

て、最確条件とした場合は、評価条件で設定している水位より高くなるため、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位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、評価条件で設定している初期水位よりも使用済燃料ピット水位が低くなるが、使用済燃料ピット水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より水温が高

い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約1.6日後と長時間であることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平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1.5日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の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。

初期条件の初期水位は、評価条件の燃料頂部より7.55mに対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、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。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水位が燃料頂部より7.55mの場合と比較して約0.1日短い約1.5日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発

生の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0.2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、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1.3日となるが、可搬型大型送水ポンプ車によ

る使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の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後の4.4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。

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を開始する時間である事象発生の4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。

(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。

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34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（25m³/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、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

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。

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

断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設備	可搬型設備	計装設備
a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、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
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*
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"> 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。 	-	-	-
d. 使用済燃料ピット注水操作	<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通常水位を目安に注水し、通常水位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) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット水位 (可搬型)

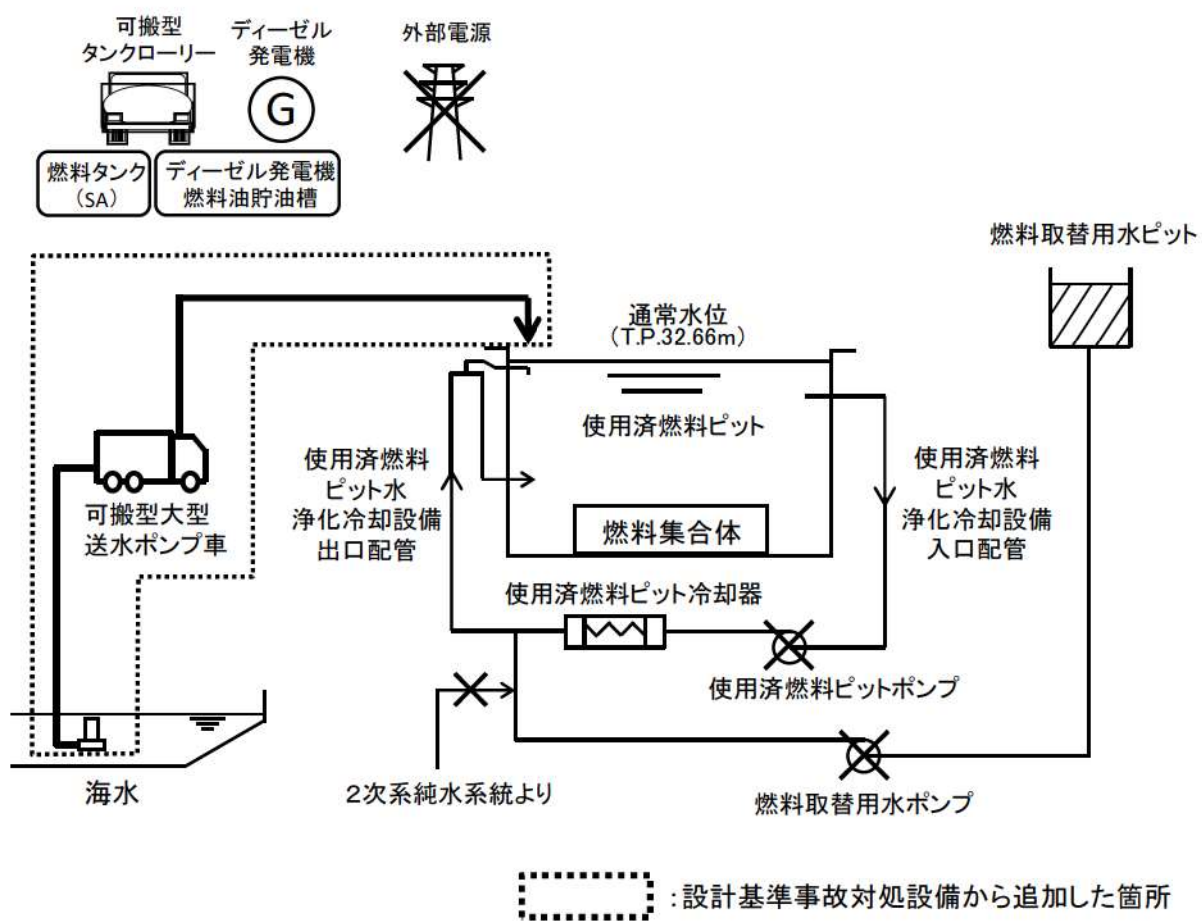
*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

第7.3.1.2表 「想定事故1」の主要評価条件（1/2）

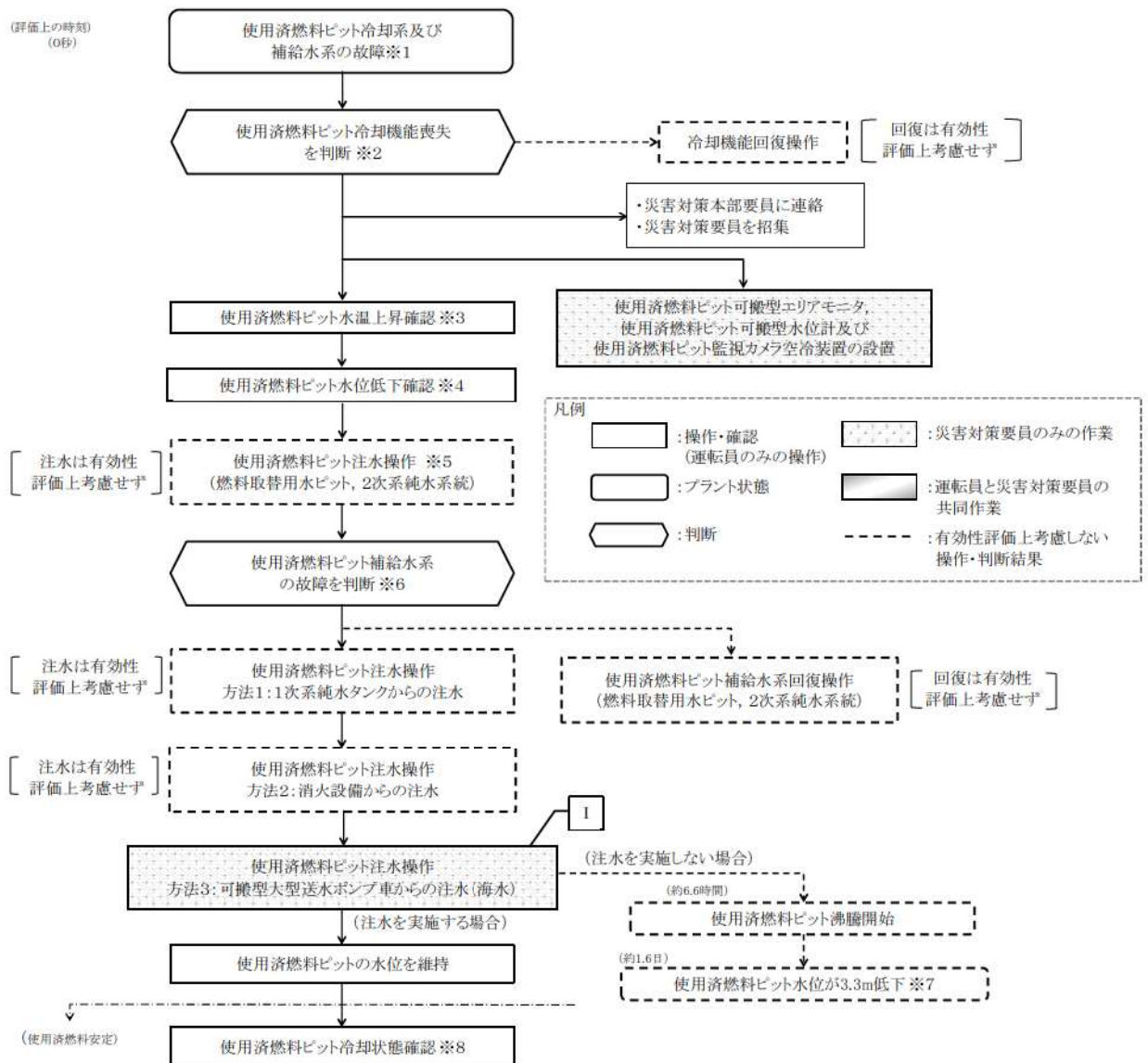
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
使用済燃料ピット崩壊熱	11.508MW	核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後（原子炉停止後7.5日 [*] ）に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1，2号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料の使用も考慮したものとしいる。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピ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）	燃料頂部より7.55m	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。 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替建屋の遮蔽設計基準値（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とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約7.62mであるが、初期水位を燃料頂部より7.55mと設定。
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。
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。
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。
初期条件		
事故条件		

