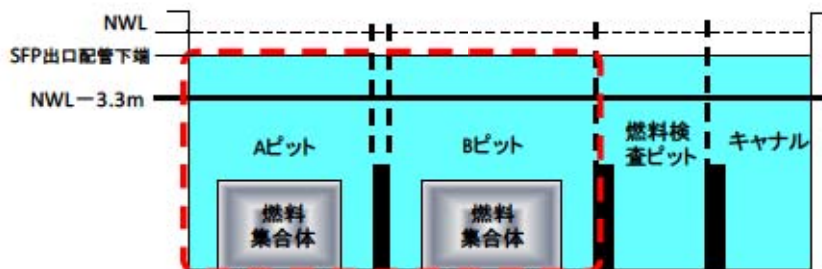
(1)、(2)より事象発生から水位がNWL-3.3mまで低下する時間は約10.2時間+約32.8時間=約43.0時間(約1.8日)となり、想定事故1における評価結果約1.5日に保守性があることを確認した。

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ピット合計水量で評価した結果、約8.9時間となる。

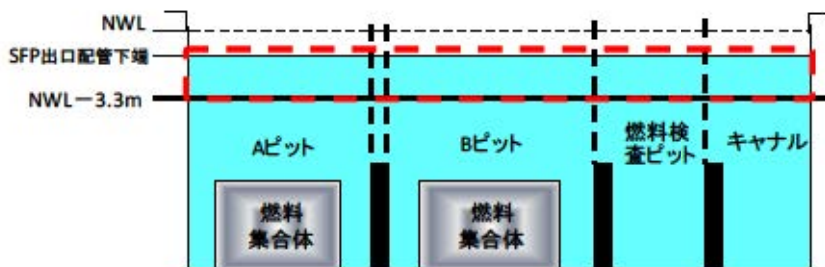
100℃到達時間評価結果

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



☐ : 100℃までの温度上昇で考慮する水量

(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18.8時間となる。



☐ : 蒸発時間評価で考慮する水量

		評価結果
3.3m分の評価水量		約362m ³
☐	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36m ³
	燃料検査ピット	約23m ³
崩壊熱による蒸発水量		19.16m ³ /h
3.3m水位低下時間		約18.8時間

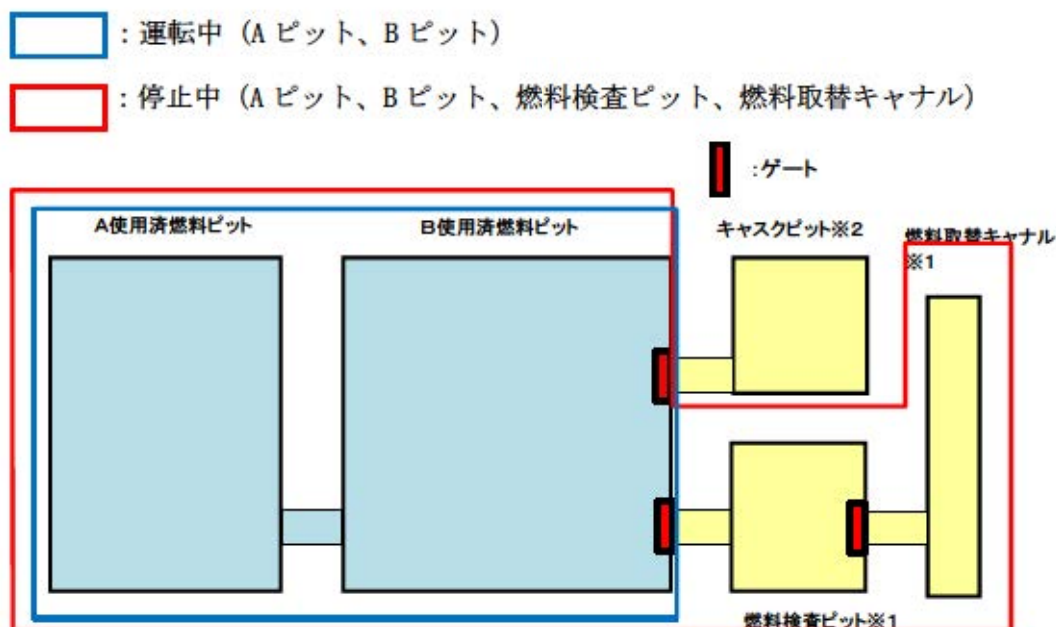
(1)、(2)よりA, Bピットを平均化した場合を評価したところ、NWL-3.3mまで低下する時間は約27.7時間(約1.2日)となり、有効性評価の想定事故2における評価結果約0.9日に保守性があることを確認した。

