

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、事象発生の4.4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、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の約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の4.4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19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33名で対処可能である。

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、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）により対応可能である。

(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（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19.2kL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、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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558.8kL）。

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が露出し、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	常設設備	可搬型設備
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"> 使用済燃料ピットの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料ピット水の温度上昇による蒸発により使用済燃料ピット水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系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。 	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*	—
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。 	—	—	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)	—
	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。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海水による注水を行う。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又は流量調整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。 	【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】* 燃料タンク (SA)	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ない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

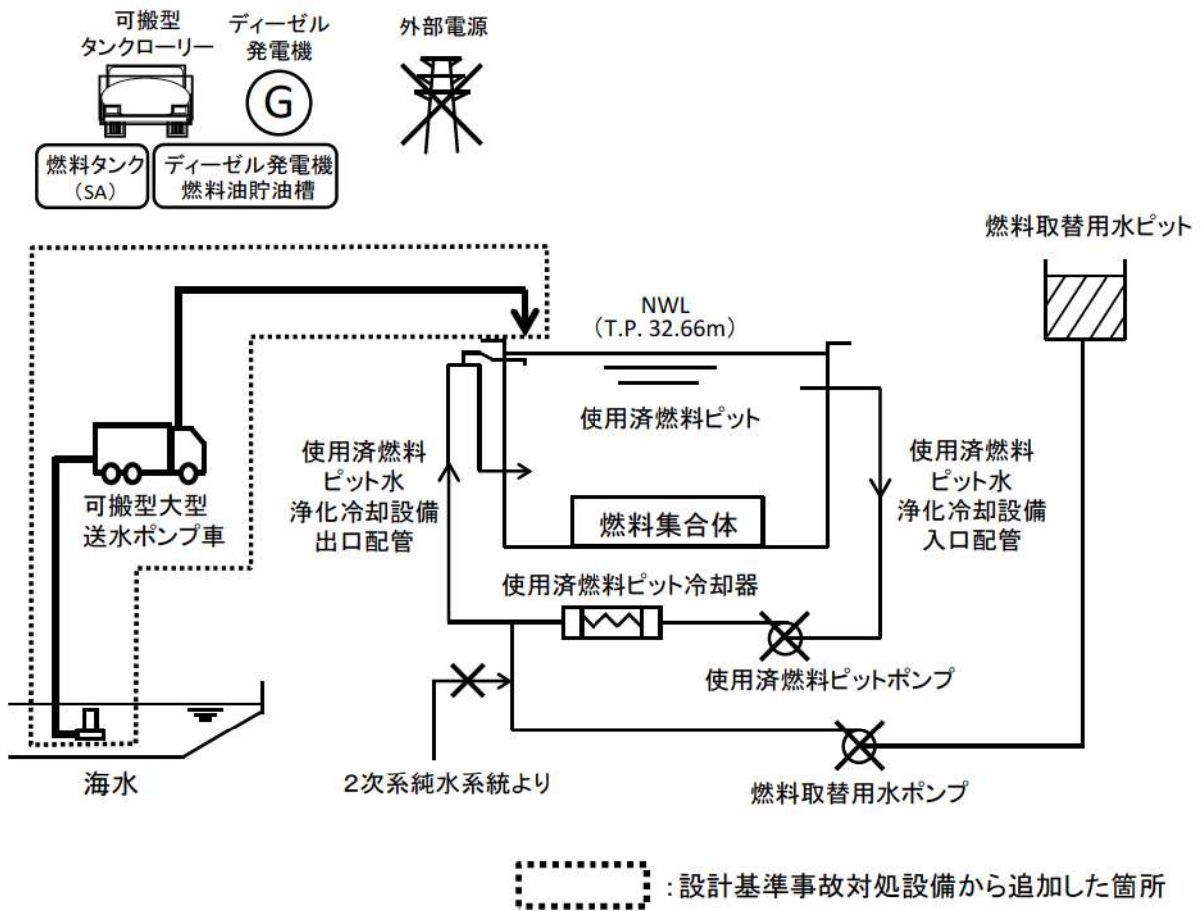
第7.3.1.2表 「想定事故1」の主要評価条件（1／2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
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（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。
	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 (燃料頂部より約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。
事故条件	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	Aー使用済燃料ピット， Bー使用済燃料ピット， 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続	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ー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。
	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	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。

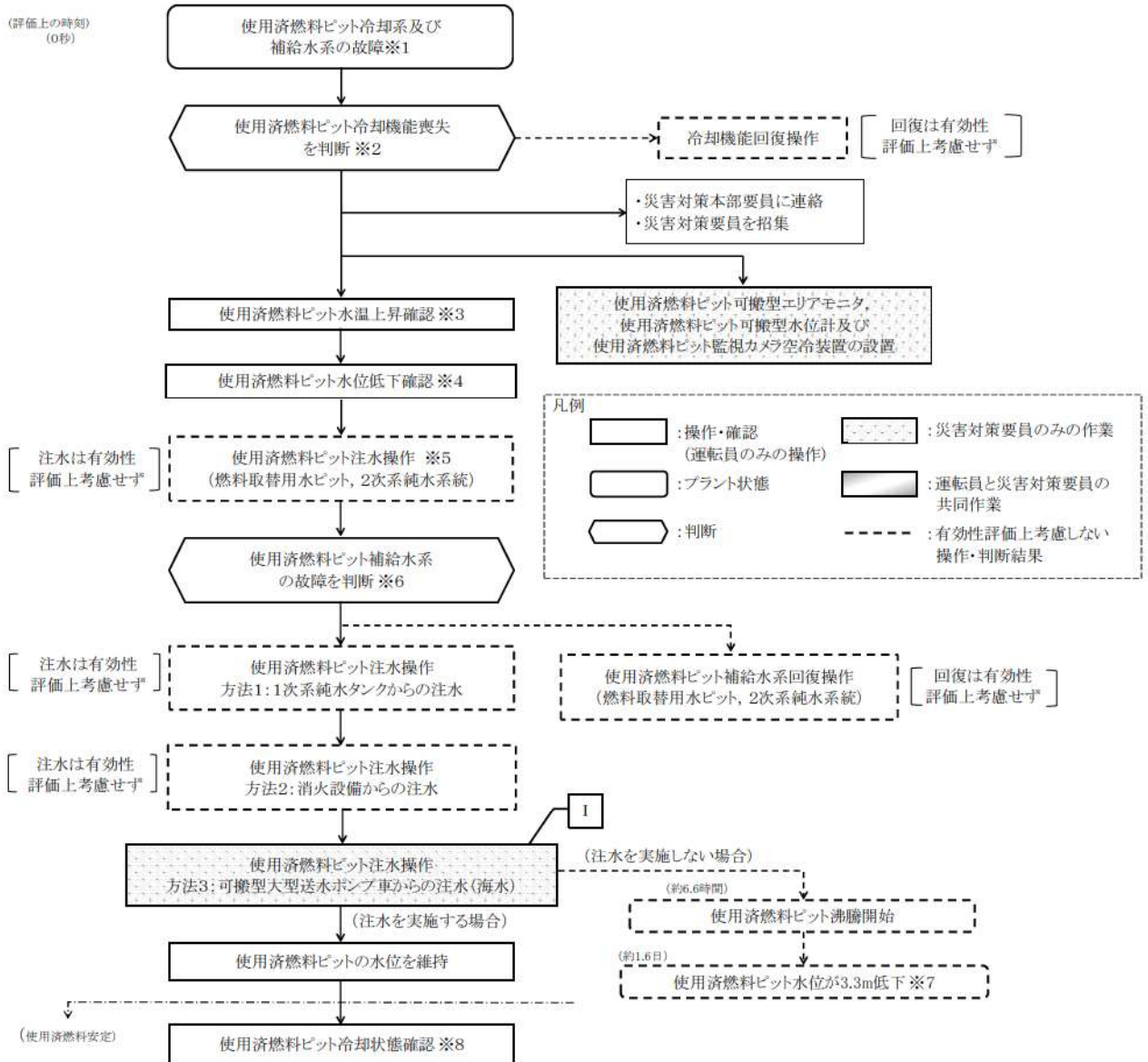
※ 泊3号炉の至近の定期検査における実績（約9日）を踏まえ、原子炉停止後7.5日を設定。原子炉停止後7.5日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はトリップのような瞬間に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

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、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の移動の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生4.4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



※1 本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「第7.1.2.3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要(「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)」の「可搬型大型送水ポンプ車の準備(使用済燃料ピットへの注水確保等)」の中で対応する。

※2 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。
使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位

※3 使用済燃料ピット温度高警報 60℃。

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

※5 注水までの所要時間が短い燃料取替用水ピットからの注水を優先する。

※6 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。

燃料取替用水ピットからの注水不能、2次系純水系統からの注水不能

※7 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)を確保できる水位(初期水位から蒸発による低下分)。

※8 使用済燃料ピット冷却状態確認は以下で確認。

使用済燃料ピット水位確保、温度安定

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

I 可搬型大型送水ポンプ車からの注水(代替給水ピット)、可搬型大型送水ポンプ車からの注水(原水槽)

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)

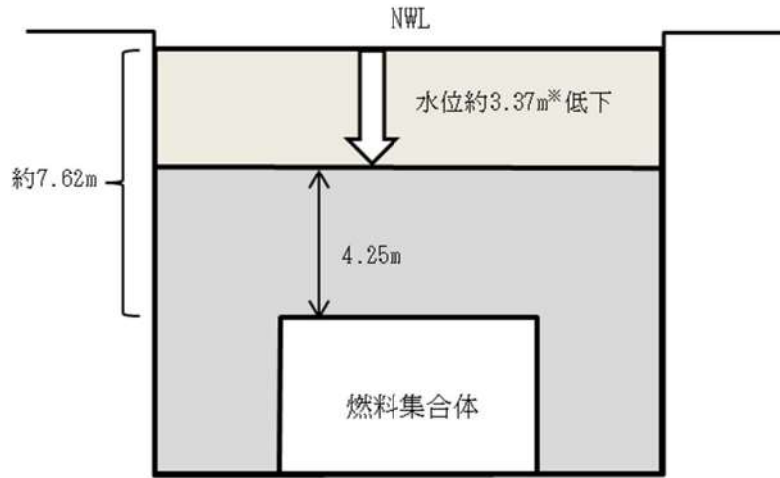
作業項目	必要な要員と作業項目				経過時間(分)	経過時間(時間)	備考
	責任者	補佐	通報連絡等	運転員			
作業内容	中央監視 運転操作指揮 1人 車掌対話本部連絡	中央監視 運転操作指揮 1人	初動での指揮 中央前部監視器 車掌所外部連絡 3人	車掌対話要員 (2名)	▽ プラント状況判断 ▽ 約90分 補給水系統故障判断	4h	通常運転時に使用済燃料ピット の満容量に達して動作している 燃料ポンプが注水機能喪失を 検知すると注水機能喪失を 検知した場合は本機組または機 組本場へ連絡し本機の注水機 組を停止し、中央監視室での使用済 燃料ピット冷卻設備回復操作異 常時に注水準備室を開始)
	責任者	補佐	通報連絡等	運転員			
状況判断	2人 A,B	-	-	運転員 (2名)	10分		
使用済燃料ピット冷卻系 回復操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	1人 [B]	5分		
使用済燃料ピット注水操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	1人 [A]	10分		
	-	-	-	1人 [A]	5分		
	-	-	-	1人 [A]	5分		
	-	-	-	1人 [A]	5分		
使用済燃料ピット注水操作 (有効性評価上考慮せず)	-	-	-	1人 [A]	3.5分		
	-	-	-	1人 [A]	30分		
	-	-	-	1人 [A]	2.5分		
	-	-	-	1人 [A]	30分		
使用済燃料ピット補給水系 回復操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	1人 [A]	30分		
使用済燃料ピットの監視	-	-	-	4人 A,B,C,D	2時間		

【1】は他作業を移動してできる職員
*機内通話装置による通話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）

作業項目	実施部門・必要人員数				作業の内容	経過時間(時間)												備考																
	責任者	実施課員(当班)人数	副任者	必要作業員(交代)		1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h	8h	9h	10h	11h	12h		13h	14h														
使用済燃料ピットへの注水(廃水)	責任者	2人	1人	2人	作業の内容 ・ピット注水(廃水)による可燃物ピットへの注水、可燃物大気送水ポンプの設置、ポンプ毎4回の可燃物ピットへの注水、排水取込機への水出しポンプ設置 ・可燃物ピットへの注水 ・可燃物大気送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 ・可燃物大気送水ポンプへの燃料補給 ・可燃物タンクローリーへの燃料積み上げ	1時間5分	4時間10分													使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット本館の廃水注込機(1500ℓ/分)による約1.5日以内まで注水が可能である。														
	燃料補給	2人 1人	-	2人 1人		4時間以上																												
必要人員数 合計	2人 A~C	2人 A~C	2人 A~B	2人 A、B																														
<table border="1"> <tr> <td>1. 注水作業(廃水)による注水</td> <td>実施員</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>本館(廃水)ピットへの注水</td> <td>必要作業員</td> <td>9</td> </tr> <tr> <td>重大事故等発現時に必要な人員数</td> <td>必要作業員(交代)</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>必要作業員</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td></td> <td>合計</td> <td>19</td> </tr> </table>																				1. 注水作業(廃水)による注水	実施員	3	本館(廃水)ピットへの注水	必要作業員	9	重大事故等発現時に必要な人員数	必要作業員(交代)	2	合計	必要作業員	3		合計	19
1. 注水作業(廃水)による注水	実施員	3																																
本館(廃水)ピットへの注水	必要作業員	9																																
重大事故等発現時に必要な人員数	必要作業員(交代)	2																																
合計	必要作業員	3																																
	合計	19																																
<table border="1"> <tr> <td>燃料補給</td> <td>必要作業員(交代)11名、必要作業員17名、必要作業員3名の合計</td> <td>33</td> </tr> </table>																				燃料補給	必要作業員(交代)11名、必要作業員17名、必要作業員3名の合計	33												
燃料補給	必要作業員(交代)11名、必要作業員17名、必要作業員3名の合計	33																																

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 (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。

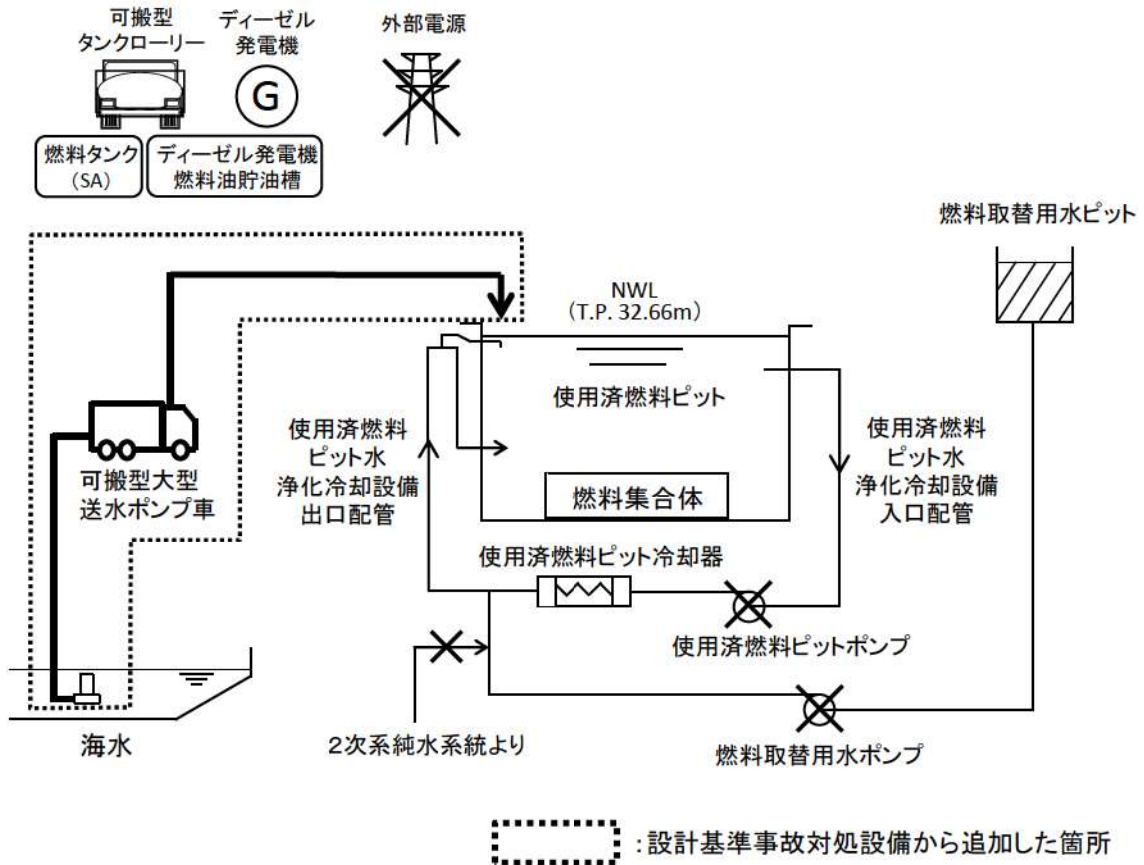


図1 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

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℃ (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^{※1})、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^{※2}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。

※1 使用済燃料ラックの耐震性を確保するためにピットを2つに分割している。

※2 保安規定の下部規定において、原子炉から燃料取出時に取り出した全燃料はB-使用済燃料ピットに貯蔵し、燃料装荷完了までA-使用済燃料ピットに移動させないことを記載する。

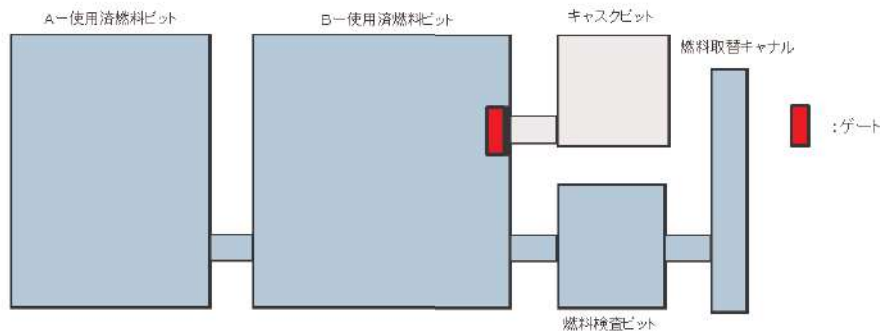


図1 使用済燃料ピット概略図 (平面図)

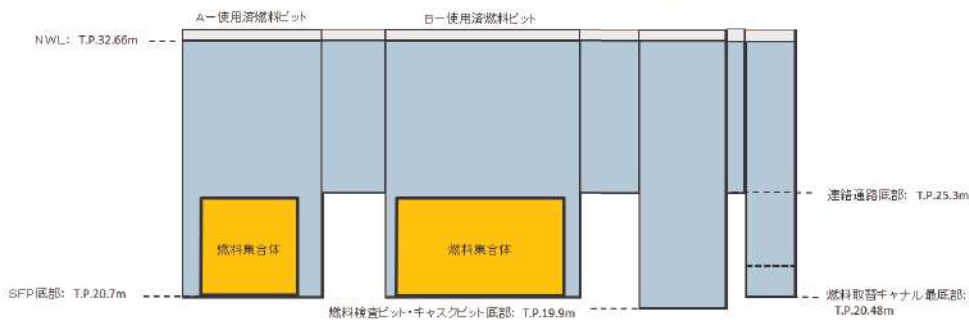


図2 使用済燃料ピット概略図 (断面図)

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。

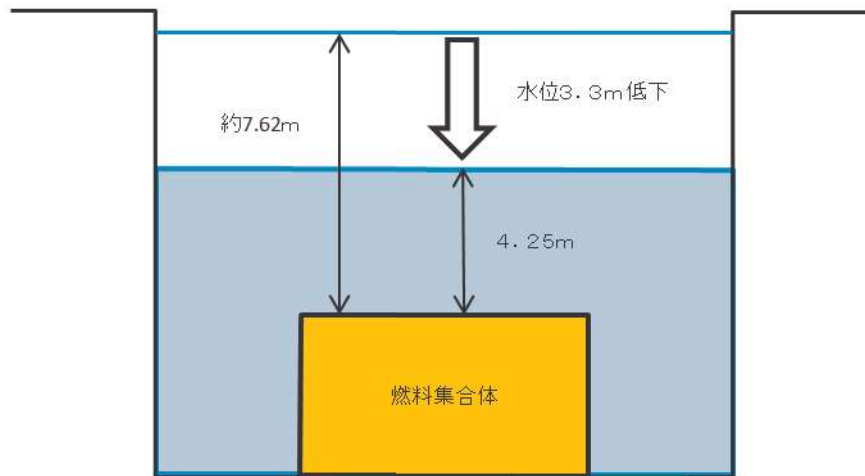


図3 使用済燃料ピット水位量概略図

(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。

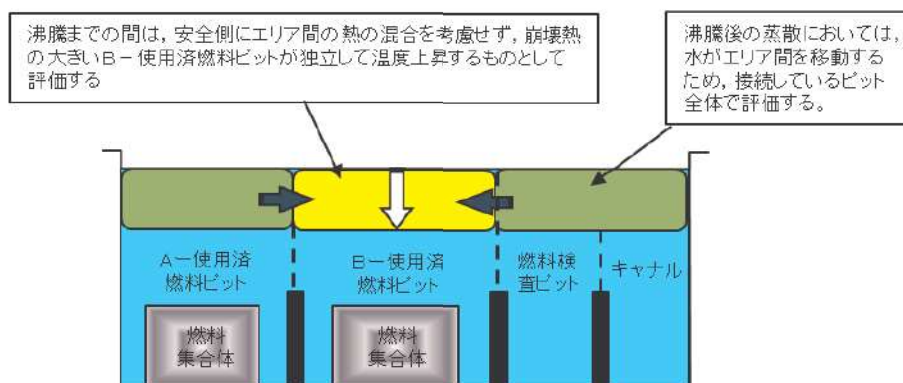


図4 使用済燃料ピット水位低下概要図

① 冷却機能停止から沸騰までの時間

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

B－使用済燃料ピット : 1030m³
 水密度 : 100℃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℃と水温 40℃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 : 630m³
 水密度 : 100℃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℃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 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）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。

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。

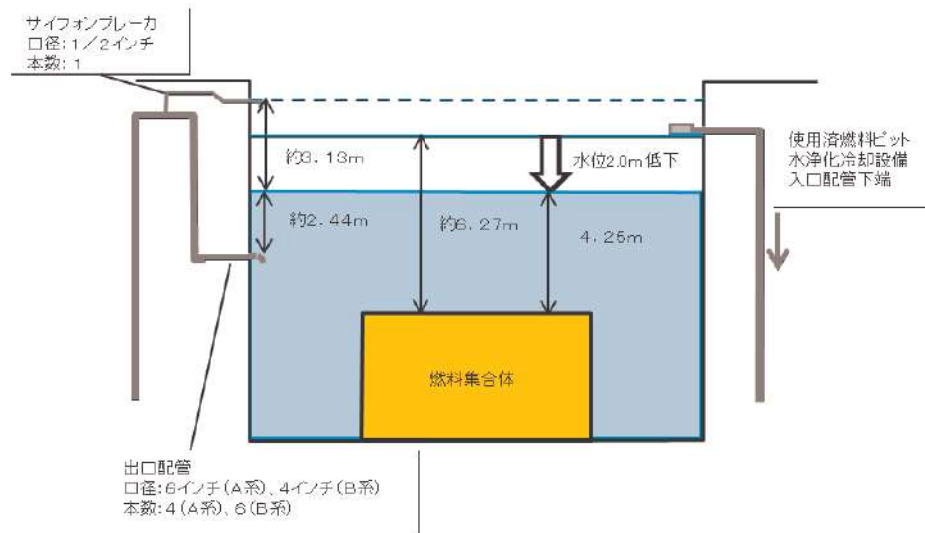


図5 使用済燃料ピット水位概略図

(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。

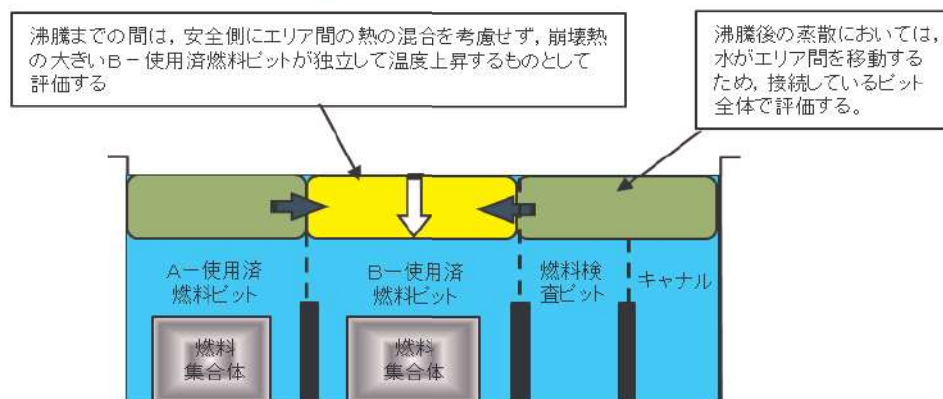


図6 使用済燃料ピット水位低下概要図

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	0.978	16 体	0.978	1.712	39 体	1.712	—	—	—
今回取出	7.5 日	1.110	16 体	1.110	1.855	39 体	1.855	—	—	—
今回取出	7.5 日	0.571	8 体	0.571	1.988	39 体	1.988	—	—	—
1 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×1+7.5 日	0.176	※1	0.176	0.234	39 体	0.234	—	—	—
2 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×2+7.5 日	0.088	※1	0.088	0.127	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	0.062	※1	0.062	0.084	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	0.053	※1	0.053	0.064	39 体	0.064	—	—	—
5 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×5+7.5 日	0.049	※1	0.049	—	—	—	—	—	—
6 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×6+7.5 日	0.047	※1	0.047	—	—	—	—	—	—
7 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×7+7.5 日	0.045	※1	0.045	—	—	—	—	—	—
...
59 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×59+7.5 日	0.025	※1	0.025	—	—	—	—	—	—
60 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×60+7.5 日	0.025	※1	0.025	—	—	—	—	—	—
61 サイクル冷却済燃料	(13 ヶ月+30 日) ×61+7.5 日	0.013	8 体	0.013	—	—	—	—	—	—
小計	—	5.020	1008 体	5.020	6.064	273 体	6.064	—	160 体	0.424
合計	取出燃料体数※2	1,441 体		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。)

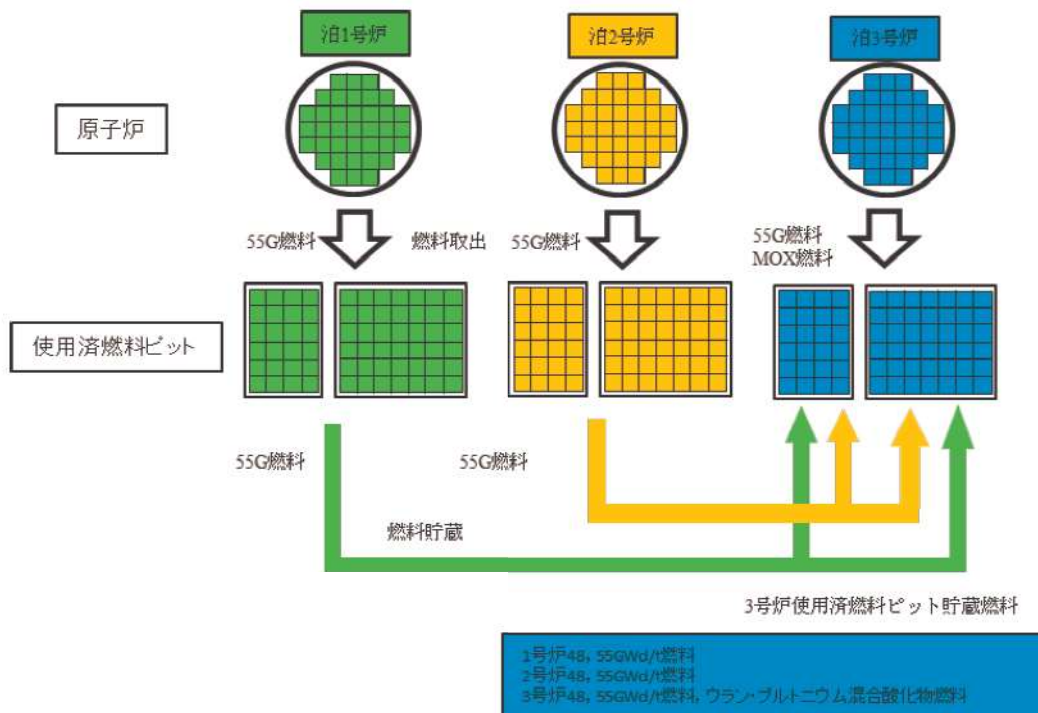


図1 燃料貯蔵概要図

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、α₁、α₂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)

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

(μ/ρ)_i : 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)

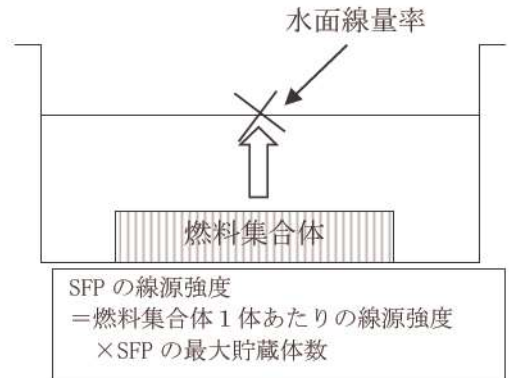


図1 使用済燃料ピットの線源強度概要

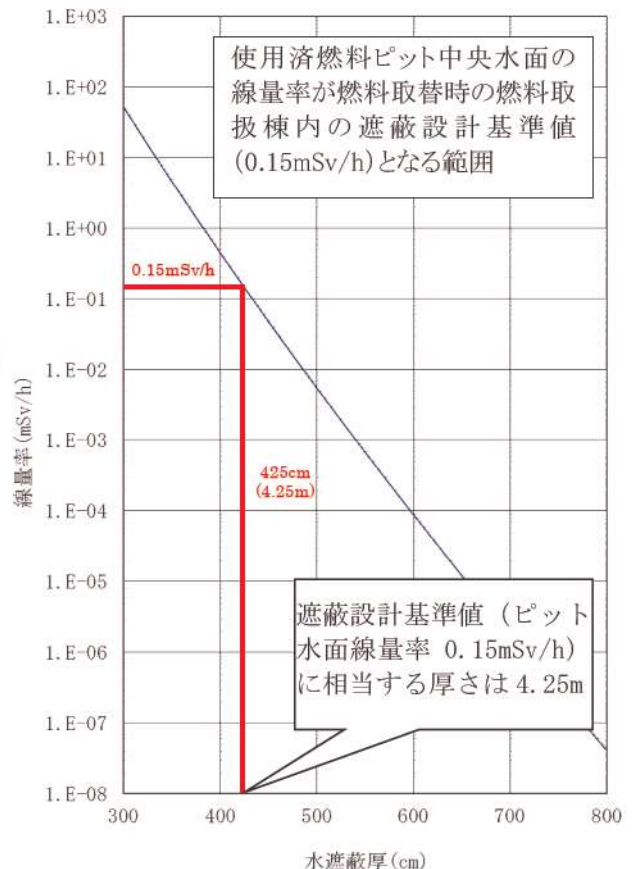


図2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率

※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。

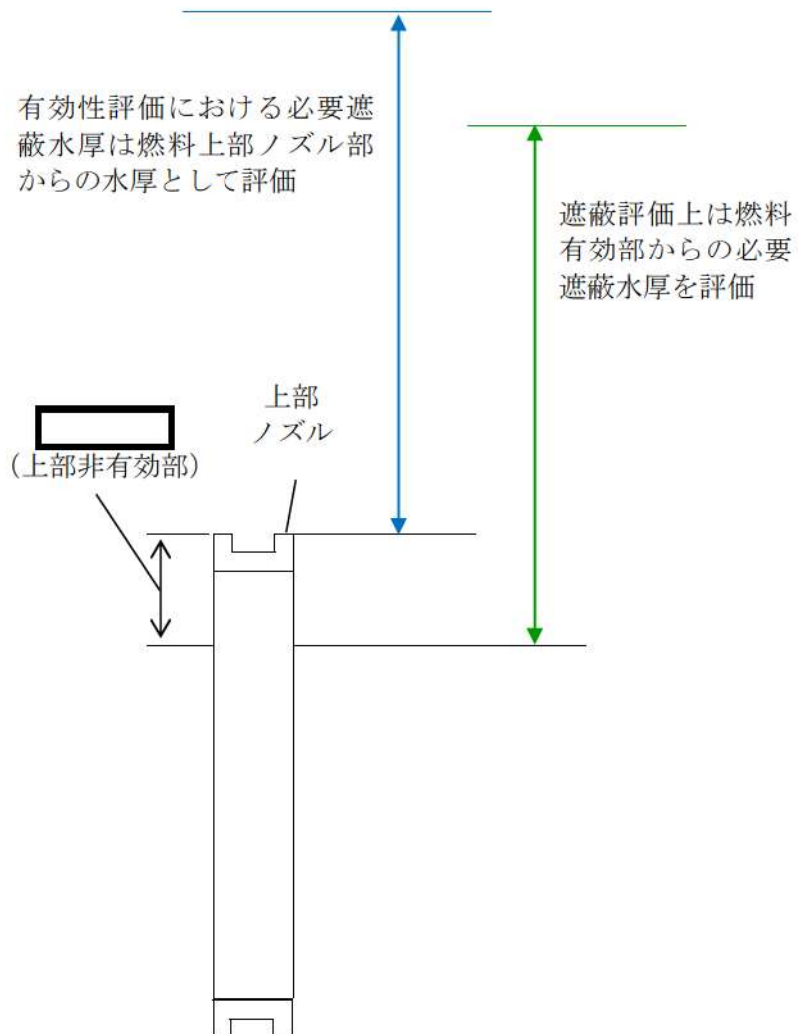


図3 燃料集合体および必要遮蔽水厚の寸法概略図

: 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－使用済燃料ピット、B－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－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－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－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－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－使用済燃料ピット	B－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－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－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℃)		958kg/m ³	
エンタルピー差		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-使用済燃料ピット水)

※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-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℃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℃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℃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℃)	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℃到達時の A-使用済燃料ピット水温	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温は、約49℃に余裕をみて評価上50℃と設定した。

【想定事故1】

表5 ②-1 水位低下時間 (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 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 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

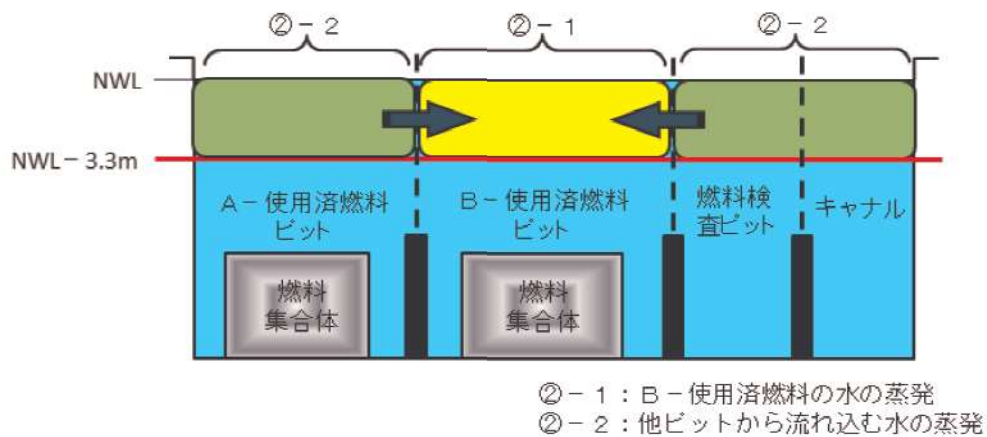


図1 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

【想定事故 2】

表 7 ②-1 水位低下時間 (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 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 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

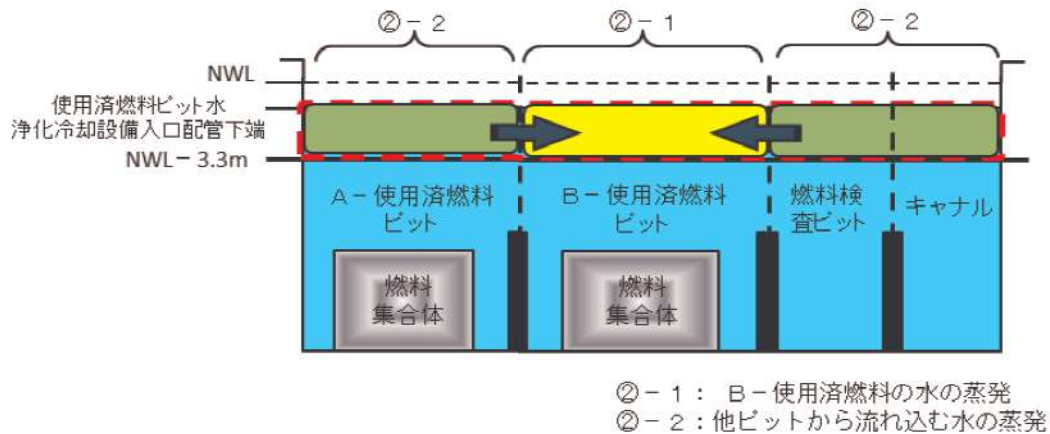
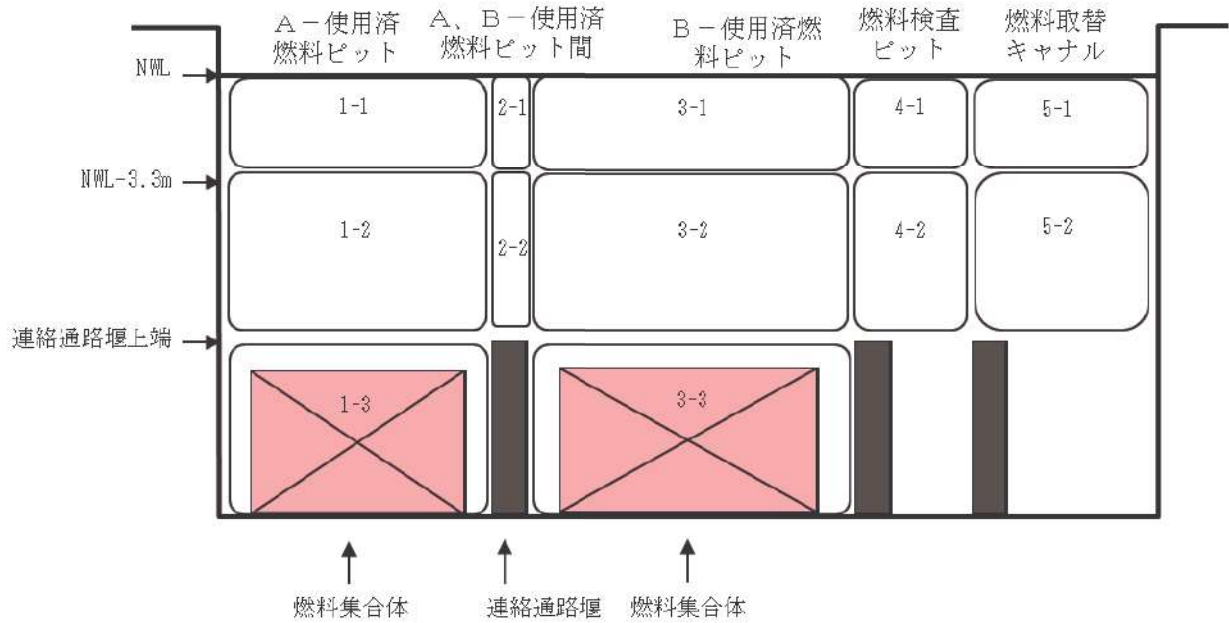


図 2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要

(3) 水位低下時間評価結果

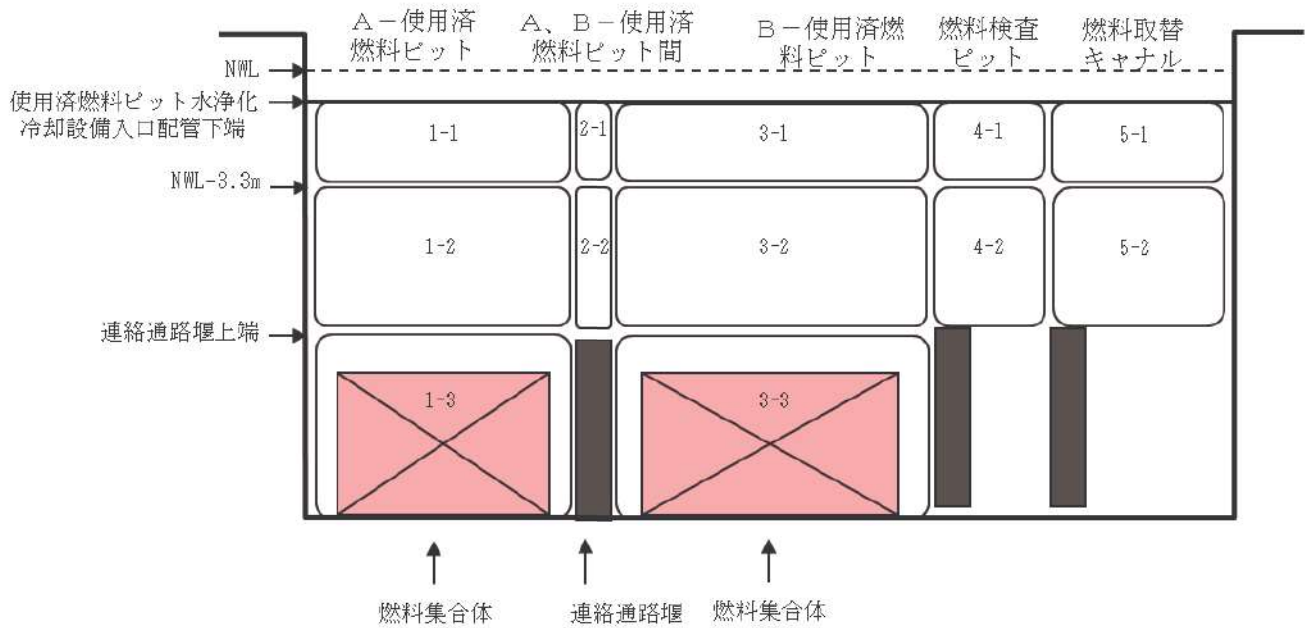
表9 想定事故1、2の水位低下時間

	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 4.4 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。