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	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扱替時の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。
	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	25m 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	事象発生後の 4.4 時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される水位に保つ必要があり、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操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第7.3.1.1図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図

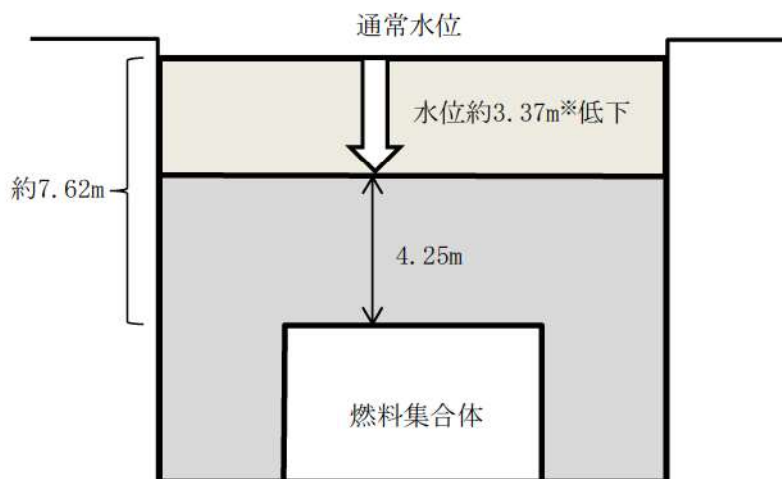


- ※1 本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交流動力電源喪失が起因となる場合は、「第7.1.2.3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要(「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)」の「可搬型大型送水ポンプ車の準備(使用済燃料ピットへの注水確保等)」の中で対応する。
- ※2 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。
使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位
- ※3 使用済燃料ピット温度高警報 60℃。
- ※4 使用済燃料ピット水位低警報 T. 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】

1 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)



使用済燃料ピット水位概要図

	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

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4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。

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ォンブレーカを設け、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。

(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。

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19.16m³/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、燃料頂部より6.25m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。

(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25m³/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、事象発生の4.4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℃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7.3.2.4図に示すとおり事象発生の約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、事象発生の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の約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。

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。

事象発生後の4.4時間後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を行うことで、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、その後に蒸発量に応じた使用済燃料ピットへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

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

7.3.2.3 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。

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後の4.4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。

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、「7.3.2.2(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約1.0日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水を開始する時間である事象発生約4.4時間後に対して十分な時間余裕がある。

(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。

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34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
a. 使用済燃料ピット冷却及び対機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット水位低警報の発信で、使用済燃料ピット水位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ー、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	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	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*
c. 使用済燃料ピット水温上昇の確認	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。 	-	-	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ
d. 使用済燃料ピット注水操作	<ul style="list-style-type: none"> 1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 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とで、必要な遮蔽を確保できてい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ー 使用済燃料ピット水位 (可搬型)

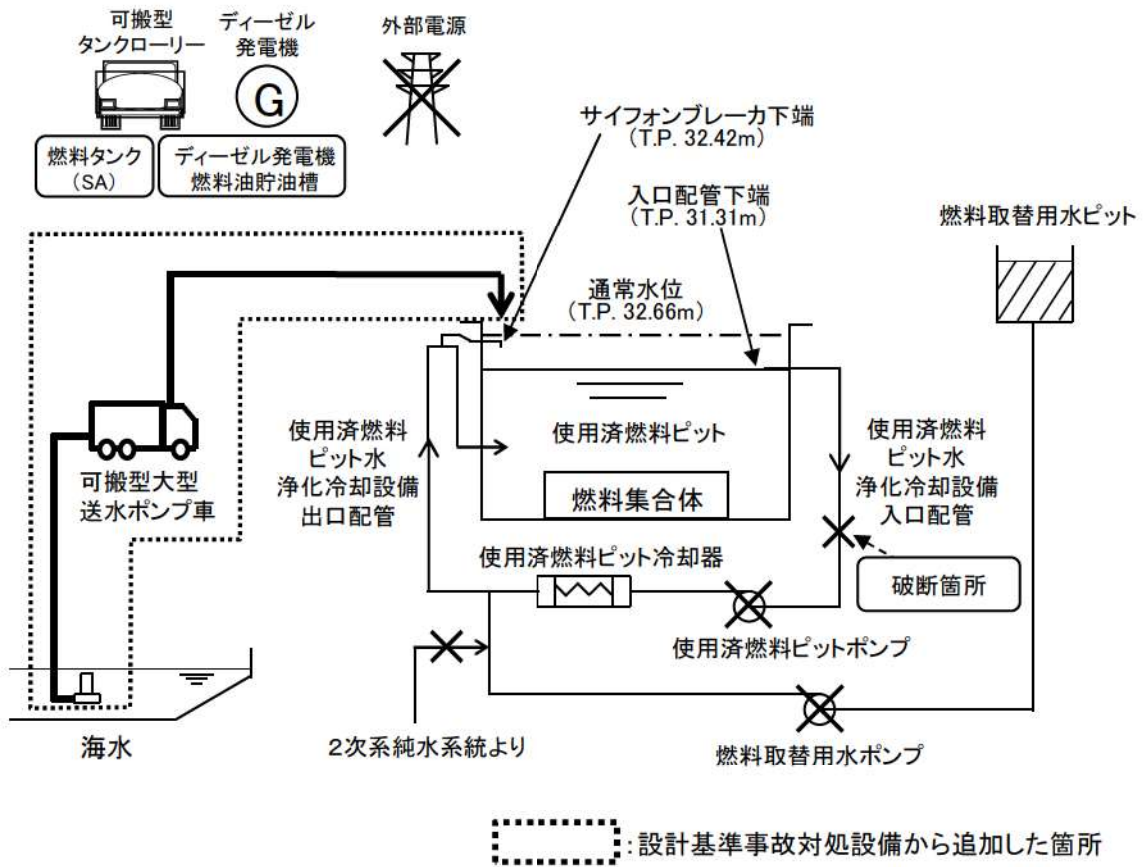
* : 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 : 有効性評価上考慮しない操作