使用済燃料ピットに接続されるピットについて

使用済燃料ピットAピットとBピットは、連通堰により常時接続された状態である。Bピットは燃料検査ピット（燃料検査ピットはさらに燃料取替チャンネルと接続）及びキャスクピットと連通堰により繋がっており、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ピットとB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ピットとB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。



- ※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。

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

表 1 SFP水位低下時間評価条件

	定検中（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
SFP 崩壊熱	11.508MW ・原子炉停止からの期間：7.5 日 ・原子炉から一時的に取り出された燃料全てを SFP に保管	5.122MW ・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ピット、Bピット、燃料検査ピット及びチャンネル接続	Aピット及びB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（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
想定事故 1	約 1.5 日	約 3.2 日
想定事故 2	約 0.9 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チャンネ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 1.3 日、想定事故 2 で約 0.8 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。

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)
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

1. 使用済燃料ピット (SFP) ゲートについて

SFP ゲートは、ゲート受金具及びゲート受金物により連通部の SFP 壁面に取付け、ピット水からの水圧により SFP 壁面に押し付けられ、ゲートパッキンに面圧が発生し遮水機能を発揮する (図 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) 及び想定事故 2 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) において想定される状況においても以下のとおり遮水機能に問題はない。

① ピット水の温度上昇

ゲートパッキン (図 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対して発生する水圧は同じであり、シール性には影響はない。

③ 地震発生時の影響

SFP ゲートには水圧による大きな力が掛かるが、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 SFP 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

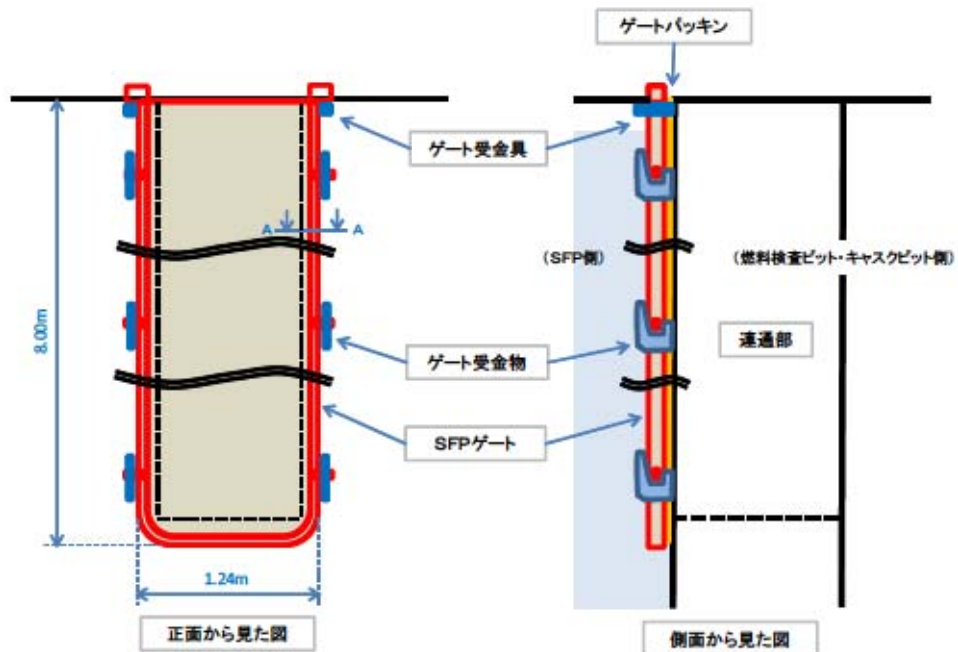


図 1 SFP ゲートの概要



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)