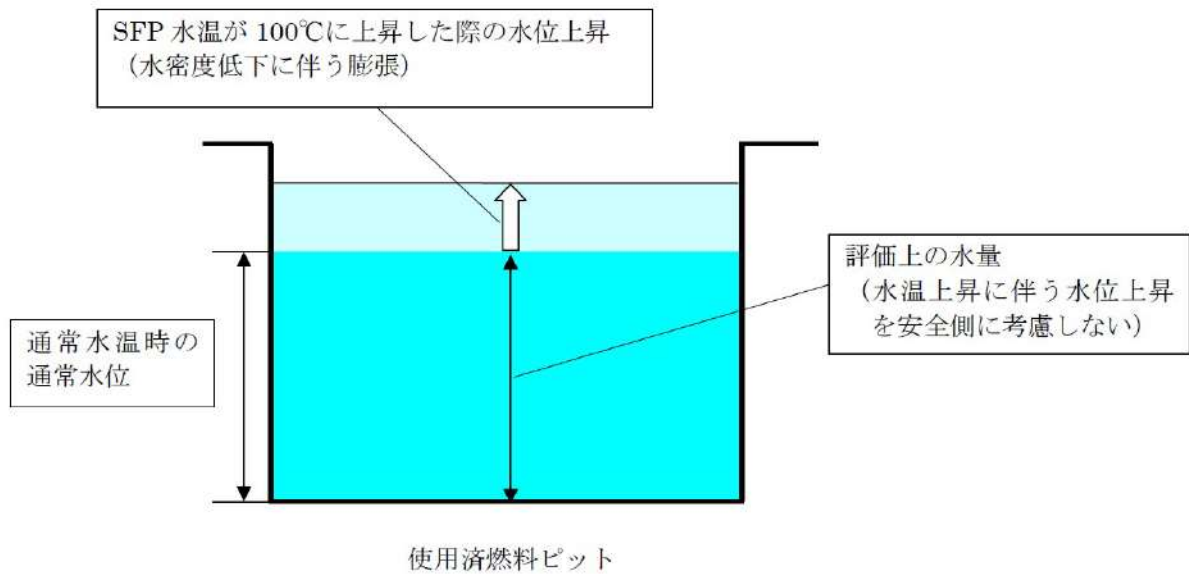


図1 使用済燃料ピットの水密度の概要

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－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－使用済燃料ピット： 600 体／3.433MW B－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－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－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－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－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－使用済燃料ピットが接続された条件とする。

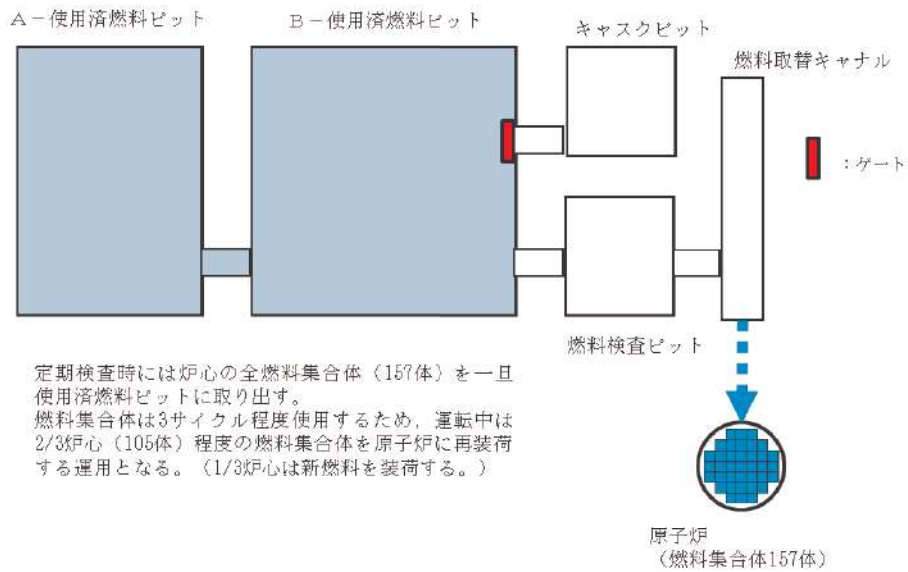


図1 運転中の使用済燃料ピット概要図

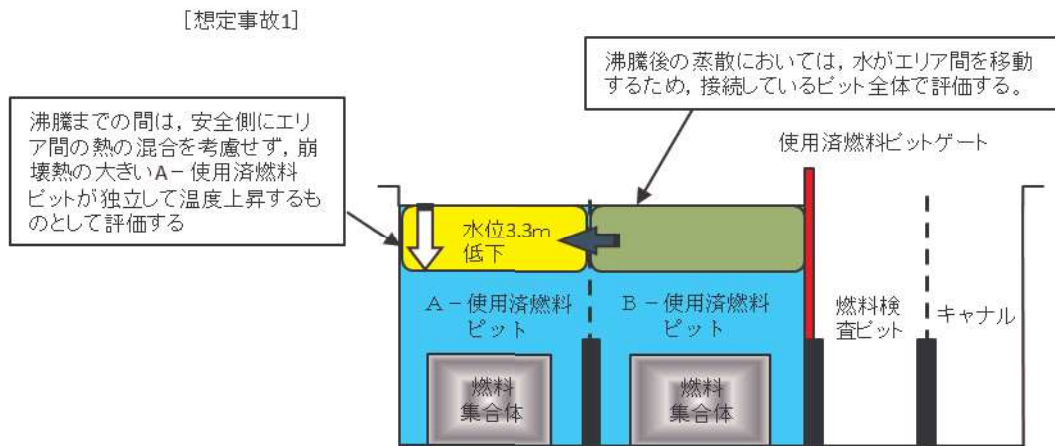


図2 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故1）

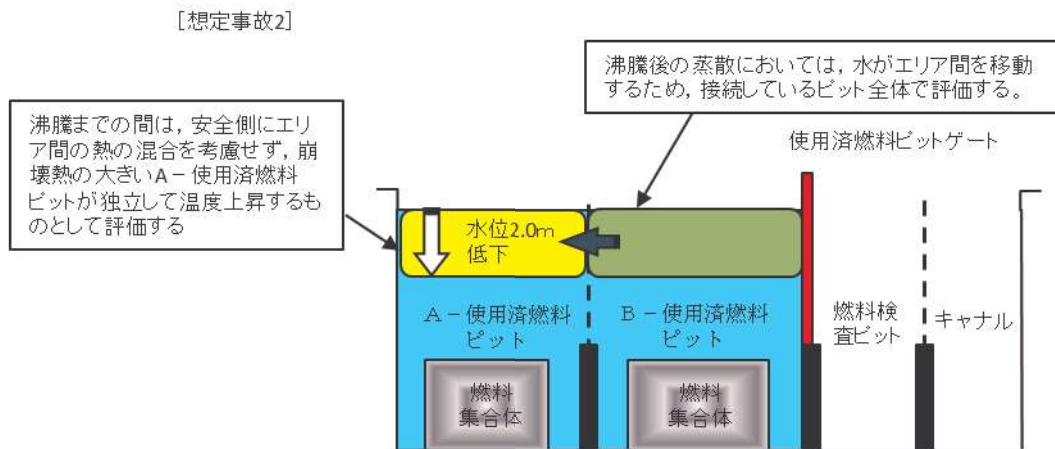


図3 使用済燃料ピット水位低下モデル概要（想定事故2）

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℃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

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

- A－使用済燃料ピット水量 : 720m³
- 水密度 : 100℃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

水位低下時間[h]

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

- 水位低下量 : 525m³
- 水密度 : 100℃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℃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

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

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

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

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)	
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

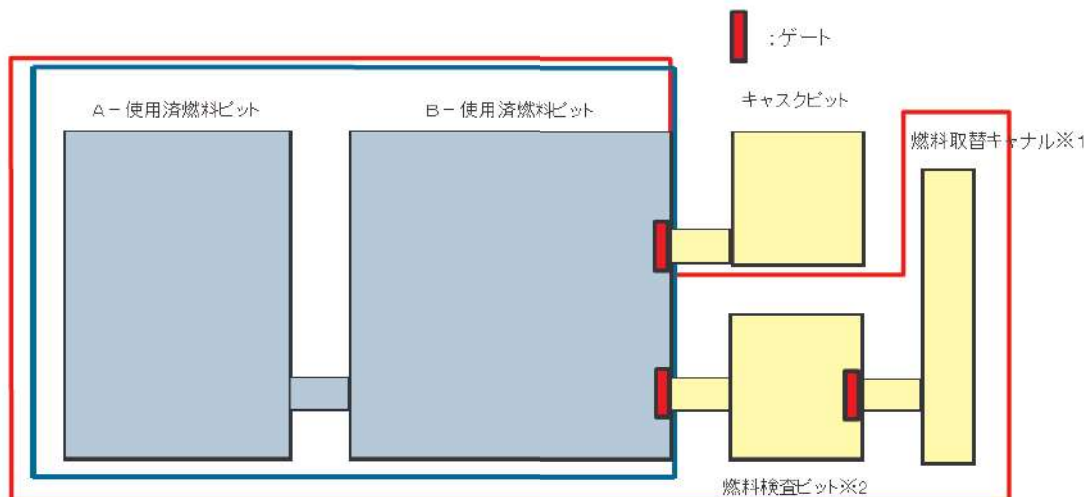
使用済燃料ピットに接続されるピットについて

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4.4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	0.376	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	0.390	39体	1.094	—	—	—	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	0.166	※1	0.224	—	—	—	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	0.085	※1	0.124	—	—	—	—	—	—
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	0.062	※1	0.081	—	—	—	—	—	—
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	0.053	※1	0.063	—	—	—	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	0.049	※1	—	—	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	0.047	※1	—	—	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	0.045	※1	—	—	—	—	—	—	—
・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・	・・・
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	0.025	※1	—	—	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	0.025	※1	—	—	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	0.013	8体	—	—	—	—	—	—	—
小計	—	3.112	984体	1.586	195体	1.586	160体	0.424	5.122MW	—
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,339体	崩壊熱							

※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－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－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

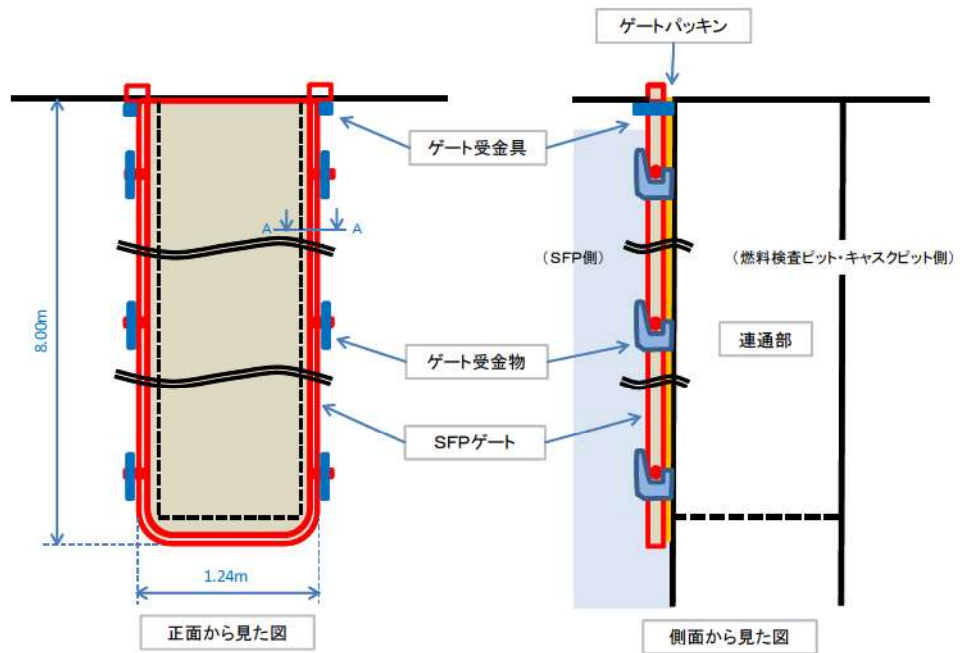


図1 SFPゲートの概要



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)

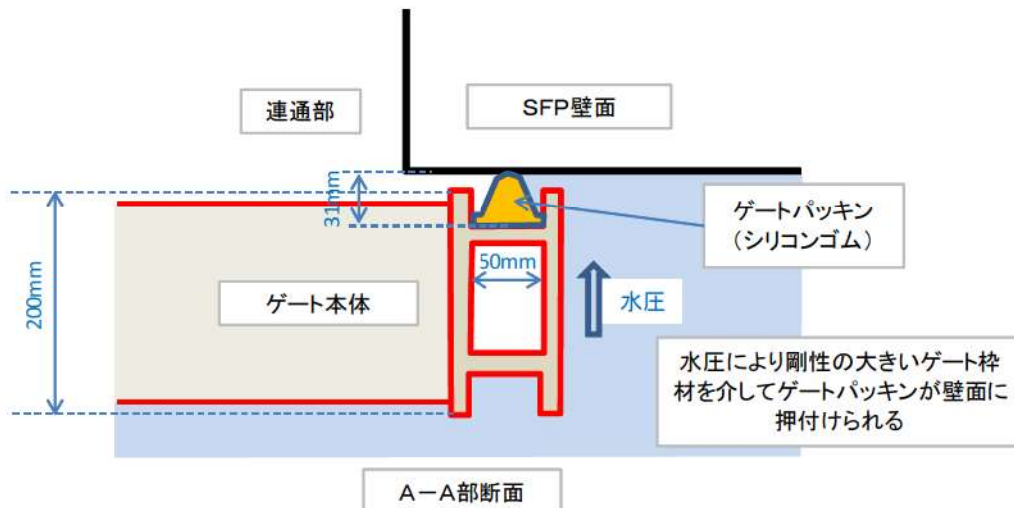


図2 ゲートパッキンの概要

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。

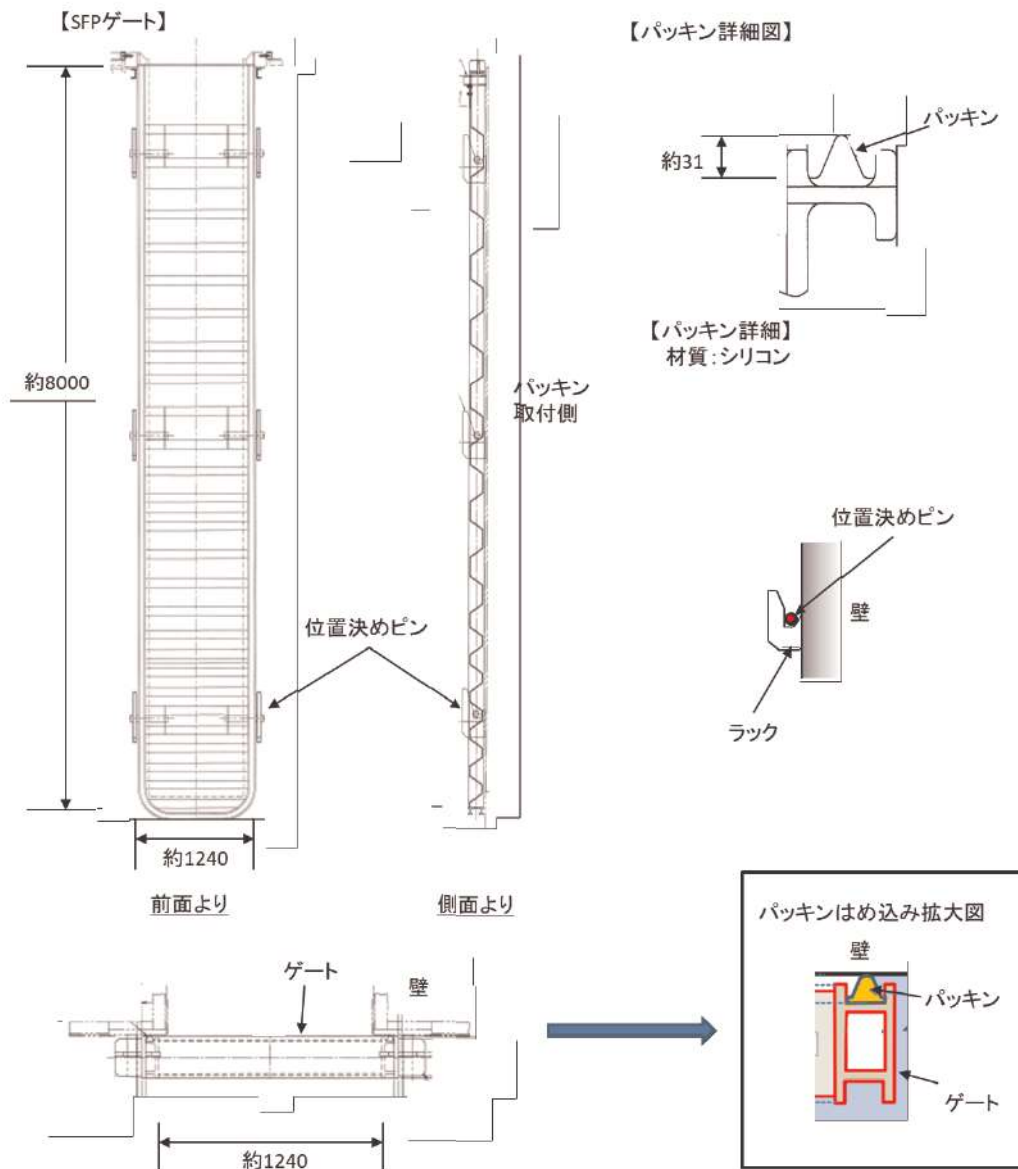


図3 使用済燃料ピットゲートパッキンの構造、材質

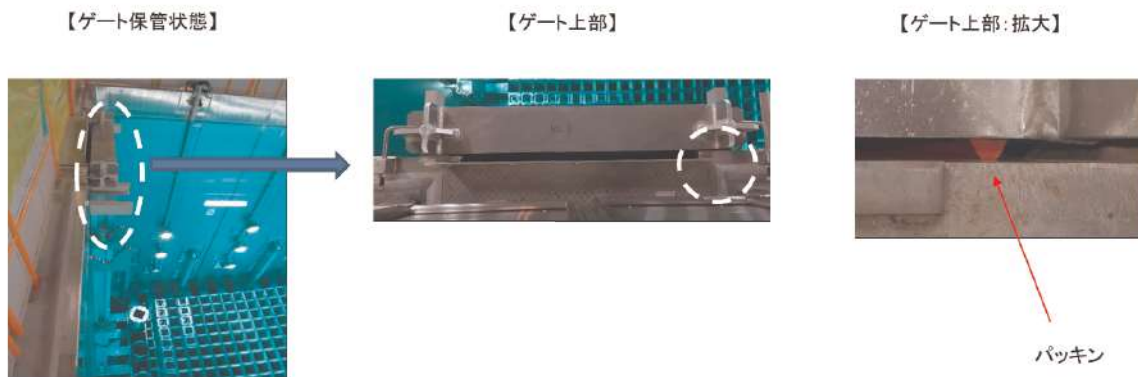


図4 パッキンの写真

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

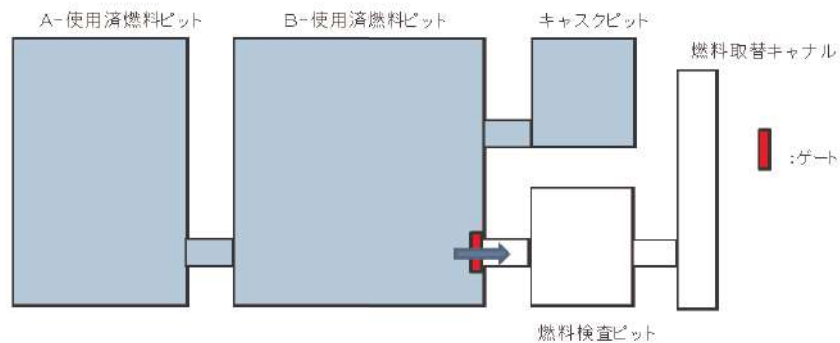


図5 使用済燃料ピットの平面図

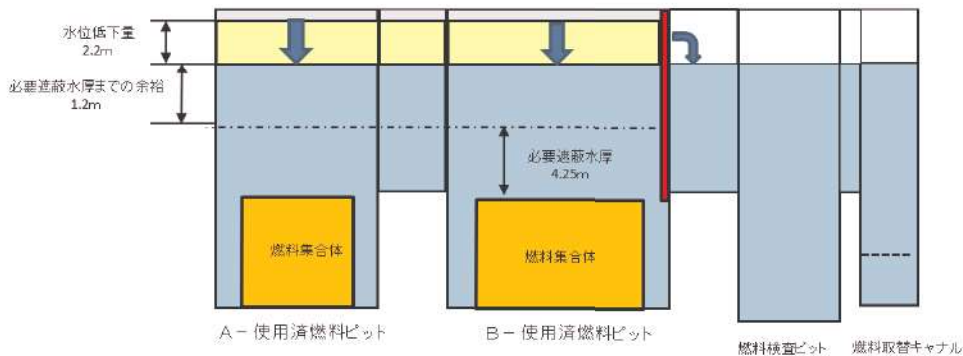


図6 使用済燃料ピットの断面図

(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 ー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 ー使用済燃料ピット) : 210mm
- ・ 質量 : $1.21\text{kg/m} \times 210 \times 10^{-3}\text{m} = 0.3\text{kg}$

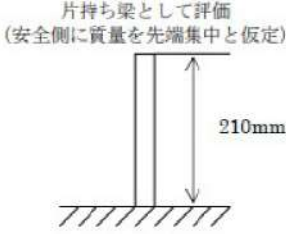


図 1 配管長について

[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]

$$\begin{aligned} \cdot \text{荷重}(F) &= 0.5\text{kg} \times 9.80665 \text{ (重力加速度)} \times (1.0G+1.19G) \\ &= 10.8\text{N} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \cdot \text{モーメント}(M) &= 10.8\text{N} \times 210\text{mm} \\ &= 2,268.0\text{N} \cdot \text{mm} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \cdot \text{断面係数}(Z) &= \pi (d_2^4 - d_1^4) / 32d_2 = \pi (21.7^4 - 16.7^4) / (32 \times 21.7) \\ &= 651.2\text{mm}^3 \end{aligned}$$

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

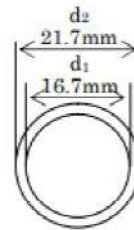


図2 配管断面図

[許容引張応力]

- 122MPa (設計・建設規格付録材料図表 Part5 表 5, 100°Cの値)

サイフォンブレイ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、サイフォンブレイカは 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

サイフォンブレイ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イカ開口部高さまで低下すればその効果を発揮する。

3. 異物による閉塞

サイフォンブレイ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イカ内径 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、図4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 3）。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。

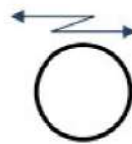


図 3 水中での円柱構造物の振動イメージ
(上から見た図)

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

- 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。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

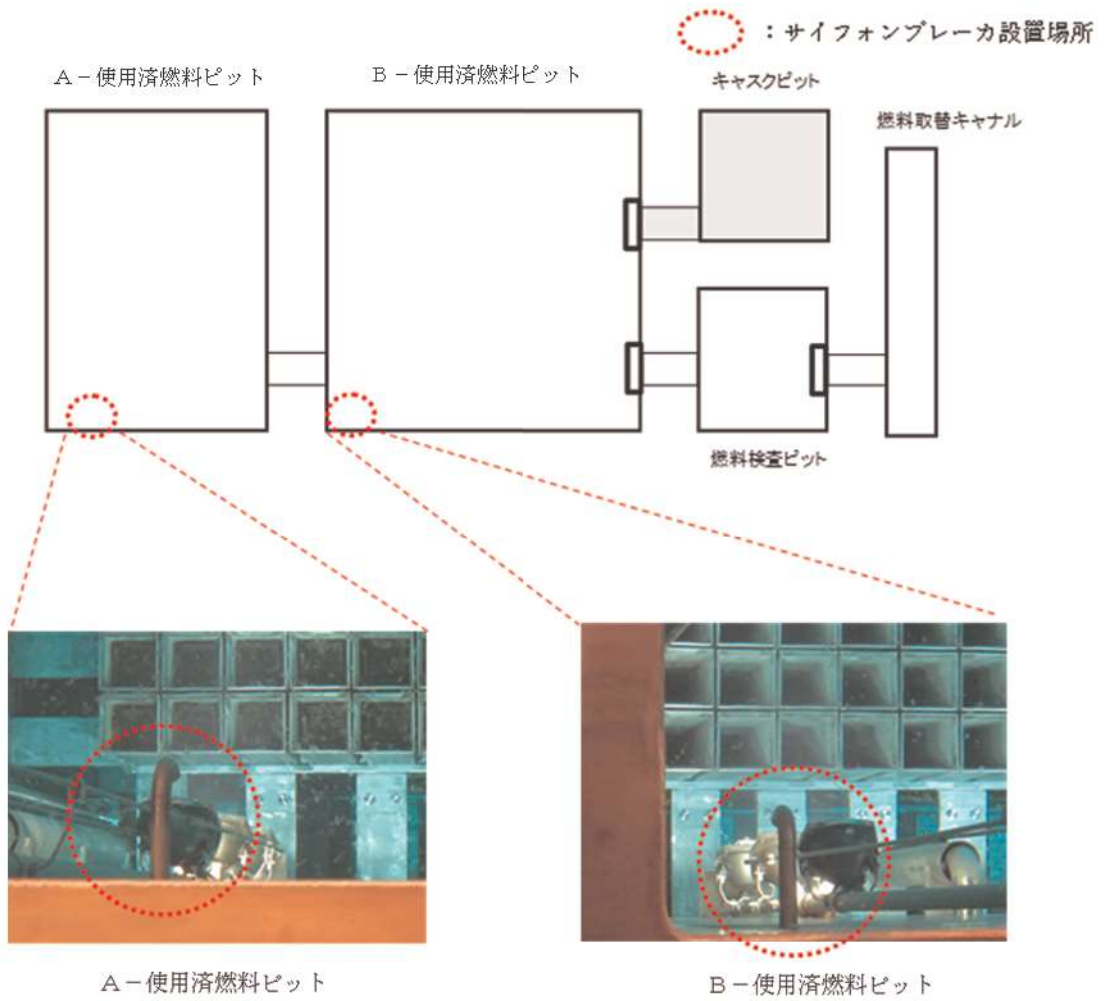
振動速度 $|\dot{y}|$: 振動数 30Hz で梁の先端が最大加振加速度 1.19G で振動すると仮定 する

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。

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

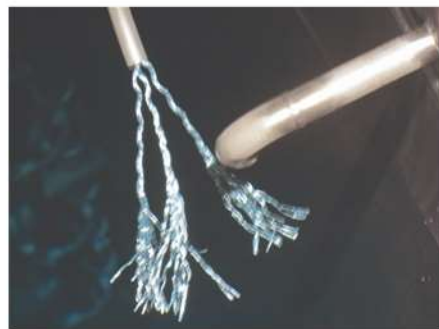
以上のことから、構造減衰に対して流体減衰の影響が有意 ($c_w/c \times 100 = 7.2\%$) であることが確認できる。



サイフオンブレーカ仕様
 配管材質 : SUS304TP
 サイズ : 外径 φ 21.7mm, 内径 φ 16.7mm, 厚さ 2.5mm



水流確認器具



水流の確認

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			

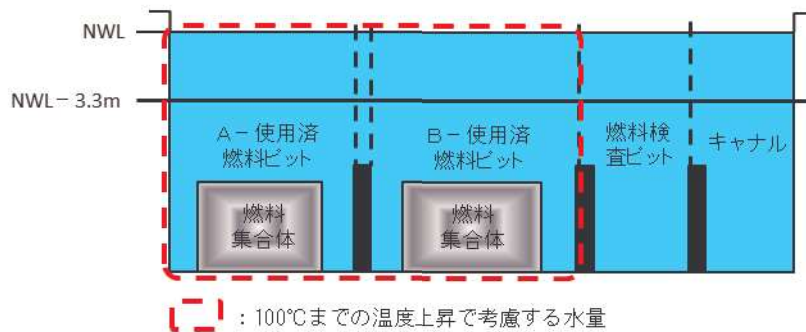


図1 使用済燃料ピット断面図

(2) SFP水の100°C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

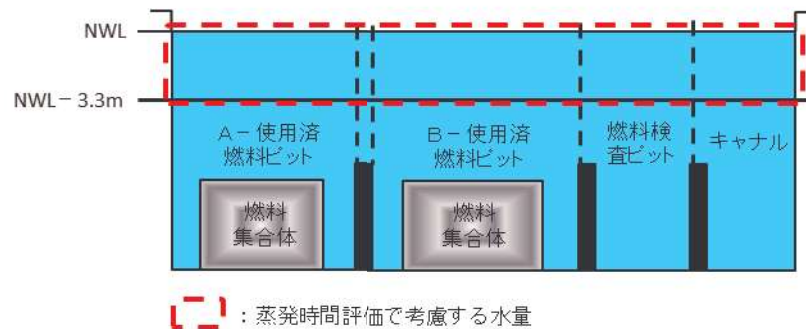


図2 使用済燃料ピット断面図

(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			

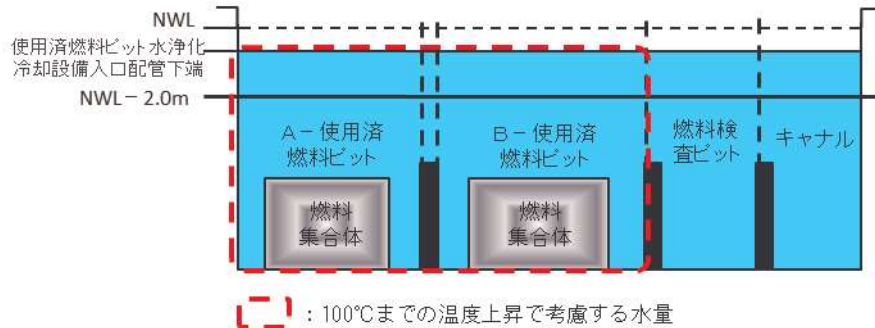


図 3 使用済燃料ピット断面図

(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

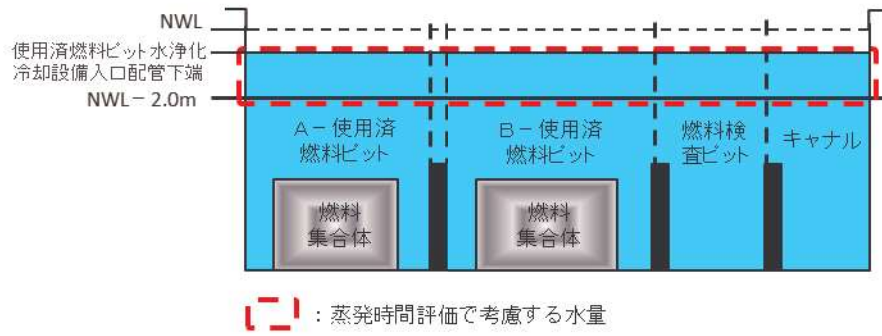


図4 使用済燃料ピット断面図

(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を与える影響 (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			
使用済燃料ピット 崩壊熱	1L 508MW	装荷炉心毎	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後 (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・プルトニウム混合氧化物燃料の使用も考慮したものとして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水量が緩やかになるため水位低下が建くなるが、使用済燃料ピット水量及び水位を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	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。
事象発生前 使用済燃料ピット 水温 (初期水温)	40℃	装荷炉心毎	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。	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。	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を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。	初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、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のにかかる時間は、初期水位 NWL の場合と比較して約 0.15 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 4.4 時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕が確保でき、評価項目となるパラメータを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-1 使用済燃料ピット、 B-1 使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取扱キヤナル接続	A-1 使用済燃料ピット、 B-1 使用済燃料ピット、 燃料検査ピット及び 燃料取扱キヤナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃ まで上昇する時間の評価は、B-1 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、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を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	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、使用済燃料ピットと燃料取扱キヤナル及び燃料検査ピットと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、事象発生後の 4.4 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を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。

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～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷(100%出力)時の燃料消費量) $V^* = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		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 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h × 1台 + 57.1L/h × 1台) × 24h × 7日間 = 19,185.6L = 約 19.2kL
		可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約 74L/h × 1台 × 24h × 7日間 = 12,432L = 約 12.5kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 558.8kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約 540kL)及び燃料タンク(SA)(約 50kL)の合計約 590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ 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	

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 	—

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE732 r.9.0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.3.2 想定事故2

令和5年5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
 - 7.3.2. 想定事故2

添付資料 目次

- 添付資料7.3.2.1 想定事故2において想定したサイフォン現象等について
- 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）
- 添付資料7.3.2.5 想定事故2において使用済燃料ピット冷却系配管の破断を想定している理由について

7.3.2 想定事故 2

7.3.2.1 想定事故 2 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 2 として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料ピットの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では，使用済燃料ピットの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料ピット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位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，使用済燃料ピット水の漏えい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 2 では，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 2 における機能喪失に対して，使用済燃料ピット内の

燃料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7.3.2.1図に、手順の概要を第7.3.2.2図に示すとともに重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.3.2.1表に示す。

想定事故2において、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、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計19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9名、災害対策要員（支援）が2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。必要な要員と作業項目について第7.3.2.3図に示す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

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

使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を開始し、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）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、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。

（添付資料7.3.1.6）

b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断

使用済燃料ピットの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。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。

c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温上昇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。

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。

可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として開始する。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

用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管高さに水位を維持する。

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又は流量調整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。

7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

なお、使用済燃料ピットの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料ピットには排水口を設けない設計としており、使用済燃料ピットに入る配管にはサイフオンブレーカを設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料ピット水の流出を防止する設計としている。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下した後の使用済燃料ピット水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料ピット水位は低下するが、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 2 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。

(添付資料 7.3.2.5)

(2) 有効性評価の条件

想定事故 2 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 7.3.2.2 表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故 2 特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱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。

(b) 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) 冷却系配管の破断によって想定される初期水位

使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下すると想定し、この時の使用済燃料ピット水位は、NWL-1.35m（燃料頂部より約6.27m）とする。

評価においては、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮している。

（添付資料7.3.2.1）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット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。

(c) 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、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生4.4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°C 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5.8時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を第7.3.2.2図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約5.8時間で 100°C 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7.3.2.2図に示すとおり事象発生約1.0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、事象発生約4.4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約1.0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 7.3.2.2)

b. 評価項目等

使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持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4.4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5.8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、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端で水位を維持できることから、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。

(添付資料 7.3.1.2、7.3.2.3)

7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

想定事故2は、サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下することが特徴である。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7.3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計

値等，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

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り，水位低下が遅くなるが，使用済燃料ピット水温及び水位を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の初期水温は，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

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の約1.0日後と長時間を要することから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽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℃の場合と比較して約0.1日短い約0.9日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4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0.1日短い約0.9日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4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、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℃の場合と比較して約0.3日短い約0.7日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4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5.8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、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、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、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余裕は、注水操作に対して約1.0日と操作に対して十分な時間余裕があることから、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、「7.3.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生の約1.0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の4.4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7.3.2.4)

7.3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり19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33名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応

が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉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、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

7.3.2.5 結論

想定事故2では、使用済燃料ピットに入る配管からの漏えいが発生した際に、サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料ピットへの水の注水にも失敗して使用済燃料ピット水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。

想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を実施した。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2に対して有効である。

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」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	常設設備	可搬型設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	—	—	使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合、使用済燃料ピットへの注水操作を開始する。 使用済燃料ピット水位低下原因調査により、使用済燃料ピット冷却配管の破断を判断した場合、使用済燃料ピット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系統の隔離操作を開始する。	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	
b. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断	燃料取替用水ピット*	—	使用済燃料ピットの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。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*	
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	—	—	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。	—	—
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。 可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として開始する。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海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は、冷却水系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管高さに水位を維持する。 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又は流量調整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 (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 (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)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー

*：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

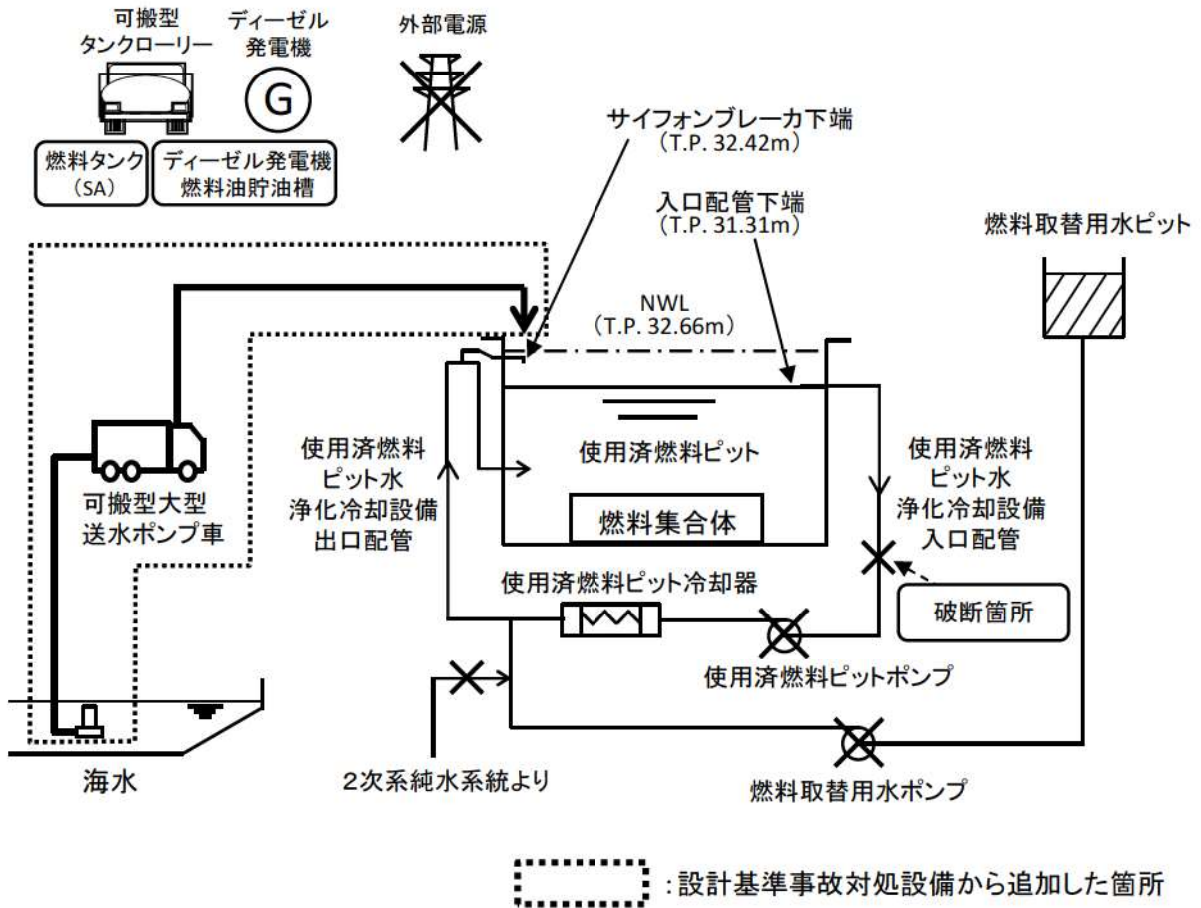
第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（1/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後（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燃料の使用も考慮したものとしている。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A-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 燃料取替キャナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温が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。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL-1.35m (燃料頂部より約6.27m)	冷却系配管破断時に使用済燃料ピットの水位が最も低くなる可能性のある使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断による流出を想定。評価においては、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に設置されているサイフポンプレーカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能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	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。