第7.3.2.2表 「想定事故2」の主要評価条件（1/2）

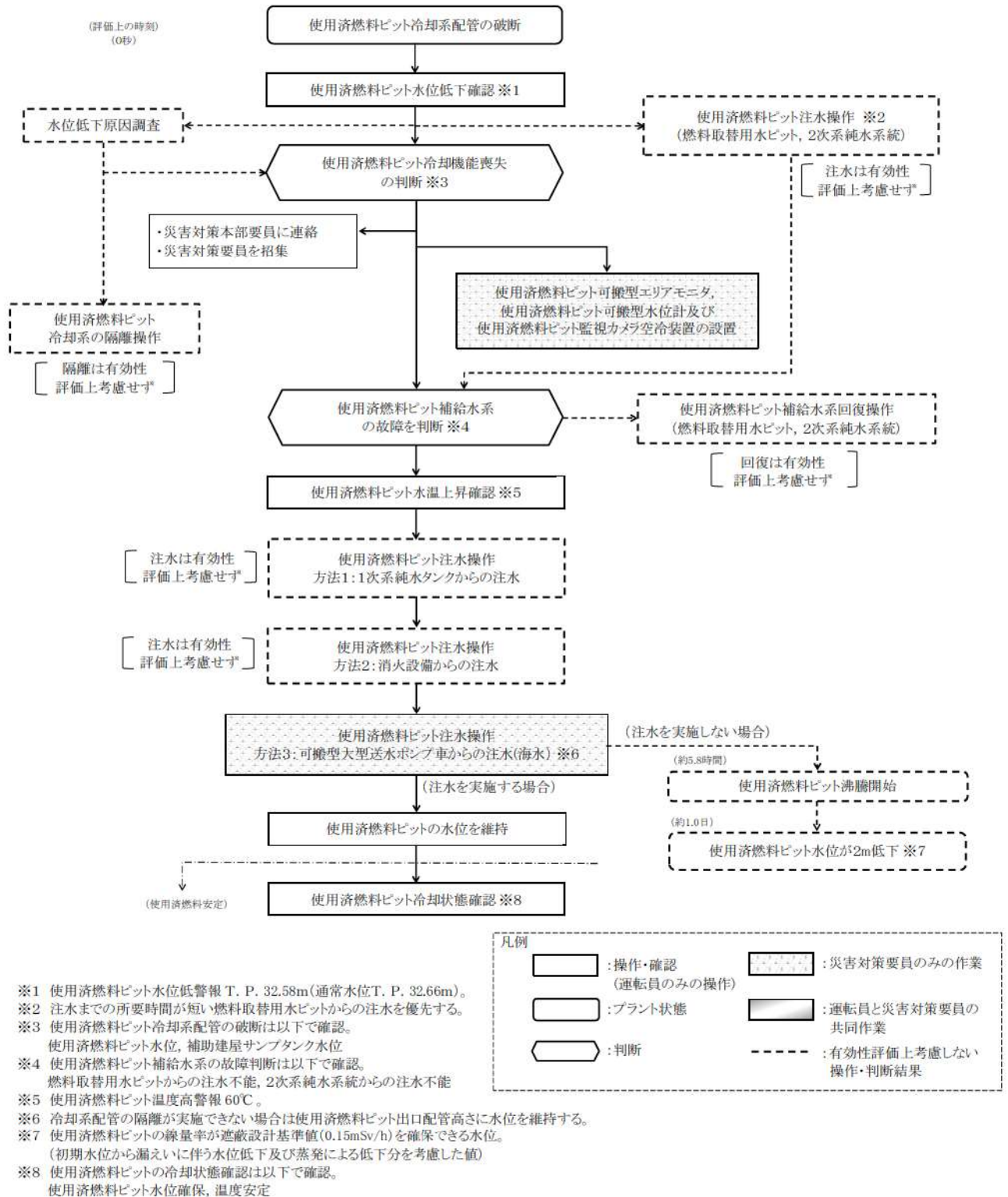
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	<p>使用済燃料ピット崩壊熱</p> <p>11.508MW</p>	<p>核分裂生成物が多く使用済燃料ピット崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後（原子炉停止後7.5日[*]）に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料（1，2号炉分含む。）を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料の使用も考慮したものとしている。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。</p>
初期条件	<p>事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）</p> <p>40℃</p>	<p>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。</p>
初期条件	<p>使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</p> <p>A－使用済燃料ピット， B－使用済燃料ピット， 燃料検査ピット及び 燃料取替キヤナル接続</p>	<p>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。</p>
事故条件	<p>冷却系配管の破断によって想定される初期水位</p> <p>燃料頂部より6.25m</p>	<p>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。 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替建屋の遮蔽設計基準値（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とする。これにより、使用済燃料ピット水位は燃料頂部より約6.27mであるが、初期水位を燃料頂部より6.25mと設定。</p>
事故条件	<p>安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失</p>	<p>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。</p>
外部電源	<p>外部電源なし</p>	<p>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。</p>

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	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遮蔽設計基準値（0.15mSv/h） となる水位を設定。
	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	25m 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	事象発生後の4.4時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持される水位に保つ必要があり、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操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



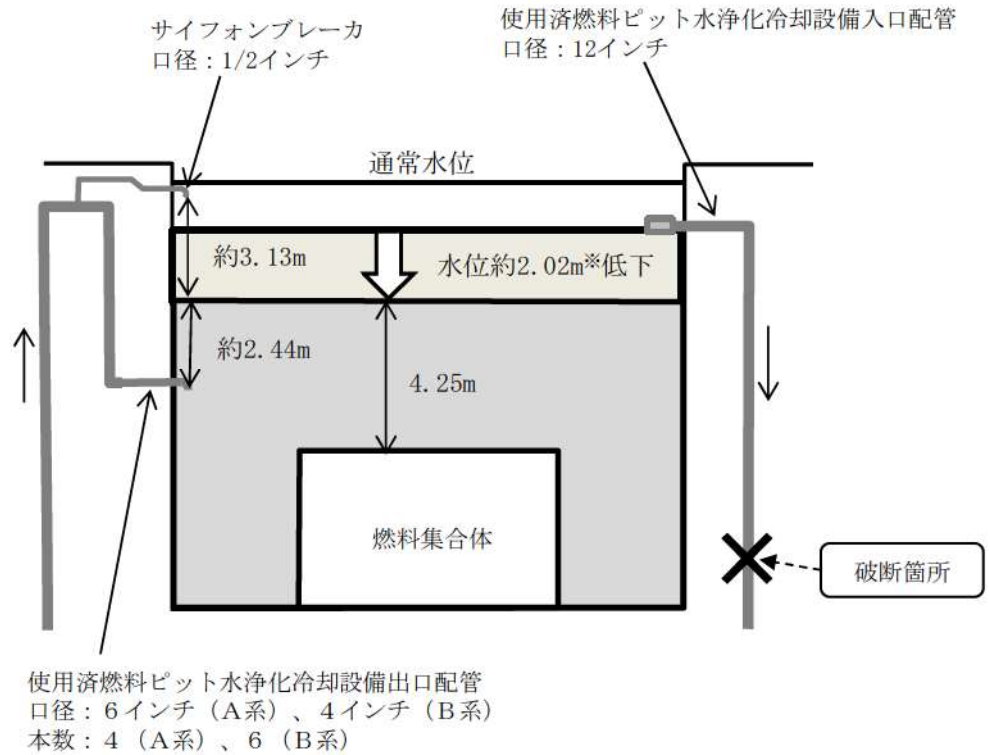
第7.3.2.1図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図



【有効性評価の対象とはしていないが, 他に取得手段】

1 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位が低下する事故」の事象進展)



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

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

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、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を行い、その結果について説明する。

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11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4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、21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。

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。

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。

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。

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くことから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

b. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、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。

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。

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。

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

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。

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。

(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。

(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。

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21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36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、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する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。

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による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による格納容器内自然対流冷却を整備している。

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. アニユ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、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニユ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。 	アニユラス空気浄化ファン* アニユ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)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	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*	—	【低圧注流入量】* 【高圧注流入量】* 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槽*	原子炉補機冷却水サージタンク 加圧用可搬型窒素ガスボンベ	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