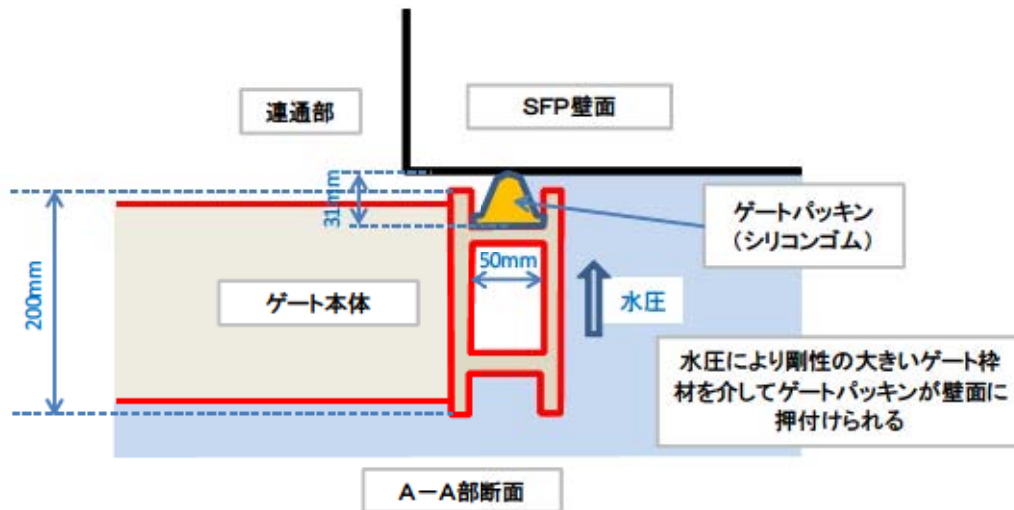
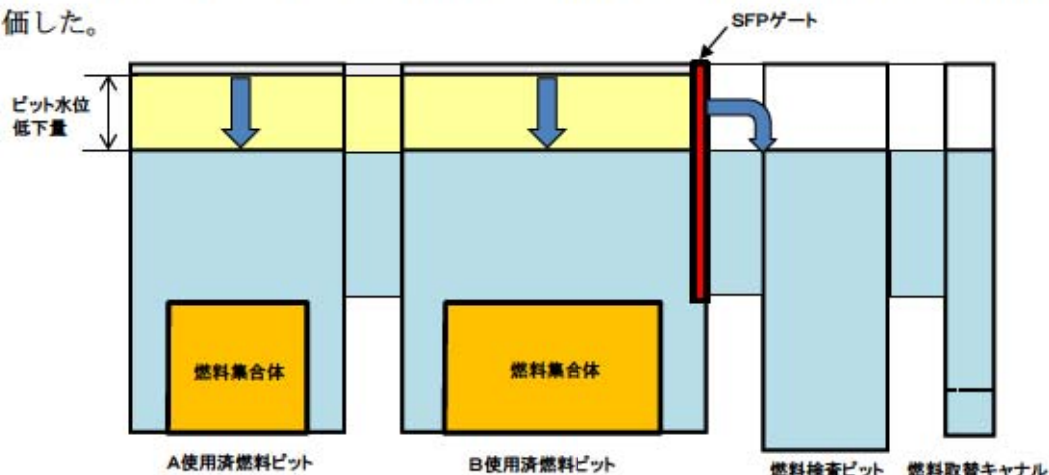


図2 ゲートパッキンの概要

2. 使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価

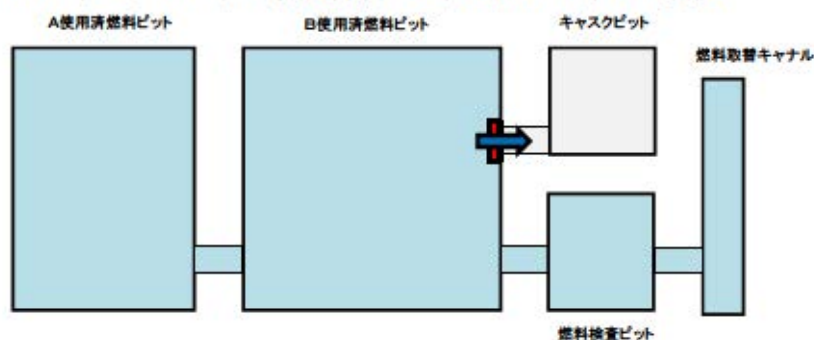
万一、使用済燃料ピットのゲートが外れること等によりゲートが遮水機能を喪失し使用済燃料ピット水が他ピットへ流出した場合の水位低下量、およびこの水位が下がった状態での使用済燃料ピット水の崩壊熱による温度上昇および蒸発による遮蔽設計基準水位までの水位低下時間を評価した。