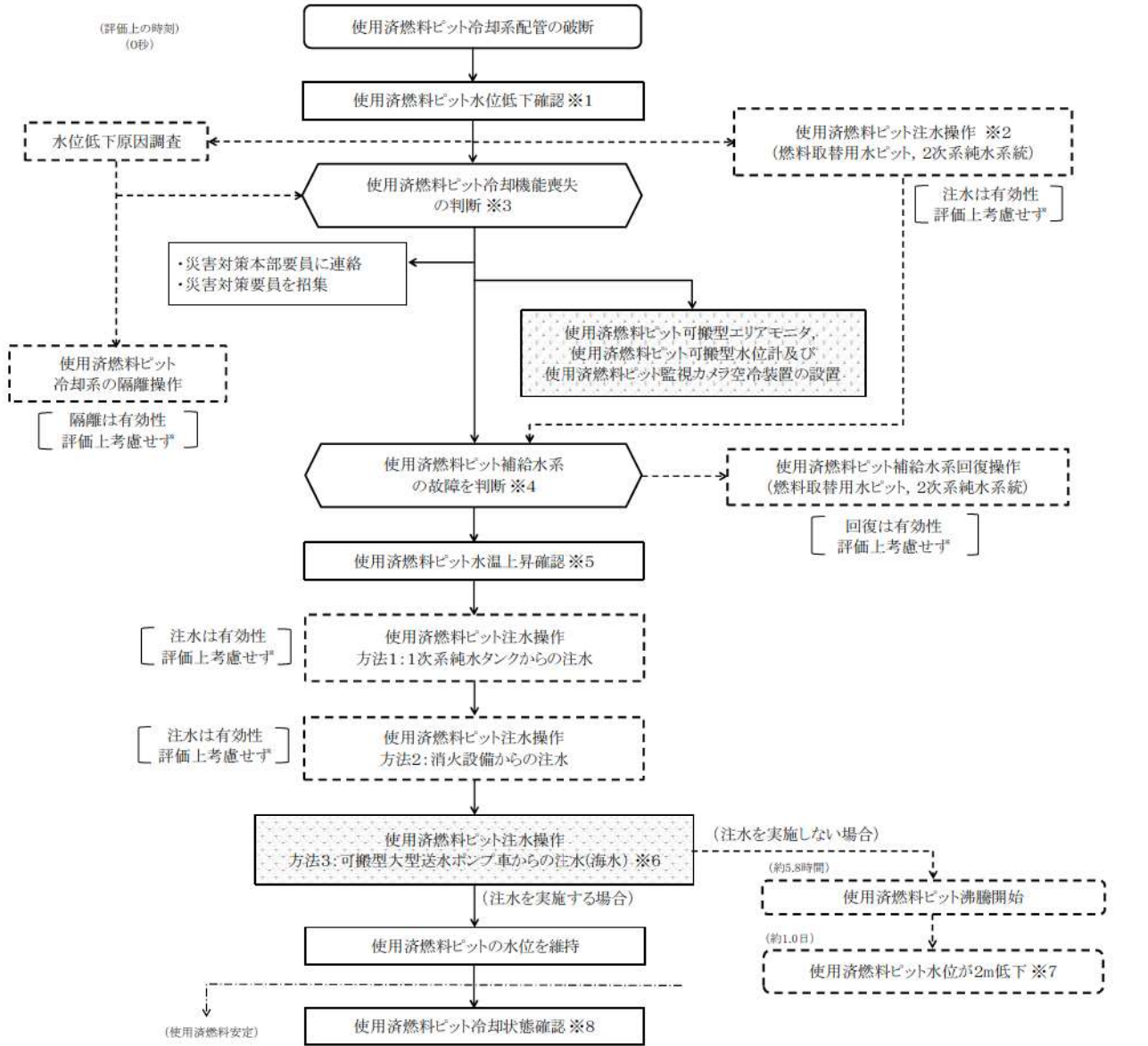
※ 泊3号炉の至近の定期検査における実績（約9日）を踏まえ、原子炉停止後7.5日を設定。原子炉停止後7.5日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はトリップのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（2/2）

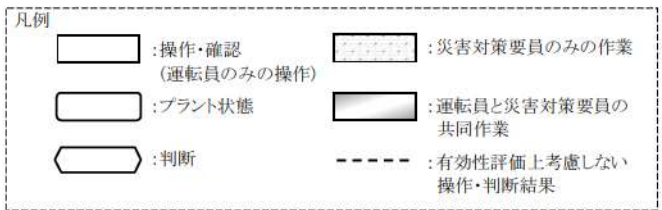
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持される最低水位	冷却系配管の破断によって想定される初期水位-2.0m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位である燃料頂部から4.25m (NWL-約3.37m) と、冷却系配管の破断によって想定される初期水位である燃料頂部から約6.27m (NWL-1.35m) の差約2.02m より、安全側に設定。
	可搬型大型送水ポンプ車の使用済燃料ピットへの注水流量	47m ³ /h	崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量を上回る注水流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作	事象発生約5.8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、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生4.4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5.8時間後を設定。



第7.3.2.1図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



- ※1 使用済燃料ピット水位低警報 T. P. 32.58m(通常水位 T. P. 32.66m)。
 ※2 注水までの所要時間が短い燃料取替用水ピットからの注水を優先する。
 ※3 使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認。
 使用済燃料ピット水位, 補助建屋サンタンク水位
 ※4 使用済燃料ピット補給水系の故障判断は以下で確認。
 燃料取替用水ピットからの注水不能, 2次系純水系統からの注水不能
 ※5 使用済燃料ピット温度高警報 60℃。
 ※6 冷却系配管の隔離が実施できない場合は使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。
 ※7 使用済燃料ピットの線量率が遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)を確保できる水位。
 (初期水位から漏えいに伴う水位低下及び蒸発による低下分を考慮した値)
 ※8 使用済燃料ピットの冷却状態確認は以下で確認。
 使用済燃料ピット水位確保, 温度安定



【有効性評価の対象とはしていないが, 他に取得可能な手段】

I 可搬型大型送水ポンプ車からの注水(代替給水ピット), 可搬型大型送水ポンプ車からの注水(原水槽)

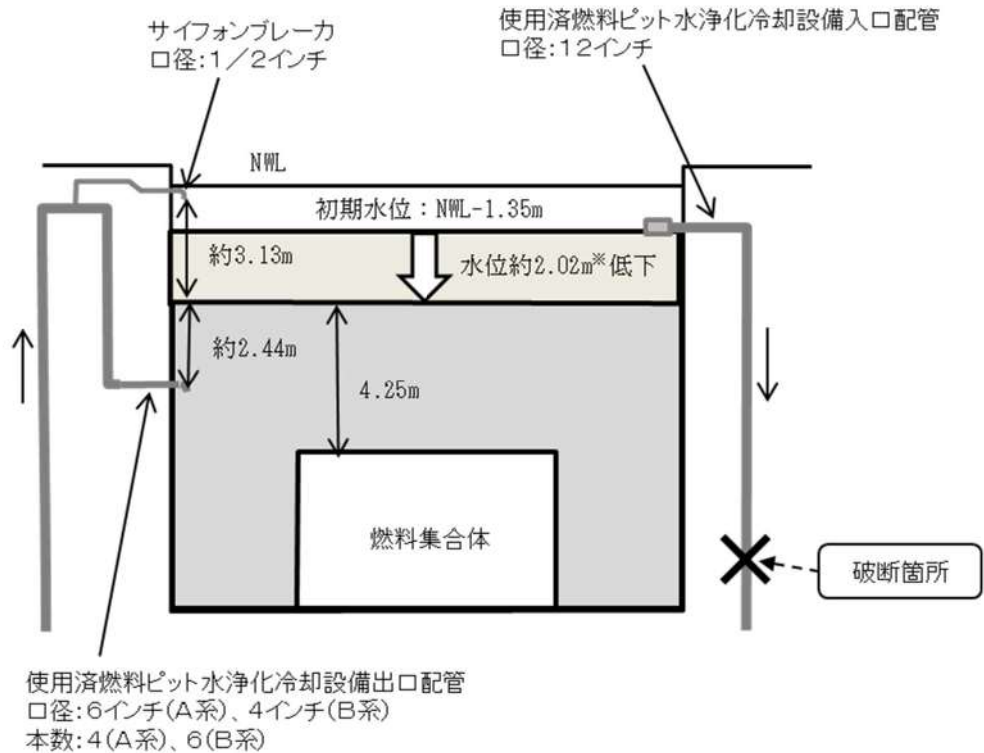
第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要
 (「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料ピットの水水位が低下する事故」の事象進展)

作業項目	必要の人員と作業項目				経過時間(分)											備考				
	責任者	副任	補助員等	運転員 (中央監視室)	実務担当(1人)	中央監視 運転操作指揮 監視室作業士部連絡	1人	1人	3人	1人	10分	15分	20分	25分	30分		35分	40分	45分	
状況判断	2人 A,B	-	-	-	2人 A,B	1人 A	1人 B	3人 A,B,C	1人 A	10分	15分	20分	25分	30分	35分	40分	45分	約75分 補給水系統復旧	通常運転時に使用済燃料ピットへの燃料供給停止して燃料配給している燃料取 り出し水ピット及び2次系補給水系統、 からの注水 機能喪失を確認した場合 に補給水系統復旧と判断する。	
使用済燃料ピット冷卻器 故障発生 (有効性評価上考慮せず)	-	1人 A	-	-	1人 A	1人 B	-	-	1人 A	10分	15分	20分	25分	30分	35分	40分	45分	約75分 補給水系統復旧	通常運転時に使用済燃料ピットへの燃料供給停止して燃料配給している燃料取 り出し水ピット及び2次系補給水系統、 からの注水 機能喪失を確認した場合 に補給水系統復旧と判断する。	
使用済燃料ピット注水操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 A	-	-	-	1人 A	1人 B	-	-	1人 A	10分	15分	20分	25分	30分	35分	40分	45分	約75分 補給水系統復旧	通常運転時に使用済燃料ピットへの燃料供給停止して燃料配給している燃料取 り出し水ピット及び2次系補給水系統、 からの注水 機能喪失を確認した場合 に補給水系統復旧と判断する。	
使用済燃料ピット補給水系統 故障発生 (有効性評価上考慮せず)	1人 A	-	-	-	1人 A	1人 B	-	-	1人 A	10分	15分	20分	25分	30分	35分	40分	45分	約75分 補給水系統復旧	通常運転時に使用済燃料ピットへの燃料供給停止して燃料配給している燃料取 り出し水ピット及び2次系補給水系統、 からの注水 機能喪失を確認した場合 に補給水系統復旧と判断する。	
使用済燃料ピットの監視	-	-	-	-	-	-	-	-	4人 A,B,C,D	2時間	2時間	2時間	2時間	2時間	2時間	2時間	2時間	2時間	約75分 補給水系統復旧	通常運転時に使用済燃料ピットへの燃料供給停止して燃料配給している燃料取 り出し水ピット及び2次系補給水系統、 からの注水 機能喪失を確認した場合 に補給水系統復旧と判断する。

【A】は他作業が稼働している要員

【B】は他作業が稼働している要員が確保できない場合は、上記要員以外の要員が作業要員と準備を行う。

第7.3.2.3 図 想定事故2の作業と所要時間 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故) (1/2)



使用済燃料ピット水位概要図

	評価結果
① 2.0m*分の評価水量 (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℃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。

第7.3.2.4図 「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

想定事故2において想定したサイフォン現象等について

「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」（想定事故2）の有効性評価においては、審査ガイドに基づき、使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する必要がある。

泊3号炉使用済燃料ピットには、図1のとおり、以下の2種類の配管が接続されている。

① 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管

： A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット各1箇所

② 使用済燃料ピット水浄化冷却設備 使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管

： A－使用済燃料ピット、 B－使用済燃料ピット各1箇所

① 使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管については、放射線の遮蔽が維持できる水位（使用済燃料ピット中央水面の線量率が0.15mSv/hとなる水位）よりも約2.44m下方に開口しているが、当該配管の最上部にサイフォン現象を解除する効果が期待できる配管（サイフォンブレイカ：NWLより約0.2m下方）がA－使用済燃料ピット及び、B－使用済燃料ピットの使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に各1本設置されている。従って、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管の破断等により、当該配管のサイフォン現象による使用済燃料ピット保有水の漏えいが発生した場合においても、使用済燃料ピット水位がサイフォンブレイカ配管高さまで低下すれば、サイフォンブレイカから使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管内に空気が流入することにより使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管に生じるサイフォン現象は解除され、当該配管からの漏えいは停止する。

② 使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管については、①のようなサイフォンブレイカは設置されていないため、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断により使用済燃料ピット保有水の漏えいが発生した場合は、当該配管と使用済燃料ピットとの接続位置まで使用済燃料ピット水位は低下し、当該配管の下端位置（NWL－1.35m）まで水位が低下すれば、当該配管からの漏えいは停止する。

従って、本評価では、使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、②使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断等による漏えいを想定している。

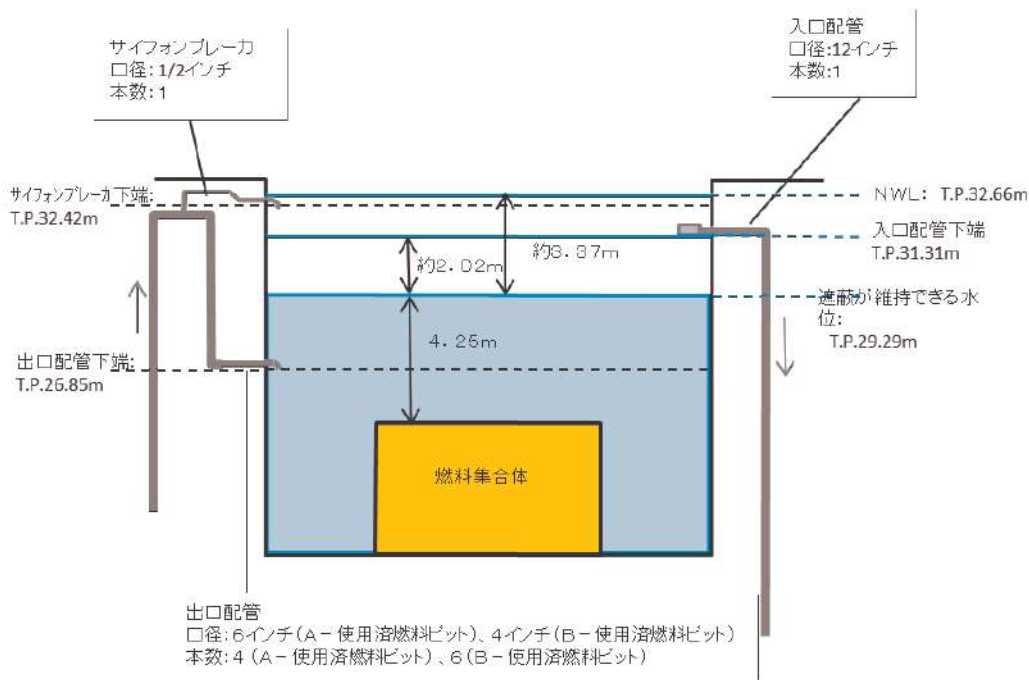


図1 使用済燃料ピットに接続する配管の概要

○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ブレーカについて

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概略図を図2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（口径6インチ、4インチ）の最上部に設置された口径1/2インチの単管であり、弁等の機器類を必要とせず、人的過誤の余地がない構造であることから、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えいが発生した場合においても、使用済燃料ピット水位がサイフォンブレーカ配管高さまで低下すれば、その効果を期待できる。なお、当該配管はその大部分が使用済燃料ピット躯体コンクリートに埋設されており、耐震性を有している。

○サイフォンブレーカ機能喪失の可能性について

・デブリ等による閉塞の可能性について

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の最上部に設置されており、通常時は母管側から使用済燃料ピット側に向けて冷却材が流れていることから、デブリ等の付着により使用済燃料ピット側から閉塞することはない。また、母管側からの閉塞については、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管部にストレーナ（メッシュ間隔 約 4.7mm）が設置されており、これより大きなデブリは使用済燃料ピット冷却系配管に混入しないことから、サイフォンブレーカ（配管内径 16.7mm）を閉塞させることはない。

・地震時等における落下物による座屈変形の可能性について（図3参照）

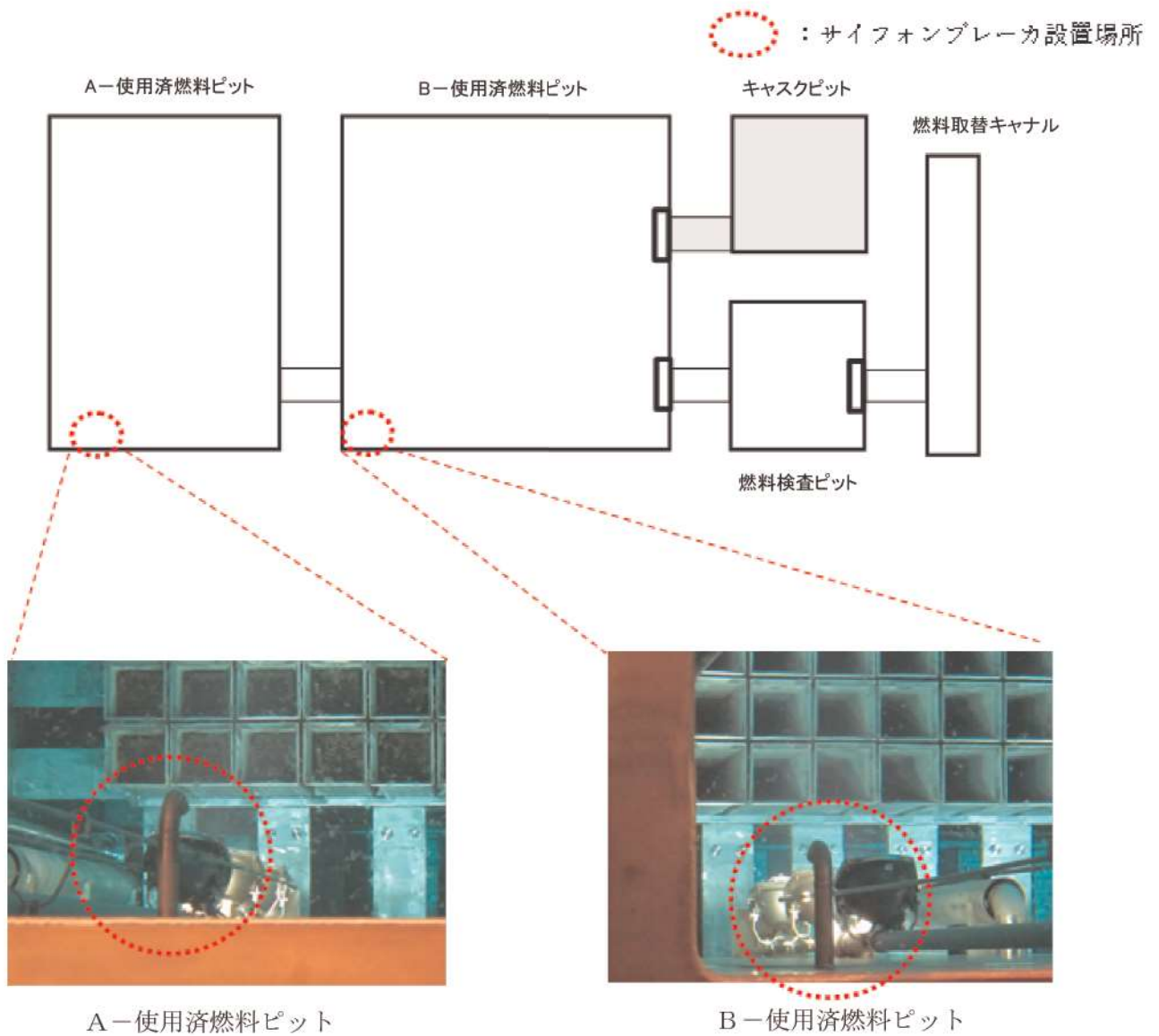
サイフォンブレーカは口径1/2インチの配管で、コンクリート埋設部よりピット内へ突き出した形状をしており、突出し長さはピット壁面から約15cmである。

サイフォンブレイカが機能喪失に至るには、流路が完全閉塞される必要がある。使用済燃料ピットエリアには使用済燃料ピットへの落下によりサイフォンブレイカ配管に変形を与えるような物体はないが、ここでは上部からの落下物によって、曲げにより座屈変形する可能性を検討した。当該部の形状はL型形状となっており、90° 以上の変形は生じない。また、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。

○サイフォンブレイカの保守点検について

サイフォンブレイカは、本想定事故の有効性評価においてその効果を期待されている機器であることを踏まえ、定期的（1回/週）に巡視点検（目視による水面の揺らぎ確認で通水状態を確認）を実施する。

以上



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

図2 泊3号機 使用済燃料ピット概略図

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」のうち、想定事故2の「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

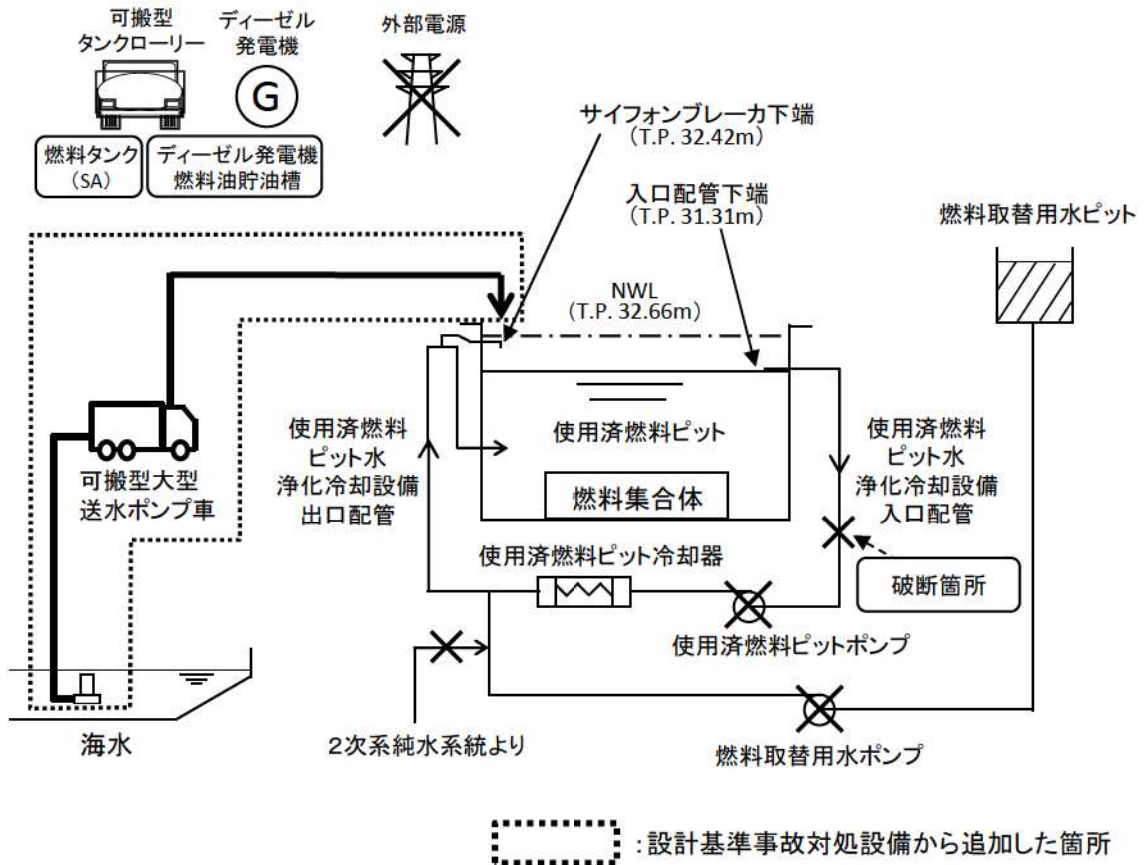


図1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図

安定状態について

想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）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2)

「想定事故2」の評価条件の不確かさの影響について、表1及び表2に示す。

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

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
使用済燃料ピット崩壊熱	11. 508MW	装荷炉心毎	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後 (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されている。崩壊熱の計算に当たっては、FP については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。	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注水水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持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が大きくなる。
	初期条件 事象発生前 使用済燃料ピット水温 (初期水温)	40℃	装荷炉心毎	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度度として設定。	初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水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時の約 1.0 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。
使用済燃料ピットに隣接する使用済燃料ピットの状態	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット及び燃料検査ピット及び燃料取替キヤナル接続	A-使用済燃料ピット、 B-使用済燃料ピット及び燃料検査ピット及び燃料取替キヤナル接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温 100℃まで上昇する時間の評価は、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。	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注水水温を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	使用済燃料ピットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ピットと燃料取替キヤナル及び燃料検査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キヤナル及び燃料検査ピットを接続した状態と比較して約 0.1 日短い約 0.9 日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生時の 4.4 時間から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (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	冷却系配管の破断 によって 想定される初期水位	通常水位 (NWL) -1.35m (燃料頂部より約 6.27m)	冷却系配管破断時に使用済燃料ピット水位が最も 低くなる可能性のある使用済燃料ピット水浄化冷 却設備入口配管の破断による流出を想定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響 はなく、運転員等操作時間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。
	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 維持できる最低水位	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 の燃料取扱投棒の遮蔽設計基準値 (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	崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止が可能 な流量を上回る注水流量として設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影 響はなく、運転員等操作時間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		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に与える影響	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	可搬型大型送水ポンプ車は、注水準備操作は、災害対策要員及び災害対策要員(支援)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。	可搬型大型送水ポンプ車は、注水準備操作は、災害対策要員及び災害対策要員(支援)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>【認知】</p> <p>使用済燃料ピット水位低警報を確認した場合、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】</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操作は、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及び災害対策要員(支援)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】</p> <p>災害対策要員及び災害対策要員(支援)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】</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車は車面であることから自ら自走で作業場所へ移動することを想定しておきながら実施することを想定している。</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操作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4時間10分を想定している(作業は並行して実施する)。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：4時間10分(余裕含む)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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に4時間10分を想定 ・可搬型ホース敷設に1時間5分を想定 <p>【他の並列操作有無】</p> <p>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と可搬型ホース敷設操作は、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。よって、並列操作が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作を行う災害対策要員及び災害対策要員(支援)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ラス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操作は、放熱線の遮蔽が維持されるまでの時間(約1.0日)に達するまでの約1.0日と想定しているところ、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事後発生した。事後発生は約5.8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操作は、放熱線の遮蔽が維持されるまでの時間(約1.0日)に達するまでの約1.0日と想定しているところ、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事後発生した。事後発生は約5.8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操作は、放熱線の遮蔽が維持されるまでの時間(約1.0日)に達するまでの約1.0日と想定しているところ、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事後発生した。事後発生は約5.8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操作は、放熱線の遮蔽が維持されるまでの時間(約1.0日)に達するまでの約1.0日と想定しているところ、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事後発生した。事後発生は約5.8時間後

想定事故2において使用済燃料ピット冷却系配管の破断を想定している理由について

想定事故2では、使用済燃料ピットに接続される配管の破断により、ピット水の小規模な喪失が発生することを想定している。

しかしながら、使用済燃料ピットからの漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、使用済燃料ピット冷却系配管の破断による使用済燃料ピット水の漏えいを想定事故2の想定とした理由について示す。

1. 使用済燃料ピットからの水の漏えいを引き起こす可能性のある事象

使用済燃料ピットから水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。

- ①使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えい
- ②使用済燃料ピットライニング部の破損
- ③使用済燃料ピットゲートの破損
- ④使用済燃料ピットゲート開放時の原子炉キャビティ，燃料取替チャンネル，キャスクピット及び燃料検査ピットのライニング部の損傷
- ⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

2. 各事象の整理

①使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えい

使用済燃料ピット冷却系配管の破断による漏えいは、使用済燃料ピットに接続している冷却系配管が破断した場合において発生し、使用済燃料ピットに接続している冷却系配管には使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管と入口配管がある。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管が破断した場合、当該配管の使用済燃料ピット接続部の開口部の高さはT.P. 26.85m であるが、サイフォンブレイカが設置されており、使用済燃料ピットの水位がサイフォンブレイカの使用済燃料ピット接続部の開口部の高さT.P. 32.42m まで低下すれば、サイフォンブレイカから空気が吸込まれサイフォン現象は解消され、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管からの漏えい及び使用済燃料ピット水位の低下は停止する。

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

従って、使用済燃料ピット水位が最も低下するのは、使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管が破断するケースであり、その時使用済燃料ピットの水位はT.P. 31.31m まで低下する。（遮蔽が維持できる水位の約2メートル上）

配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器や使用

済燃料ピット水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。事象認知後に重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）を用いて注水を実施することで、使用済燃料ピットの水位は維持される。

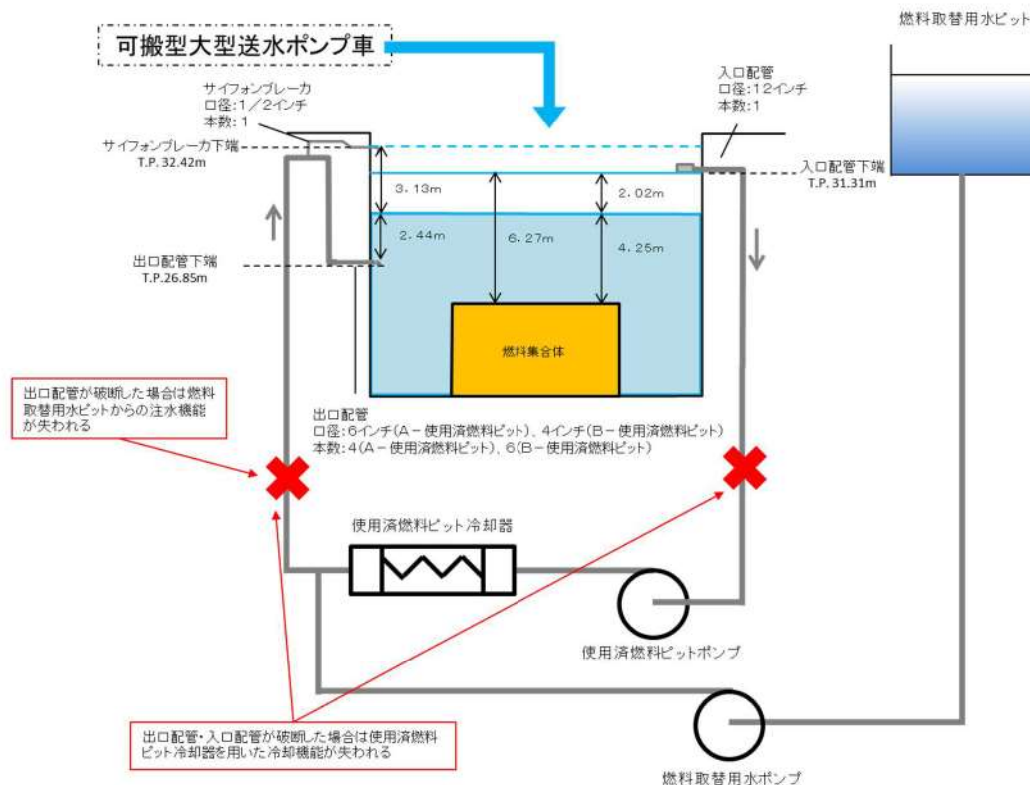


図1 使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管・入口配管破断時の概略図

②使用済燃料ピットライニング部の破損

使用済燃料ピットは基準地震動によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を持つ設備である。仮に使用済燃料ピットライニング部が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした使用済燃料ピットの保有水は使用済燃料ピットライニング漏えい検知配管によりドレン受けに流れ込み、この水位によりピット水の漏えいを検知し警報が発信される（図2参照）。

運転員はこの警報発生や使用済燃料ピット水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。ただし、ライニング漏えい検知配管は使用済燃料ピットのバウンダリとしての機能を持たないことから漏えいを停止することが困難であり、漏えいが継続する。

注水手段は、ライニング部破損による漏えいが、燃料取替用水系や2次系補給水系の注水ラインに影響を与えないため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）等となる。

なお、使用済燃料ピットライニング部からの漏えい量（一部の箇所の破損を想定）を評

価すると、最大でも 23m³/h（ライニング漏えい検知の配管径と水頭圧の関係より算出）程度となり、漏えい量に応じた注水の継続が可能であれば使用済燃料ピットの水位及び冷却機能は維持されるが、注水流量が不足し使用済燃料ピット水位の低下が継続する場合には大規模損壊の対応となる。

この場合、重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）によるスプレイを実施する等の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。

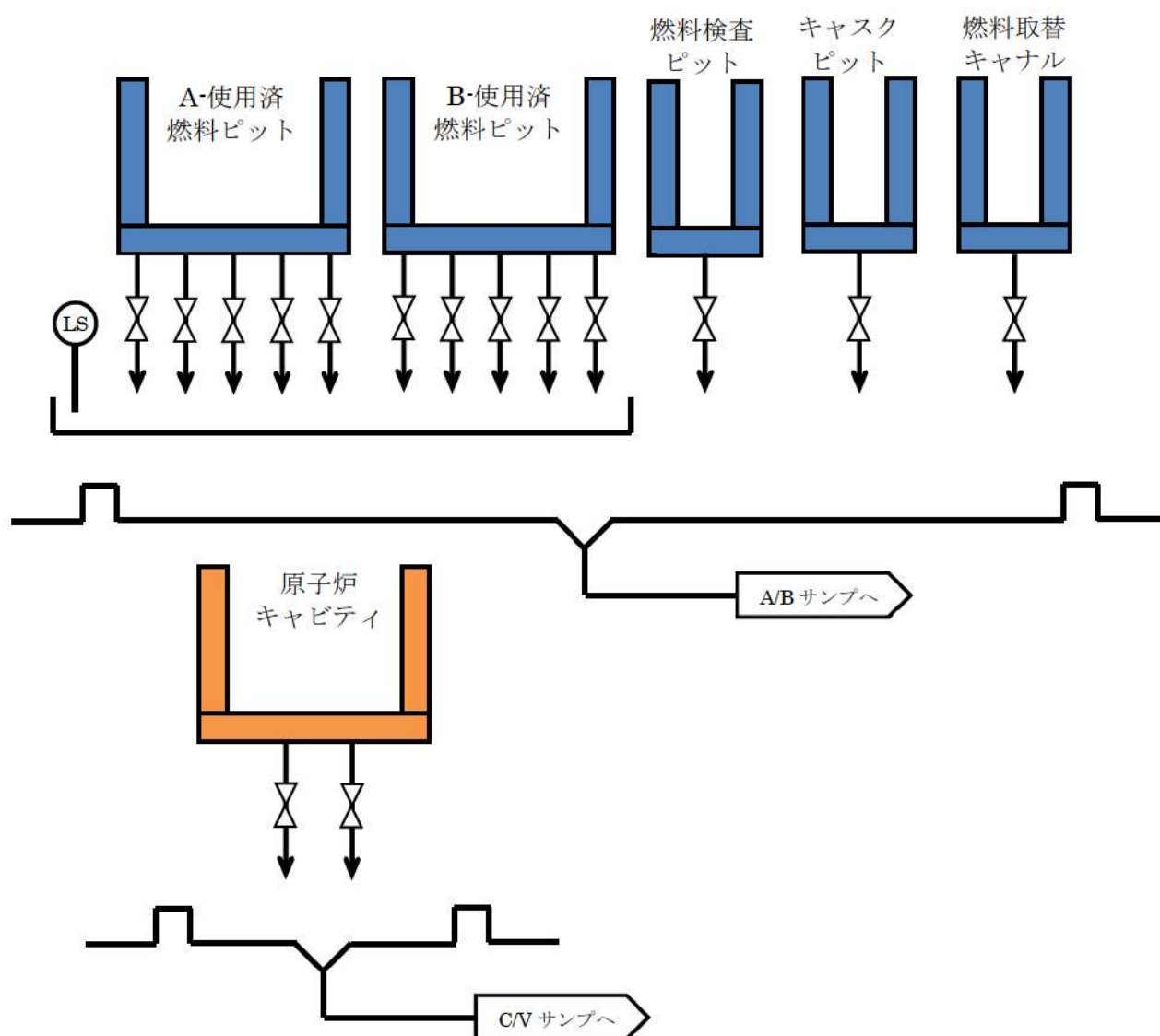


図2 使用済燃料ピット，原子炉キャビティ，燃料取替キャナル，キャスクピット及び燃料検査ピットのライニング漏えい検知系の概要

③使用済燃料ピットゲートの破損

使用済燃料ピットゲートは添付資料 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」参考 3 に示すように十分信頼性を有し、地震発生時においてもその機能が維持できる設計とする。

仮にゲートが外れて使用済燃料ピット水が他ピットへ流出した場合であっても、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、使用済燃料ピット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 4.4 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。

また、運転員はゲート破損による漏えい警報の確認や使用済燃料ピット水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。

④使用済燃料ピットゲート開放時の原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル、キャスクピット及び燃料検査ピットのライニング部の損傷

使用済燃料ピットゲート開放時における原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル、キャスクピット、及び燃料検査ピットのライニング部破損においても②と同様、基準地震動によっても機能が維持される設計であり、また仮に漏えいが発生しても破損箇所の特定制や検知が容易である。

原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル、キャスクピット、及び燃料検査ピットからの漏えいを確認した場合は、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能のため、燃料の健全性が確保される。

⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

地震発生時、スロッシングにより使用済燃料ピットの保有水が漏えいし、通常水位から **0.1m 程度**まで使用済燃料ピット水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

スロッシング発生時、運転員は使用済燃料ピット水位の低下、使用済燃料ピットエリアの線量率上昇等により事象を認知できるため、検知は容易である。

初期に使用済燃料ピット水位が低下するが、燃料取扱棟内での作業に問題なく、遮蔽設計基準水位までに低下する時間は定検中で **約 1.5 日**であることから、重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）等による注水を行うことで燃料の健全性が確保される。

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)

3. 想定事故 2 及び大規模損壊での想定

有効性評価では「2. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「② 使用済燃料ピットライニング部の破損」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。

大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏えいが継続する状況（「② 使用済燃料ピットライニング部の破損」を含む）、及び常用の注水設備並びに重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいにより使用済燃料ピット水位が維持できない状況を想定した事象である。

この対策として、重大事故等対処設備（可搬型大型送水ポンプ車）を用いたスプレイによる使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減や、重大事故等対処設備（可搬型大容量海水送水ポンプ車）による発電所外への放射性物質の拡散抑制を行う。

4. 結論

使用済燃料ピットからピット水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。

②～⑤は注水により水位を回復すれば使用済燃料ピットの冷却機能を維持できるのに対して、①は使用済燃料ピットの冷却機能が喪失することに加えて、使用済燃料ピット水浄化冷却設備出口配管が破断した場合は燃料取替用水系統等による注水機能が喪失し注水手段が限定されることから、有効性評価において冷却系配管の破断を選定している。

なお、配管破断箇所は、水位低下量がより大きい使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管の破断を選定している。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE741 r. 8. 0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失

令和5年5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
 - 7.4. 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 目次

- 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」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 運転停止中における崩壊熱除去機能喪失時又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)
- 添付資料7.4.1.17 運転停止中における通常時のプラント監視について

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

7.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では，原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障により，余熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により1次冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，炉心水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，余熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，余熱除去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，本事故シーケンスグループでは，運転員が異常を認知して，充てんポンプ，高圧注入ポンプ及び代替格納容器スプレイ

ポンプによる炉心注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器内自然対流冷却による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉及び原子炉格納容器を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として充てんポンプ、高圧注入ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を整備する。また、安定状態に向けた対策としてB－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心冷却手段及びA－格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合については「7.4.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

これらの対策の概略系統図を第7.4.1.1図に、手順の概要を第7.4.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.4.1.1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、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10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4名である。発電所構内に常駐している要員のうち，災害対策要員が1名，関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目について第7.4.1.3図に示す。

なお，重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を重要事故シーケンスと比較し，必要な要員数を確認した結果，20名で対処可能である。

a. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は，余熱除去機能喪失と判断し，余熱除去機能の回復操作を実施する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は，低圧注入流量等である。

（添付資料7.4.1.17）

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば，格納容器エアロックを閉止する。

（添付資料7.4.1.1）

c. 余熱除去機能回復操作

余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに，他の対応処置と並行して，余熱除去機能の回復操作を継続する。

d. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため，原子炉格納

容器隔離を行う。

e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。

充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

また、代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。

f. 燃料取替用水ピットによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。

燃料取替用水ピットによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸発により炉心崩壊熱を除去する。

炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循

環系を起動する。

アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力である。

i. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却

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

また、余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプルからB-格納容器スプレイポンプを経てB-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、低圧注入流量等であり、高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

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

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

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

7.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本重要事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。なお、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

(添付資料7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.1.12)

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

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.4.1.2)

a. 初期条件

(a) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃烧度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(b) 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(c) 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

(d) 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、運転中の余熱除去ポンプの故障によって、余熱除去機能を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとする。また、充てん機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 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、ディーゼル発電機にて代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で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) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、「7.4.1.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $29\text{m}^3/\text{h}$ とする。

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) 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、事象発生の60分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.1.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.4.1.4図から第7.4.1.12図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、余熱除去機能が喪失することにより、1次冷却材温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰、蒸発することで、1次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する1次冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加し、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。

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

(添付資料7.4.1.3, 7.4.1.4)

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.1.5図に示すとおりであり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料は冠水維持される。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽は維持される。

(添付資料7.4.1.5)

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

これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

(添付資料7.4.1.6)

燃料被覆管温度は第7.4.1.12図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく1次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第7.4.1.9図及び第7.4.1.11図に示すとおり、事象発生の約120分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却、また、必要に応じてA-格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイにより原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

(添付資料7.4.1.7, 7.4.1.8, 7.4.1.9)

本評価では、「6.2.4.2 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。

7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障により、余熱除去機能を喪失することが特徴である。また、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作で

あるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.1.8図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.0mの高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.4.1.13)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.4.1.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，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炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生後の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、余熱除去機能喪失判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始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。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.1.13図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作開始時点の1次冷却系保有水量の推移

と同様の推移をするものとして、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、約30分の時間余裕がある。

(添付資料7.4.1.14)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.4.1.15)

7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり20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35名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故

障による停止時冷却機能喪失)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

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

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間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19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

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7.4.1.16)

7.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障により、余熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、充てんポンプ、高圧注入ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策として、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」に対して、代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮し有効性評価を行った。

上記の場合においても、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析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，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