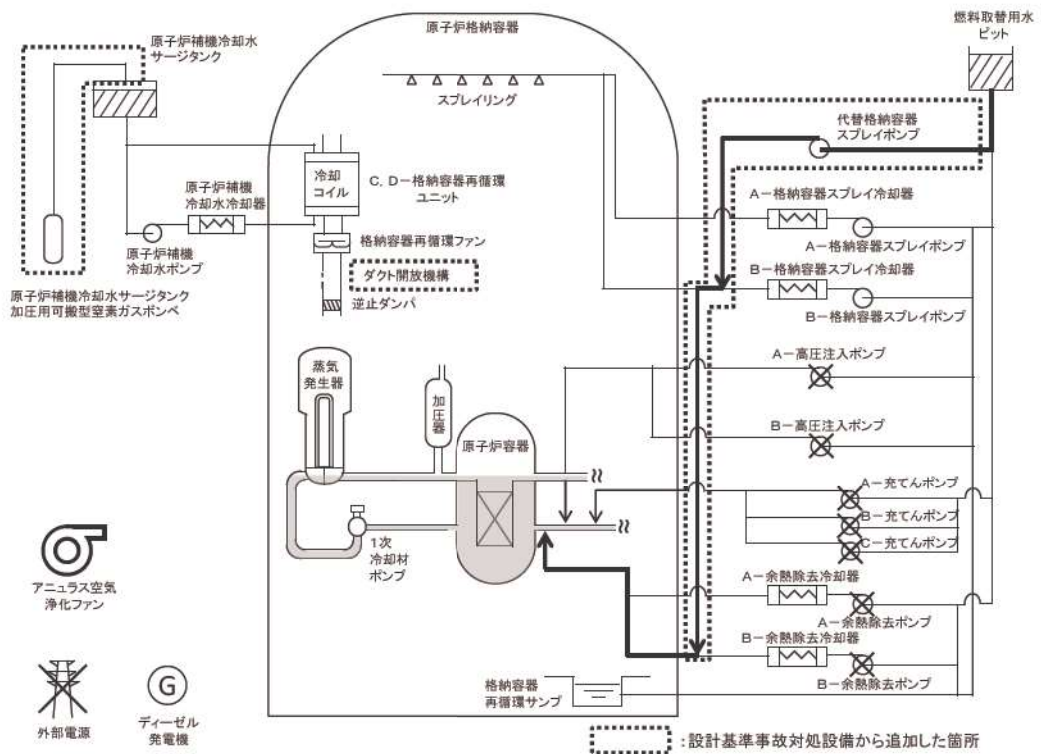
第7.4.1.2表 「崩壊熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失(余熱除去系に余熱除去機能が喪失する事故)」の主要解析条件
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)(1/2)

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・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、定期事業者検査工程上、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のことから設定。
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。

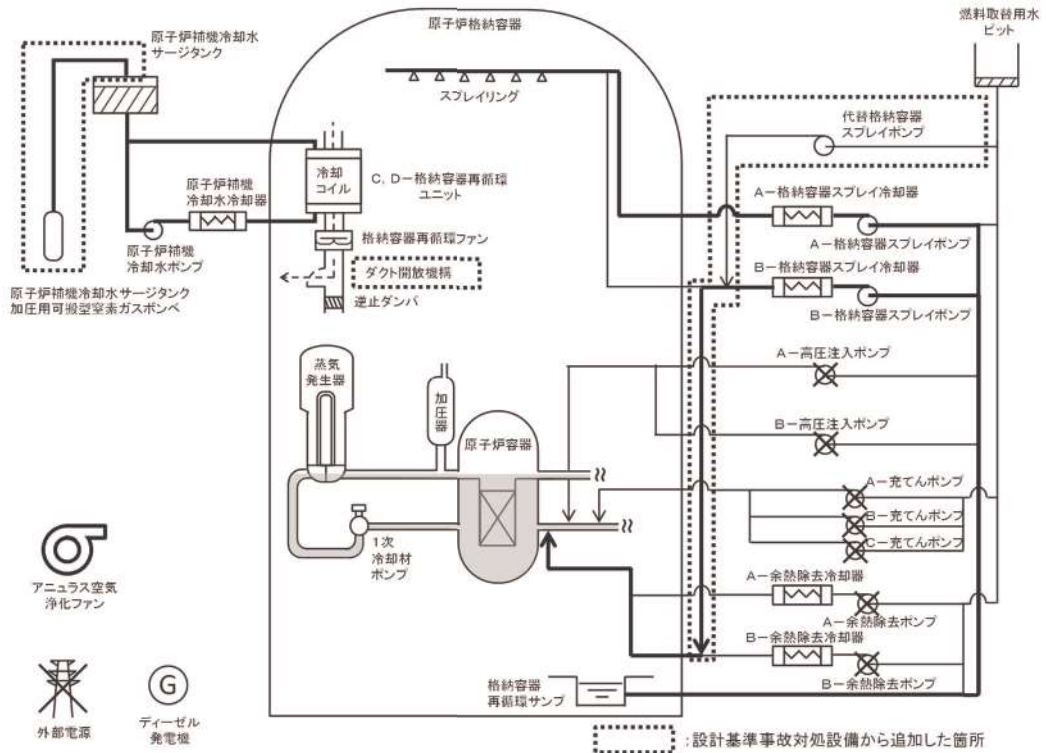
初期条件

第7.4.1.2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）

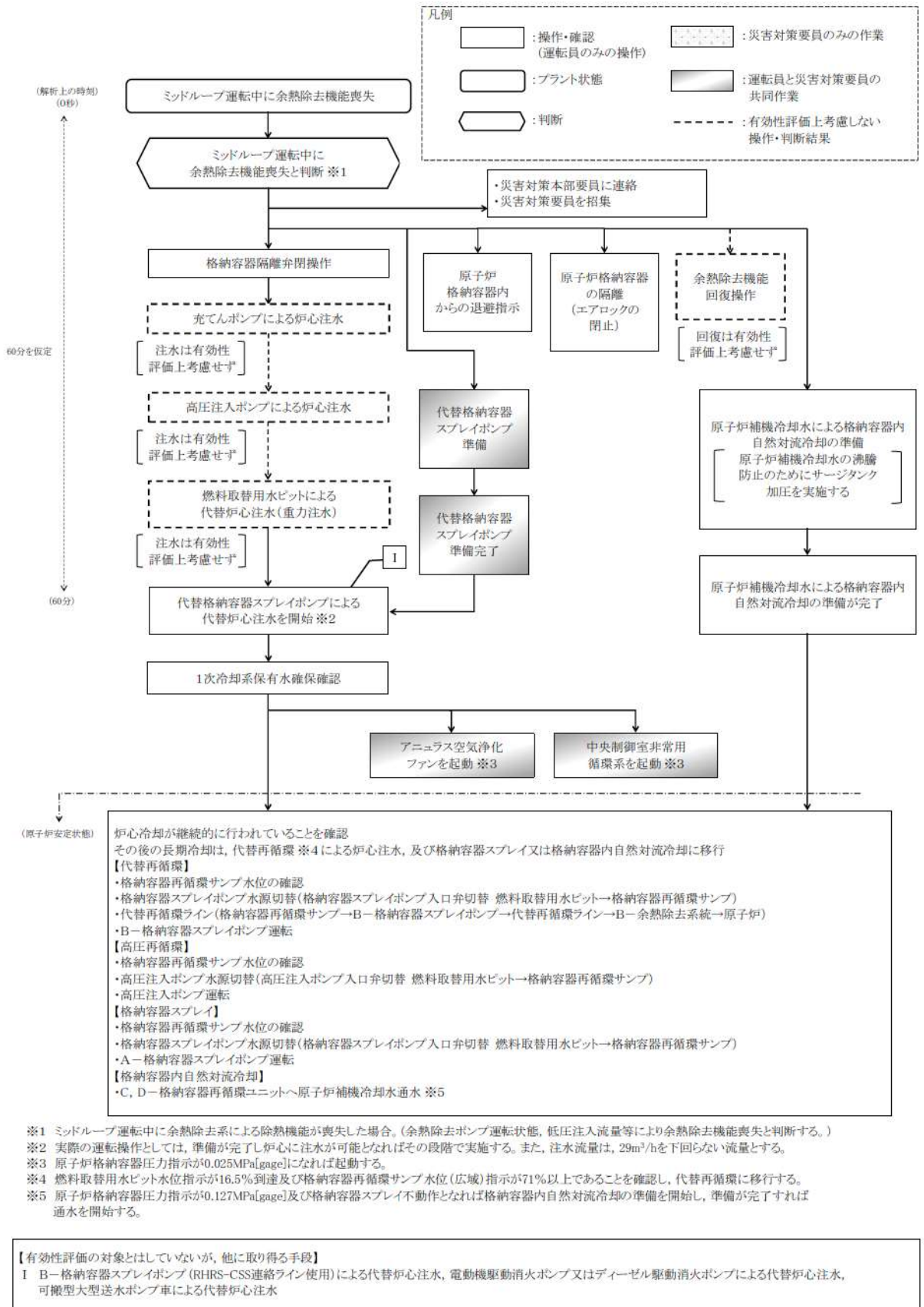
項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の 余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	待機中の余熱除去機能喪失 及び高圧注入機能 喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系の有効性を確認するため、充てん系及び高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
重大事故等対策に 連する機器条件	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機により代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事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。
	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 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、事象発生後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。