○評価条件

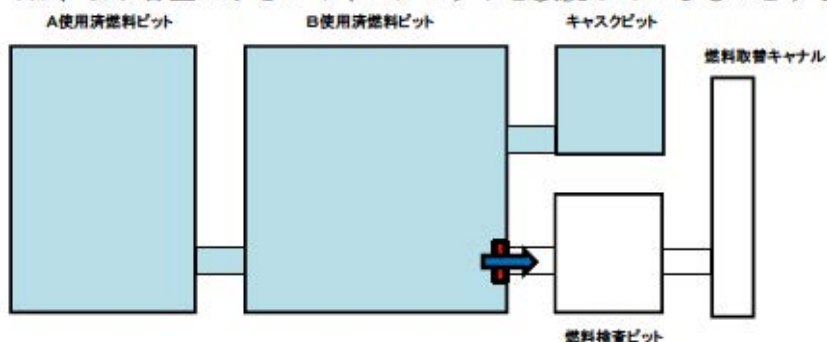
- ・ 事象発生時の使用済燃料ピット水位はNWLとする。
- ・ 使用済燃料ピットに接続されるピットの状態は以下のとおりとする。

①定検中：Aピット、Bピット、燃料検査ピット及びチャンネル接続



②運転中：Aピット、Bピットおよびキャスクピット※¹接続

※¹：運転中は、水運用のため燃料検査ピット又はキャスクピットと接続している。本評価では、より容量の小さいキャスクピットと接続しているものとする。



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

○評価結果

	ゲートが外れることによるピット水位低下量	NWL-3.3mまでの水位低下時間
定検中	1.2m	約1.1日
運転中	2.2m	約1.6日

万一ゲートの遮水機能が喪失しても水位低下は運転中で2.2mであり、遮蔽設計基準水位を満足できる。また、SFP水が沸騰し遮蔽設計基準水位まで下がる時間は定検中で約1.1日であるが、注水準備に要する時間は11.3時間であるため、水位が遮蔽設計基準水位まで低下する前に給水を開始することが可能である。

使用済燃料ピットの初期水位、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、それぞれ実運用および実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

(1) SFP 初期水位 (NWL : T.P. 32.66m)

SFP 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) SFP 初期水温 (40℃)

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

a. 泊発電所 3 号機 (定検中)

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、定検中の SFP 水温の最高値は約 21℃～43℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 40℃に設定した。

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、最適評価として初期水温を 30℃に設定した。

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) および (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計 (AM 用) (2 個)
- (2) 使用済燃料ピット温度計 (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および自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、監視機器による使用済燃料ピット水位・水温等の継続監視が可能である。また、(5) 可搬型モニタはバッテリー駆動、(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、ホース延長回収車およびホースである。可搬型大型送水ポンプ車およびホース延長回収車は軽油を燃料とするエンジン駆動であり、ホース敷設・接続作業および給水作業において、外部電源喪失の影響は無い。

3. 燃料取扱棟の照明について

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

4. 燃料取扱中の外部電源喪失について

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

仮にこの状態で使用済燃料ピットの冷却機能および補給水機能喪失事象、または使用済燃料ピット冷却系配管破断が発生した場合、クレーンの電源は常用系のためディーゼル発電機または代替非常用発電機からの給電は見込めないことから、事前に準備しておく仮設の発電機から使用済燃料ピットクレーンへ電源供給を行い、吊上げ状態の燃料をすみやかにラックへ収容する。

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

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

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）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

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4.9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15.8時間後に通常水位に回復、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を安定状態とする。