第7.4.1.1表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。 	—	—	【低圧注入流量】* 1次冷却材温度（広域—高温側）* 1次冷却材温度（広域—低温側）*
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	—	—	—
c. 余熱除去機能回復操作	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作を継続する。 	余熱除去ポンプ*	—	—
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。 	—	—	—
e. 充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水が期待できる場合は、優先して実施する。 代替格納容器スプレイポンプの準備を行う。 	充てんポンプ* 【高圧注入ポンプ】* 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】*	—	加圧器水位* 1次冷却材温度（広域—高温側）* 1次冷却材温度（広域—低温側）* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力（広域）* 【高圧注入流量】*

*：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7.4.1.1表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
f. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。 	—	—	—
g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸発により炉心崩壊熱を除去する。 	燃料取替用水ピット* 代替格納容器スプレイポンプ 【ディーゼル発電機】* 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】*	—	加圧器水位* 1次冷却材圧力（広域）* 1次冷却材温度（広域—高温側）* 1次冷却材温度（広域—低温側）* 燃料取替用水ピット水位* 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]になれば、アニュラス部の水滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。 	アニュラス空気浄化ファン* アニュラス空気浄化フィルタユニット* 中央制御室給気ファン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室循環ファン* 中央制御室非常用循環ファン* 中央制御室非常用循環フィルタユニット* 【ディーゼル発電機】* 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】*	—	原子炉格納容器圧力*

*：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7.4.1.1表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について（3／3）

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

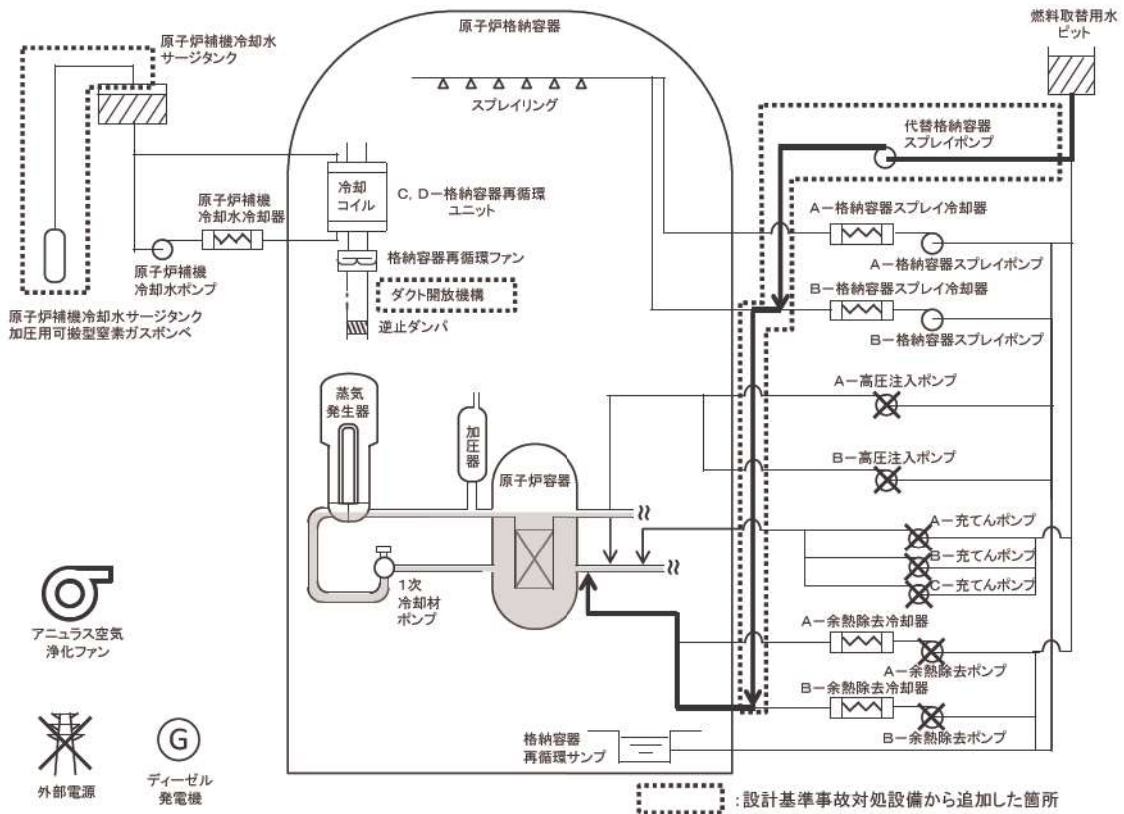
*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失」の主要解析条件
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(1/2)

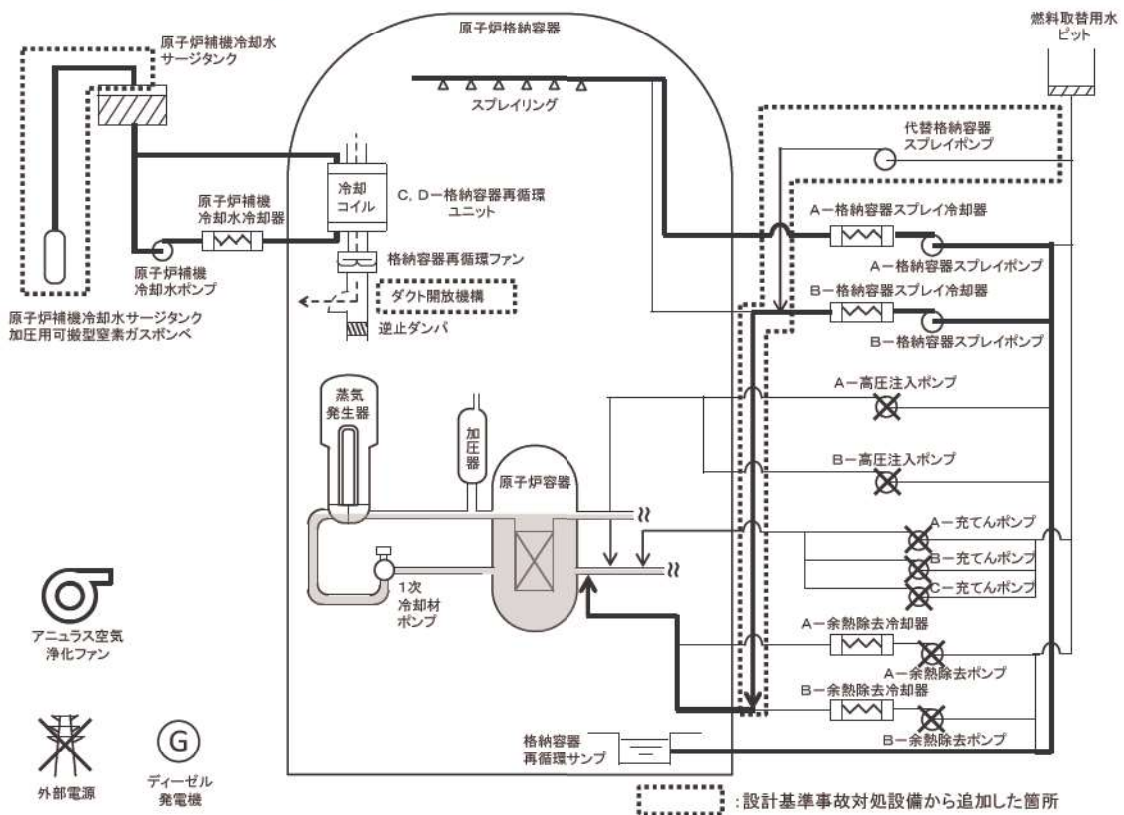
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5		本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72 時間		評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと炉心崩壊熱が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

第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失」の主要解析条件
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(2/2)

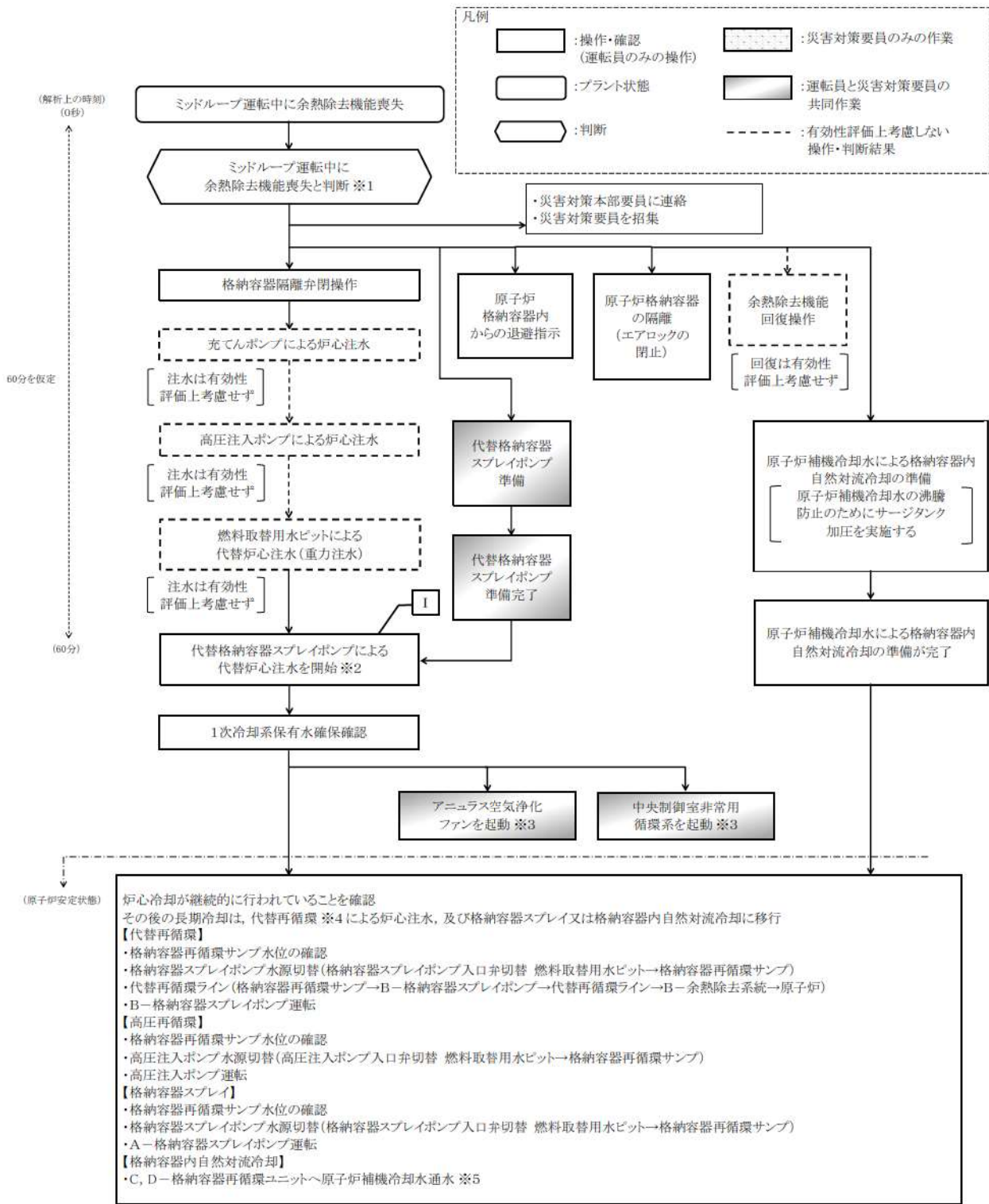
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん機能及び高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、代替格納容器スプレイポンプの有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機により代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生後の60分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間。



第7.4.1.1図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）（炉心注水）



第7.4.1.1図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）
（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）

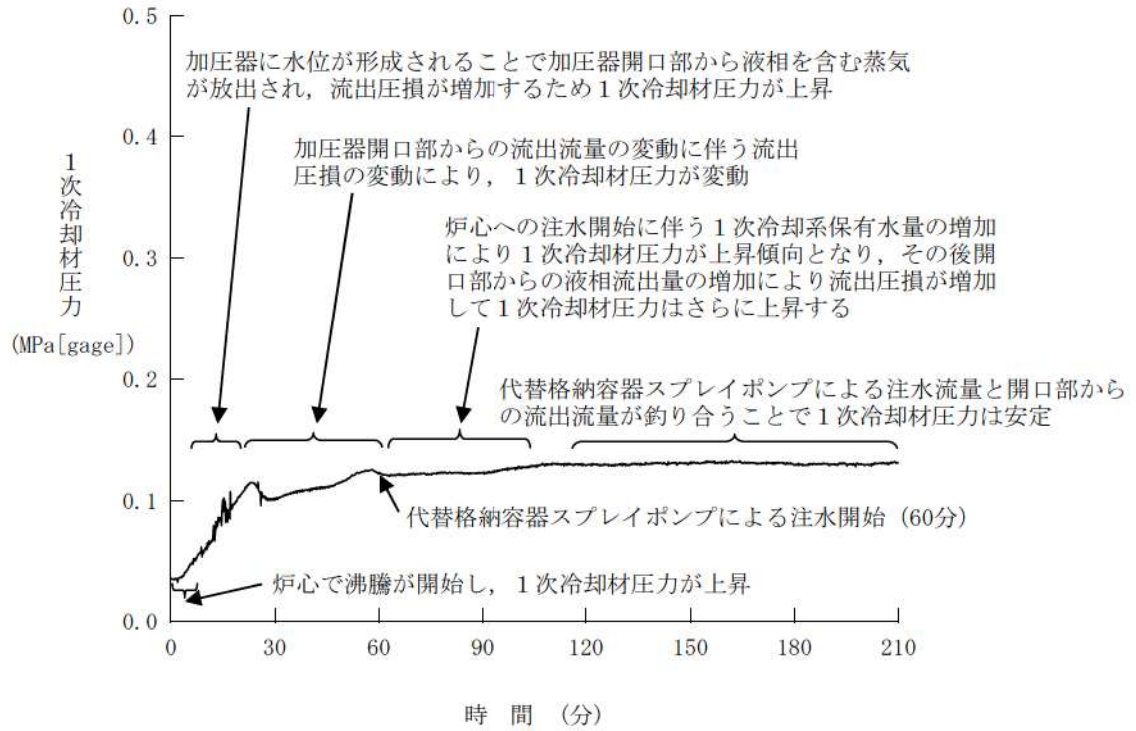


- ※1 ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合。(余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。)
- ※2 実際の運転操作としては、準備が完了し炉心に注水が可能となればその段階で実施する。また、注水流量は、29m³/hを下回らない流量とする。
- ※3 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する。
- ※4 燃料取替用水ビット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が71%以上であることを確認し、代替再循環に移行する。
- ※5 原子炉格納容器圧力指示が0.127MPa[gage]及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

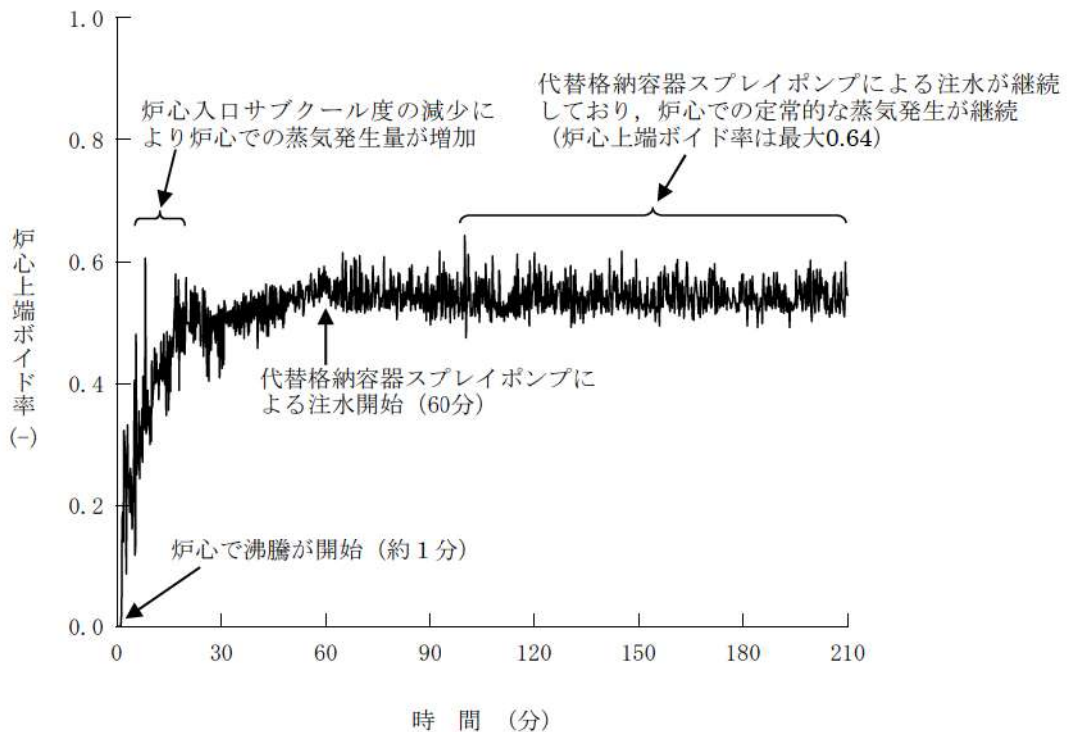
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

I B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

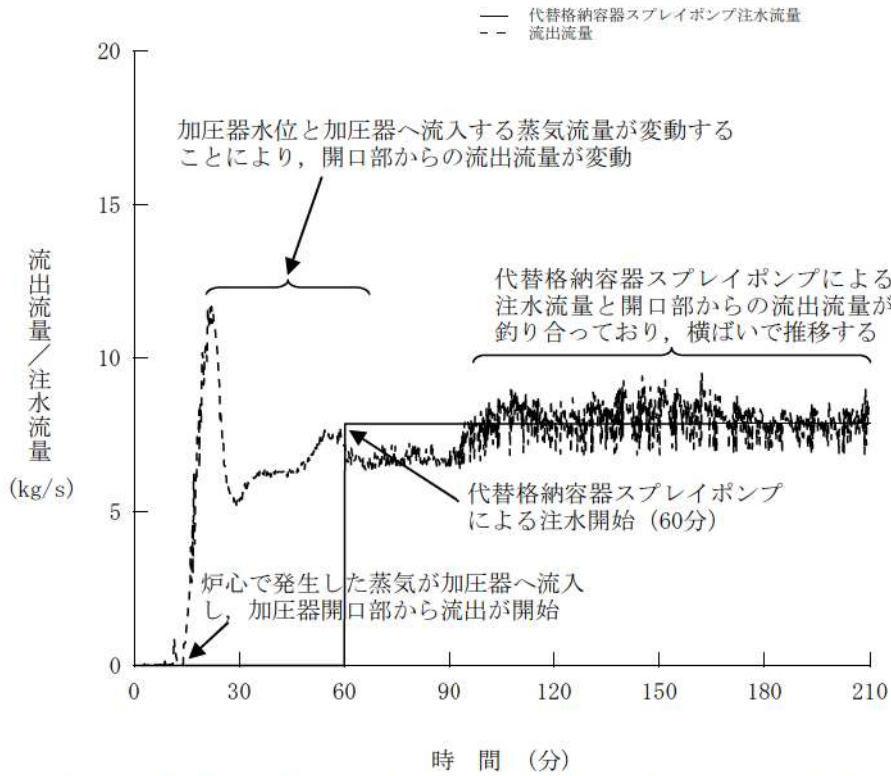
第7.4.1.2図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)



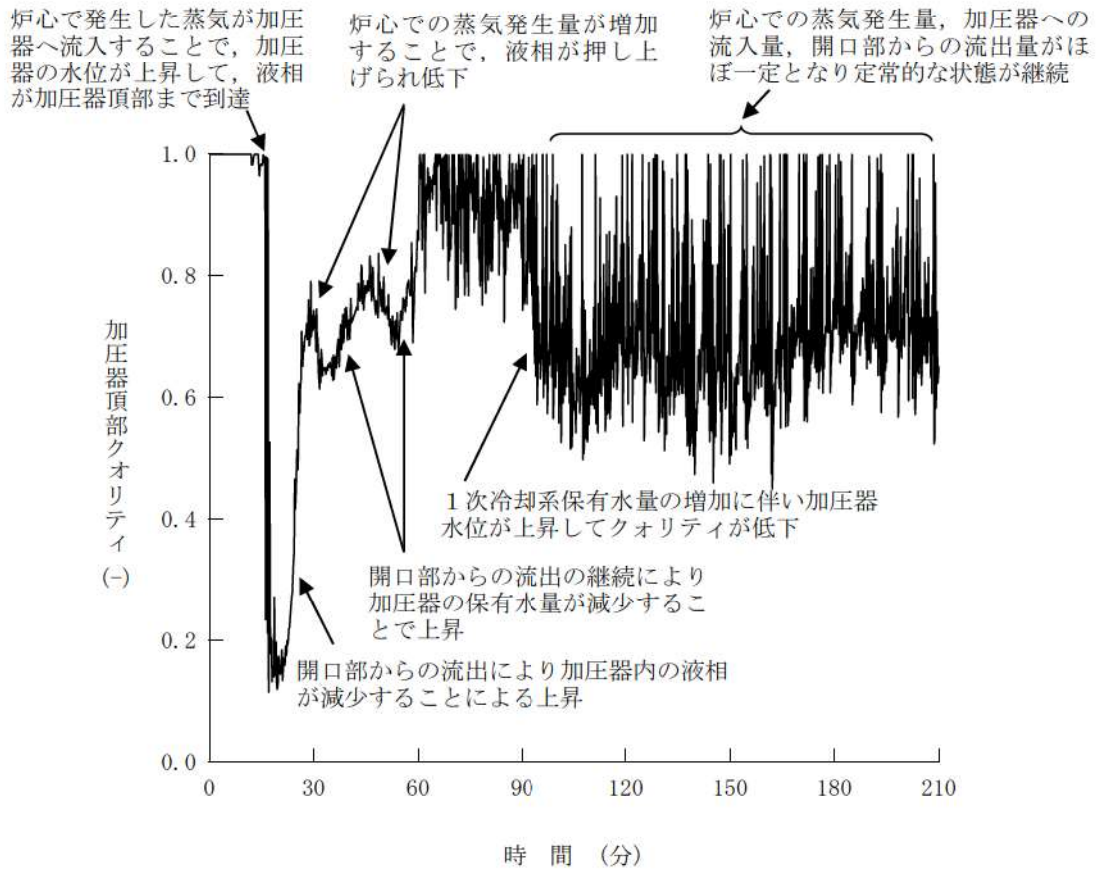
第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移



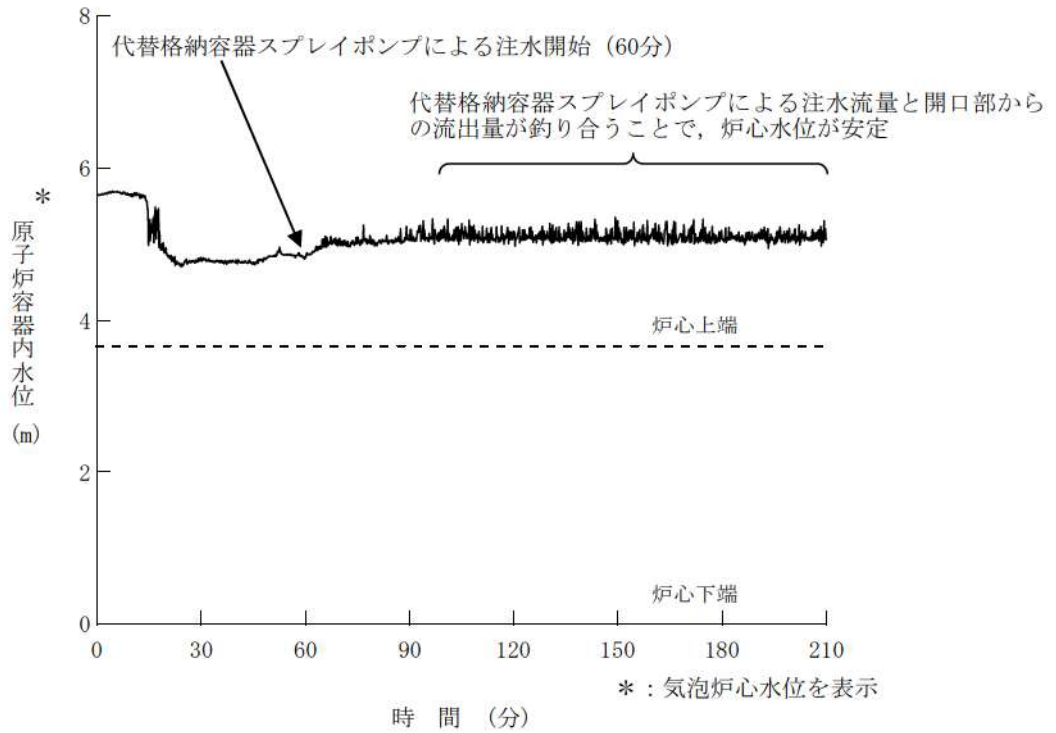
第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移



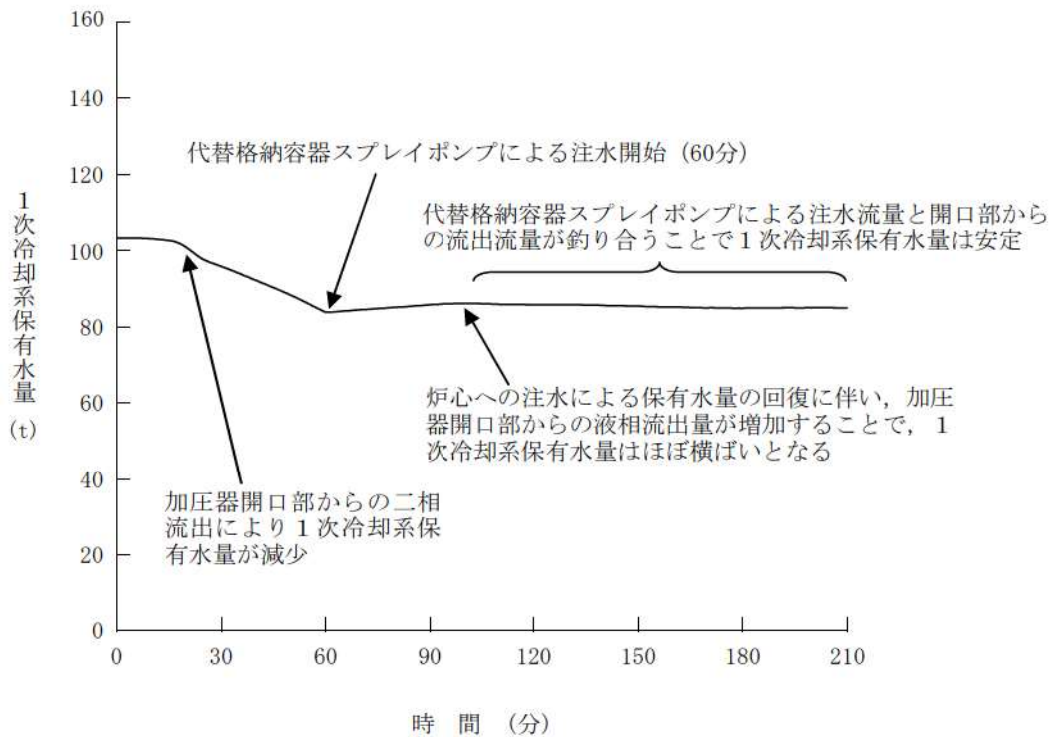
第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



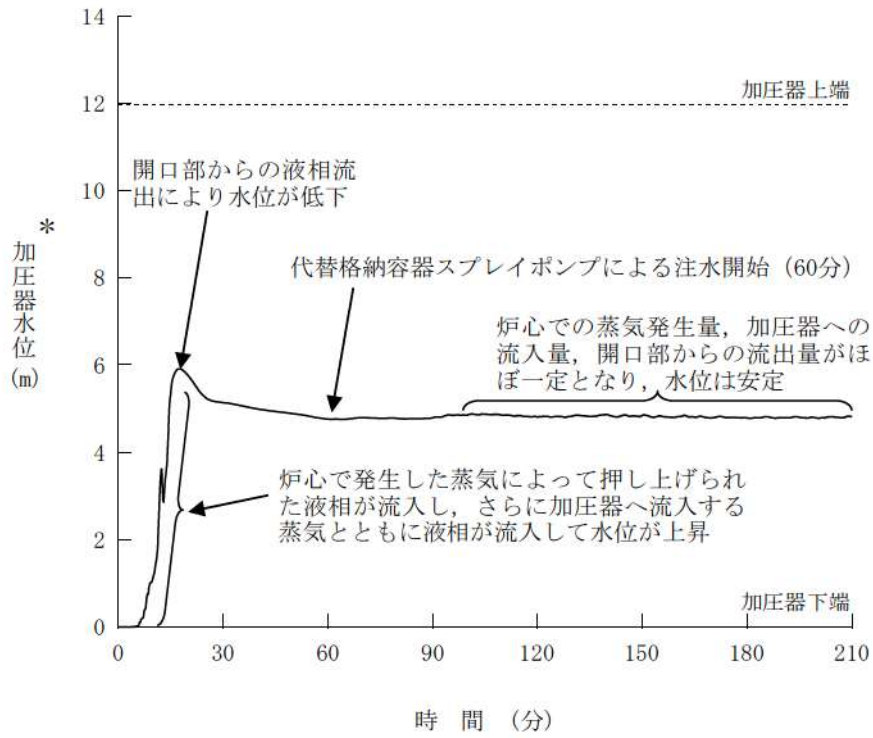
第7.4.1.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

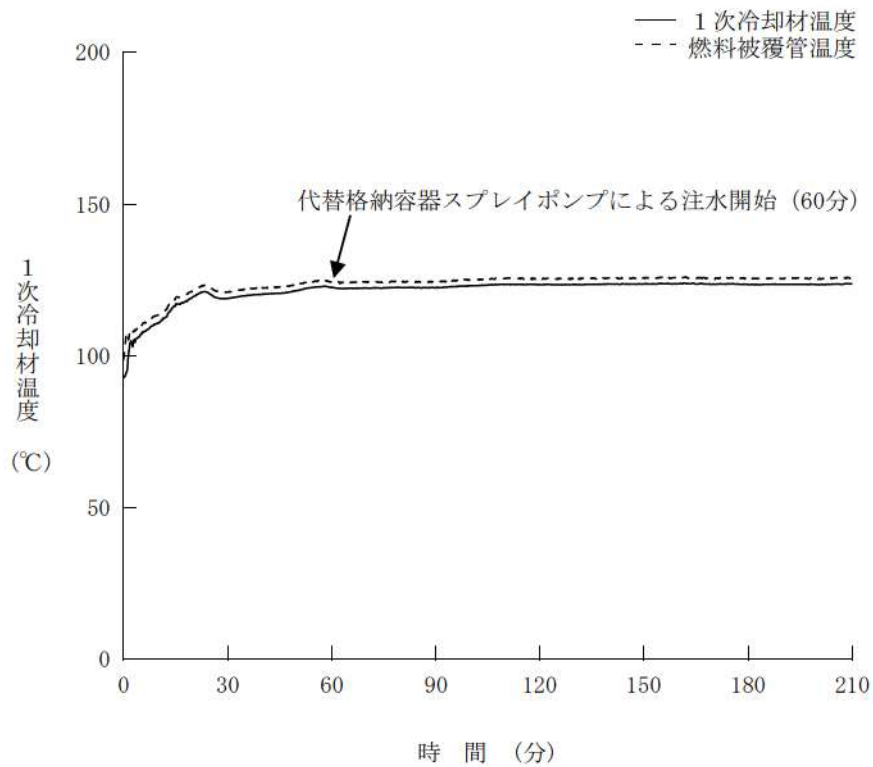


第7.4.1.9図 1次冷却系保有水量の推移

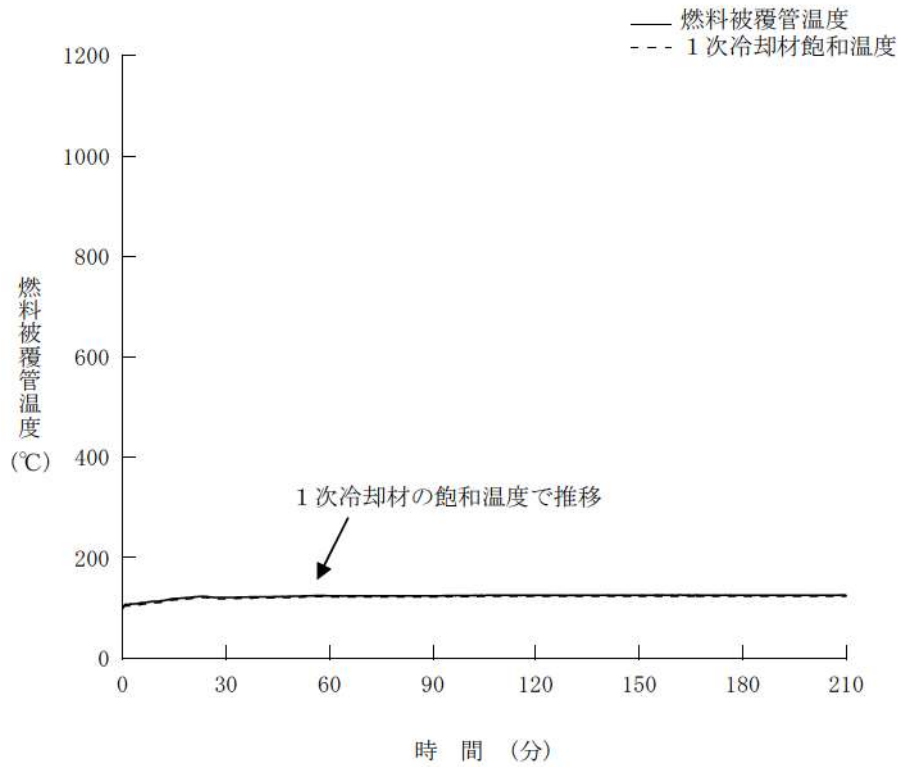


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

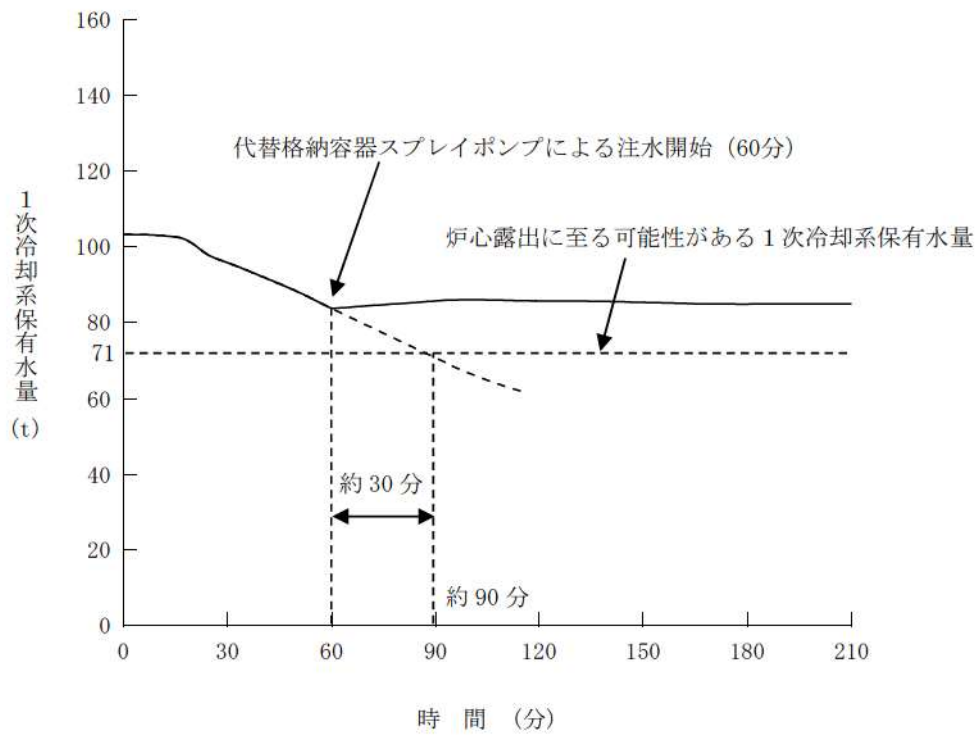
第7.4.1.10図 加圧器水位の推移



第7.4.1.11図 1次冷却材温度の推移



第7.4.1.12図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.1.13図 1次冷却系保有水量の推移
 (代替炉心注水操作開始の時間余裕確認)

ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について

ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）内作業員の退避について下記に示す。

1. 教育

ミッドループ運転中にC/V内で作業を実施する作業員に対しては、ミッドループ運転中の事故事象や非常時の退避（退避場所、注意事項等）について教育等を実施し、周知徹底を図っている。

2. 退避手段及び人数把握

事故発生後、格納容器内退避警報又は所内通話設備（バッテリー内蔵）により、作業員へC/V内からの退避指示を行う。

また、ミッドループ運転期間中はC/V内入退域者を名簿で管理し、エアロック閉止を行うC/V出入管理員を24時間常駐させる。

なお、作業員は2名以上で作業を実施するため、退避の際に負傷した場合においても周囲の作業員の救助により退避可能である。

また、確実に作業員全員がC/V外へ退避したことを確認するための具体的な手順は以下の通り。

【退避の確認手順】

- (1) 事故発生時、作業員は予め定めた指定場所（オペフロ等）に集合し、各作業の作業責任者等が退避者を確認した後に、作業班単位又は数人のグループ単位で避難を行う。（負傷者が発生した場合は作業班員の救助により避難する。）
- (2) C/V外へ退避した後に、各作業の作業責任者等が作業員の点呼を行い、全作業員が退避していることを確認し、C/V入域退出管理簿に作業員が退出したことを記載（退出時間を記入）する。
- (3) C/V出入管理員は、各作業の作業責任者等が記載したC/V入域退出管理簿を確認し、C/V内の全作業員の退避を確認する。

3. 退避時間内訳

		所要時間		
運転員	工程	事象確認	C/V隔離弁閉止 *2	
			エアロック閉止確認	
	想定	← 10分 →	← 25分 →	← 5分 →
	検証結果	約17分	約3分	
作業員	工程	退避		
	検証結果	約23分		
	工程	退避～点呼完了		
	想定	← 30分 →		
C/V出入管理員	退域者の確認	工程	C/V入域退出管理簿等との照合	
		想定	← 30分 →	
	エアロックの閉止	工程	エアロック閉止	
		想定	← 10分 →	
	検証結果	約5分		
合計	想定	← 40分 →		
	検証結果	約35分 ^{*1}		

*1：想定時間は、作業員退避後、C/V出入管理員による退避確認・照合を行うことを想定しているが、検証では、格納容器内退避警報が作動したと想定し時間を測定した。

*2：エアロックは2重の扉となっており、通常運転中は片側ずつ開放し両側が同時に開放できないようになっているが、定検中は両側の扉を開放している。この場合、両側の扉開放状態から片側の扉を閉止する。（閉止後も通常の出入は可能）

図1 作業員の退避時間の内訳

ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器内からの作業員の退避時間の検証結果は以下の通り。

表1 作業員の退避時間の検証結果

項目	時間 (検証結果)	備考
退避	作業場所からC/V内集合場所への移動、点呼	約15分 複数場所からの退避時間を検証し、最も時間を要する場合。(原子炉キャビティ内からの退避) 作業員の原子炉キャビティ内からオベフロ移動実績40秒を1分と保守的に評価し、15人×1分として約15分とした。
	C/V内集合場所から通常用エアロック出口への退避	約8分 オベフロから通常用エアロック出口までの移動の測定結果
	小計	約23分
照合	退出者最終確認 入退域名簿との照合	約7分 通常用エアロック出口で最終確認、入退域名簿との照合に要する想定時間
閉止	エアロック閉止	約5分 ターンバックル、内扉側保護カバー、本体側シート部保護カバー取外し作業実績より。
合計	約35分	

4. 作業員の退避に係る環境影響評価

3. の通り、泊3号炉においてミッドループ運転中に事故が発生した場合におけるC/V内からの作業員の退避に要する時間は、約23分と評価しており、事象確認の10分を含めて40分以内である。

この間に放出される蒸気の影響を確認するため、作業員被ばくの観点及びC/V内雰囲気温度の観点で概略評価を行った。

(1) 被ばく評価

<評価結果>

下記の通り、作業員の被ばく線量は最大約13.8mSvとなる。

表2 作業員の被ばく評価結果

外部被ばく	内部被ばく	計
約 1.14×10^{-1} mSv	約 1.36×10^1 mSv	約 1.38×10^1 mSv

<主な評価条件>

- 1次冷却材の燃料被覆管欠陥率は0.1%を仮定
- プロセス解析の結果によらず、事象発生0分から、C/V内全体が1次冷却材の蒸気雰囲気(100℃における飽和蒸気として)で満たされるものと仮定
- 事象発生0分から40分までを対象(C/V内からC/V外への作業員の退避に要する時間23分に事象確認に要する時間10分を加えた33分を保守的に40分として評価)
- 気液分配係数は1(1次冷却材中の放射性物質(CP, FP)は、沸騰によって液相から気相へすべて移行するもの)と仮定

(2) C/V内雰囲気温度評価

<評価結果>

C/V内雰囲気温度は、C/V内ヒートシンクの効果によって退避完了までに有意な上昇は見られず、作業員の退避の影響はない。

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))

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。

第1表 システム熱水力解析用データ
 (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))