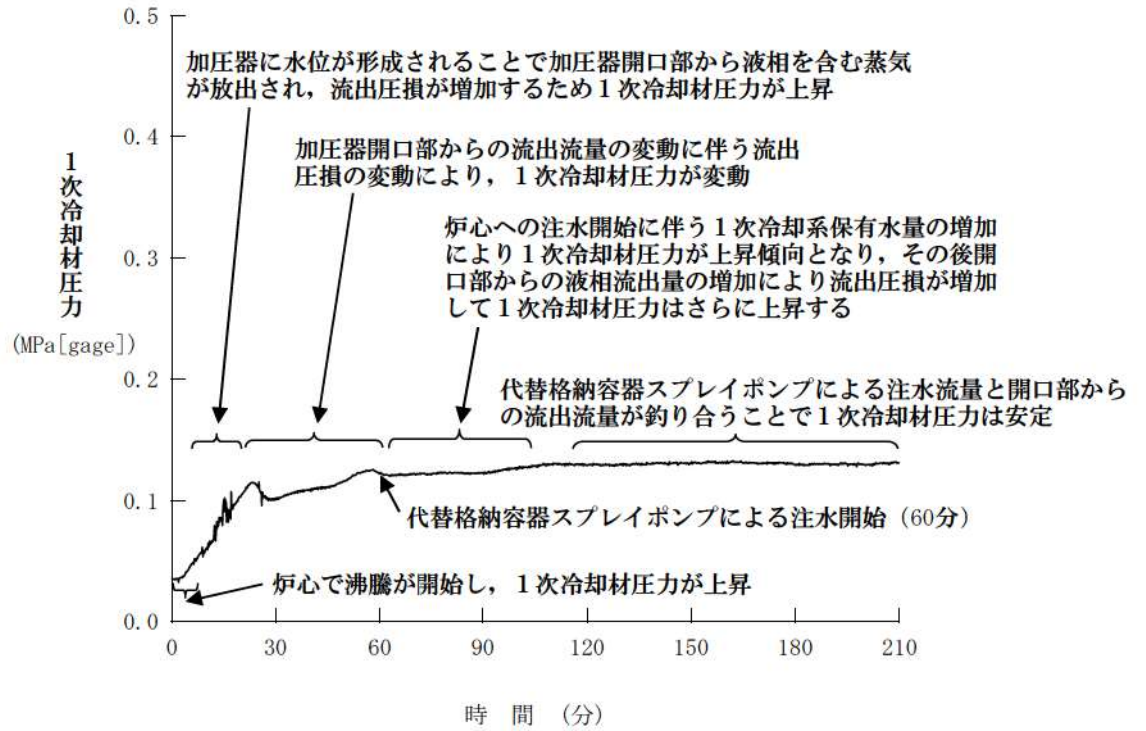
第 7.4.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図（1 / 2）（炉心注水）



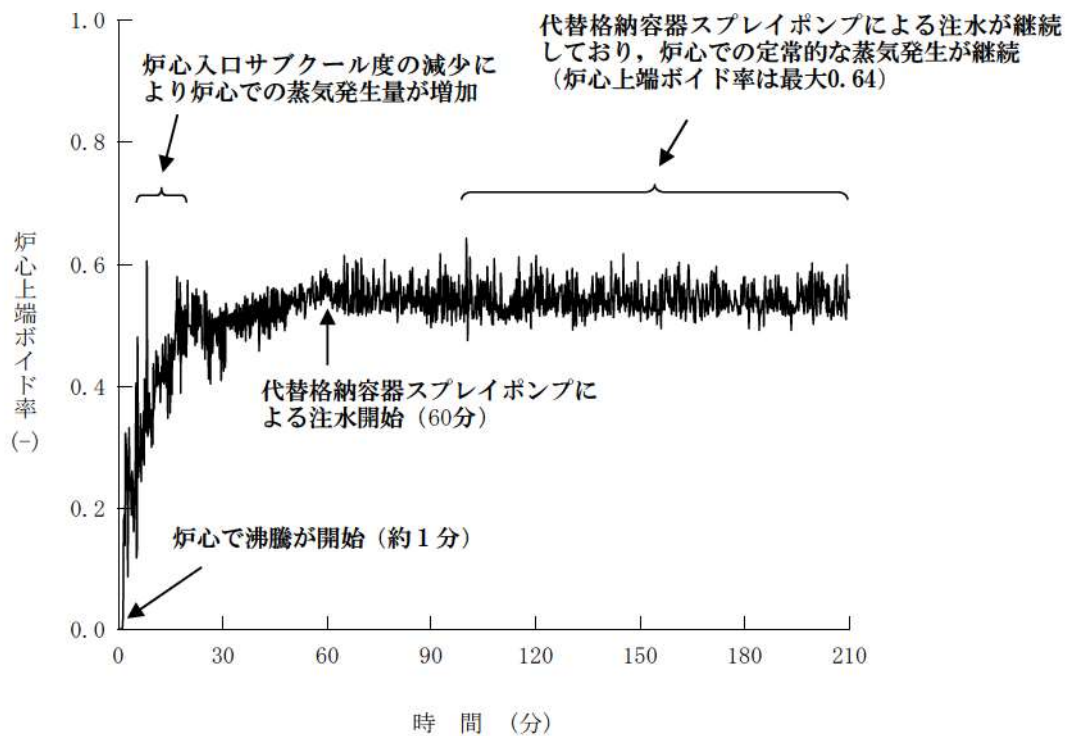
第 7.4.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策の概略系統図（2 / 2）
（代替再循環，格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）



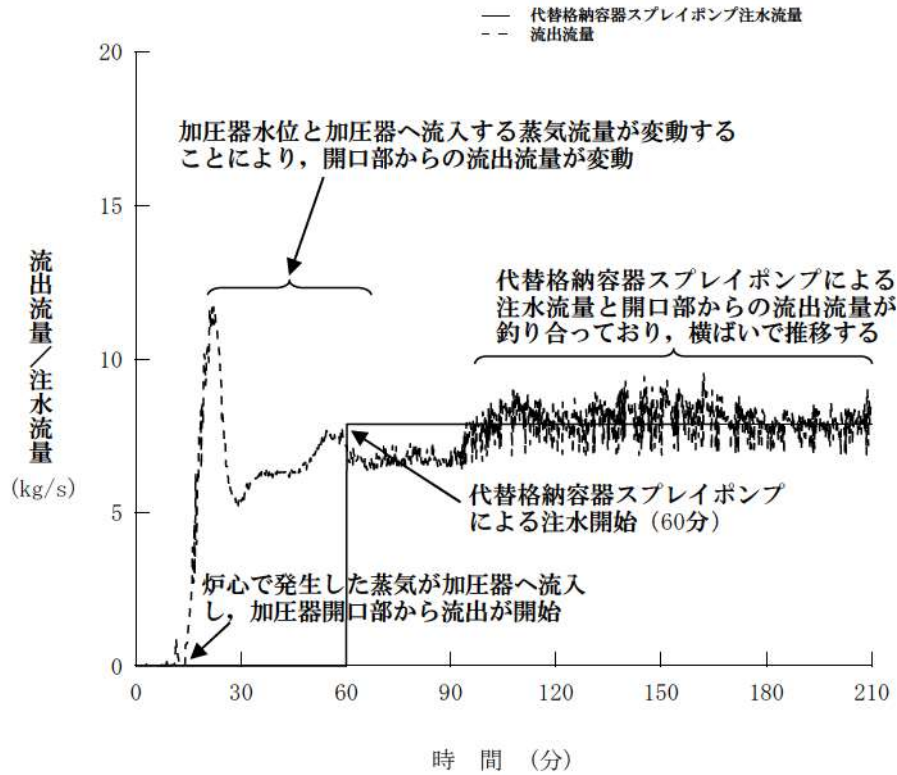
第 7. 4. 1. 2 図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要(「燃料取出前のミドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)