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】

注水開始後約4.5時間で補給完了となる。

- ・通常水位までの注水量：約123 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、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4.5時間を足した時間の事象発生約15.8時間後に安定状態となる。

※注水に寄与する水量は、A、B-SFP、燃料取替チャンネル及び燃料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11.3時間後）の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と仮定

【計算】

補給開始後約9.7時間で補給完了となる。

- ・通常水位までの補給量：約268m³
- ・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時間後に補給時間約9.7時間を足した時間の事象発生約21.0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 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				
初期条件	使用済燃料ピット 崩壊熱	11.508MW	装荷炉心毎	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溫、水位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。	評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット内の水の水溫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る。	
	事象発生前 使用済燃料ピット 水溫(初期水溫)	40℃	装荷炉心毎		使用済燃料ピット水溫の実測値に基づき、標準的な水溫として設定。	初期水溫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溫より水溫が高い場合又は初期水位が低い場合は、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約1.5日後と長時間を要することから、初期水溫及び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。また、使用済燃料ピットの初期水溫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水溫の上限である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できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水溫40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.1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11.3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、使用済燃料ピット内の水はわずかでは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溫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、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、初期水溫40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.2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操作は、事象発生の11.3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。
	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7.62m)	使用済燃料ピット実水位 (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。	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0.2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、事象発生の11.3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、水溫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。	

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	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。	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扱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						
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	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注水操作は、使用済燃料ピットの水温、水位等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を保つ必要があり、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。	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、現地での操作であるが、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。操作時間が早くなる場合は、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。	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、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する事象発生の約1.5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を開始する時間である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。

燃料評価結果について

1. 燃料消費に関する評価

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 (事象発生後自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定) $V^{*1} = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{ 台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ k}\ell$
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）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=7,342 ℓ = 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 =4,941 ℓ=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。

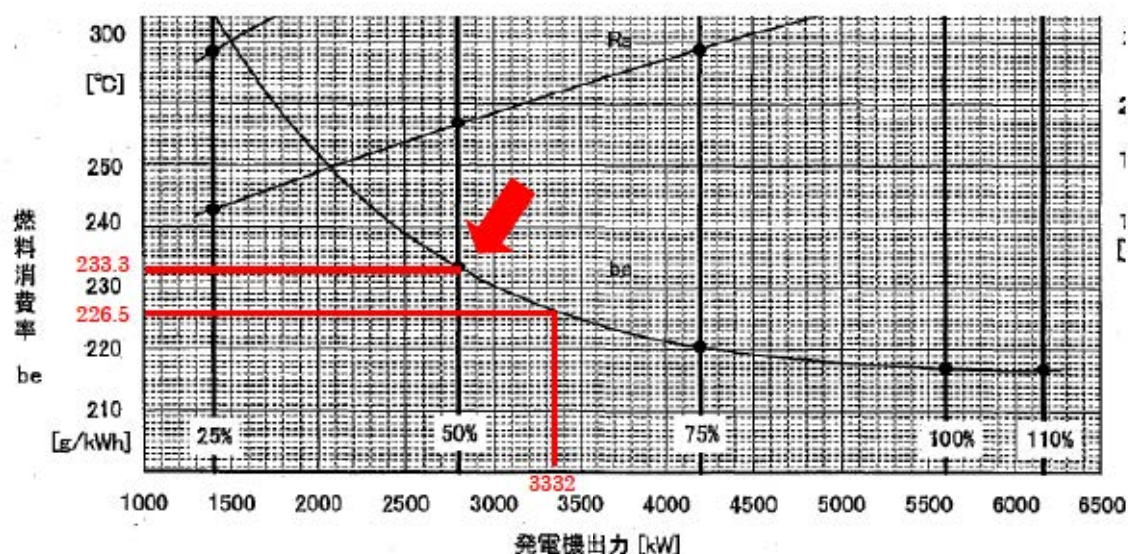
なお、実際に発生しうる DG の最大負荷出力は、下記の工認記載値である工学的安全施設作動時に必要な負荷 5,458 (kW) とする。

	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)