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

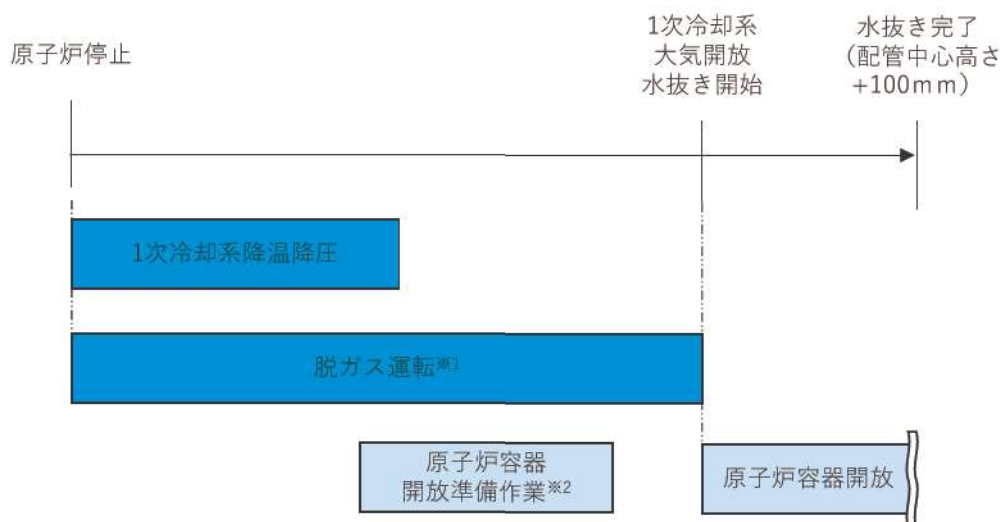
※原子炉停止後の時間の詳細については、別紙に記載する。

原子炉停止後の時間について

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（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）において、原子炉停止後の時間については、評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとしている。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間を設定している。

原子炉停止から1次冷却材の水抜き完了までに必要な作業工程は、脱ガス運転、1次冷却系の降温降圧操作及び原子炉容器開放であり、そのうち、クリティカルとなる作業工程は脱ガス運転及び原子炉容器開放である。実際に原子炉停止から1次冷却材の水抜き完了までに要した時間は、泊3号炉の第1回定期検査において約105時間、第2回定期検査において約121時間である。なお、脱ガス運転終了後に原子炉容器開放を行うが、原子炉容器開放の準備作業を脱ガス運転と並行して実施する。図1にこれらの作業工程をまとめて示す。

以上の実績を基に、泊3号炉においては、保守性を考慮し原子炉停止後の時間を72時間と設定している。



※1 1次冷却系内の溶存水素と放射性気体を取り除く作業工程

※2 キャビティ前作業等

図1 原子炉停止から1次冷却系の水抜きまでに実施する主要な作業工程

表1 原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間

	解析条件	第1回定期検査	第2回定期検査
原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間	72時間	約105時間	約121時間

重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

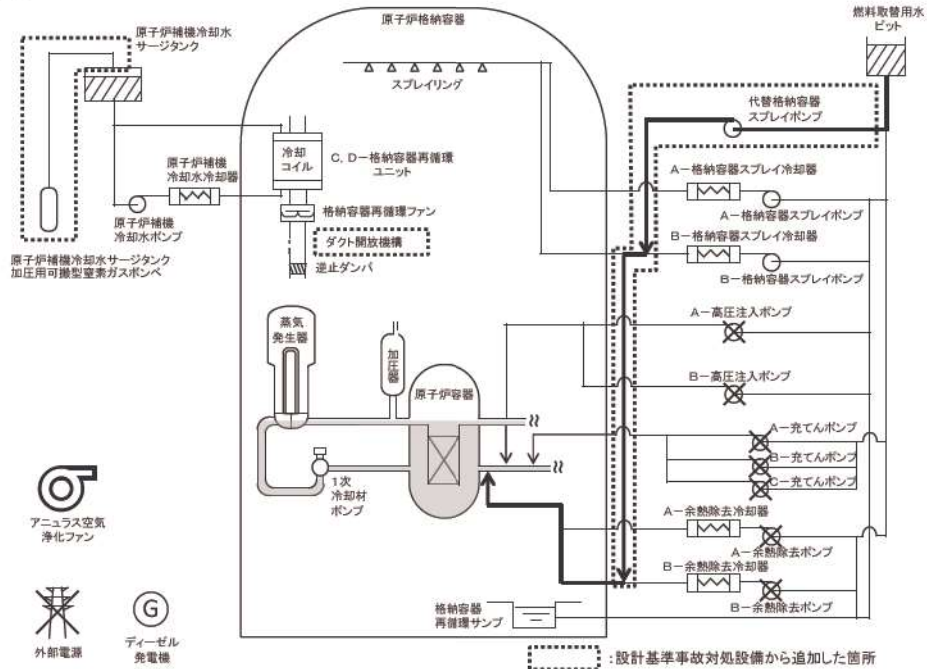


図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）

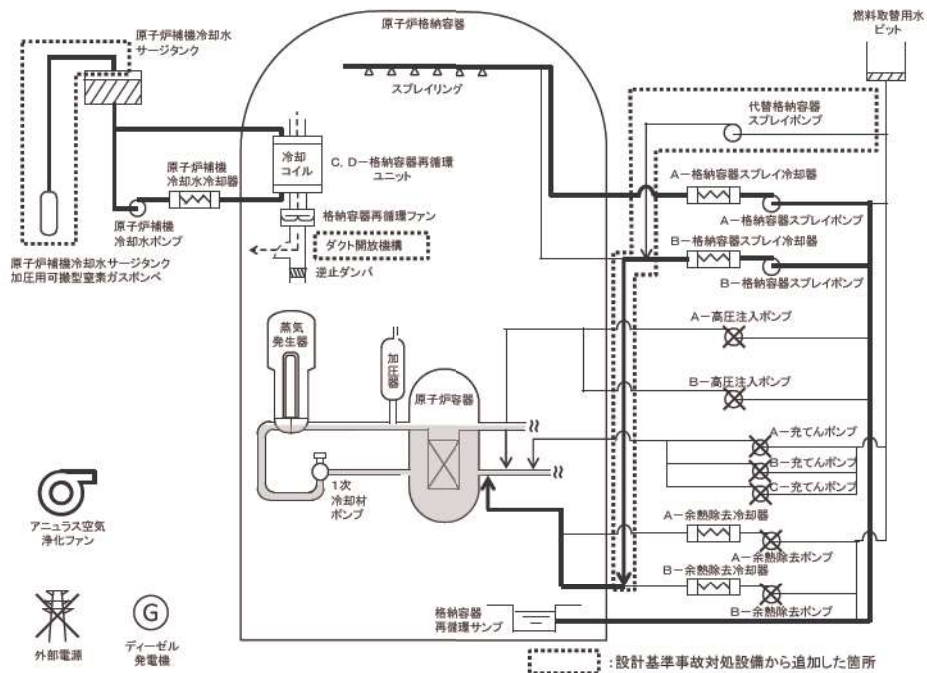


図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）

「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について

① 1次冷却材圧力と加圧器開口部からの流出流量の関係

1次冷却材圧力変動の主要因は、加圧器開口部からの流出による圧力損失であり、流出が二相の場合、单相時と比較して圧力損失は増大し、それに伴って1次冷却材圧力も増大する。

流出流量が減少し始める段階では、まだ液相の放出が支配的であり、ある程度液相の流出が減少（クオリティが上昇）してから1次冷却材圧力が低下し始める。

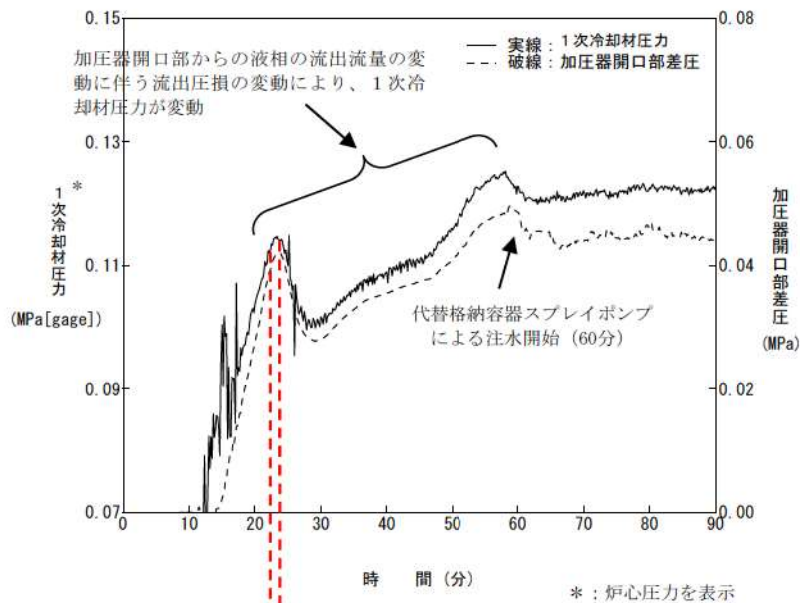


図1 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

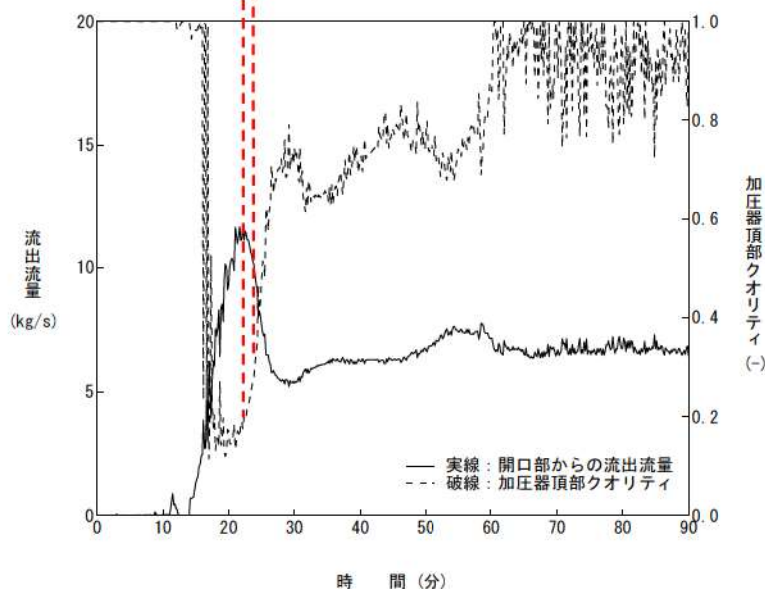


図2 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

② 1次冷却材圧力及び加圧器開口部からの放出流量のピーク値

- ・ 1次冷却材圧力のピーク値が事象後半の方が高い理由
 流出口の密度 (図6) は図3の①時点の方が大きい、流出口の流速 (図4) は図3の②時点の方が大きい。
 加圧器開口部での圧力損失は、以下の式で表され、密度と流速の2乗の積に比例する。

$$\Delta P \propto \frac{\rho v^2}{2} \quad \left(\begin{array}{l} \Delta P : \text{圧力損失} \\ \rho : \text{密度} \\ v : \text{流速} \end{array} \right)$$

上式のように、圧力損失は流速に大きく影響することから、流速の大きい②の方が圧力のピークが大きくなる。

- ・ 加圧器開口部からの流出流量のピーク値が事象前半の方が高い理由
 流出口の流速 (図4) は図5の④時点の方が大きい、図5の③時点の方が流出のクオリティが小さく、質量流量としては③が大きくなる。

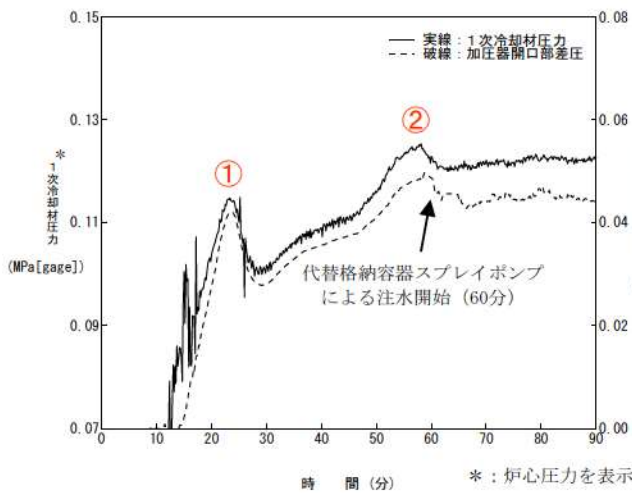


図3 1次冷却材圧力と加圧器開口部差圧の推移

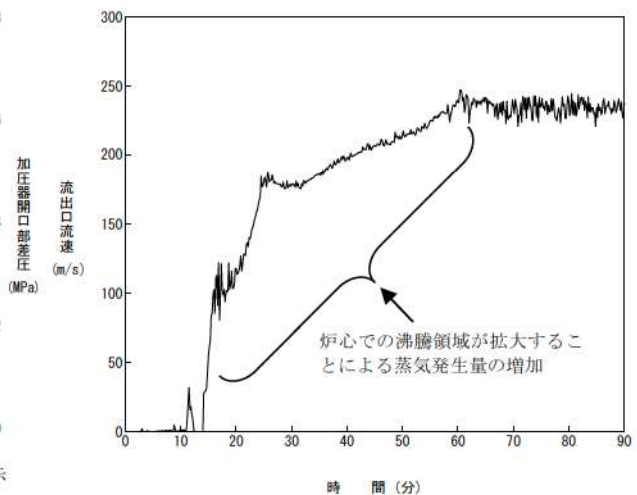


図4 流出口流速の推移

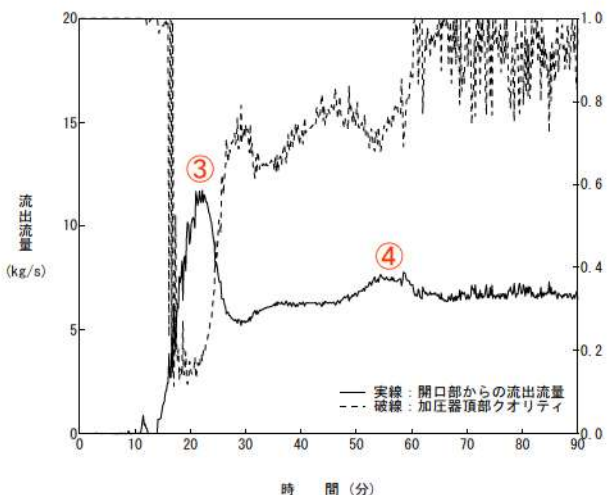


図5 開口部からの流出流量と加圧器頂部クオリティの推移

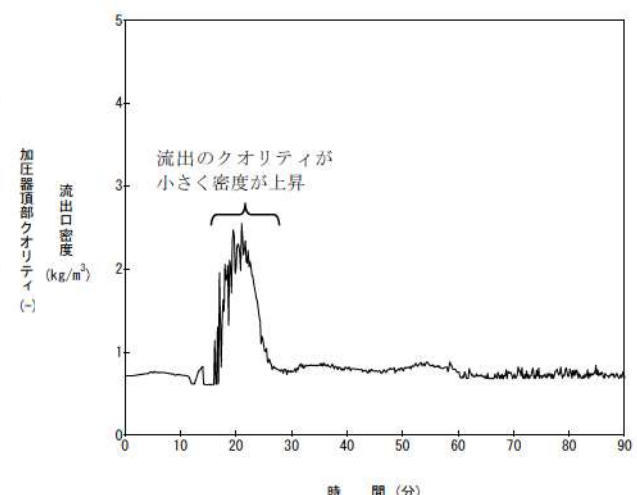


図6 流出口密度の推移

③ 加圧器開口部からの流出流量と加圧器水位の関係

加圧器水位（図7）は、事象初期は炉心での発生蒸気により押し上げられることに伴い水位は上昇するが、高温側配管の水位（図9）がなくなることにより加圧器への流入流量が減少し、流出流量が流入流量を上回る（図8）ため、加圧器水位が減少している。

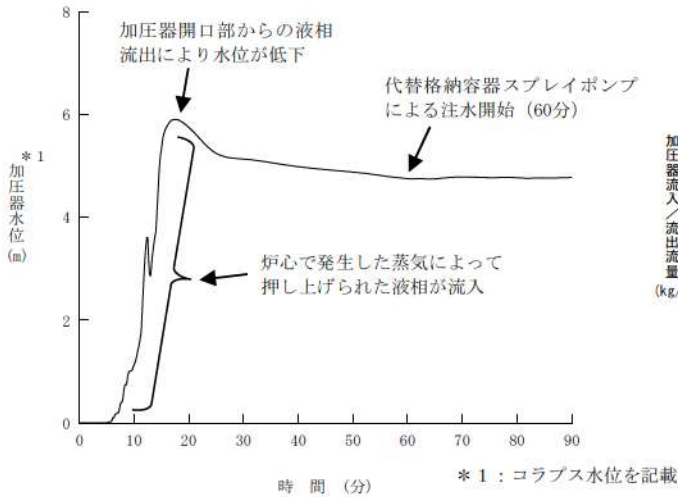


図7 加圧器水位の推移

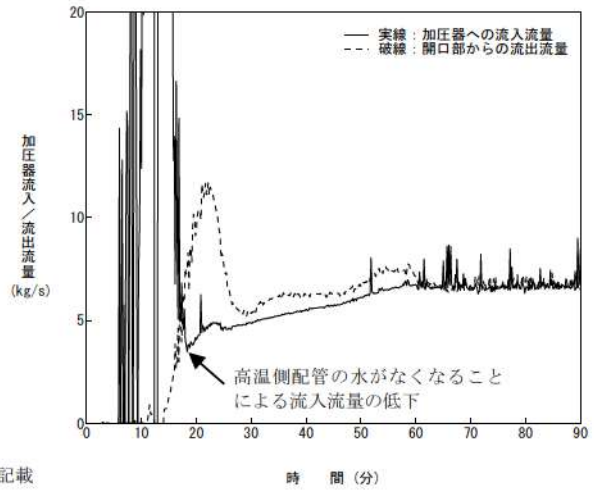


図8 加圧器の流入及び流出流量の推移

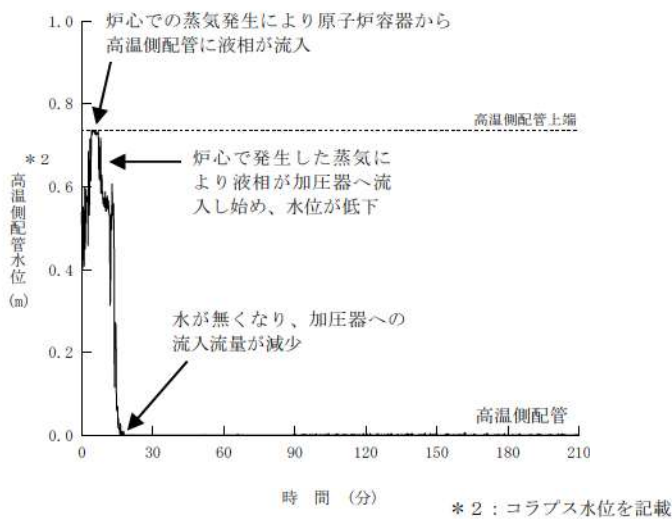


図9 高温側配管水位の推移

ミッドループ運転中の線量率について

「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

運転停止時の有効性評価における運転状態であるミッドループ運転中の重要事故シーケンスのうち、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」は炉心露出しないものの、燃料有効長の高さ近くまで原子炉水位が低下することから、表1の評価条件にて線量率を評価した。

ミッドループ運転中の炉内からの放射線による原子炉容器上部蓋上面及びキャビティオペレーションフロア高さの線量率を表1の評価条件にて評価した。その結果、表2のとおり原子炉容器上部蓋上面、キャビティオペレーションフロア高さにおける線量率はそれぞれ $8.4 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ 、 $2.3 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$ であり、燃料取替時の第IV区分※ ($\leq 0.15 \text{mSv/h}$) を満足している。

また、30分以内に原子炉格納容器から退避できることを訓練等で確認しており、事象確認の10分を含む40分間に作業員が受ける積算線量は、表3に示すとおり事故時の作業員の線量当量限度 100mSv より十分小さい。

さらに事故が発生した場合には、漏えいの生じている原子炉格納容器内に入域することなく、60分以内に代替格納容器スプレイポンプ等により水位の回復を図り、被ばく低減を図ることが可能である。

※：運転停止時のミッドループ運転状態での遮蔽設計区分は、通常運転時の第VI区分 ($> 1 \text{mSv/h}$) ではあるが、放射線の影響が十分低いことを示すため、キャビティ満水状態で実施する燃料取替作業時に適用している燃料取替時の第IV区分 ($\leq 0.15 \text{mSv/h}$) を参照

表1 原子炉水位が燃料有効部上端まで低下した場合の線量率に係る評価条件

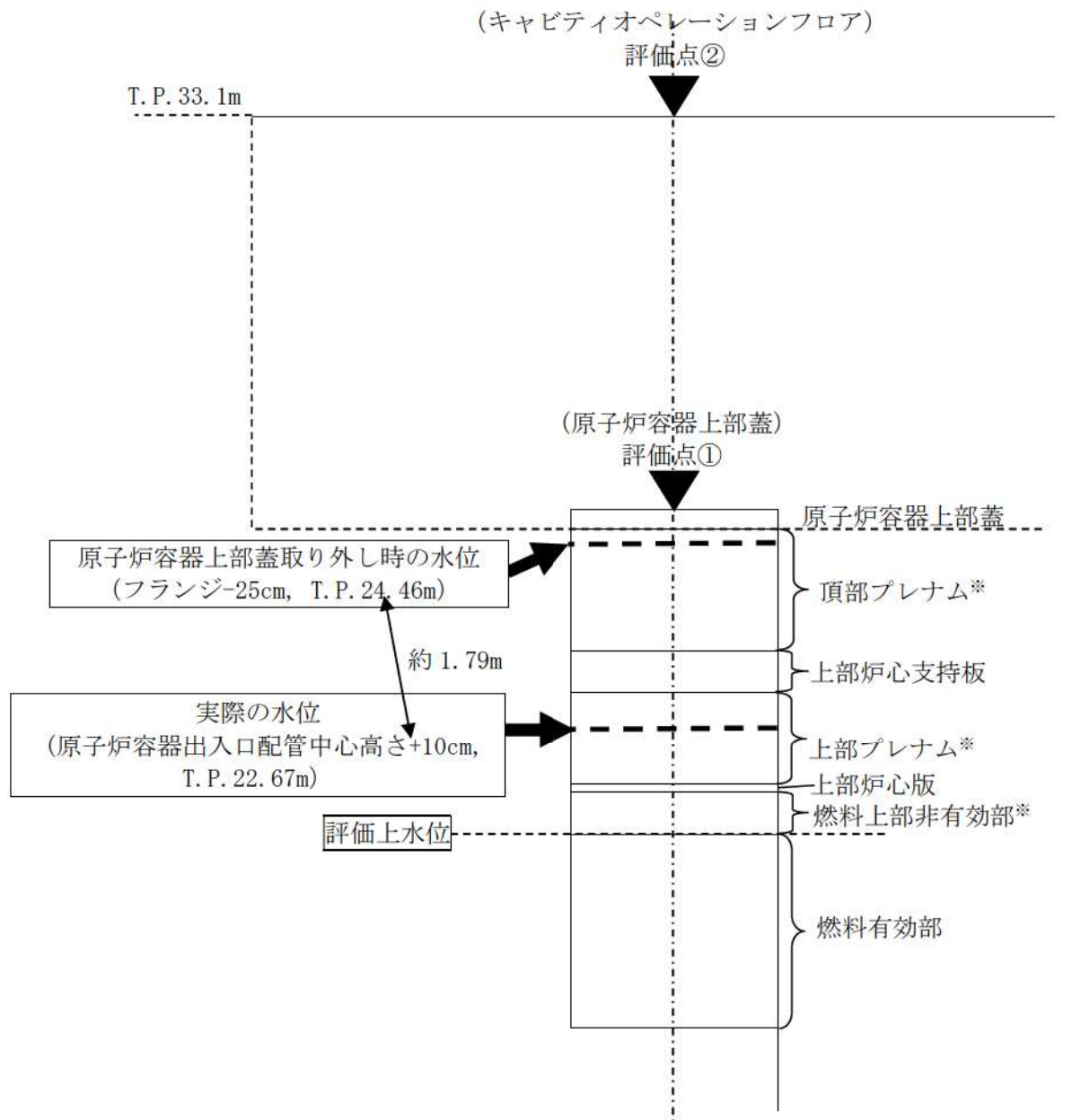
項目	評価条件
運転	運転停止時のミッドループ運転中
評価場所	①原子炉容器上部蓋上面 ②キャビティオペレーションフロア高さ
原子炉水位	燃料有効部上端
原子炉停止後の時間	1日
遮へい計算モデル	図1のとおり

表2 原子炉水位が燃料有効部上端まで低下した場合の線量率 (mSv/h)

評価点	線量率	
	評価値	燃料取替時の 第IV区分
①原子炉容器上部蓋上面	8.4×10^{-2}	0.15
②キャビティオペレーションフロア高さ	2.3×10^{-2}	(15×10^{-2})

表3 作業員被ばく評価 (mSv)

評価項目	積算線量		事故時の作業員の 線量当量限度
外部被ばく	1.14×10^{-1}	計 1.38×10^1	100
内部被ばく	1.36×10^1		



※：保守側に空気としてモデル化

- 実形状に合わせて炉心等価体積を円筒形の体積線源としてモデル化
- 計算コード内では、体積線源の線源領域は微少な点線源の集合体に分割され、各点線源から評価点への線量率の寄与を計算し、それを線源領域で積分し評価点での線量率を算出

図1 遮へい計算モデル図

原子炉容器上部蓋取り外し時の放射線の遮へいについて

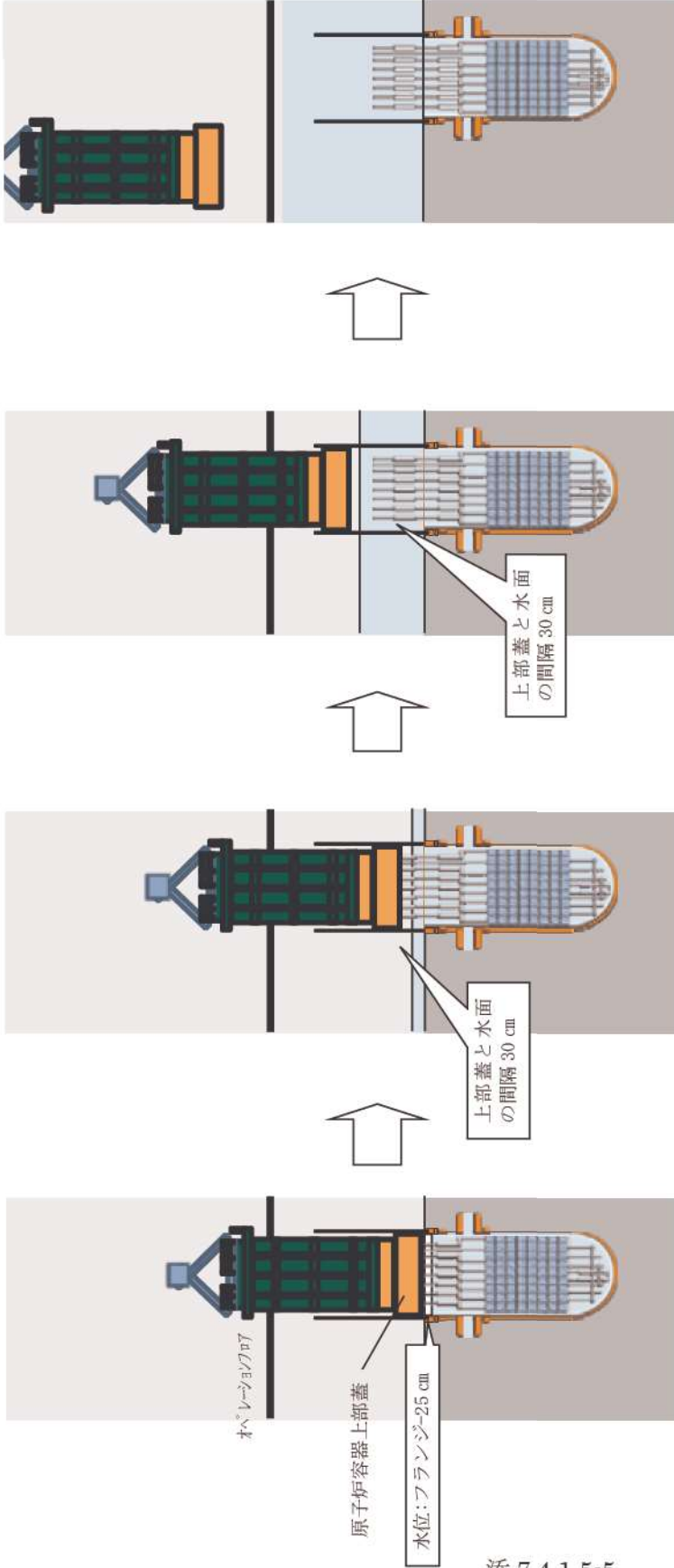
原子炉容器上部蓋の取り外し作業を別図に示す。

同作業は、原子炉容器上部蓋吊り上げ準備として、原子炉容器スタッドボルトを取り外し、水位を原子炉容器出入口配管中心高さ+10cm から原子炉容器フランジ-25 cmまで約 1.8m 上昇させ水遮蔽を十分に確保する。

その後は、燃料取替用水ピットからの水により原子炉キャビティに水を注水しつつ、原子炉容器上部蓋を上部に吊り上げながら取り外すことから、原子炉容器上部蓋を取り外す際は放射線の遮蔽が維持される水位を確保している。

仮に原子炉容器上部蓋を取り外しする際に、崩壊熱除去機能喪失等が発生した場合であっても、以下のことから放射線遮蔽が問題となることはない。

- 原子炉容器上部蓋の取り外し作業時は、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価において有効性を確認した時点よりも、崩壊熱がさらに低下している。
- 炉心上部の広範な区画に水が確保されており、水位の低下が遅い。
- 以下の手順により、水位の回復を図ることが可能。
 - ・崩壊熱除去機能喪失：代替格納容器スプレイポンプによる注水
 - ・全交流動力電源喪失：代替格納容器スプレイポンプによる注水
 - ・原子炉冷却材の流出：充てんポンプによる注水



添 7.4.1.5-5

- (1)原子炉容器上部蓋吊上げ準備
 - ・スタッドボルトを取り外す
 - ・原子炉容器フランジ-25 cmまで水位を上げる
- (2)原子炉容器上部蓋吊上げ
 - ・原子炉キャビティ水張り開始
 - ・水位上昇に従って水面との間隔 30cm を保持しながら、原子炉容器上部蓋吊上げ
- (3) 原子炉容器上部蓋吊上げ
 - ・水位上昇に従って水面との間隔 30cm を保持しながら、原子炉容器上部蓋吊上げ
- (4)原子炉容器上部蓋移動
 - ・原子炉容器上部蓋を仮置き台へ移動

別図 原子炉容器上部蓋の取り外し作業について

運転停止中における「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」における未臨界性について

ミッドループ運転中における炉心は、燃料取替作業時の未臨界性を確保するのに十分な高濃度のほう酸水で満たされている。この初期状態から原子炉冷却材の流出が発生すると、1次冷却材が減少するとともに余熱除去機能が喪失するため、炉心崩壊熱により1次冷却材の温度は上昇して沸騰に至る。

事象の進展に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、反応度変化としては2つの効果が生じることとなる。

- ・冷却材密度の低下による中性子減速効果の減少による負の反応度効果
- ・1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度効果

燃料取替時のほう素濃度（燃料取替用水ピットほう素濃度と同じ濃度）のように、ほう素濃度が高い条件下では、ほう素密度の低下による正の反応度効果が大きくなることで、炉心の反応度は正側に移行する可能性がある。さらに冷却材密度が低下すると、炉心内のほう素の存在量自体の低下と中性子エネルギースペクトルの高エネルギー側へのシフトによるほう素価値の低下により、冷却材密度低下の影響は、中性子減速効果の低下に伴う負の反応度効果が支配的となる。このように、一時的に反応度は正側に移行する場合もあるが、ほう素濃度が高い条件下では深い未臨界状態を確保していることから、炉心の未臨界性が問題となることはないと考えられる。

泊3号炉のウラン平衡炉心において、事象進展により冷却材密度が低下した場合の炉心反応度評価条件及び評価結果を表1に示す。泊3号炉では、事象発生前の初期状態の炉心は、濃度 3,200ppm 以上のほう酸水で満たされていることから、取替炉心の燃料装荷パターンの違いによるばらつき及び計算の不確定性を考慮しても炉心反応度は約 $-8.2\% \Delta k/k$ となる。この状態から、図1及び図3に示しているように、事象の進展に伴い平均炉心冷却材密度が 0.5g/cm^3 まで低下したとしても、表1に示す通り、事象進展後、炉心反応度が最も大きくなるのは、冷却材密度が約 0.75g/cm^3 のときに、約 $-7.1\% \Delta k/k$ （実効増倍率は約 0.93）であり、計算の不確定性を考慮しても十分な未臨界度が確保されている。冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化は図5に示す通りである。なお、事象進展中の炉心上端ボイド率の変化を図2及び図4に示す。

このように、燃料取替用水ピットのような濃度の高いほう酸水の雰囲気を確保することにより、炉心の未臨界性が問題となることはない。

表1 炉心反応度評価条件及び評価結果

項目		条件	設定の考え方
核定数計算	計算コード	GALAXY	冷却材密度が大きく低下する場合においても適用可能な、集合体計算コード（2次元非均質輸送計算コード）GALAXYを使用。
	燃料集合体諸元	燃料幾何形状 燃料組成情報	泊3号炉のウラン燃料装荷炉心で使用する17×17型4.8wt%通常ウラン燃料及びGd入り燃料を設定。
	運転条件	炉心熱出力 冷却材温度	基準計算では泊3号炉の炉心熱出力及び冷却材温度を設定。 核定数テーブル作成用の計算では燃料温度、冷却材密度、ほう素濃度に対して、反応度変化量の算出条件を包絡している。
炉心計算	計算コード	COSMO-S	冷却材密度が大きく低下する場合においても適用可能な炉心計算コード（3次元少数群拡散コード）COSMO-Sを使用。
	解析モデル体系	3次元炉心モデル	実機炉心を取り扱うため3次元炉心モデルを設定
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心	泊3号炉ウラン燃料装荷平衡炉心を設定
	ほう素濃度	3,200ppm	ボイド発生により冷却材の液相部にほう酸が残るため、ほう素濃度は高くなるが、ここでは保守的な評価を行うためほう素濃度を一定（3,200ppm）として設定。
	冷却材温度	20℃（事象初期） 100℃（事象進展中）	事象初期は低温停止状態、事象進展中は沸騰条件として設定。
	冷却材密度	1.0~0.5 g/cm ³	図1（崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失）及び図3（原子炉冷却材の流出）の平均炉心冷却材密度変化を包絡するよう設定（炉心上端ボイド率については図2及び図4を参照）。
	初期炉心反応度	約-8.2% Δk/k	原子炉停止中のほう素濃度管理値3200ppmをもとに、取替炉心における燃料装荷パターンのばらつき及び計算の不確定性を考慮し保守的に浅い未臨界状態となるように算出。（表2参照）

項目		結果	備考
評価結果	反応度変化量 最大値 (図5参照)	約1.1% Δk/k	平均冷却材密度が約0.75g/cm ³ において、反応度変化量が最大となる。 (計算の不確定性は±1% Δk/k) (図8及び図9参照)
	事象進展後 炉心反応度	約-7.1% Δk/k ^{※1}	

※1：事象進展中に最大の炉心反応度となる時点における実効増倍率は約0.93である。

$$k_{\text{eff}} = 1 / (1 - \rho) = 1 / (1 - (-0.071)) \approx 0.934$$

○初期状態における炉心反応度について

事象初期の状態(平均炉心冷却材密度が $1.0\text{g}/\text{cm}^3$)における炉心反応度は、原子炉停止中のほう素濃度管理値 $3,200\text{ppm}$ をもとに、取替炉心における燃料装荷パターンのばらつき分及び計算の不確定性を考慮し、保守的に浅い未臨界状態となるように算出した。

具体的には、設置許可申請書に記載されている平衡炉心の燃料取替時に必要最小限要求される未臨界度 (k_{eff} (実効増倍率) = 0.95) を満たすほう素濃度に、取替炉心ごとの燃料装荷パターンの違いによるばらつき分と計算の不確定性を足し合わせたほう素濃度 $2,700\text{ppm}$ (ウラン炉心 : $2,400\text{ppm}$) と、燃料取替停止時ほう素濃度管理値 $3,200\text{ppm}$ とのほう素濃度差に、ほう素価値を掛けて算出している。(表 2)

表 2 に示すとおり、評価にあたっては、事象進展中の未臨界度がより厳しくなるように、ウラン炉心の初期未臨界度に比べ浅くなる MOX 炉心の初期未臨界度を用いることとした。

表 2 初期状態における炉心反応度の算出の内訳

項目		設定の考え方	
評価条件	①燃料取替停止時に要求されるほう素濃度 ($k_{\text{eff}}=0.95$)	$2,700\text{ppm}$ ($2,400\text{ppm}$)	設置許可申請書の平衡炉心に対し、燃料装荷パターンの違いによるばらつき分 (300ppm)、計算の不確定性 (100ppm) を考慮したほう素濃度として設定
	②燃料取替時ほう素濃度管理値	$3,200\text{ppm}$ ($3,200\text{ppm}$)	燃料取替停止時ほう素濃度管理値
	③ほう素価値	$-5.9 \times 10^{-3}\% \Delta k/k/\text{ppm}$ ($-7.1 \times 10^{-3}\% \Delta k/k/\text{ppm}$)	燃料取替停止時ほう素濃度管理値における設置許可申請書の MOX 平衡炉心のほう素価値
評価結果	④初期状態の炉心反応度	約 $-8.2\% \Delta k/k$ (約 $-10.9\% \Delta k/k$)	$k_{\text{eff}}=0.95$ における負の反応度 (①) + ほう素濃度差による負の反応度 ((②-①) \times ③)

※上段は MOX 炉心の値、括弧内はウラン炉心の値

【MOX 炉心の初期状態の炉心反応度の導出】

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

【ウラン炉心の初期状態の炉心反応度の導出】

$$\begin{aligned} \text{約 } -10.9\% \Delta k/k &= (10^2 \times (0.95 - 1.00) / 0.95) + ((3200 - 2400) \times (-7.1 \times 10^{-3})) \\ &= (-5.26\% \Delta k/k) + (-5.68\% \Delta k/k) \end{aligned}$$

○事象進展に伴う反応度変化について

事象の進展に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、炉心の反応度変化としては2つの効果が生じることになり、これら2つの効果が相まって、炉心全体の反応度変化が現れる。

①冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度効果

②1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度効果

本事象進展に伴う反応度変化量の評価においては、②のほう素密度低下による正の反応度効果が大きくなるように、MOX装荷炉心に比べてほう素価値の大きい泊3号炉のウラン（燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tの高燃焼度ウラン燃料）平衡炉心を評価対象とした。また、ほう素濃度は、事象進展中のボイド発生により1次冷却材の液相部のほう酸が濃縮される効果を保守的に無視することとし、燃料取替停止時ほう素濃度管理値（3,200ppm）で一定とした。このような炉心モデルに基づき、冷却材密度が1.0～0.5g/cm³まで低下した場合の反応度変化量を評価したものである。

事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化する。ほう素価値は、装荷燃料仕様、ほう素濃度等に依存するが、取替炉心では、評価に用いたウラン平衡炉心と同じ高燃焼度ウラン燃料又はMOX燃料を装荷すること、実際の燃料取替停止時ほう素濃度を管理値（3,200ppm）以上で管理していること等から、ウラン燃料平衡炉心と同程度又は小さくなる傾向となる。このため、取替炉心毎のほう素価値は、ウラン平衡炉心の値に比べて同程度又は小さくなる傾向となり、事象進展に伴うほう素密度の低下による正の反応度変化量もウラン平衡炉心と同程度又は小さくなる。従って、取替炉心を考慮した場合でも、初期状態における炉心反応度に考慮した保守性と相まって未臨界を確保できる。

また、計算の不確定性（±1%Δk/k）を考慮しても、初期状態において炉心は大きな負の反応度（約-8.2%Δk/k）を有しているため、十分な未臨界度が確保されている。