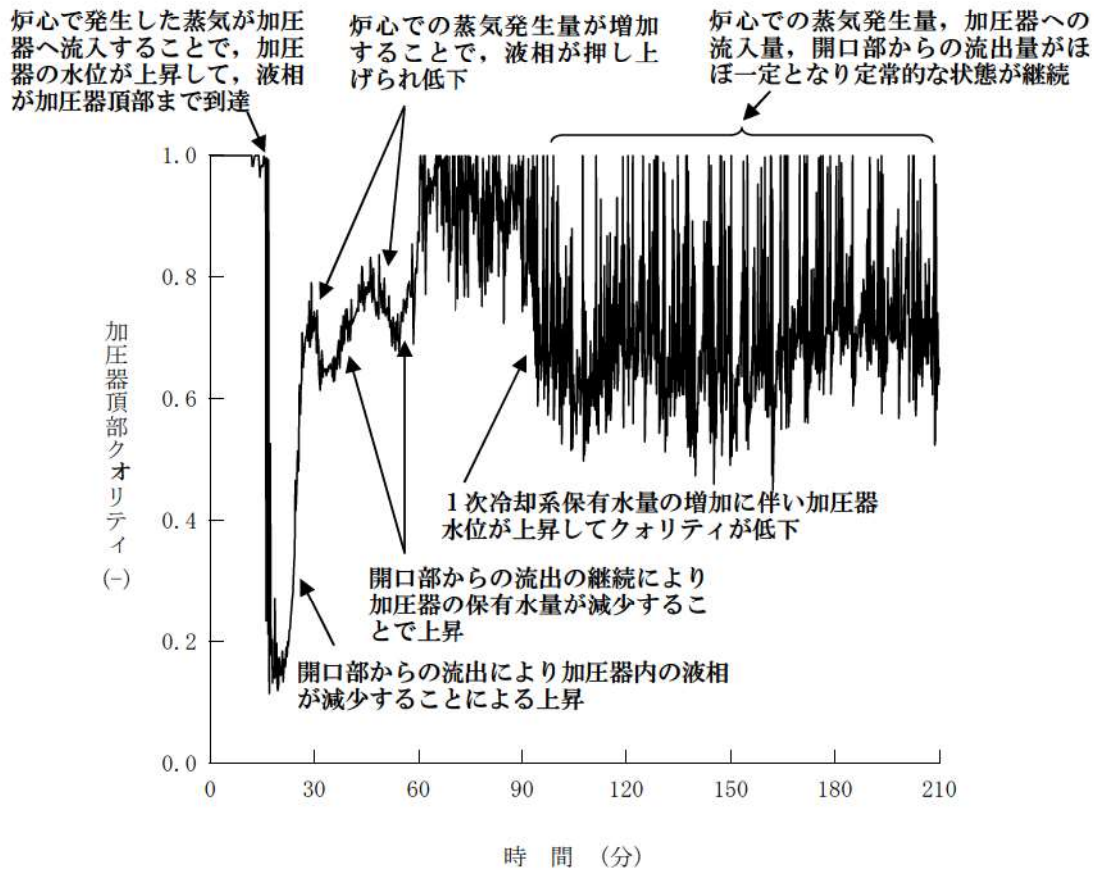
第7.4.1.4図 1次冷却材圧力の推移



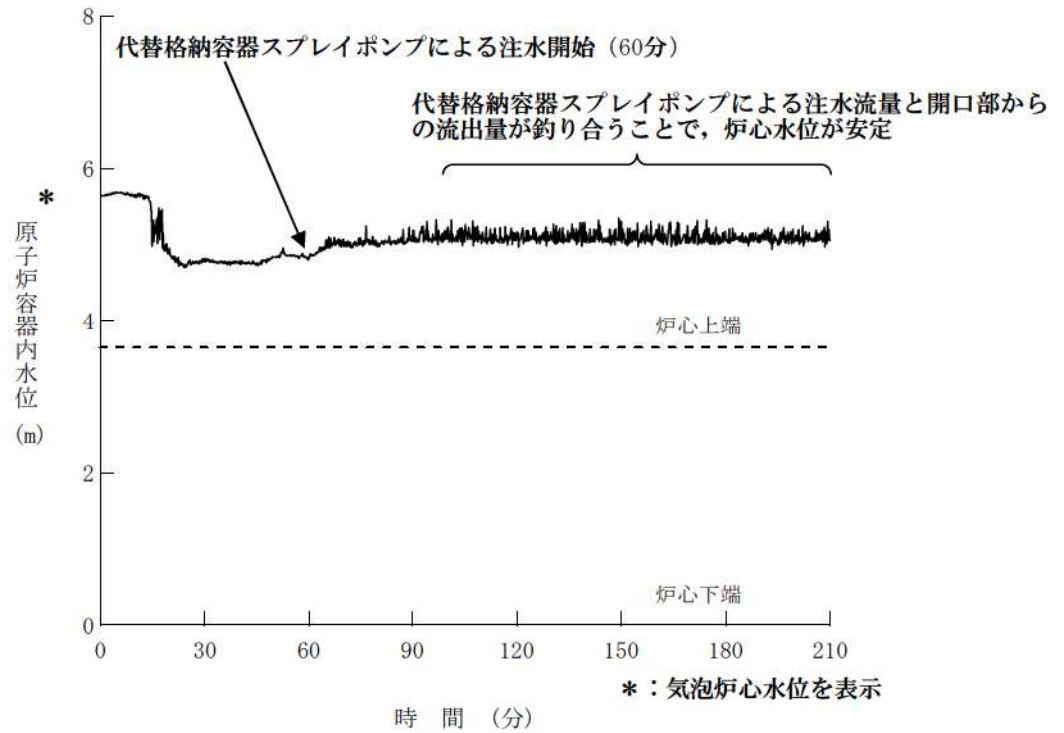
第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移



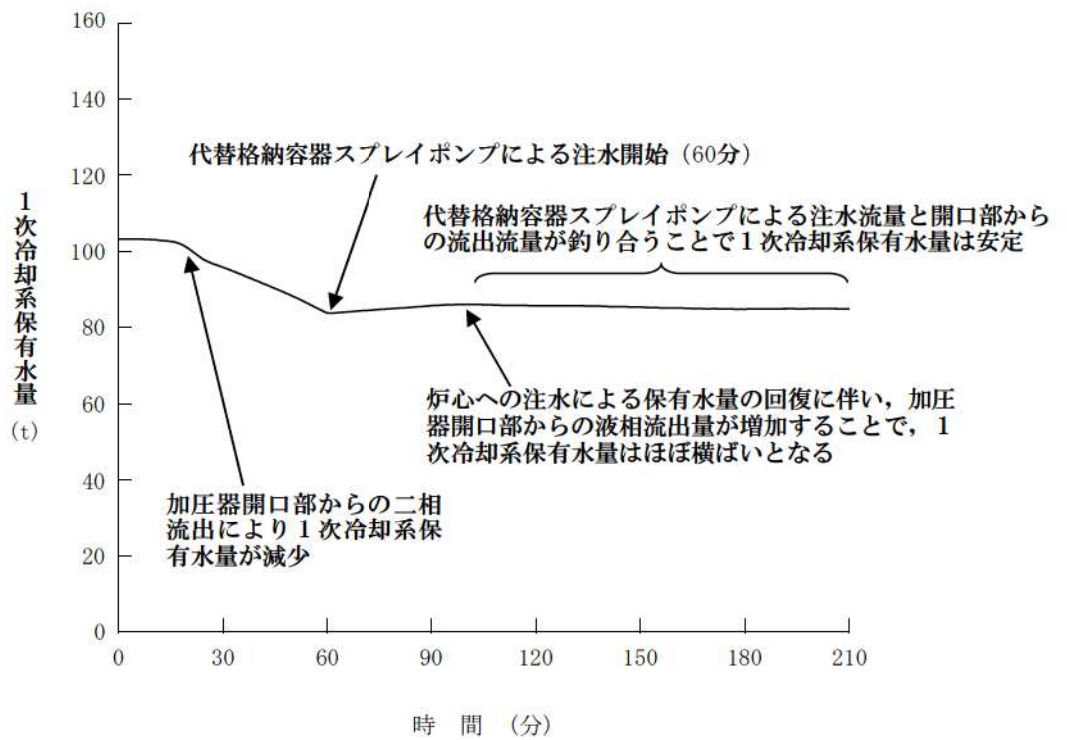
第7.4.1.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