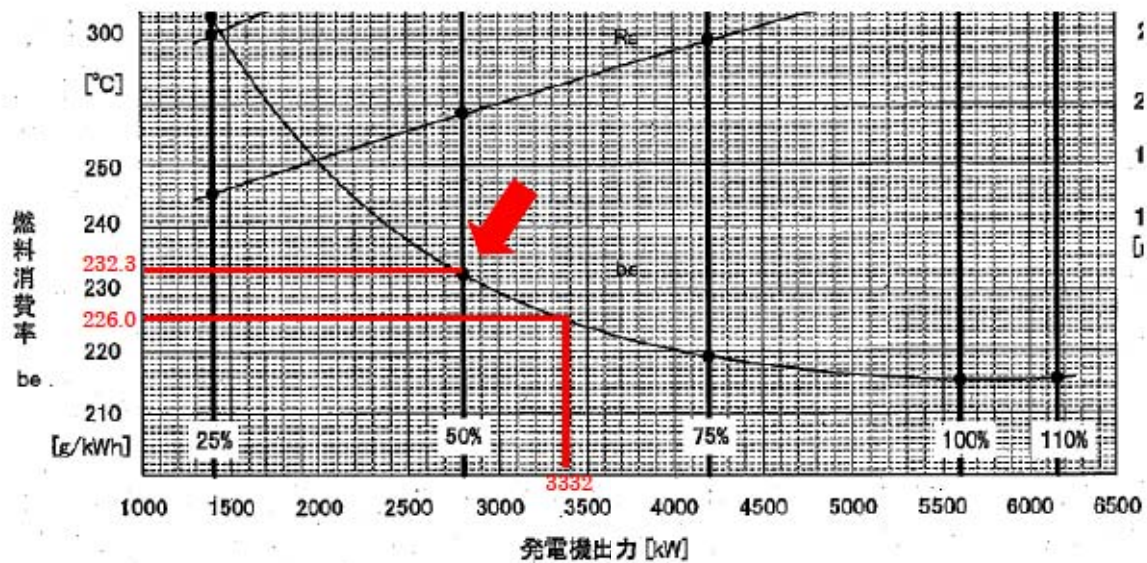
1. 原子炉から燃料が取り出された場合

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。



A-DG 機関性能曲線 (負荷運転試験による実績値)



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。

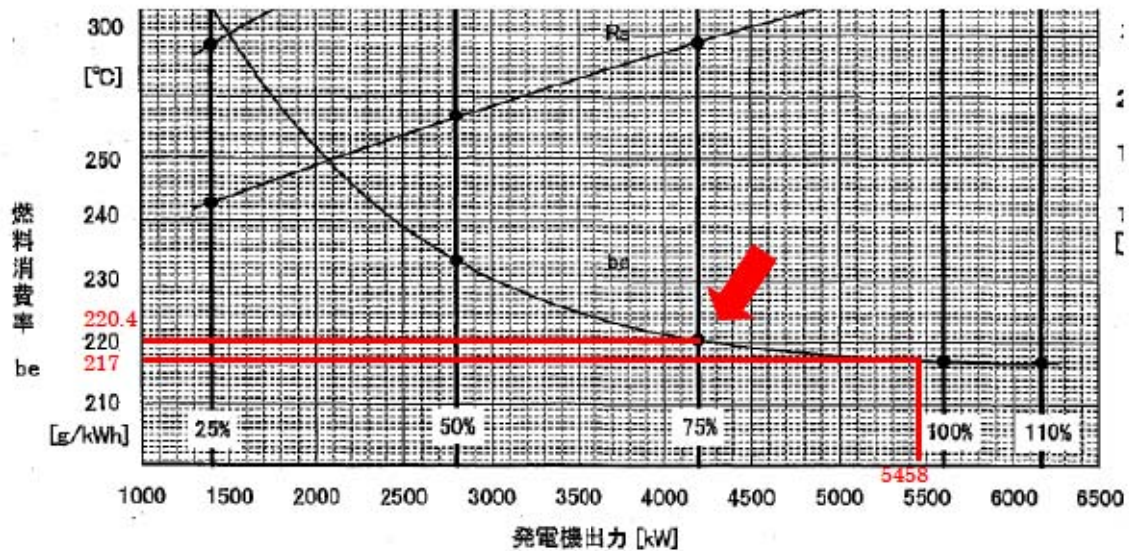
$$V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{ 台}$$