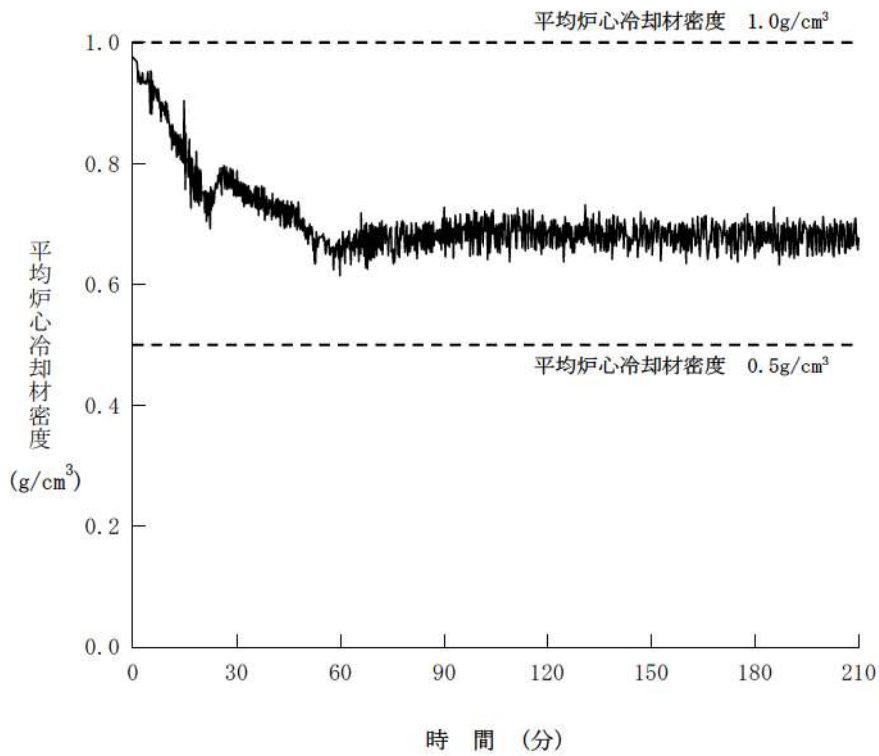


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の平均炉心冷却材密度の推移

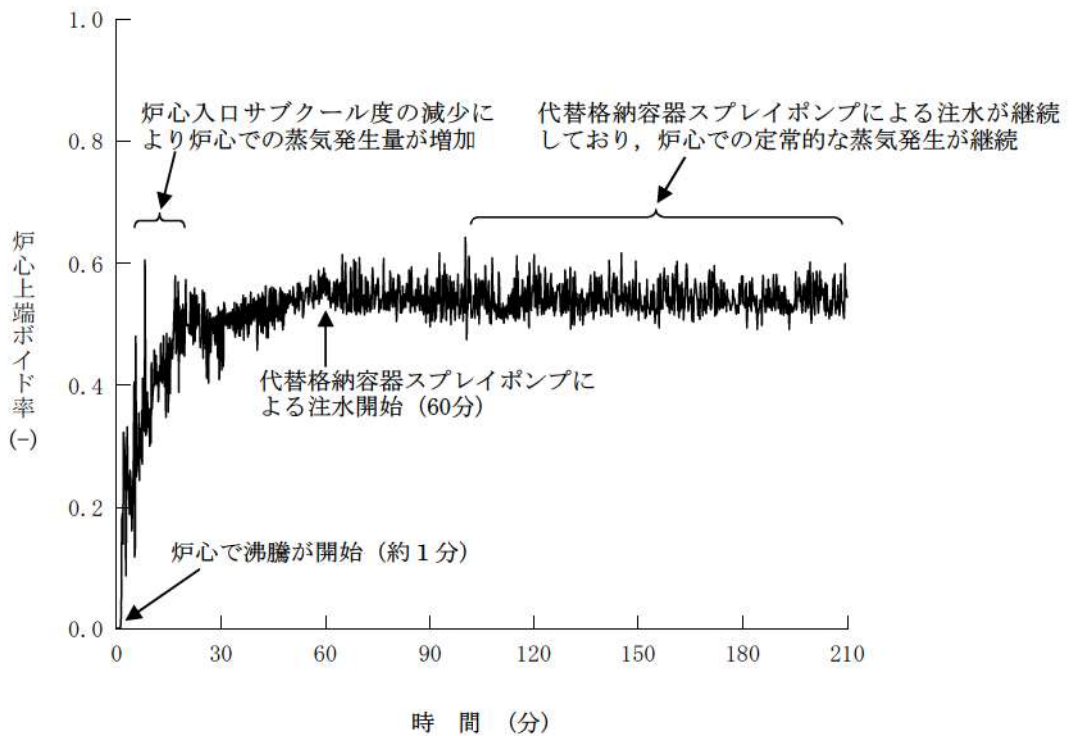


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の炉心上端ボイド率の推移

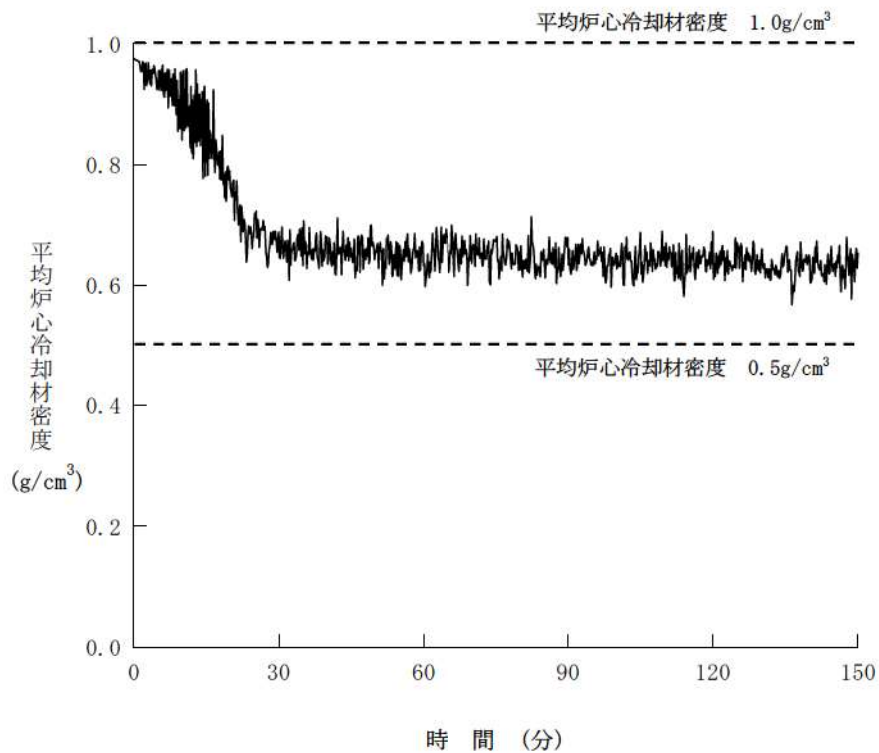


図3 原子炉冷却材の流出時の平均炉心冷却材密度の推移

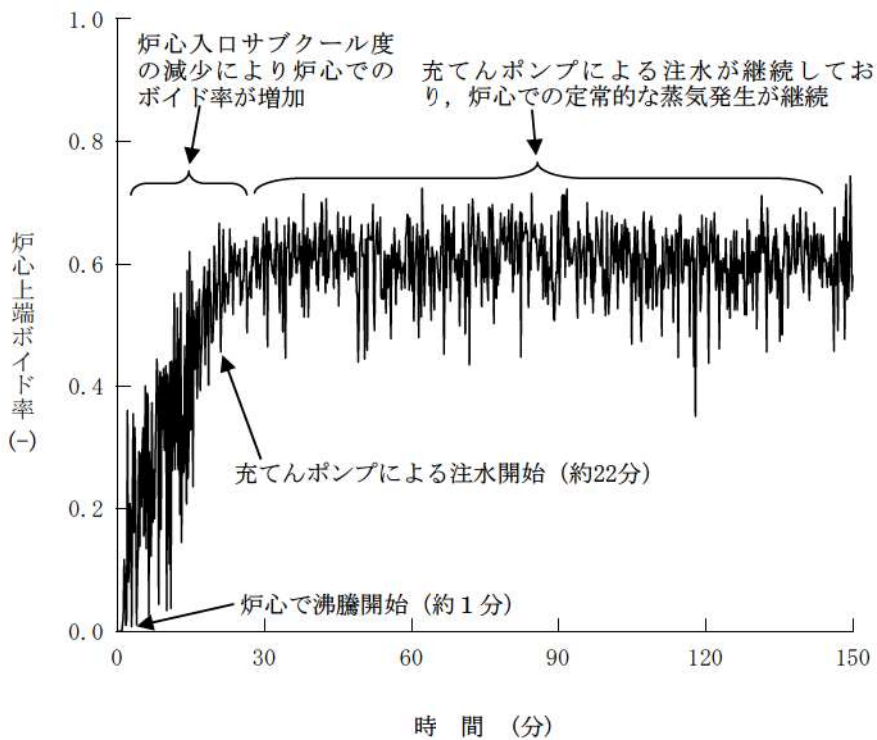


図4 原子炉冷却材の流出時の炉心上端ボイド率の推移

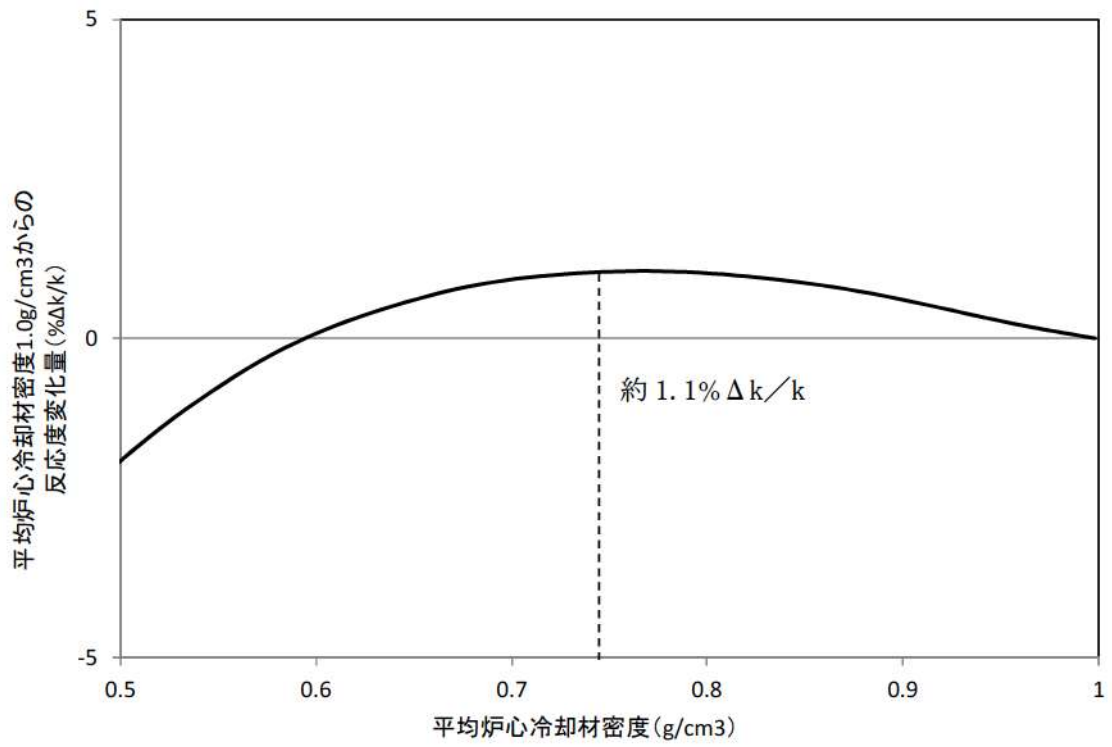


図5 冷却材密度を変化させた場合の反応度変化量

○評価においてウラン炉心を用いた理由について

冷却材密度の低下時には、水密度が低下すると共に、ほう素密度も低下する。ほう素密度の低下による正の反応度効果は、MOX炉心とウラン炉心の違いにより反応度効果に違いが生じる。

MOX炉心の場合、熱中性子の強吸収核種であるPu等のアクチニドを多く含むため、中性子のエネルギースペクトルが硬くなる。このため、ほう素値の絶対値が小さくなり、ほう素密度減少による正の反応度変化が小さくなる。

一方、ウラン炉心では、MOX炉心と比較して中性子のエネルギースペクトルが軟らかいことから、ほう素値の絶対値は大きくなり、ほう素密度減少による正の反応度変化も大きくなる。

図6に示すとおり、評価にあたっては減速材密度低下に伴う正の反応度添加量が大きい方が厳しい結果を与えるため、MOX炉心ではなくウラン炉心を用いて評価した。

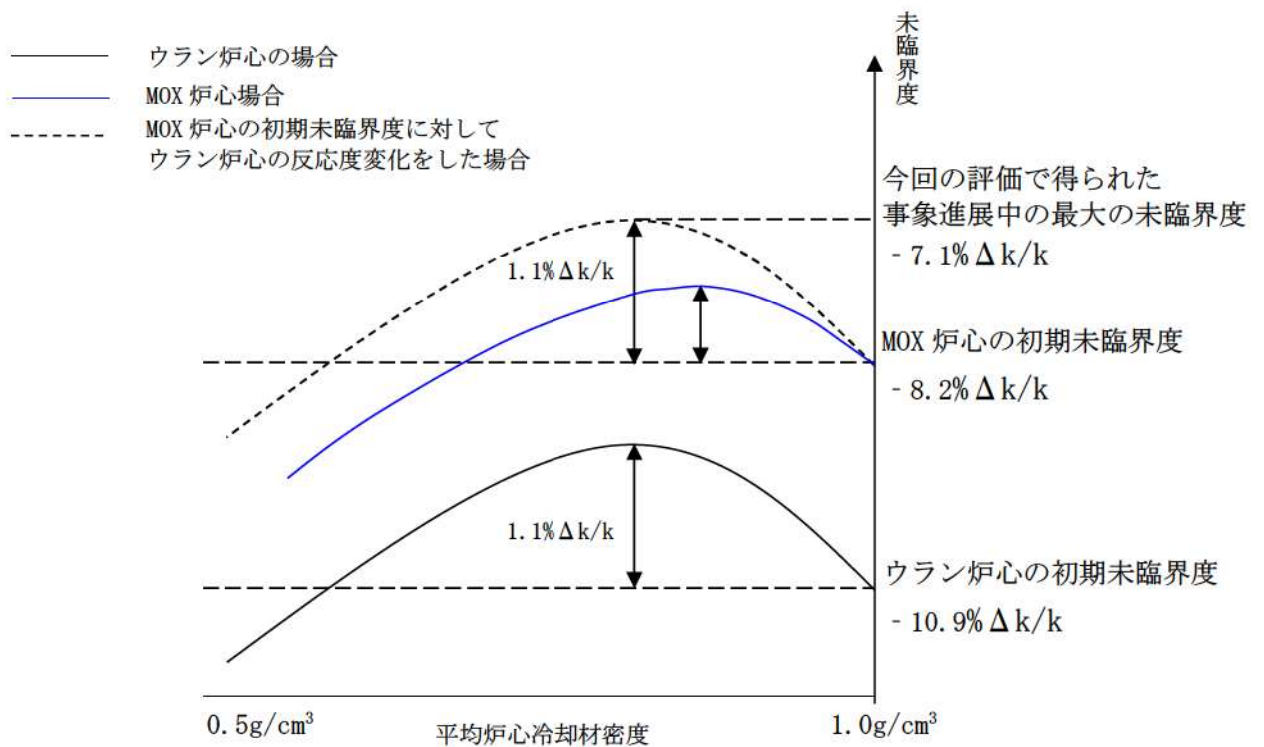


図6 ウラン炉心を利用した際の保守性についての概要図

○GalaxyCosmo-Sコードにおける計算の不確定性について

事象進展後の反応度変化量の計算には、冷却材密度が大きく低下する場合においても適用が可能な、GalaxyCosmo-Sコードを使用している。本コードは、ATWS事象解析に適用されているSPARKLE-2コードの要素コードである3次元炉心動特性計算コードCOSMO-Kの静特性版であり、事象進展に伴う反応度変化の計算に使用する3次元炉心静特性コードCOSMO-SとCOSMO-Kの静特性版の計算モデルは完全に同一である。(図7)

冷却材密度が低下した範囲における検証として、ウラン燃料集合体及びGd入り燃料集合体において、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVPと集合体計算コードGALAXYによる無限増倍率の比較を実施した。結果をそれぞれ図8、図9に示す。これらの結果より、冷却材密度が $0.8\text{g}/\text{cm}^3 \sim 0.4\text{g}/\text{cm}^3$ の範囲において、いずれのほう素濃度であってもMVPとGALAXYの差異の傾向的な拡大は確認されない。また、冷却材密度 $0.7\text{g}/\text{cm}^3$ 近傍は、実機炉心の運転範囲であり、実機炉心における運転実績から、この範囲でのGalaxyCosmo-Sコードの妥当性は確認済みであり、計算の不確定性は臨界ほう素濃度で $\pm 50\text{ppm}$ (約 $\pm 0.5\% \Delta k/k$)である。

以上から、GalaxyCosmo-Sコードは、冷却材密度低下時においても通常運転範囲から誤差が拡大することなく適用可能であり、計算の不確定性は通常運転範囲と同程度(約 $\pm 0.5\% \Delta k/k$)と考えるが、本解析範囲では実証データが少ないことから、通常運転範囲の2倍程度($\pm 1\% \Delta k/k$)を見込めば十分と考える。

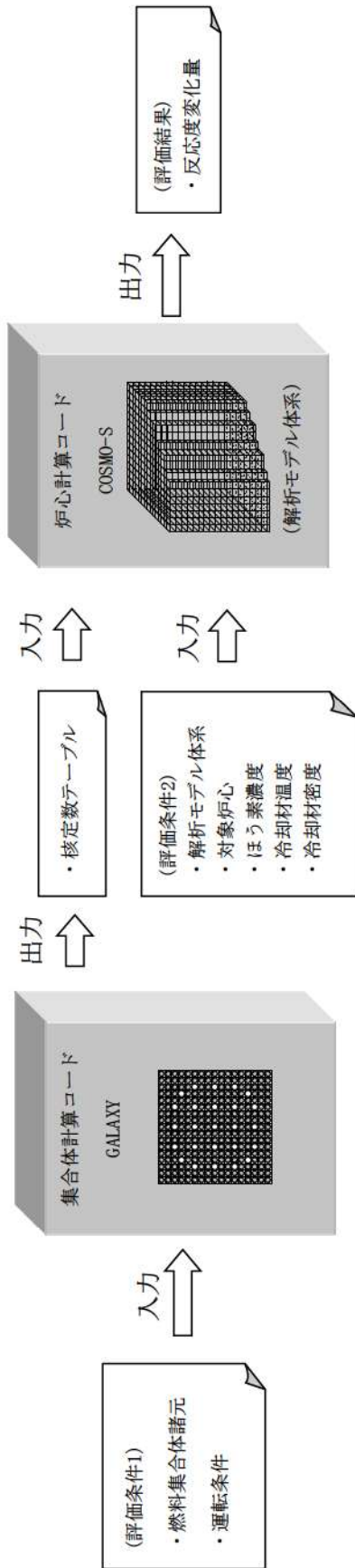


図7 GalaxyCosmo-Sの入出力

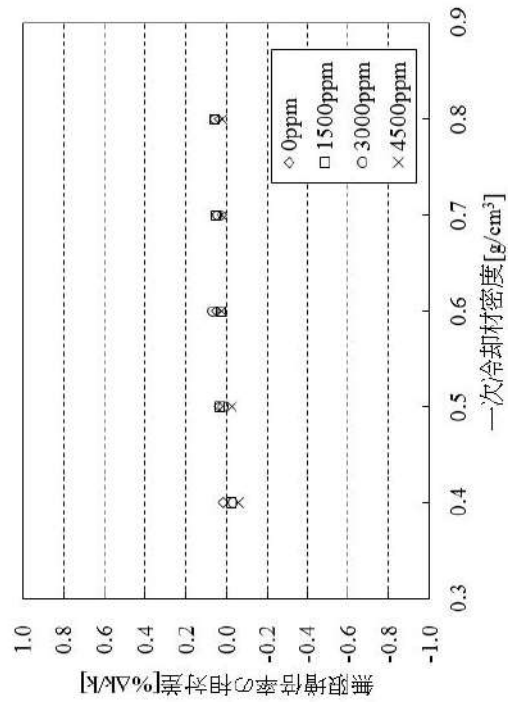


図8 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (ウラン燃料)

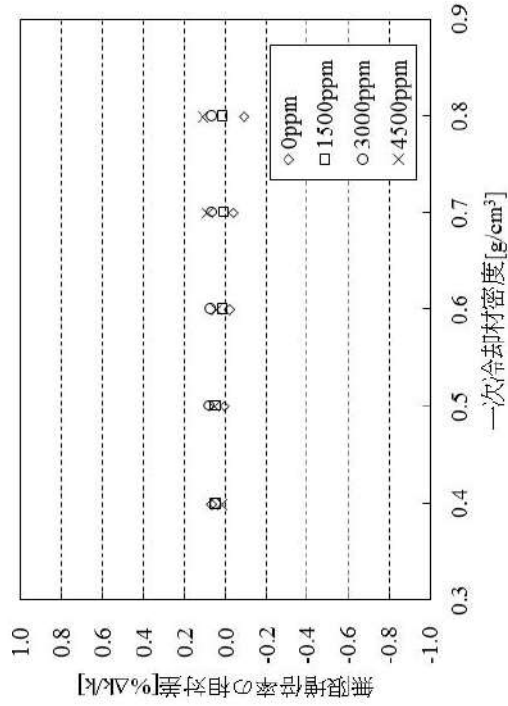


図9 冷却材密度変化に伴う無限増倍率の差異 (Gd入り燃料)

格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について
(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)

格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間を次ページの想定に基づき求めた。(図1、図2参照)

計算式： $60[\text{min}]/60[\text{min/h}] + (1,250[\text{m}^3] - 19[\text{m}^3]) / 29[\text{m}^3/\text{h}] = \text{約 } 43 \text{ 時間}$

この時間に対し、崩壊熱除去機能喪失時における格納容器スプレイポンプによる代替再循環の準備については再循環切替水位到達後速やかに実施することで対応が可能なこと、全交流動力電源喪失時における高圧代替再循環に移行するための可搬型大型送水ポンプ車等の準備時間は約11時間であることから、運転操作に対する時間余裕の観点で問題はないと考える。

以上

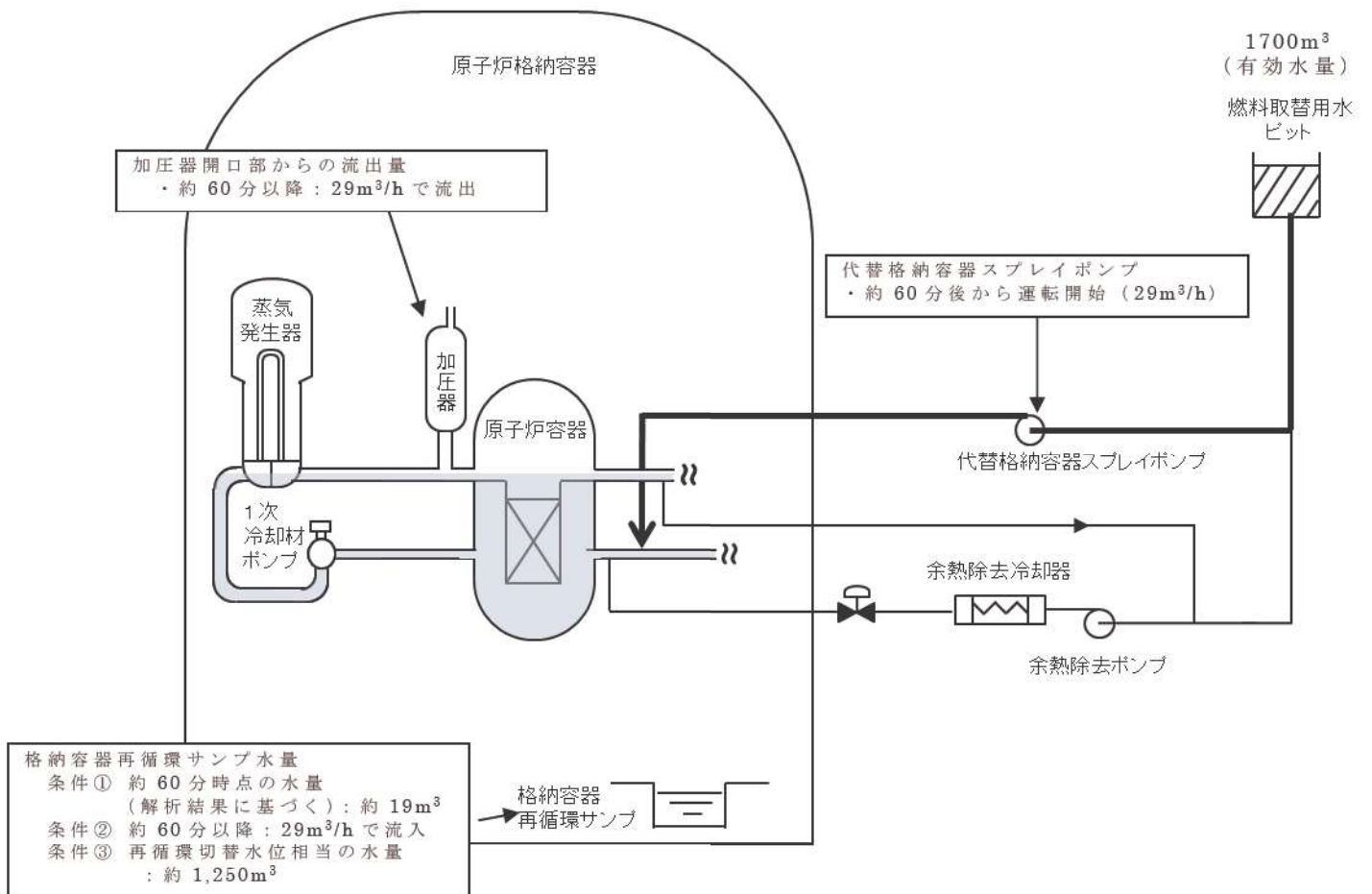


図 1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定
(ミッドループ運転中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失)

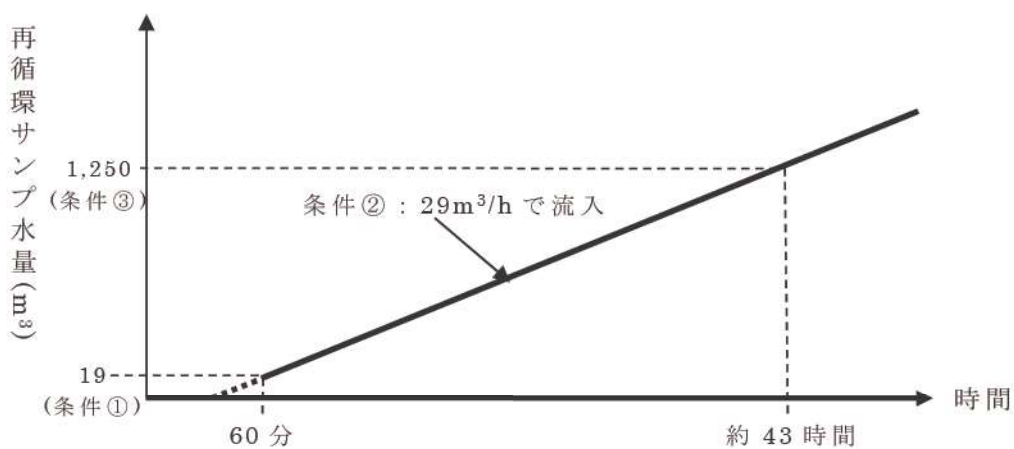


図 2 時間評価結果

安定状態について

崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：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炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、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、安定停止状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】**原子炉安定停止状態の確立について**

1次冷却系保有水量は第7.4.1.9図の解析結果より、事象発生の約100分後に安定している。1次冷却材温度は第7.4.1.11図の解析結果より、事象発生の約120分後に安定状態に至る。また、第7.4.1.12図の解析結果より、燃料被覆管温度も若干変動するものの初期温度から有意な上昇はなく安定していることから、事象発生約120分後を原子炉安定状態とした。

その後、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え炉心注水を開始することで、原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、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原子炉安定停止状態を維持できる。

また、代替再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで、安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。

運転停止中における原子炉格納容器の健全性について

1. はじめに

運転停止中の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」では、それぞれの要因で余熱除去機能が喪失することを想定しており、1次冷却材が沸騰するとともに加圧器安全弁等の1次冷却系開口部から蒸気が放出されることで原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

よって、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制するため、重大事故等対策として高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備することとしており、その有効性について確認する。

2. 確認方法

重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」において、格納容器内圧解析コードCOCOにより確認している原子炉格納容器圧力及び温度並びに原子炉格納容器内放出エネルギー量の結果と、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」における原子炉格納容器内放出エネルギー量を比較することで、運転停止中における原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を評価する。

具体的には以下のとおりである。

- ① 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の結果から、原子炉格納容器内温度110℃到達時点、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する時点それぞれの原子炉格納容器内放出エネルギー積算値を確認する。
- ② 「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の解析結果から、原子炉格納容器内放出エネルギー積算値が、①で確認した値に到達するまでの時間を確認することで、それぞれの事故シーケンスで原子炉格納容器内温度110℃到達及び最高使用圧力到達時間を確認する。なお、放出エネルギー量の積算値については、保守的に事象発生5時間以降は一定の割合で放出されるものとした。

(図1、図2)

3. 確認結果

「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の解析結果から、原子炉格納容器内温度110℃到達時点、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原

子炉格納容器内放出エネルギー量を確認した結果は表 1 に示すとおりである。
(①に相当)

また、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の解析結果から、①で確認した放出エネルギー量に到達する時間を確認することで、運転停止中の各事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内温度110℃到達、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達する時間を評価した結果は図 1 及び表 2 に示すとおりであり、原子炉格納容器内温度110℃到達するまでの時間又は原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達するまでの時間に対して、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は事象発生後の24時間後までに対応可能な対策であり、十分な余裕があることから、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」に対しても有効な対策である。

表 1 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故における
原子炉格納容器内放出エネルギー量

重要事故シーケンス	原子炉格納容器内温度が110°Cに到達するまでのエネルギー積算量	原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達するまでのエネルギー積算量
外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	約 2.6×10^9 kJ	約 4.3×10^9 kJ

表 2 運転停止中の原子炉格納容器圧力及び温度評価結果

重要事故シーケンス	原子炉格納容器内温度110°C到達時刻 (約 2.6×10^9 kJ 相当)	原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時刻 (約 4.3×10^9 kJ 相当)
崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失	約 40 時間後	約 66 時間後
原子炉冷却材の流出	約 290 時間後	約 480 時間後

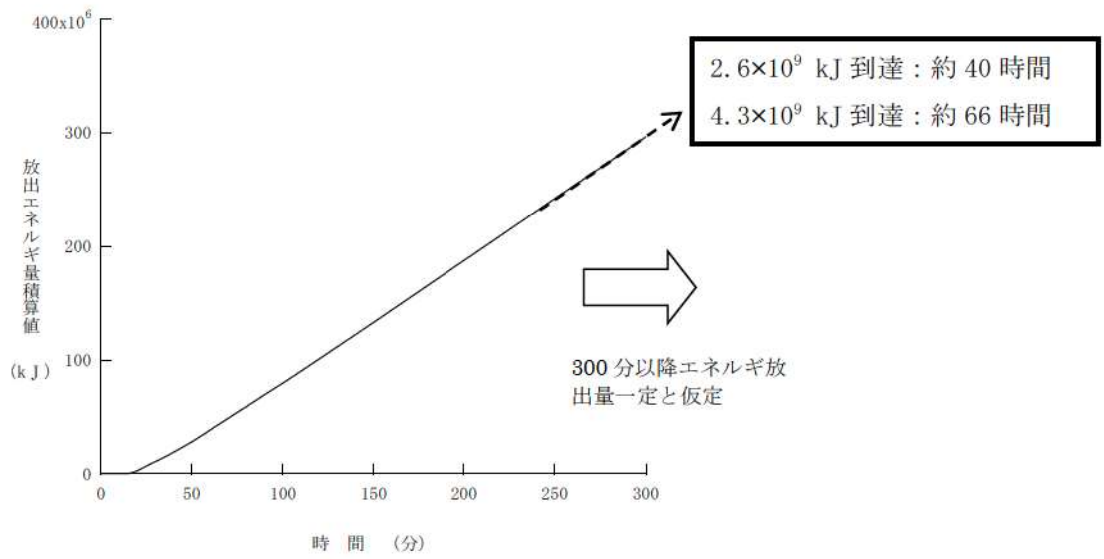


図 1 「余熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

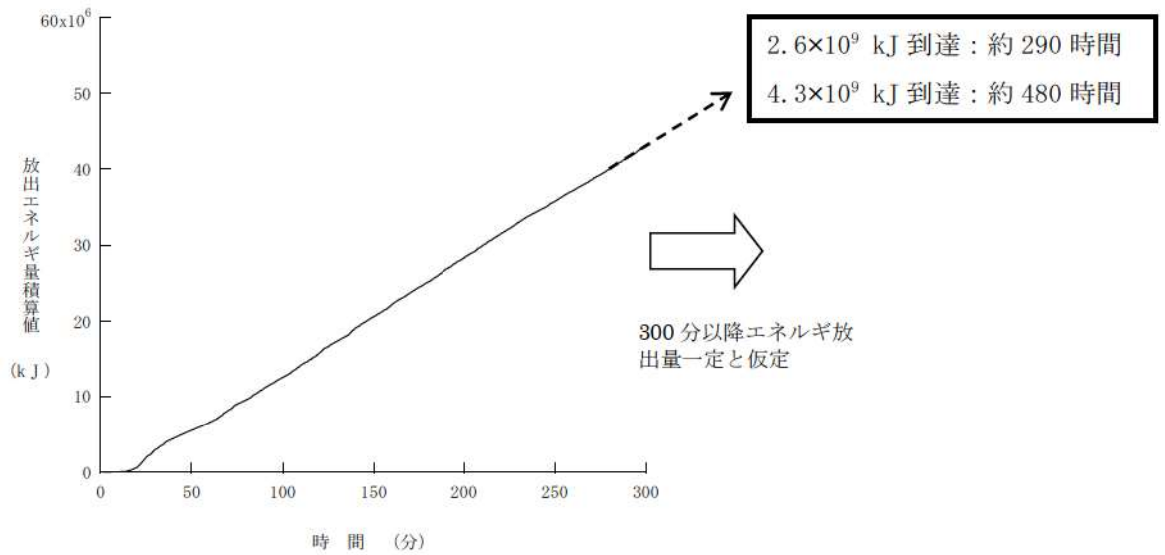


図 2 「原子炉冷却材の流出」の原子炉格納容器内への放出エネルギー積算値

蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について

運転停止中の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」では、蒸気発生器の冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルの内面シール型ノズル蓋（以下「蒸気発生器出入口ノズル蓋」という。）を設置していないものとして有効性評価を行っている。しかしながら、実際のミッドループ運転時には、蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置する状況も考えられるため、設置した場合の評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。

蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置する場合、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」時には、炉心崩壊熱による発生蒸気は蒸気発生器へ流入しないことから、設置しない場合と比べて1次冷却系の開口部からの流出流量は大きくなる。しかし、現状の評価である蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置しない場合においても、図1に示すとおり蒸気発生器への流入は流量の数%程度であり、1次冷却系の開口部からの流出が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、「原子炉冷却材の流出」時には、同様に設置しない場合と比べて1次冷却系開口部及び流出口からの流出流量は大きくなるが、現状の評価である蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置しない場合においても、図2に示すとおり蒸気発生器への流入は発生蒸気流量の数%程度であり、1次冷却系の開口部及び流出口からの流出が支配的となるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

さらに、蒸気発生器出入口ノズル蓋はミッドループ水位到達後からある程度時間が経過したところで設置するため、現状の評価で想定している崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに与える影響はさらに小さくなる方向となる。

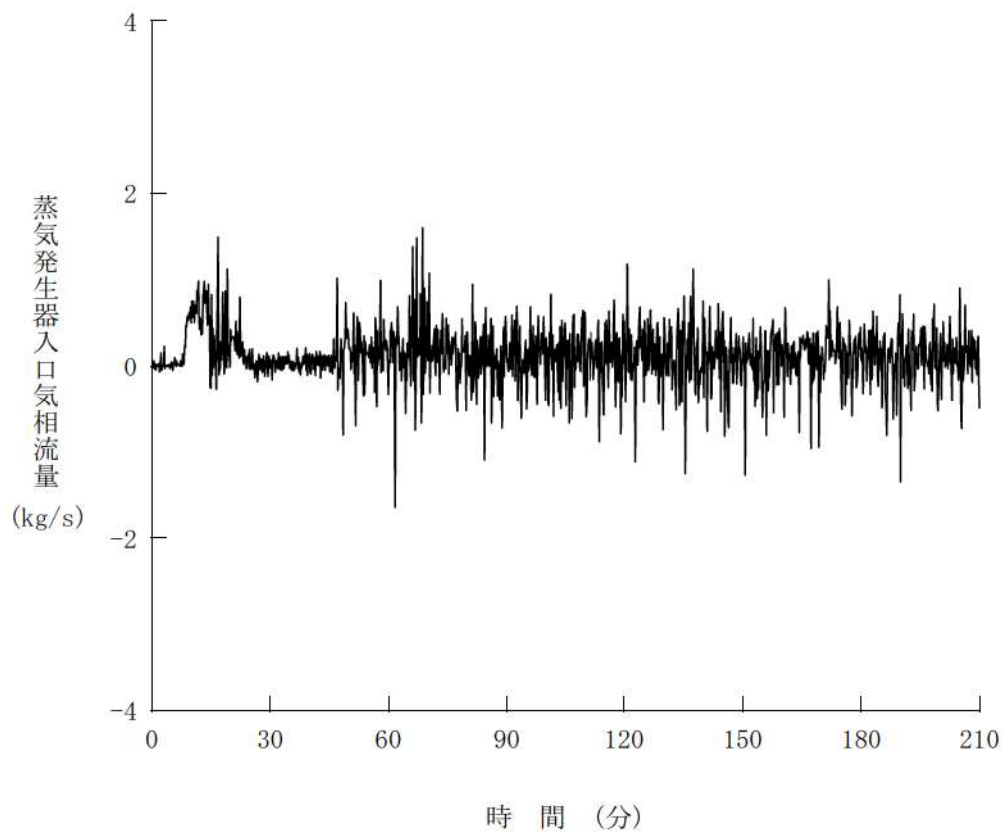


図1 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の蒸気発生器入口気相流量の推移

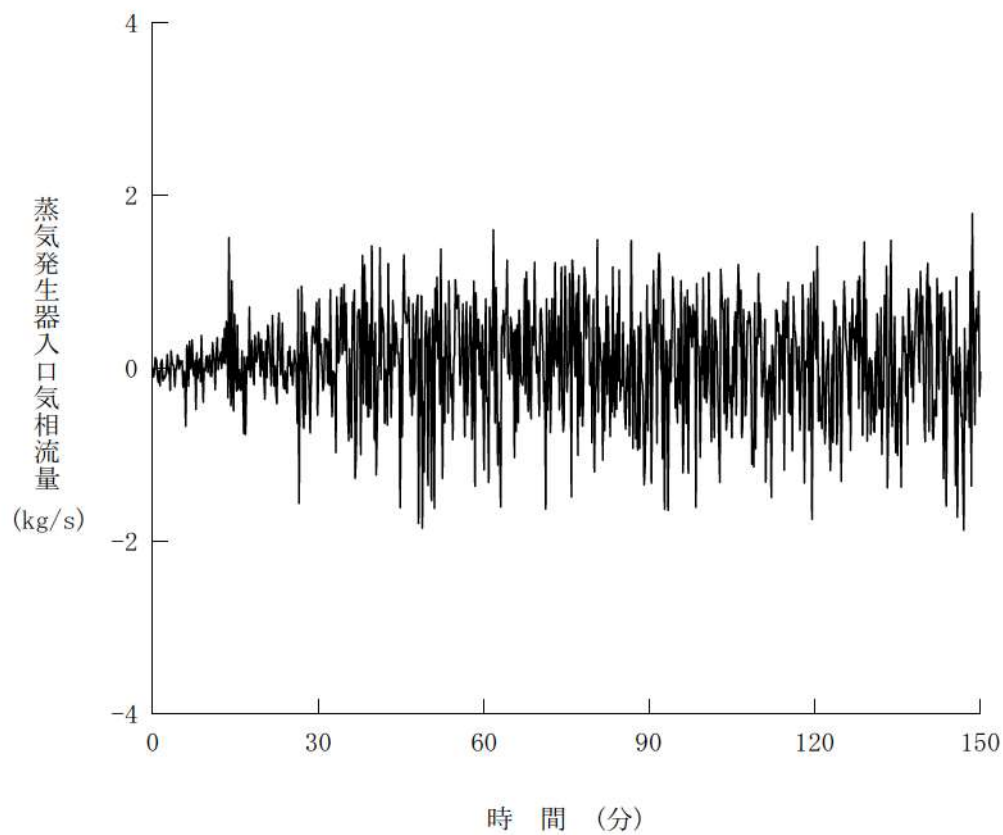


図2 原子炉冷却材の流出時の蒸気発生器入口気相流量の推移

キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について

1. キャビティ満水状態における事象進展について

キャビティ満水状態とは、ミッドループ運転後に燃料取替用水ピット水をキャビティ側に移行させた後、1系統の余熱除去系によって崩壊熱除去を行っている状態である。

キャビティ満水状態の1次冷却系保有水量は、遮蔽設計における設計基準線量率に相当する水位^{※1}（炉心上端より約4m以上に相当）よりも上部に約1,000m³確保されており、「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」が発生した場合は、事象発生後約7.5時間で沸騰を開始し、約15m³/時間の速度で蒸発が進み、約63時間で遮蔽設計基準値に相当する水位まで低下する。

また、「原子炉冷却材の流出」が発生した場合は、有効性評価における想定と同様に燃料取替用水ピット戻り配管からの流出が継続とした場合、約2時間で同水位まで低下するが、原子炉キャビティ水位の低下及び燃料取替用水ピット水位の上昇により流出を早期に検知し、漏えい箇所の特定制及び隔離等により流出停止の措置を講じることが可能である。

また、燃料取替用水ピット戻り配管以外からの流出を想定した場合においても、サンプル水位の上昇、ピット水位の上昇等により流出を早期に検知し、同様の措置を講じることが可能である。

※1 使用済燃料ピットの燃料損傷防止に係る有効性評価においては、事象発生後にピット近傍で注水等の対応操作に当たる要員の過度の被ばくを防止するため、使用済燃料ピット中央表面の線量率が、燃料取替時の燃料取替建屋内の遮蔽設計基準値(第IV区分:0.15mSv/h未滿)となるように遮蔽水位を設定して評価をしている。一方、キャビティ満水状態における想定事象発生時には原子炉格納容器内での対応操作は必要とならないが、同様の水位を必要遮蔽厚として設定した。