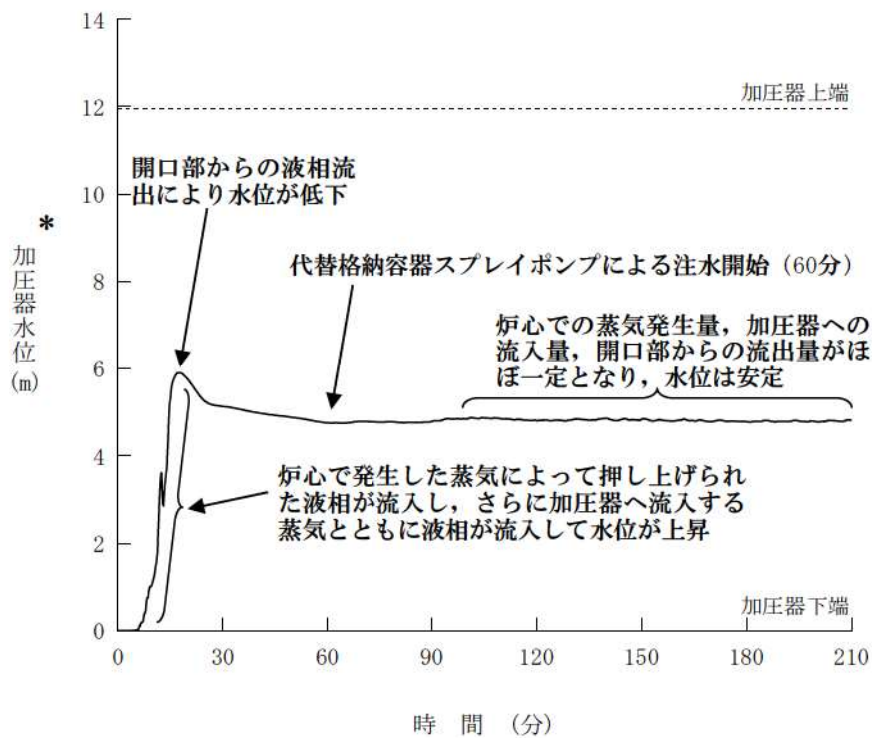
第7.4.1.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