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

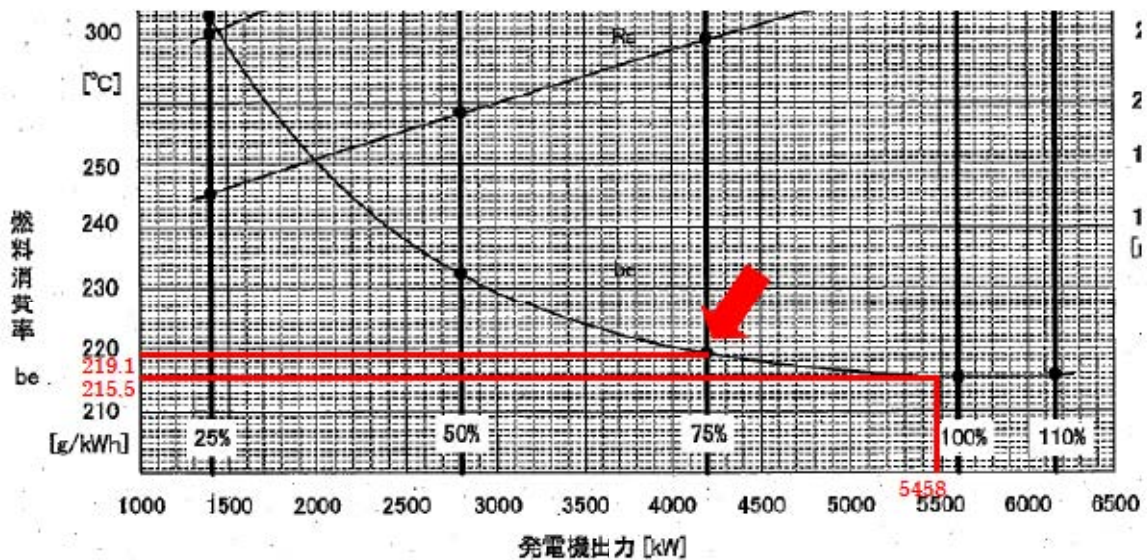
100%負荷 (5,600 (kW)) 及び設計燃料消費率 0.2311 (kg/kW・h) で7日間連続運転する場合の燃料消費量が約 527.1 (kL) であるのに対して、想定される最大負荷及び運転実績から求めた燃料消費率に基づく7日間の燃料消費量では、約 210.5 (kL) の余裕がある。

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。



A-DG 機関性能曲線 (負荷運転試験による実績値)



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。

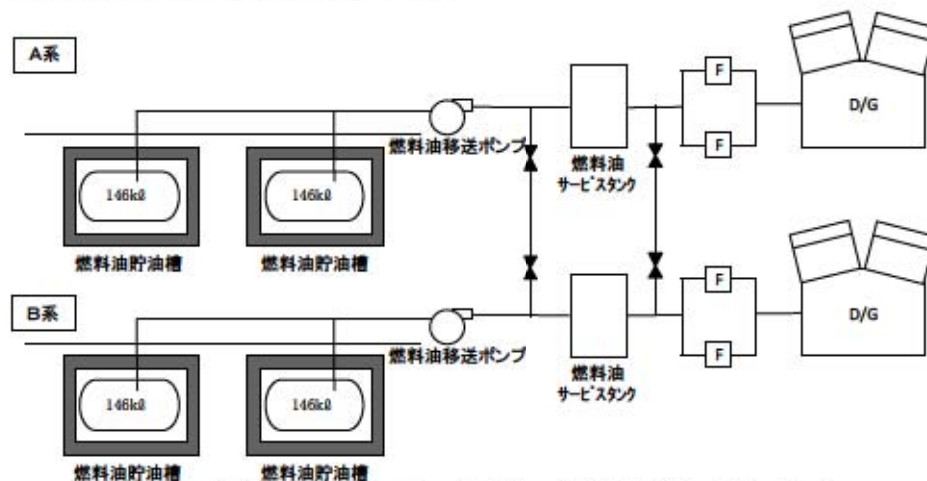


図 1 ディーゼル発電機 燃料油供給システムの構成

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