2. 運転停止時における有効性評価上の要求事項について

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下、審査ガイドという）の要求事項に対して、ミッドループ運転状態及びキャビティ満水状態における評価項目を表1に示す。

下表のとおりキャビティ満水状態においては、遮蔽設計基準値に相当する水位に対する確認が必要であり、次項にその結果を示す。

表1 ミッドループ運転状態及びキャビティ満水状態における評価項目について

		ミッドループ運転	キャビティ満水 (モード外を除く)
プラント 状態	原子炉容器 開口状態	上蓋あり	上蓋なし
	純水ライン	隔離	隔離
審査ガイド の要求事項	(a)燃料冠水	確認が必要	燃料露出より前に遮蔽必要 厚さに到達するため、(b) で評価する。
	(b)遮蔽厚	原子炉容器上蓋が閉止され ている状態であることから 問題ない。 ^{※2}	確認が必要
	(c)未臨界	純水による希釈は発生しな い。また、炉心で沸騰が生 じたとしても反応度への影 響は軽微であり、未臨界を 維持していることを確認し ている。	同左

※2 ミッドループ運転状態における炉心からの放射線の遮蔽効果

ミッドループ運転状態において水位が燃料有効部上端まで低下した場合を想定し、原子炉容器上蓋、上部炉心支持板等の炉内構造物による遮蔽効果を考慮して線量率を評価したところ、原子炉容器上蓋表面において 0.084mSv/h となり、燃料取替時における遮蔽設計区分（第IV区分：0.15mSv/h 未満）となった。

したがって、遮蔽維持のための水位（炉心上端より約4m以上に相当）と同等の遮蔽効果を有しているため、ミッドループ運転状態においては燃料冠水状態を維持することで、遮蔽厚さに対する要求事項を満足している。

3. キャビティ満水状態における事故影響の緩和手段について

キャビティ満水状態においては、事象発生後、十分な時間余裕を有しており、更に、運転中の余熱除去系統の機能喪失に備えて、もう片系統の余熱除去系統を待機状態としておくことを社内規定で定めており、以下のとおり事象収束が可能である。

(1) 事象発生後の手順

①余熱除去系統の機能喪失事象が発生した場合（図1）

運転中の余熱除去系統（A－余熱除去ポンプとする。）が機能喪失した場合、ポンプのトリップ信号、キャビティ水位計等により事象発生を検知し、待機状態の余熱除去系統（B－余熱除去ポンプ）によって崩壊熱の除去を行うことができる。

このため、キャビティ水位の有意な低下は発生しない。

また、運転操作としては、ミッドループ運転状態のような代替格納容器スプレイポンプによる注水を事象発生後 60 分後に実施する必要がなく運転操作の観点でもミッドループ運転状態の方が厳しい。

②全交流動力電源喪失事象が発生した場合（図2）

事象発生後、キャビティ水位は低下するが、代替非常用発電機による電源回復後は、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、可搬型大型送水ポンプ車による高圧注入ポンプ補機冷却水通水及び格納容器内自然対流冷却によって、崩壊熱の除去及び低下した水位の回復を行うことができる。

仮に事象発生後 24 時間後に代替格納容器スプレイポンプを起動させた場合、その間の蒸発量を考慮しても、キャビティの保有水量は 600m³ 以上確保されている。

また、運転操作としても、①と同様にミッドループ運転状態の方が厳しい。

③原子炉冷却材の流出事象が発生した場合（図1）

事象発生後、系統からの漏えいや流出に対して様々な検知方法が整備されており、キャビティ水位の低下を早期に検知できる。燃料取替用水ピット戻り配管からの流出の場合は、流出箇所の特定制後は中央制御室操作による電動弁の閉止及び余熱除去ポンプの停止操作等により事象を収束させることができる。^{※3}

事象収束後は、A－余熱除去ポンプ又はB－余熱除去ポンプを用いて(1)と同様の手順で崩壊熱の除去を行うことができる。

対応手順と所要時間を図3に示す。事象発生後 20 分（状況判断 10 分

+格納容器隔離 5 分+漏えい箇所隔離操作 5 分) で流出停止が可能であり、その間の流出量を考慮してもキャビティの保有水量は 800m³ 以上確保されている。

なお、燃料取替用水ピット戻り配管以外からの流出の場合は、系統隔離のための現場操作を伴うことも考えられるが、2 時間以内に十分操作可能である。

※3 系統構成上考えられる流出経路は、余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、有効性評価においては、最大流出流量として余熱除去系統の燃料取替用水ピットへの戻り配管(8 インチ配管)を誤開した場合を想定している。この場合に流出した冷却材は燃料取替用水ピットからの補給ラインによって余熱除去ポンプによりキャビティへ移送することで水量を回復させることができる。

一方、その他の化学体積制御系統等から流出した場合は、流出量は小さく十分な時間余裕があり、さらに事象が発生したとしても補助建屋サンプタンク又は格納容器サンプの水位上昇等により早期に検知することができる。

表 2 ミッドループ運転及びキャビティ満水状態における事象収束操作

	ミッドループ運転	キャビティ満水 (モード外を除く)
①余熱除去系統の機能喪失事象	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・炉心水位は低下し、事象発生後 60 分で代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・待機状態の RHR を運転させることで、有意な水位低下は発生しない ・代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施し、蒸発により低下した水位を回復させる。 ・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。
②全交流動力電源喪失	同上	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後速やかに検知できる。 ・仮に事象発生後の 24 時間後に代替格納容器スプレイポンプを起動させたとし、その間の蒸発量を考慮してもキャビティの保有水量は 600m³ 以上確保されている。 ・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。
③原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後の約 2 分後に余熱除去ポンプがトリップする。 ・炉心水位は低下するが約 22 分で充てんポンプによる炉心注水を実施し、水位は回復する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後の 10 分後に流出箇所を特定できる。 ・事象発生後の 20 分後に流出停止した場合、その間の流出量を考慮してもキャビティの保有水量は 800m³ 以上確保されている。 ・ミッドループ運転状態の場合に必要な炉心注水等の運転操作が不要である。(図 3)

(注) ミッドループ運転状態とキャビティ満水状態において運転操作のために確保されている総要員数は同じ。

(2) 原子炉格納容器への影響

事象発生後、キャビティ水の蒸発により原子炉格納容器圧力及び温度が上昇傾向になったとしても、ミッドループ運転状態と同様に最終ヒートシンクとなる機器（可搬型大型送水ポンプ車及び格納容器再循環ユニット）を機能要求していることから、格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱を維持できる。

4. まとめ

3. 項で示したとおり、キャビティ満水状態においては、事象発生後、十分な時間余裕を有しており、さらに、運転操作の観点でも、ミッドループ運転状態の方が必要な操作が多いことから、ミッドループ運転状態を対象として有効性評価を実施している。

以 上

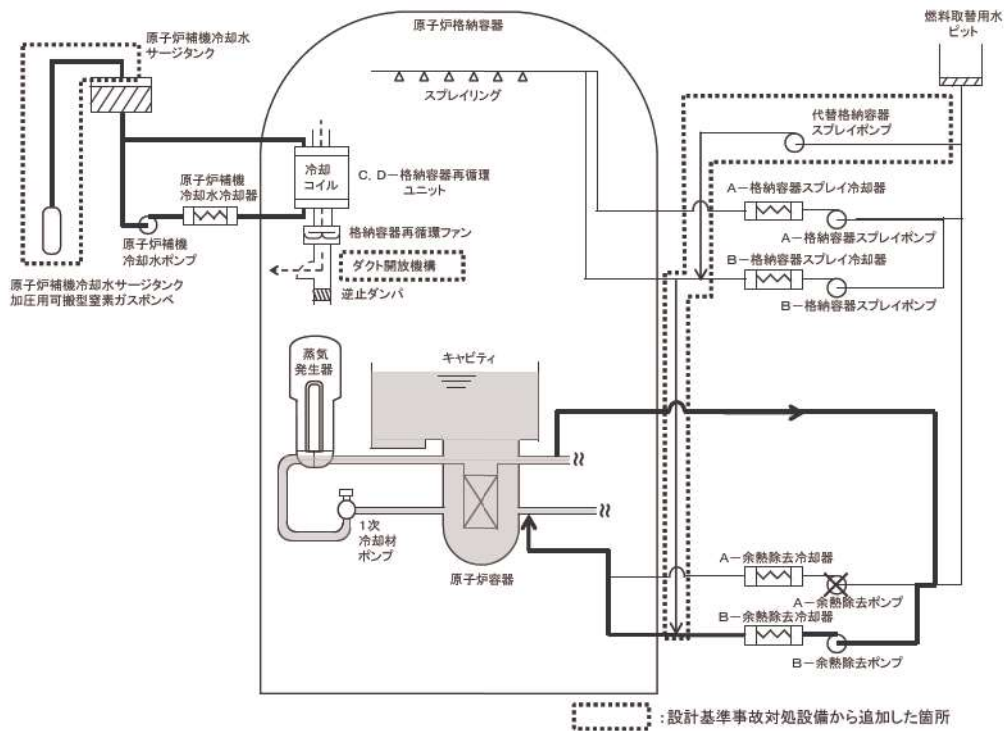


図1 重大事故対策概要図（崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出の場合）

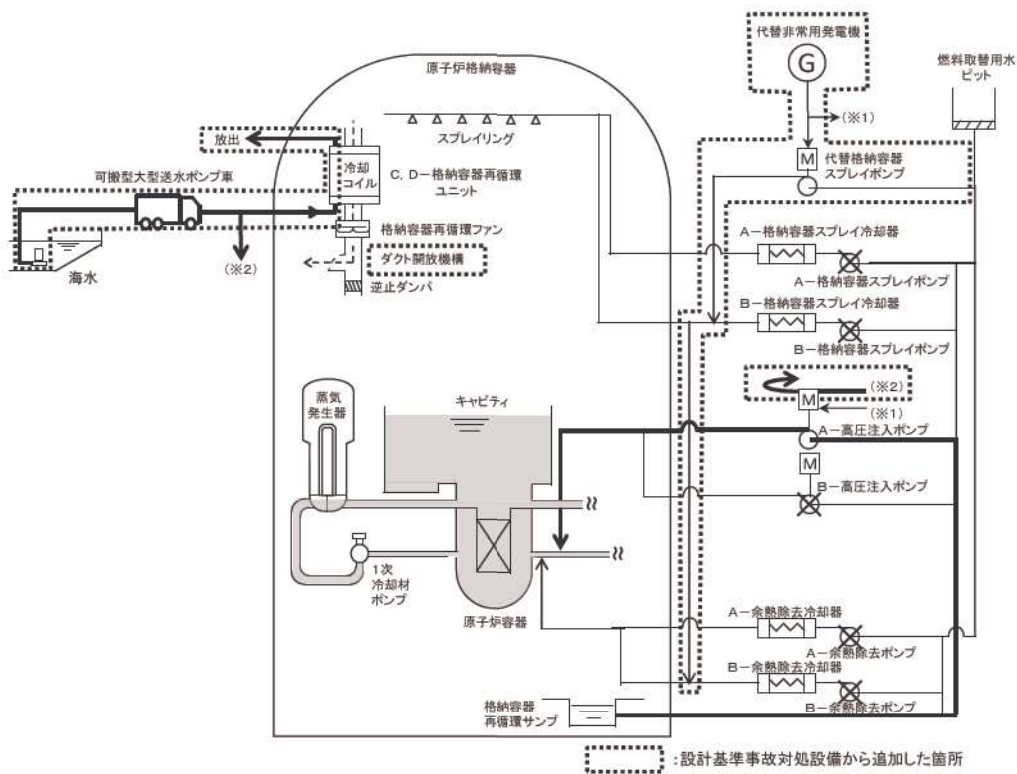
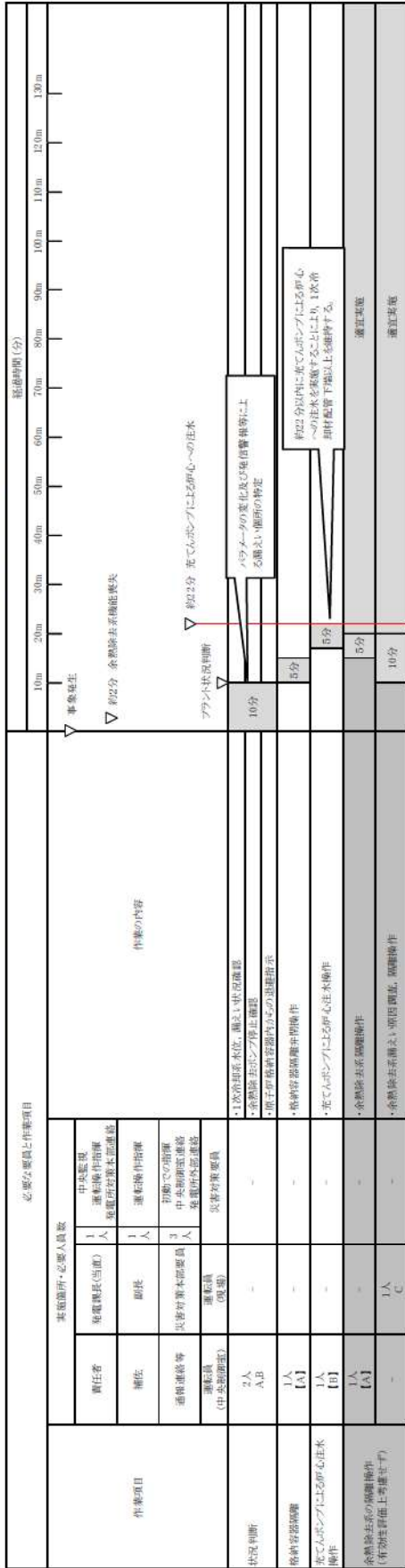


図2 重大事故対策概要図（全交流動力電源喪失の場合）

「ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出」における対応手順と所要時間



「キャビティ満水時の原子炉冷却材の流出」における対応手順と所要時間

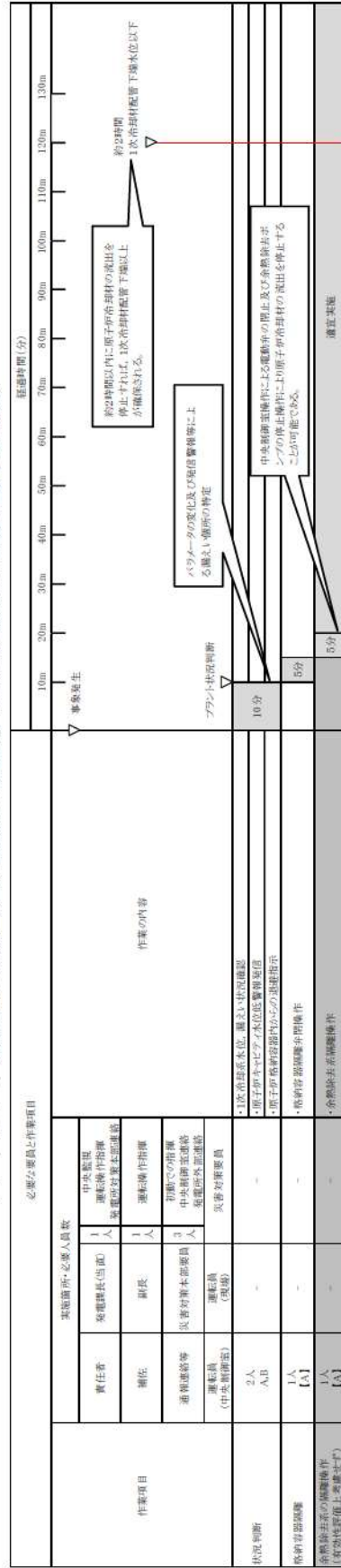


図3 キャビティ満水状態の原子炉冷却材流出事象における対応手順と所要時間

燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について
(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」では、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして有効性評価を実施し、評価項目を満足することを確認している。

原子炉の運転停止中は主発電機の解列から並列までの期間であり、この期間中はプラントの状態が様々に変化する。このためプラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況などに応じた緩和設備の状態等に応じて、図1に示すとおり、プラントの状態を適切に区分した上で、燃料取出前のミッドループ運転中以外の期間について、評価項目に対する影響を確認した。

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

— : 1次冷却材水位
 — : 1次冷却材圧力
 : 1次冷却材温度

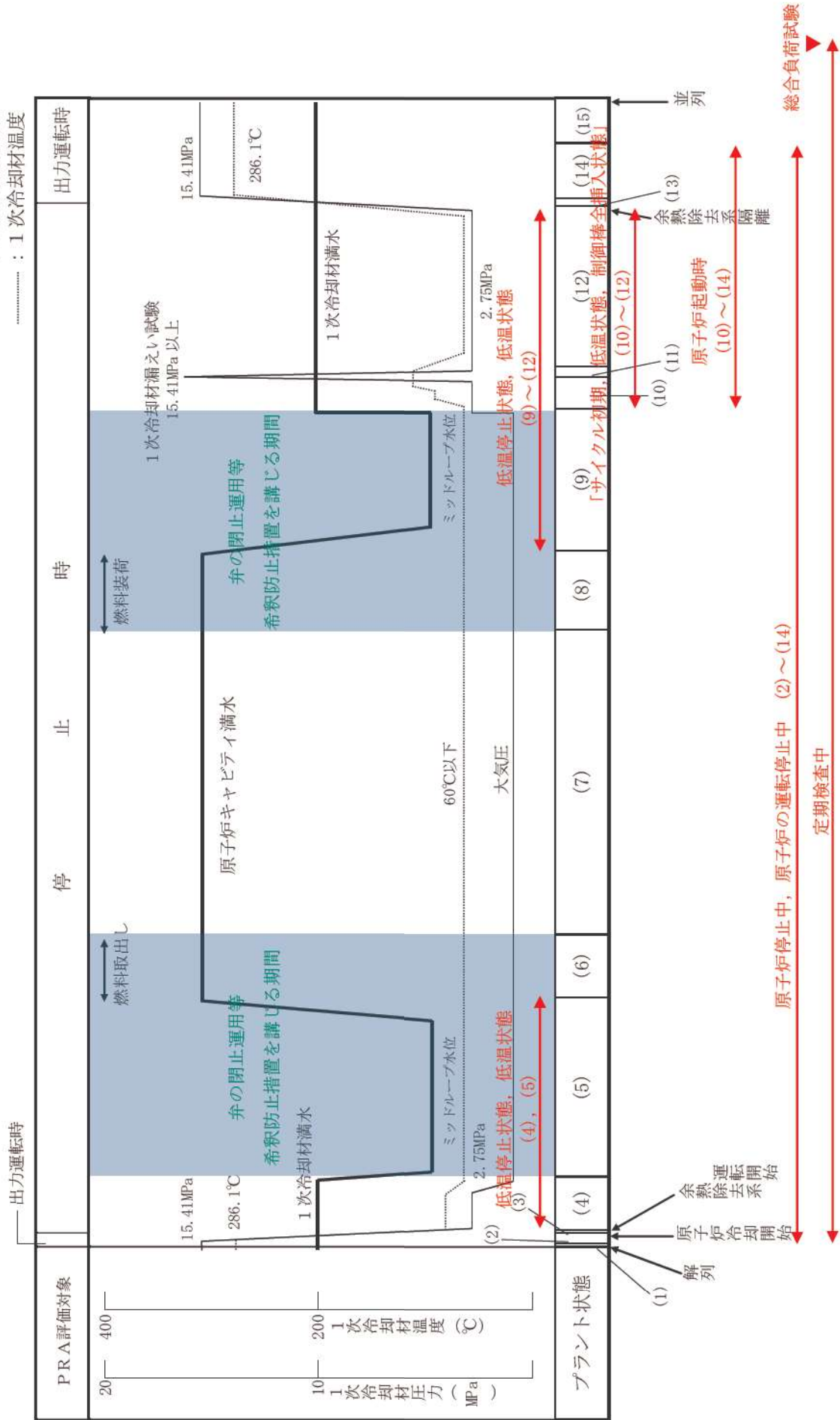


図1 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失）（1/2）

プラント状態		運転停止中の評価項目		
		燃料有効長頂部冠水	放射線の遮へいが維持できる水位の確保*	未臨界の確保
1	部分出力運転状態			
2	高温停止状態			2次冷却系により崩壊熱を除去している期間であり、運転停止中の事故シナリオグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」は発生しないため、評価対象外である。
3	高温停止状態 （非常用炉心冷却設備作動信号ブロック）			
4	RHR系による冷却状態① （1次冷却系は満水状態）	プラント状態5より崩壊熱が高いが、1次冷却系保有水量が多く、かつ1次冷却系に開口部がないため、プラント状態5より炉心露出に対して余裕がある。したがって、プラント状態5に包絡される。	○	原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、かつ、プラント状態5より1次冷却系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。
5	RHR系による冷却状態② （ミッドループ運転状態）	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している。	○	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している。
6	原子炉キヤビティ満水 （燃料取出し）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	—	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。

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

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失）（2/2）

プラント状態	運転停止中の評価項目		
	燃料有効長頂部冠水	放射線の遮へいが維持できる水位の確保*	未臨界の確保
7 燃料取出し状態	評価対象外		
8 原子炉キヤビティ滴水（燃料装荷）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。	
9 RHR系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	1次冷却系保有水量は同等であるが、崩壊熱が低いため、プラント状態5に包絡される。	プラント状態5に同じ。	
10 RHR系による冷却状態④（1次冷却系は滴水状態）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。		プラント状態5より崩壊熱が低く、ボイドの発生が少なくなることから、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度帰還効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。
11 1次冷却系漏えい試験（RHR系は隔離）	プラント状態1～3と同じ。	原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、かつ、プラント状態5より1次冷却系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。	
12 RHR系による冷却状態⑤（1次冷却系は滴水状態）	崩壊熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の減少が遅いことからプラント状態5に包絡される。		
13 RHR系隔離から高温停止状態			
14 高温停止状態（非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除）			プラント状態1～3と同じ。
15 部分出力運転状態			

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

運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて

運転停止中の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」では、運転中の重要事故シーケンスと異なり、1次冷却材圧力が低圧で推移する。

このような低圧条件下において、M-RELAP5 コードの炉心水位の不確かさは図1に示す通り±10%程度である^[1]。

したがって、炉心高さが約4mであることから炉心水位の不確かさは最大でも±0.4m程度となる。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」について評価した結果、図2及び図3のとおり最も低くなる原子炉容器内水位は、「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の場合で炉心上端から約1.0mの高さ位置、「原子炉冷却材の流出」の場合で炉心上端から約1.2mの高さ位置である。したがって、原子炉容器内水位は炉心上端より約0.4m以上高い位置に維持されており、コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されるため、この不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

<参考文献>

- [1] A Full-Range Drift-Flux Correlation for Vertical Flows (Revision 1), EPRI NP-3989-SR Revision 1 Special Report September 1986

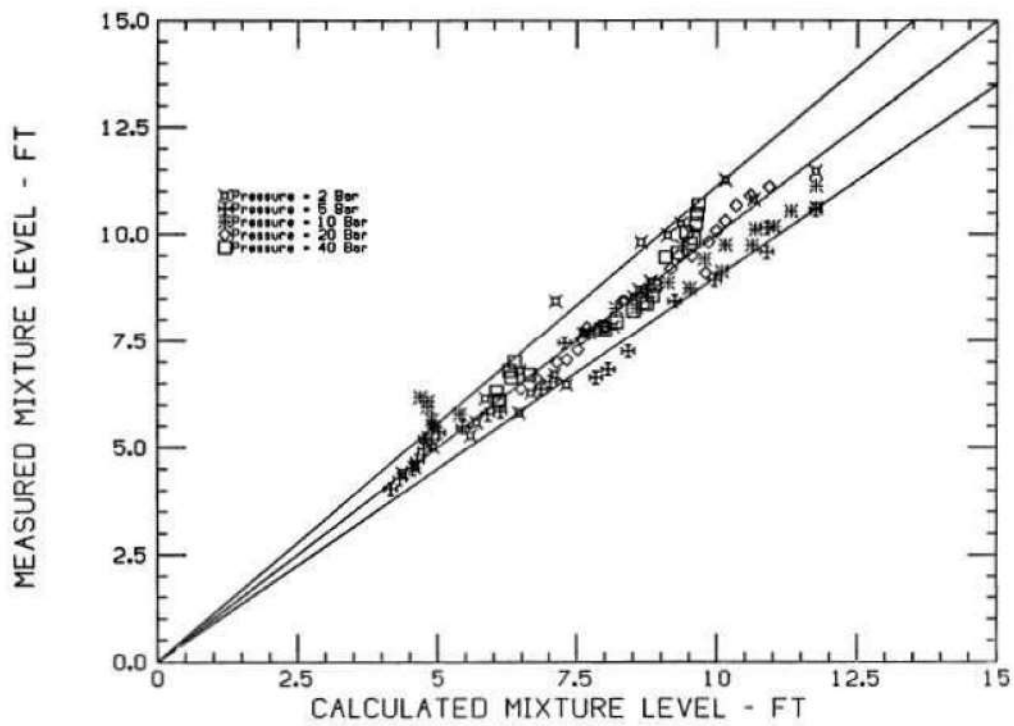


図1 M-RELAP5の炉心水位の不確かさについて

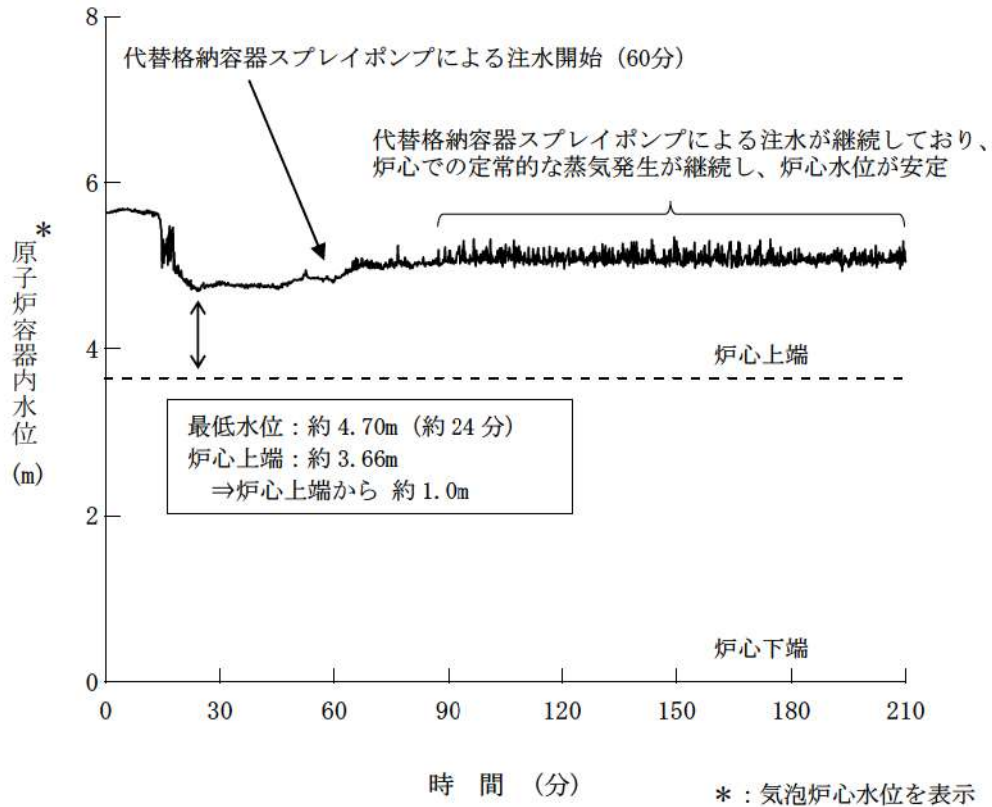


図2 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の原子炉容器内水位の推移

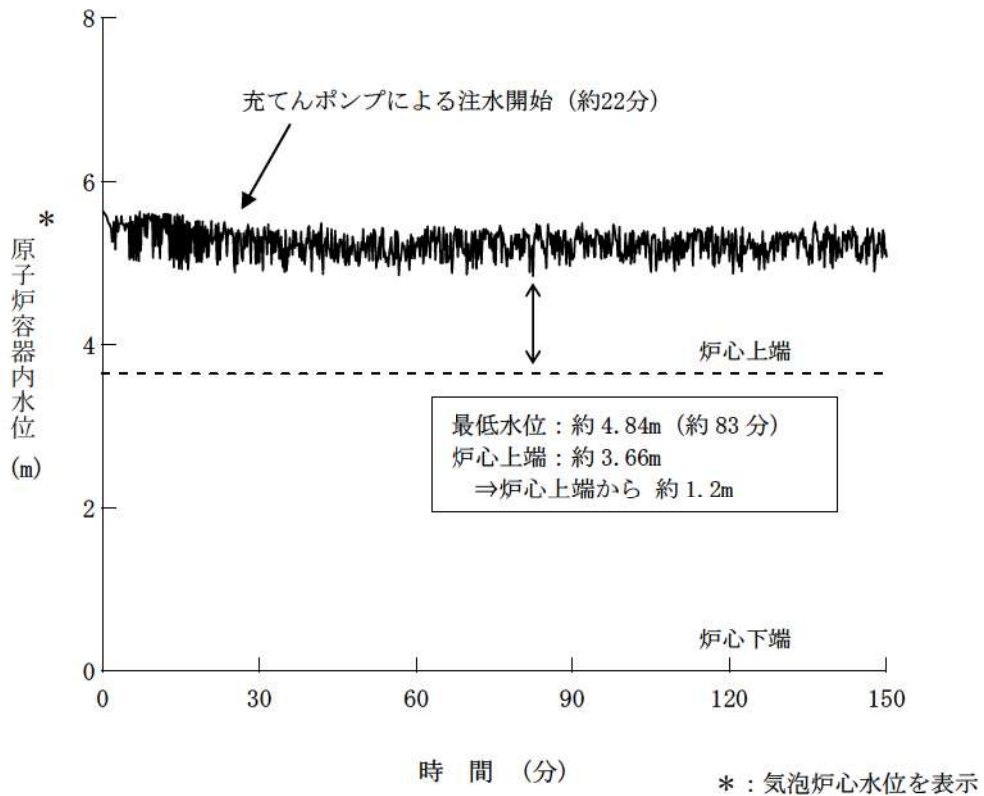


図3 原子炉冷却材の流出時の原子炉容器内水位の推移

運転停止中における崩壊熱除去機能喪失時又は全交流動力電源喪失時の
炉心注水時間の時間余裕について

1. はじめに

運転停止中に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）又は全交流動力電源喪失が発生した場合において、1次冷却系保有水量を確保し炉心露出を防止する観点から代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することとしており、その操作の時間余裕について確認した。

2. 影響確認

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の1次冷却系保有水量応答から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次冷却系からの漏えい率は減少するが、保守的に1次冷却系からの漏えい率を炉心注水時間時点（事象発生から60分後）のまま維持するものとして概算した結果、運転停止時崩壊熱除去機能喪失時及び全交流動力電源喪失時に燃料被覆管温度が上昇し炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量である約71[t]となるまでには、約30分の時間余裕がある。

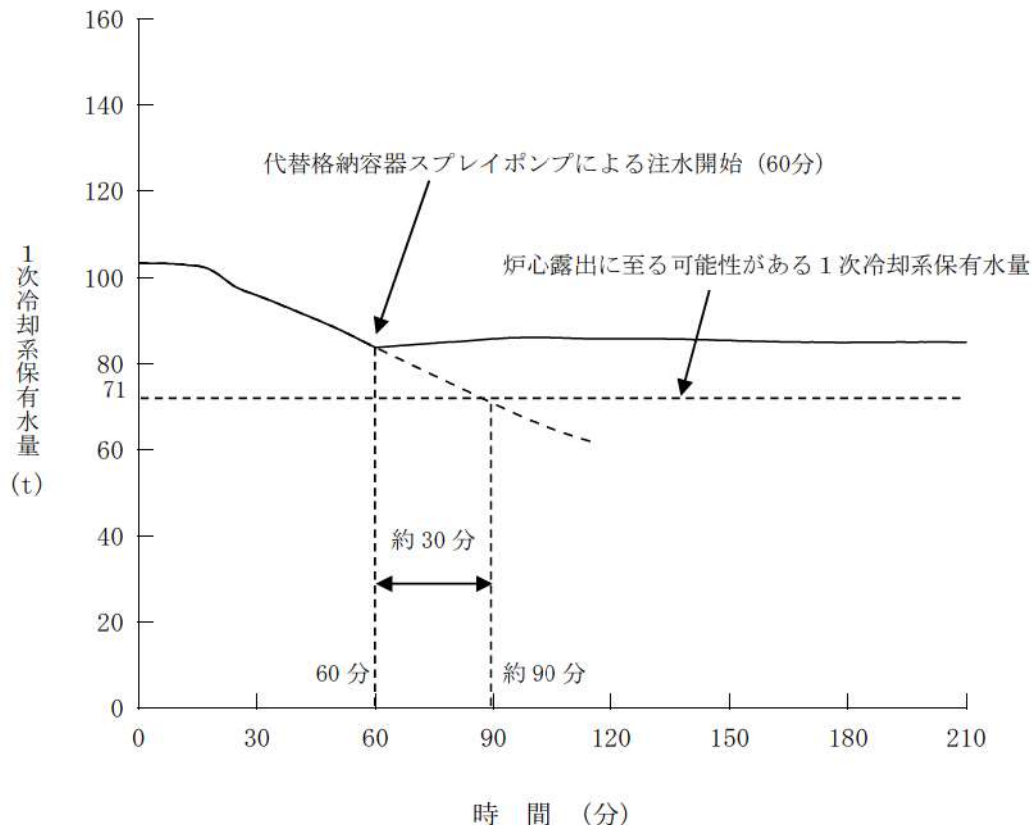


図1 1次冷却系保有水量の推移
添 7.4.1.14-1

[参考] 炉心注水時間の感度解析について

(1) 感度解析ケース

運転停止中における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）又は全交流動力電源喪失では、早期に代替格納容器スプレイポンプにより炉心注水することとしていることから、同シーケンスの代替格納容器スプレイポンプの注水開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：代替格納容器スプレイポンプの注水開始時間
【事象発生+60分】⇒【事象発生+70分】

(2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を図2～図4から、以下のことを確認した。

- ・ 図2、図4の結果から、代替格納容器スプレイポンプによる注水開始時間を遅らせることにより、1次冷却系保有水量の回復に遅れが生じるが、炉心は露出することはない、安定に至る挙動に大きな差異はない。
- ・ 図4の結果から、基本ケースと同様に、燃料被覆管温度は初期から大きく上昇することはない、燃料被覆管温度の差異はない。

(3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図5に示すが、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度解析ケースの主要解析条件の相違
 【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）、
 全交流動力電源喪失】

項目	基本ケース	感度解析ケース
解析コード	M-RELAP5	←
原子炉停止後の時間	72時間	←
1次冷却材圧力（初期）	大気圧（0MPa[gage]）	←
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	←
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	←
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←
代替格納容器スプレイポンプの 原子炉への注水流量	29m ³ /h	←
代替格納容器スプレイポンプ作動	事象発生から60分後	事象発生から70分後
1次冷却系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器のベント弁1個開放	←

*：2次冷却系からの冷却は仮定していない

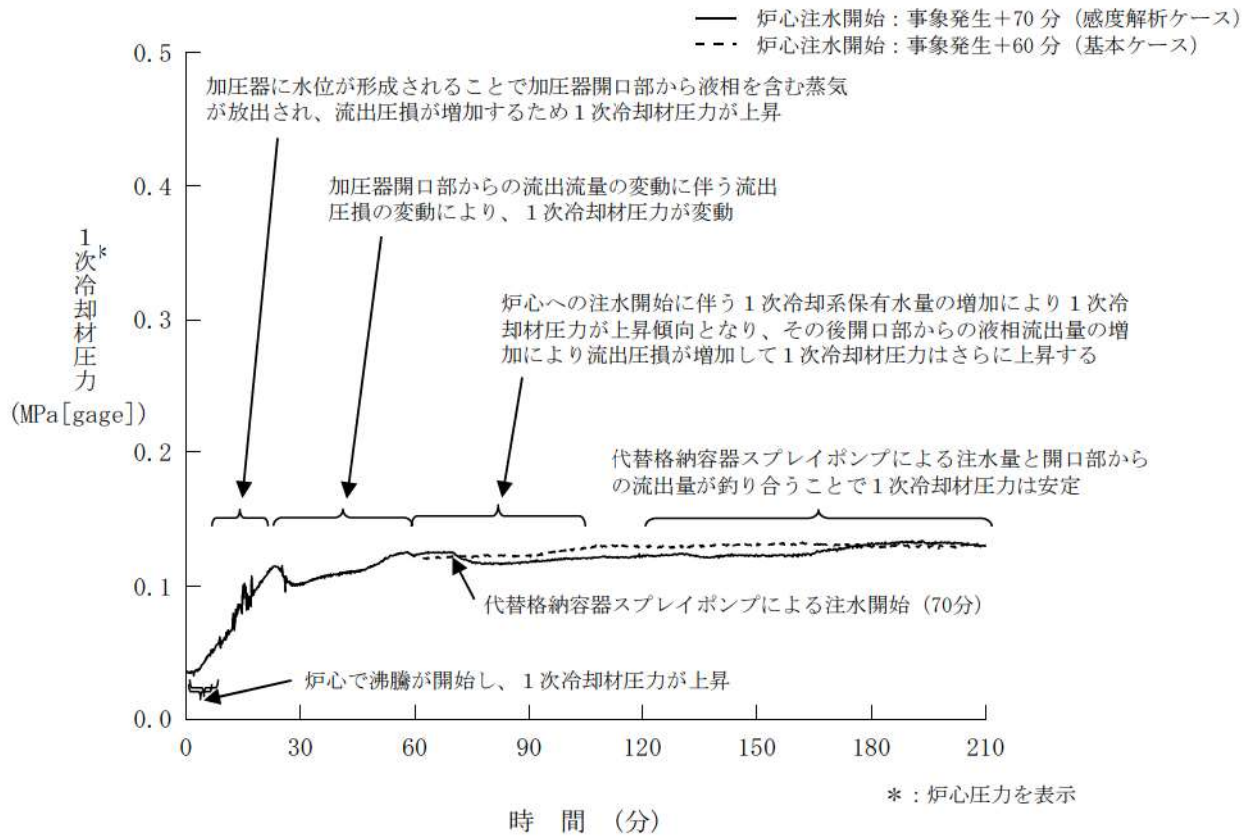


図2 1次冷却材圧力の推移

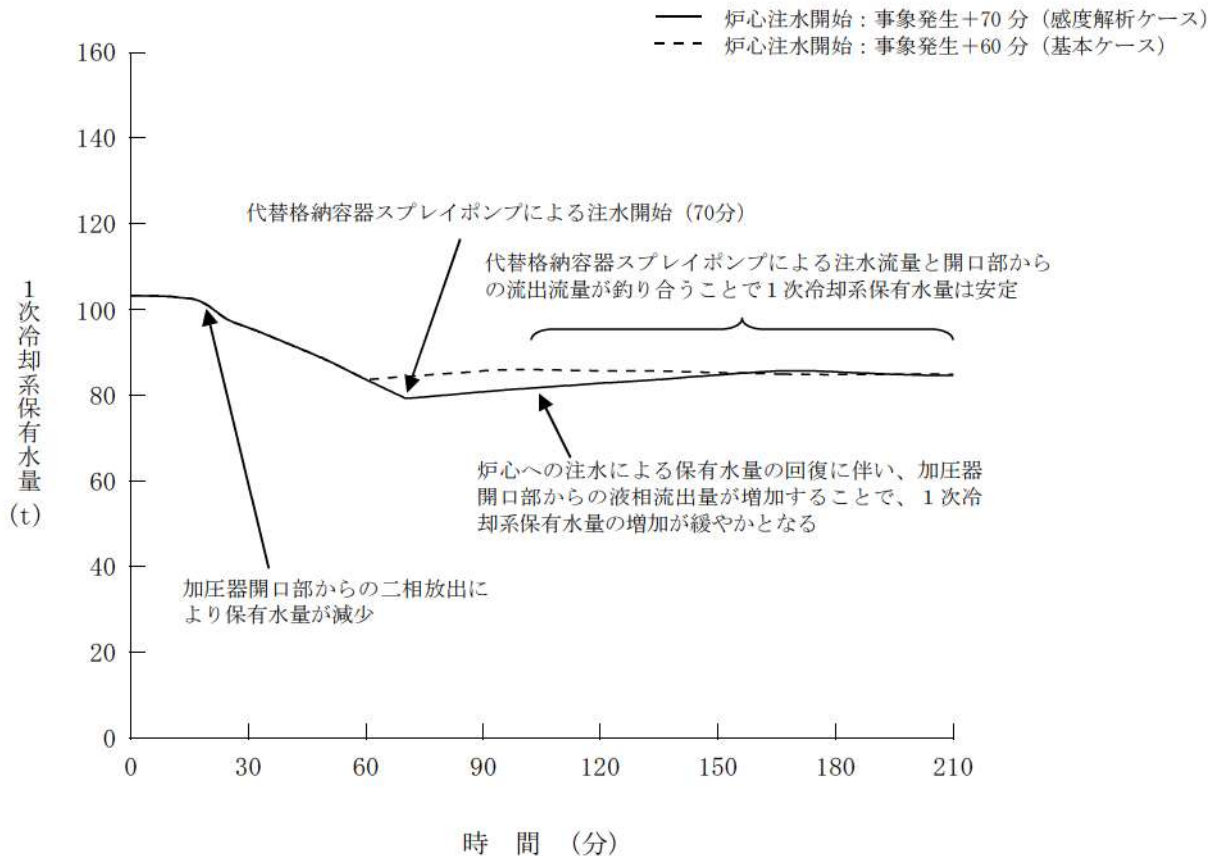


図3 1次冷却系保有水量の推移

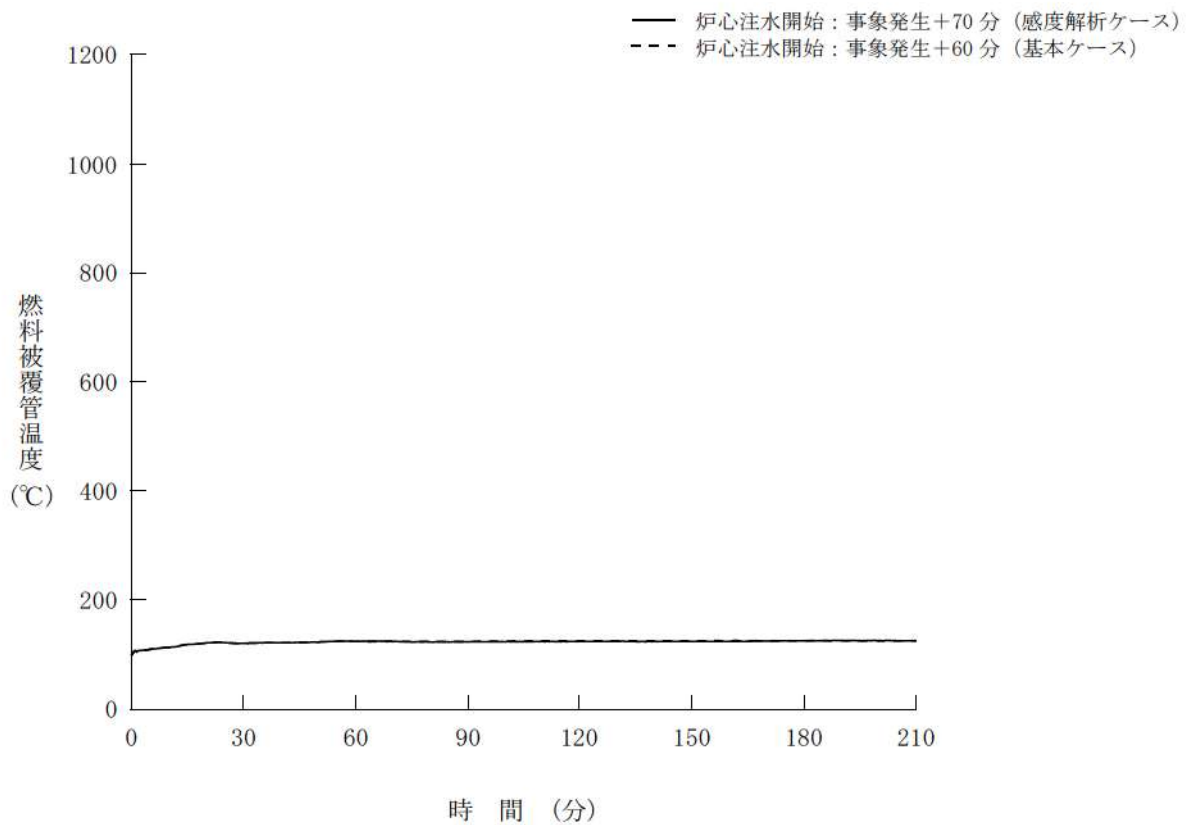


図4 燃料被覆管温度の推移

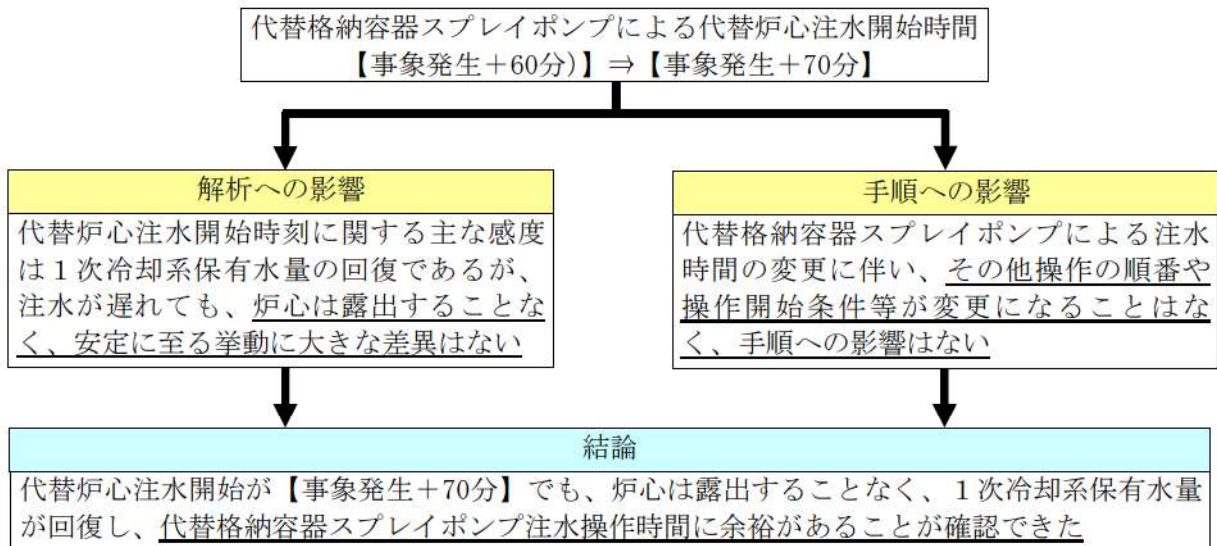


図5 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	熱伝達係数：0～40%	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間には影響はない。	炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価することを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度が低くなることから、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
炉心	沸騰・ポイド率変化			炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について $\pm 0.4m$ 程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作は影響はない。	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について $\pm 0.4m$ 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.0mの高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離・対向流	ポイドモデル 流動様式	炉心水位： $\pm 0.4m$	炉心における沸騰・ポイド率変化及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について $\pm 0.4m$ 程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作は影響はない。	炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について $\pm 0.4m$ 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.0mの高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
1 次冷却系	ECCS強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	ECCS蓄圧タンク注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	蓄圧タンクは大気開放としており、蓄圧注入は作動しないため、運転員等操作時間に与える影響はない。	蓄圧タンクは大気開放としており、蓄圧注入は作動しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

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

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

項目	解析条件 (事故条件、機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	運転中の余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。	運転員等操作時間を与える影響は、解析条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータを与える影響は、解析条件と最確条件が同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、代替格納容器スプレイポンプの有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。		
		充てん機能及び高圧注入機能喪失	待機中の余熱除去機能喪失		
外部電源	外部電源なし	外部電源なし			
機器条件	代替格納容器スプレイポンプの炉心炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止後72時間後を事象開始として、代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 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

項目	解析条件 (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 パラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の 操作開始時間	条件設定の 考え方					
代替格納容器スプレイポンプ起動 操作条件	事象発生 60分後	運転員等操作時間として、事象発生時の検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間。	<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【認知】 中央制御室にて余熱除去ポンプの停止等を確認し、余熱除去機能喪失を判断した場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作を開始する手順としている。そのため、認知遅れによる操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。</p> <p>【移動】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作は、中央制御室から機器操作場まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作時に、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実性】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備、起動操作及び給電操作は現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作であることから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> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器による簡易な操作のため、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>	<p>実際の操作において、余熱除去機能喪失判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性があることから運転員等に対する余裕は大きくなる。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析上に見込まれる操作開始時間と実際の操作開始時間との差等によって操作開始が早くなる場合、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作開始時点の1次冷却系保有水量の推移と同様のものを想定して、炉心が露出する可能性のある1次冷却系保有水量と異なるものの時間を概算した。その結果、約30分の時間余裕がある。材料(添付資料7.4.1.14)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。</p> <p>現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は30分を想定しているところ、訓練実績は27分。代替格納容器スプレイポンプの起動操作は5分を想定しているところ、訓練実績は3分。代替格納容器スプレイポンプへの給電操作は15分を想定しているところ、訓練実績は13分。</p> <p>運転員が実施可能なことを確認した。</p>

水源、燃料評価結果について（崩壊熱除去機能喪失）

1. 水源に関する評価（炉心注水）

重要事故シーケンス【燃料取出前のミッドループ運転中における崩壊熱除去機能喪失】

- 水源
 - ・燃料取替用水ピット：約 1,700m³（有効水量）
- 水使用パターン
 - ・代替格納容器スプレイポンプ：29m³/h 事象発生 60 分（1 時間）以降運転
- 時間評価（燃料取替用水ピットが枯渇するまでの時間評価）
 - ・1,700m³ ÷ 29m³/h = 約 58.6 時間（事象発生約 59.6 時間後）

○ 水源評価結果

事象発生約 59.6 時間後までに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却＋代替再循環運転に移行することで対応可能。

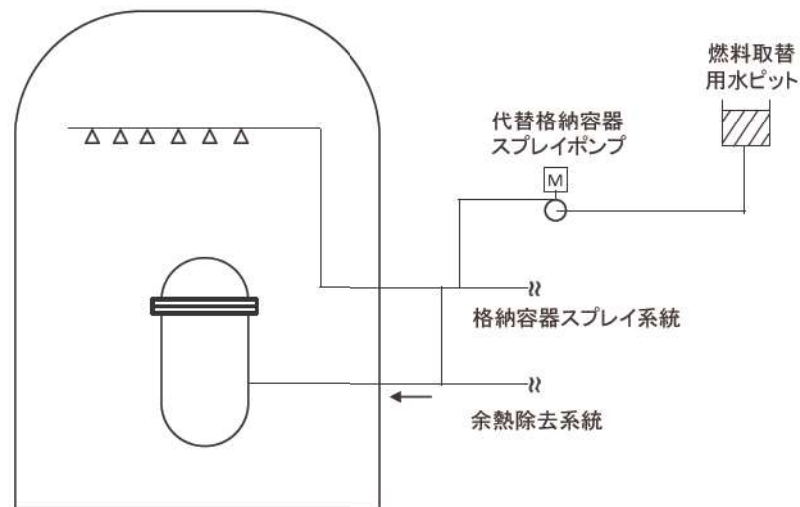


図 系統概略図

2. 燃料消費に関する評価

重要事故シーケンス【燃料取出前のミッドループ運転中における崩壊熱除去機能喪失】

事象：外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合を想定する。

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	ディーゼル発電機 2台起動 (ディーゼル発電機最大負荷(100%出力)時の燃料消費量) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1 \text{ kL}$
		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 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽(約540kL)及び燃料タンク(SA)(約50kL)の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能

※ 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	

運転停止中における通常時のプラント監視について

運転停止中における通常時のプラント監視項目のうち、以下の項目に関するものについての概要を表1に示す。

- ・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスにおける運転中の余熱除去系の停止確認
- ・「原子炉冷却材の流出」の事故シーケンスにおける原子炉冷却材の流出の確認

表1 運転停止中における通常時のプラント監視項目の概要

項目	監視対象 ^{※1} (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 ^{※2} 確認
余熱除去系の運転状態	余熱除去系の運転状態	パラメータ確認 現場状態確認	1回/時間 現場パトロール時 (1回/日)	・系統故障警報の発生時 (ポンプトリップ、ポンプ過負荷/地絡、ポンプ出口圧力高/流量低)
1次冷却材温度	・ <u>1次冷却材温度(広域-高温側)</u> ・ <u>1次冷却材温度(広域-低温側)</u> ・炉心出口温度 ・余熱除去冷却器入口温度	パラメータ確認	1回/時間	
1次冷却材水位	・ <u>加圧器水位</u> ・ <u>原子炉容器水位</u> ・1次冷却系統ループ水位	パラメータ確認 現場状態確認	1回/時間 現場パトロール時 (1回/日)	・水位低の警報発生時 (加圧器水位、1次冷却系統ループ水位)
原子炉格納容器内の水位	・ <u>格納容器再循環サンプル水位(狭域)</u> ・ <u>原子炉下部キャビティ水位</u>	パラメータ確認	1回/時間	・水位高の警報発生時 (原子炉下部キャビティ水位)

※1 施設定期検査中において点検により監視できない期間がある

※2 施設定期検査中において点検により警報を発報しない期間がある

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE742 r. 8. 0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.4.2 全交流動力電源喪失

令和5年5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
 - 7.4. 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
 - 7.4.2. 全交流動力電源喪失

添付資料 目次

- 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 RCS への燃料取替用水ピット重力注水について
- 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）

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより，従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し，原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い，余熱除去系による余熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により1次冷却材が蒸発することから緩和措置がとられない場合には，炉心水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，全交流動力電源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，本事故シーケンスグループでは，運転員が異常を認知して，代替非常用発電機による電源供給，代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うことによって，燃料損傷の防止を図る。また，高圧注入ポンプを用いた高圧代替再循環及び格納容器再循環

ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉及び原子炉格納容器を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプ及び充てんポンプによる炉心注水を整備する。また、安定状態に向けた対策として可搬型大型送水ポンプ車を用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、高圧注入ポンプを用いた高圧代替再循環による炉心冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.2.1図に、手順の概要を第7.4.2.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.4.2.1表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、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、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計20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4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目について第7.4.2.3図に示す。

a. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0 V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで、早期の電源回復不能と判断し、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、アニユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開放及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。

c. 余熱除去機能喪失の判断

低圧注入流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止

原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。

（添付資料7.4.1.1）

e. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、

原子炉格納容器隔離を行う。

f. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸発により崩壊熱を除去する。

炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

また、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が行えない場合、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

（添付資料7.4.2.1）

g. 燃料取替用水ピットによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水ピット水の原子炉への重力注水が期待できる場合は実施する。

燃料取替用水ピットによる炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

（添付資料7.4.2.2）

h. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非

常用循環系ダンパの開処置を行い，中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は，原子炉格納容器圧力である。

i. 高圧代替再循環による炉心冷却

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

また，燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達，格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%以上であること及び可搬型大型送水ポンプ車によるA－高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し，格納容器再循環サンプからA－高圧注入ポンプ（海水冷却）を経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え，炉心注水を継続する。

高圧代替再循環による炉心冷却に必要な計装設備は，高圧注入流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水により，格納容器内自然対流冷却を行うことで，原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は，格納容器内温度等である。

k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し，予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を

行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。

7.4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」であるが、「外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失する事故」との従属性を考慮し、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

本評価で想定するプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

(添付資料7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.2.6)

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と要員は

少なくなることから，本重要事故シーケンスに対する有効性評価により，あわせて措置の有効性を確認する。

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

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.2.2表に示す。また，主要な解析条件について，本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.4.2.3)

a. 初期条件

(a) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また，使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに，燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し，局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(b) 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(c) 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

(d) 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）が機能喪失することにより、余熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止72時間後を事象開始として、「7.4.2.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の炉

心崩壊熱による蒸発量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $29\text{m}^3/\text{h}$ とする。

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) 代替非常用発電機による交流電源の供給は、事象発生25分後に開始するものとする。

(b) 代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水操作は、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、事象発生の60分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.2.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.4.2.4図から第7.4.2.12図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い、余熱除去機能が喪失することにより、1次冷却材温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰、蒸発することで、1次冷却系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する1次冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加し、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再

び増加に転じる。

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

(添付資料7.4.1.4, 7.4.2.4)

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.2.5図に示すとおりであり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料は冠水を維持する。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽は維持される。

(添付資料7.4.1.5)

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

これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.1\% \Delta k/k$ で

あり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

(添付資料7.4.1.6)

燃料被覆管温度は第7.4.2.12図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく1次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約120分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続すること及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

(添付資料7.4.1.7, 7.4.1.9, 7.4.2.5)

本評価では、「6.2.4.2 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。

7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響

及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、余熱除去系による余熱除去機能を喪失することが特徴である。また、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について $\pm 0.4\text{m}$ 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第

7.4.2.8図に示すとおり，最も低くなる原子炉容器内水位は，炉心上端から約1.0mの高さ位置であるため，炉心の冠水は維持されることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.4.1.13)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.4.2.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，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炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生後の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、余熱除去機能喪失判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始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。なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.2.13図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作開始時点の1次冷却系保有水量の推移と同様の推移をするものとして、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまでの時間を概算した。その結果、約30分の時間余裕がある。

(添付資料7.4.1.14)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(添付資料7.4.2.7)

7.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり20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35名で対処可

能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

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

b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続には約138.1kL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19.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kL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、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必

要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却及び使用済燃料ピットへの海水注水について、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。

c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約1,638kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）未滿となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

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。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切離しを行うことにより、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。

（添付資料7.4.2.8）

7.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、余熱除去系による余熱除去機能が喪失することが特徴である。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、代替格納容器スプレイポンプ及びB-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水する手段、安定状

態に向けた対策として、可搬型大型送水ポンプ車を用いてA－高圧注入ポンプ（海水冷却）及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、A－高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による炉心冷却及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等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、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（1／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
a. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。 	蓄電池（非常用）*	—
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで、早期の電源回復不能と判断し、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充電ポンプ（自己冷却）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のダンパ開放及び可搬型大型送水ポンプ車の準備を行う。 	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油 貯油槽* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー
c. 余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。 	—	—
d. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	—	—
			【低圧注入流量】* 1 次冷却材温度（広域—高温側）* 1 次冷却材温度（広域—低温側）*

*：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）

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（2 / 3）

判断及び操作	手順		重大事故等対処設備	
	常設設備	可搬型設備	計装設備	
e. 原子炉格納容器隔離操作	—	—	—	—
f. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA) 	可搬型タンクローリー	加圧器水位* 1次冷却材圧力 (広域)* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 燃料取替用水ピット水位* 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	
g. 燃料取替用水ピットによる炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> B-充電ポンプ* 燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA) 	可搬型タンクローリー	加圧器水位* 1次冷却材圧力 (広域)* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 燃料取替用水ピット水位*	
h. Aニューララス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]となれば、Aニューララス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、現場でAニューララス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給 (窒素ポンプ接続) を行い、B-アニューララス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> B-アニューララス空気浄化ファン* B-アニューララス空気浄化フィルタユニット* 中央制御室給気ファン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室循環ファン* 中央制御室非常用循環ファン* 中央制御室非常用循環フィルタユニット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA) 	<ul style="list-style-type: none"> Aニューララス等操量排気弁作用可搬型素ガスポンベ可搬型タンクローリー 	原子炉格納容器圧力*

*：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
：有効性評価上考慮しない操作

第 7.4.2.1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について (3 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
i. 高圧代替再循環による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピットを水源とした代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位 16.5%到達、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が 71%以上であること及び可搬型大型送水ポンプ車による A-高圧注入ポンプ(海水冷却)への海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器再循環サンプから A-高圧注入ポンプ(海水冷却)を経て炉心注水する高圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続する。 	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 デイゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA) A-高圧注入ポンプ* 格納容器再循環サンプ* 格納容器再循環サンプスクリーン*	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	【高圧注入流量】* 加圧器水位* 格納容器再循環サンプ水位(広域)* 格納容器再循環サンプ水位(狭域)* 1 次冷却材温度 (広域-高温側)* 1 次冷却材温度 (広域-低温側)* 燃料取替用水ピット水位* 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
j. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 	C, D-格納容器再循環ユニット* デイゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM 用) 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)
k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業	<ul style="list-style-type: none"> 参集要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系の機能喪失要因を考慮し、予備品の原子炉補機冷却海水ポンプ電動機による対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系の復旧を図る。 	-	-	-

* : 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

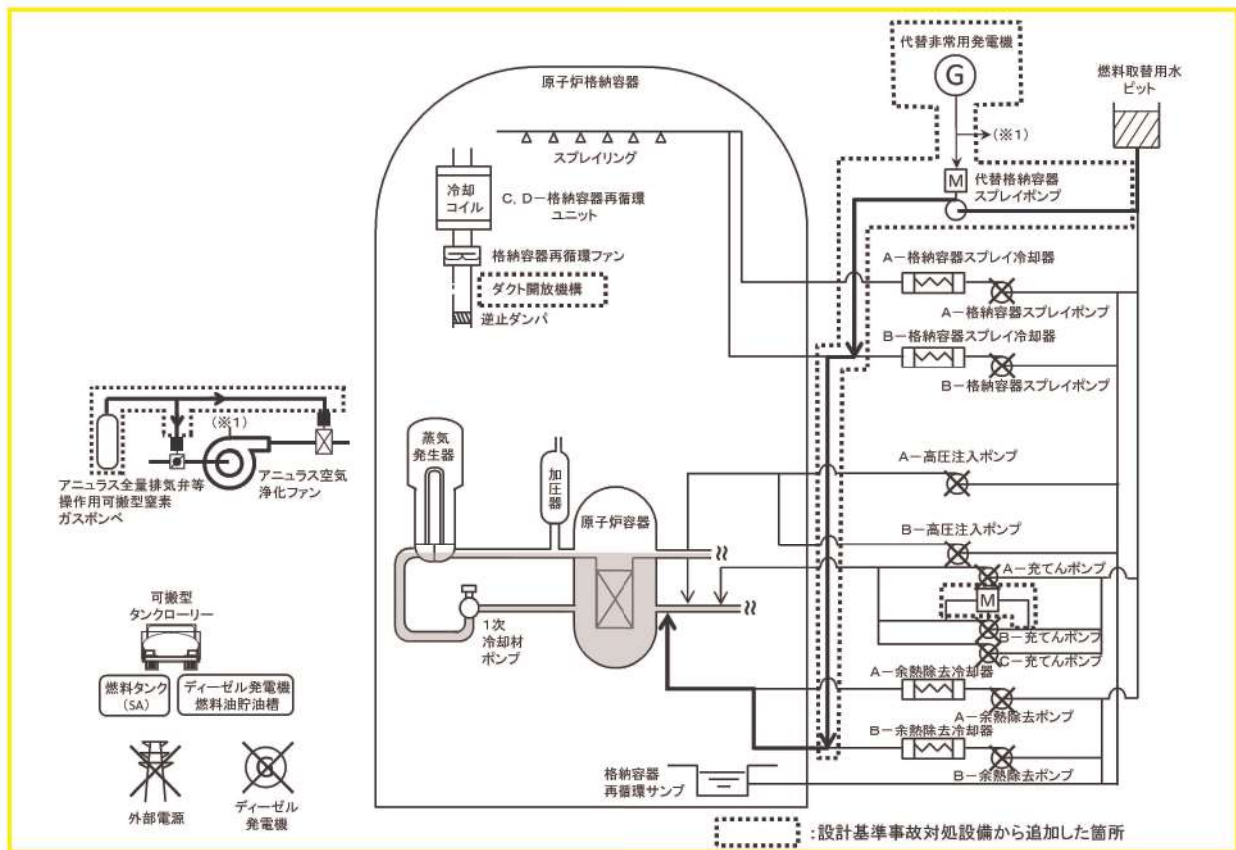
第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)

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

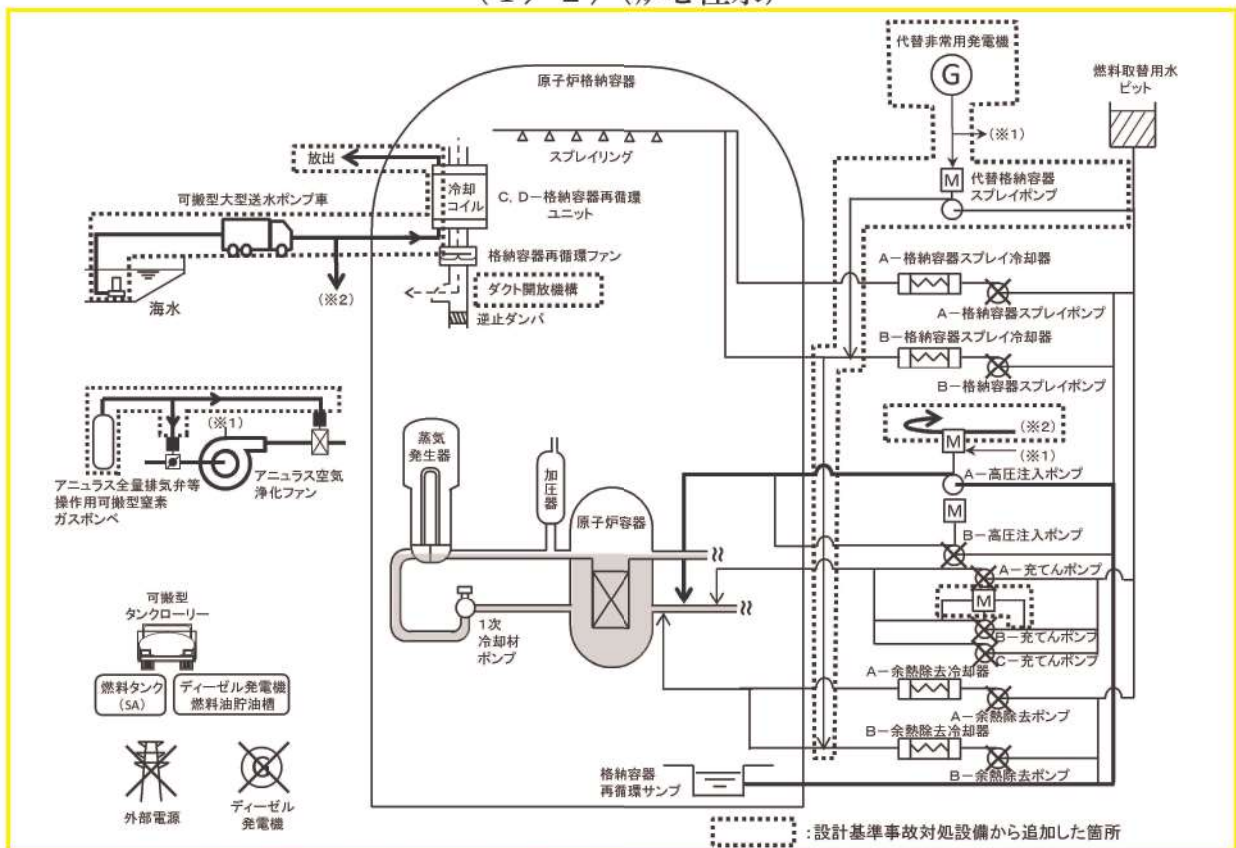
初期条件

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2/2)

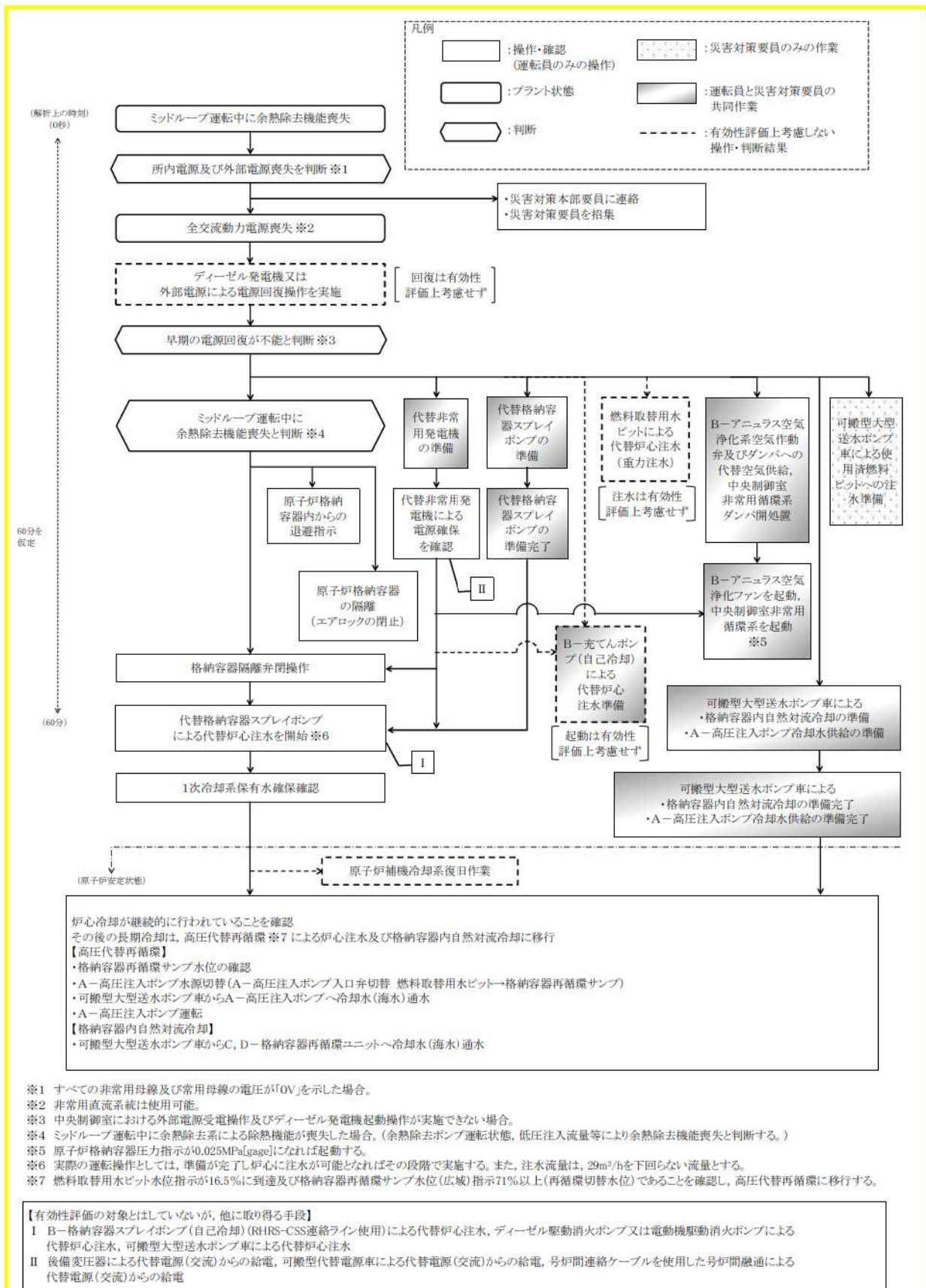
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生後の 60 分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断並びに代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間。



第7.4.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (炉心注水)



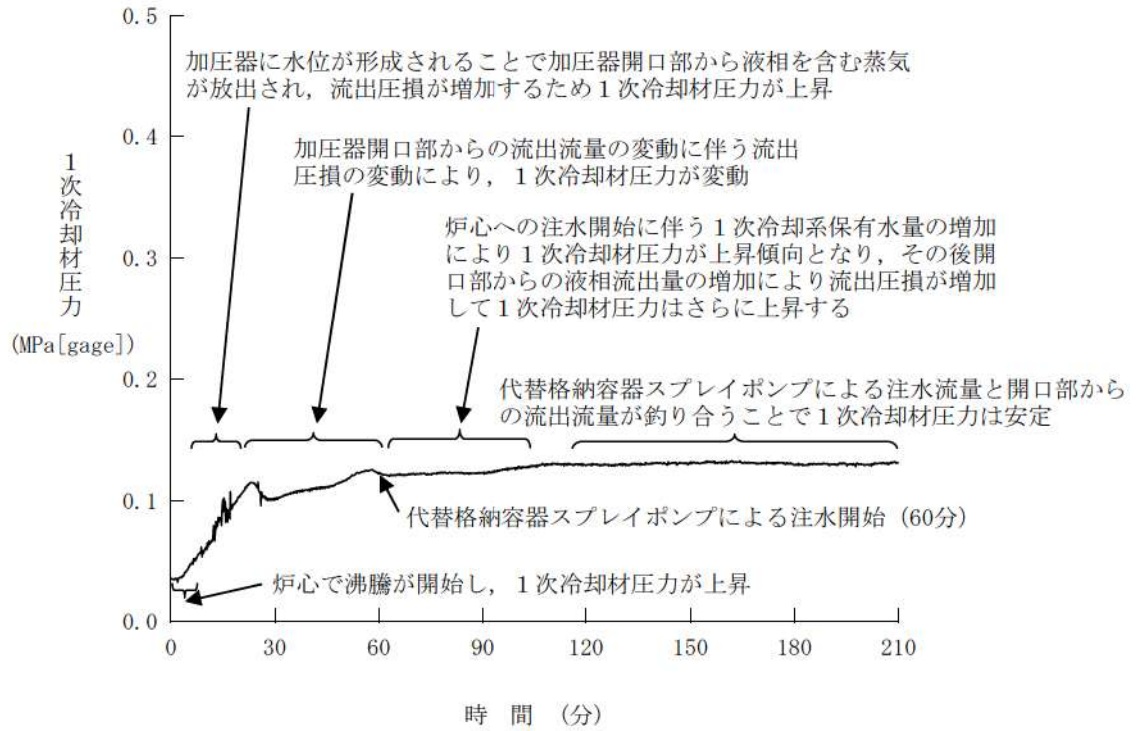
第7.4.2.1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (高圧代替再循環及び格納容器内自然対流冷却)



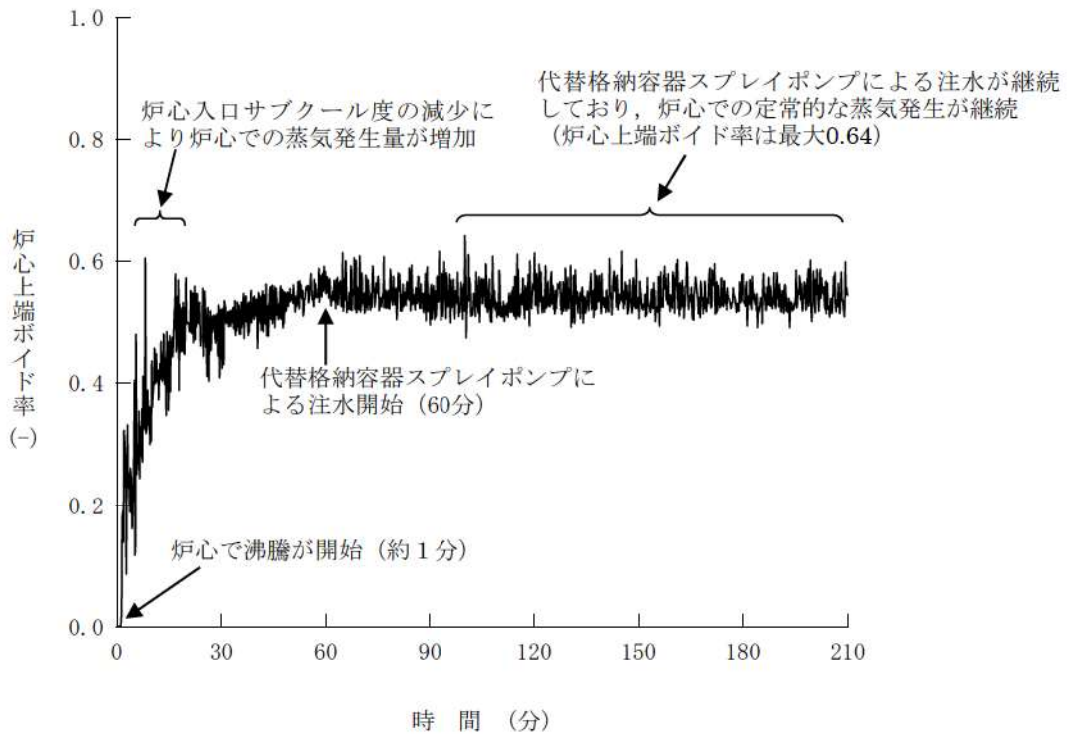
第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目				必要な人員と作業項目				経過時間(分)										備考									
作業項目	責任者	補佐	作業内容	実施箇所・必要人員数				0m	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	備考						
				中気配電	1人	1人	1人																				
				運転操作員	1人	1人	1人																				
				運転操作員	1人	1人	1人																				
				電気主任監督 (作業中)	1人	1人	1人																				
状況判断	2人 A, B	-	作業の内容				60分 代官検修作業スタート ポンプによる日本開始																				
格納容器隔離	1人 [A]	-	格納容器遮断機作動					10分																			
	格納容器出入口管理員	-	格納容器出入口作動					30分																			
	格納容器遮断機作動	1人 [C]	1人 [A], [B]	格納容器出入口作動				30分																			
電源検出作業	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		15分	10分	45分																		
代官格納容器スライディング起動操作	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		10分	5分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	5分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	5分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	5分																			
減圧気配電	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
格納容器減圧スライディング停止	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
格納容器減圧スライディング停止	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			
	1人 [A]	-	1人 [C]	1人 [A], [B]	1人 [C]		30分	30分																			

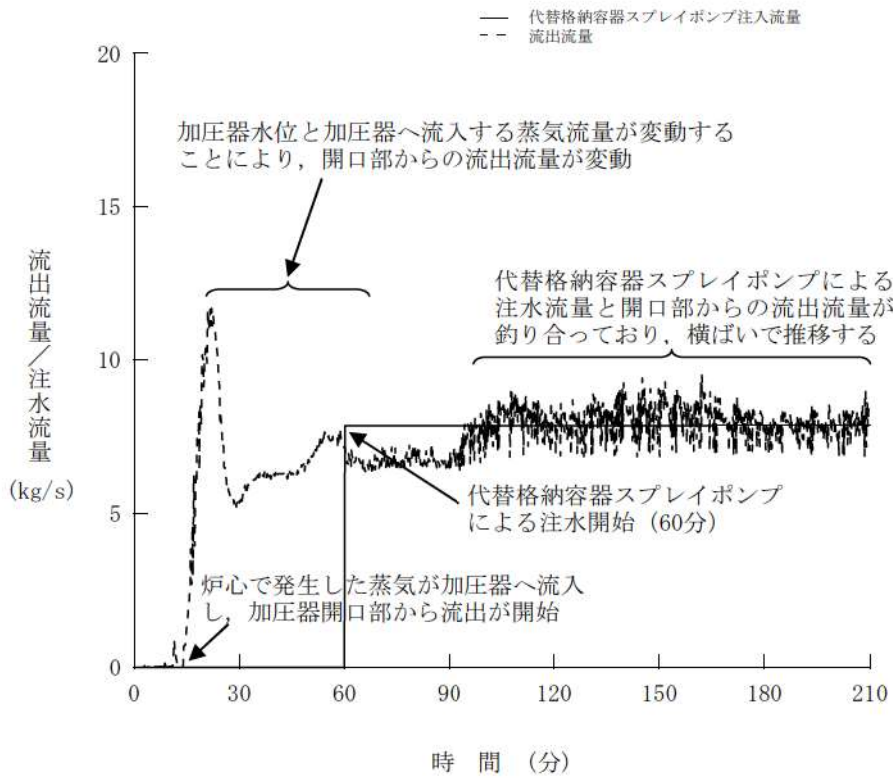
第7.4.2.3図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (1/2)



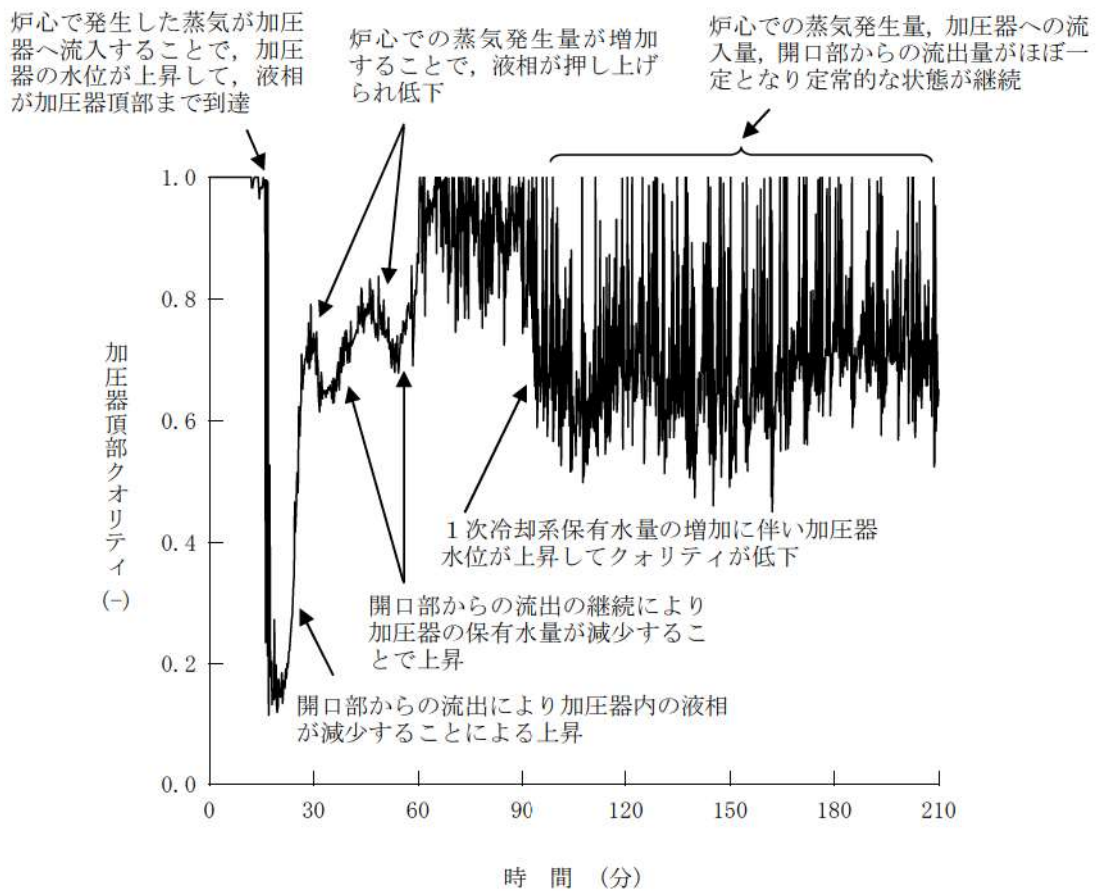
第7.4.2.4図 1次冷却材圧力の推移



第7.4.2.5図 炉心上端ボイド率の推移



第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移