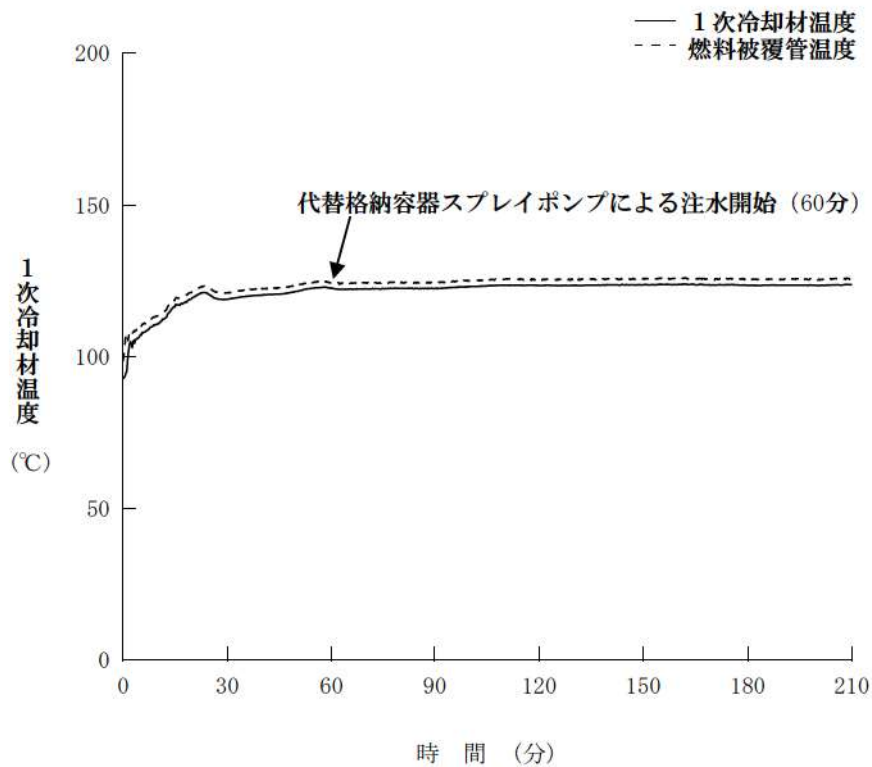


第7.4.1.9図 1次冷却系保有水量の推移

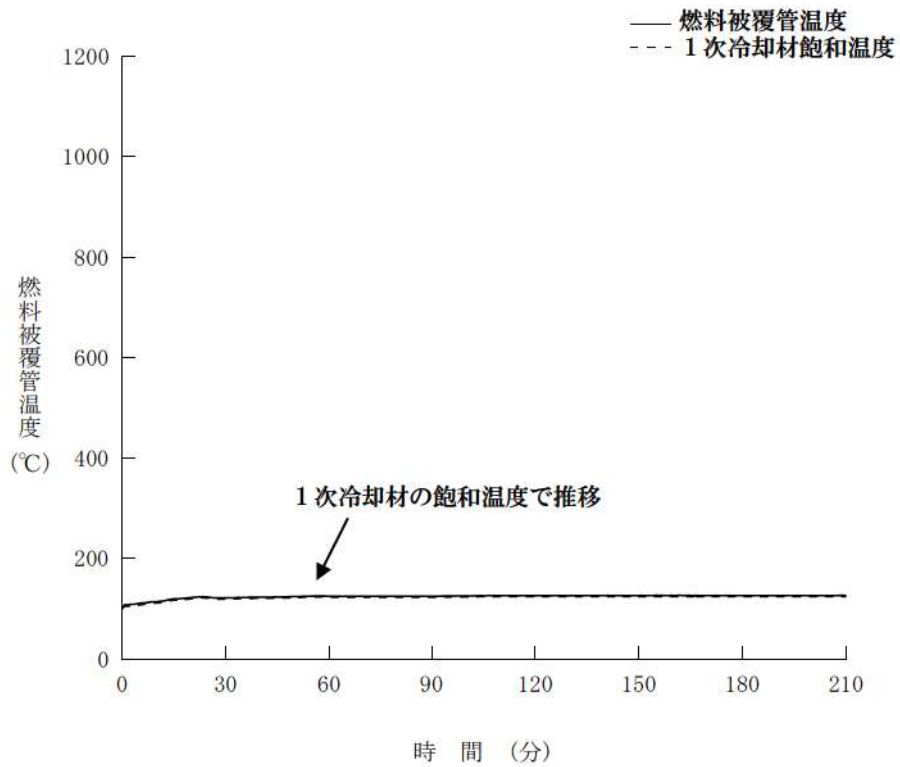


* : 加压器下端から上端までのコラプス水位を表示

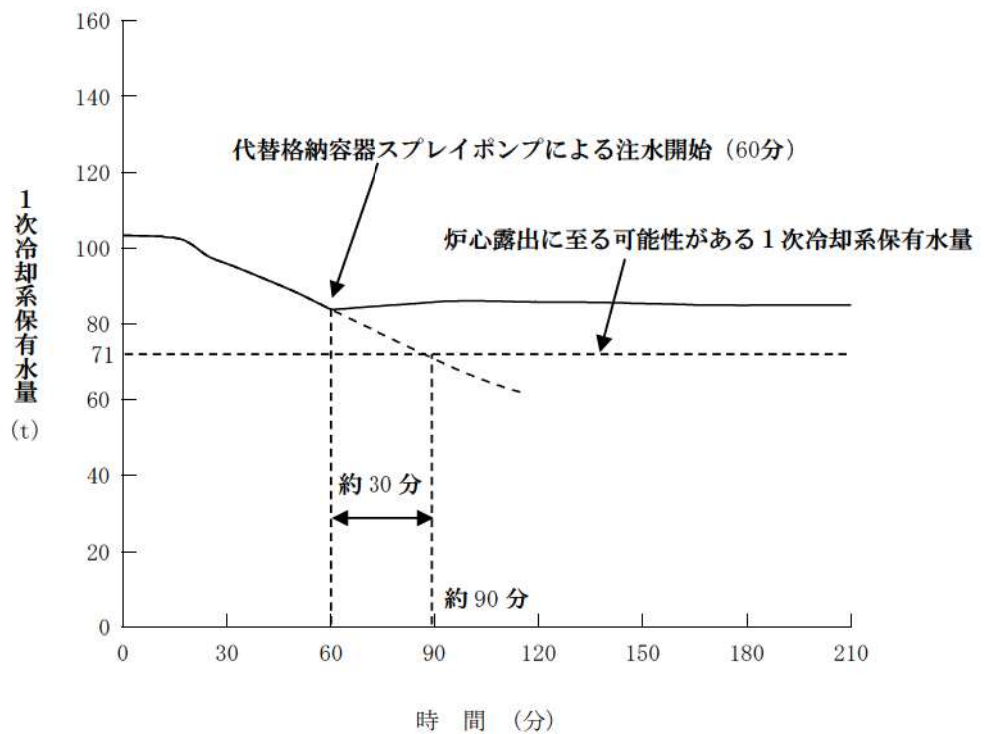
第7.4.1.10図 加压器水位の推移



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)

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21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4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。

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。

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。

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、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（窒素ポンベ接続）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。

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。

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、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、事象発生後の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、事象発生後の検知及び判断、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、事象発生後の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。

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。

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。

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を用いた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。

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±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7.4.2.8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。

(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。

(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。

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21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36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）未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

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。

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、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による格納容器内自然対流冷却を整備している。

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	計装設備
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非常用母線の電圧が「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、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）、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びタンクへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系のタンク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。 	-	-	【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）*
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。 	-	-	-

*：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	<ul style="list-style-type: none"> 放射性情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	<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）からの蒸発により崩壊熱を除去する。 	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	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"> 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。 	B-充てんポンプ* 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油槽* 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. アニユ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、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニユラス空気浄化系の空気を動作及びタンクへの代替空気を供給（空素ポンベ接続）を行い、B-アニユ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タンクの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-アニユラス空気浄化ファン* B-アニユ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ァン* 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)	アニユラス全量 排気弁等操作用 可搬型空素ガス 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 ディー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	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

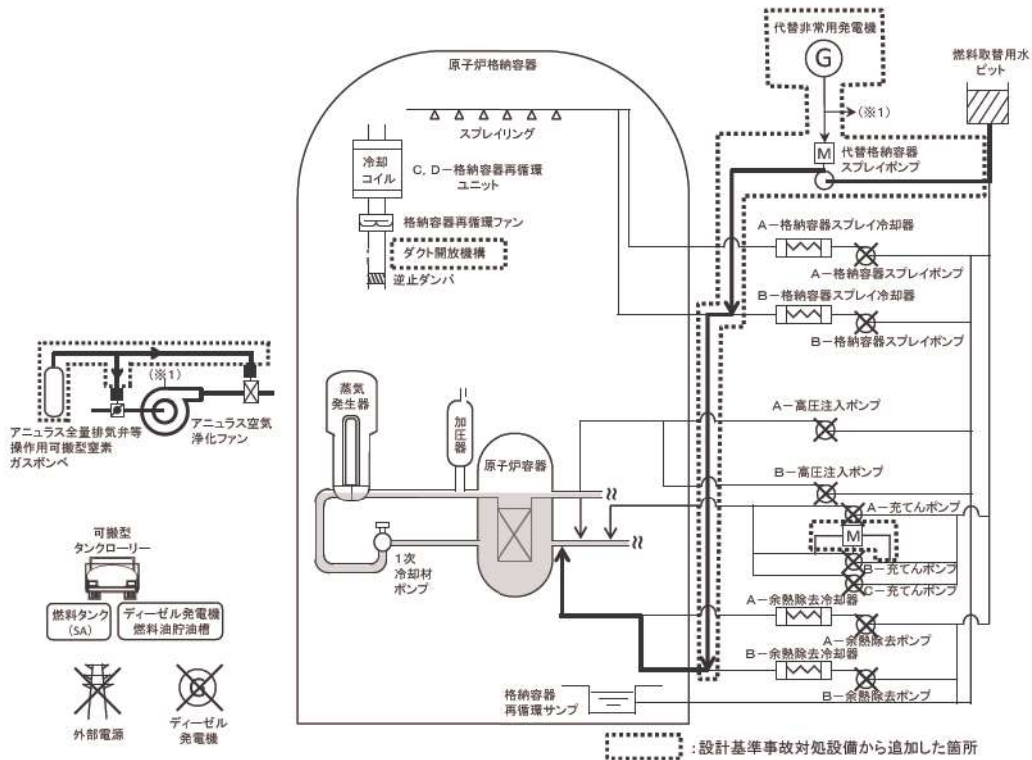
第7.4.2.2表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
 原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(1/2)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナケンス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、定期事業者検査工程上、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のことから設定。
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。

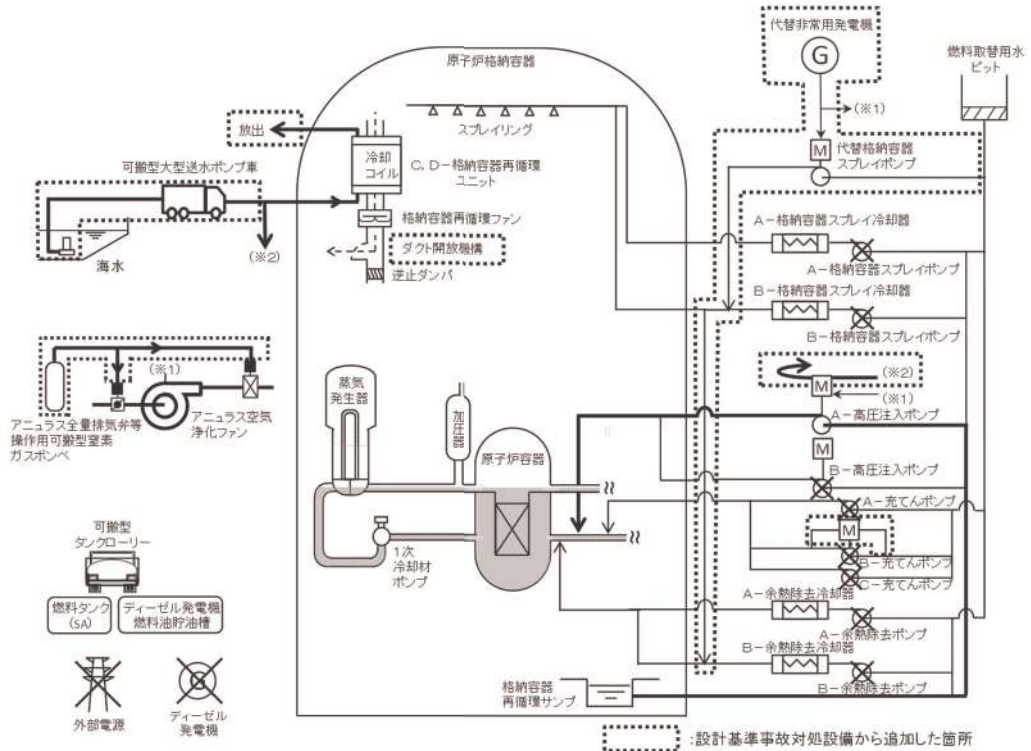
初期条件

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)

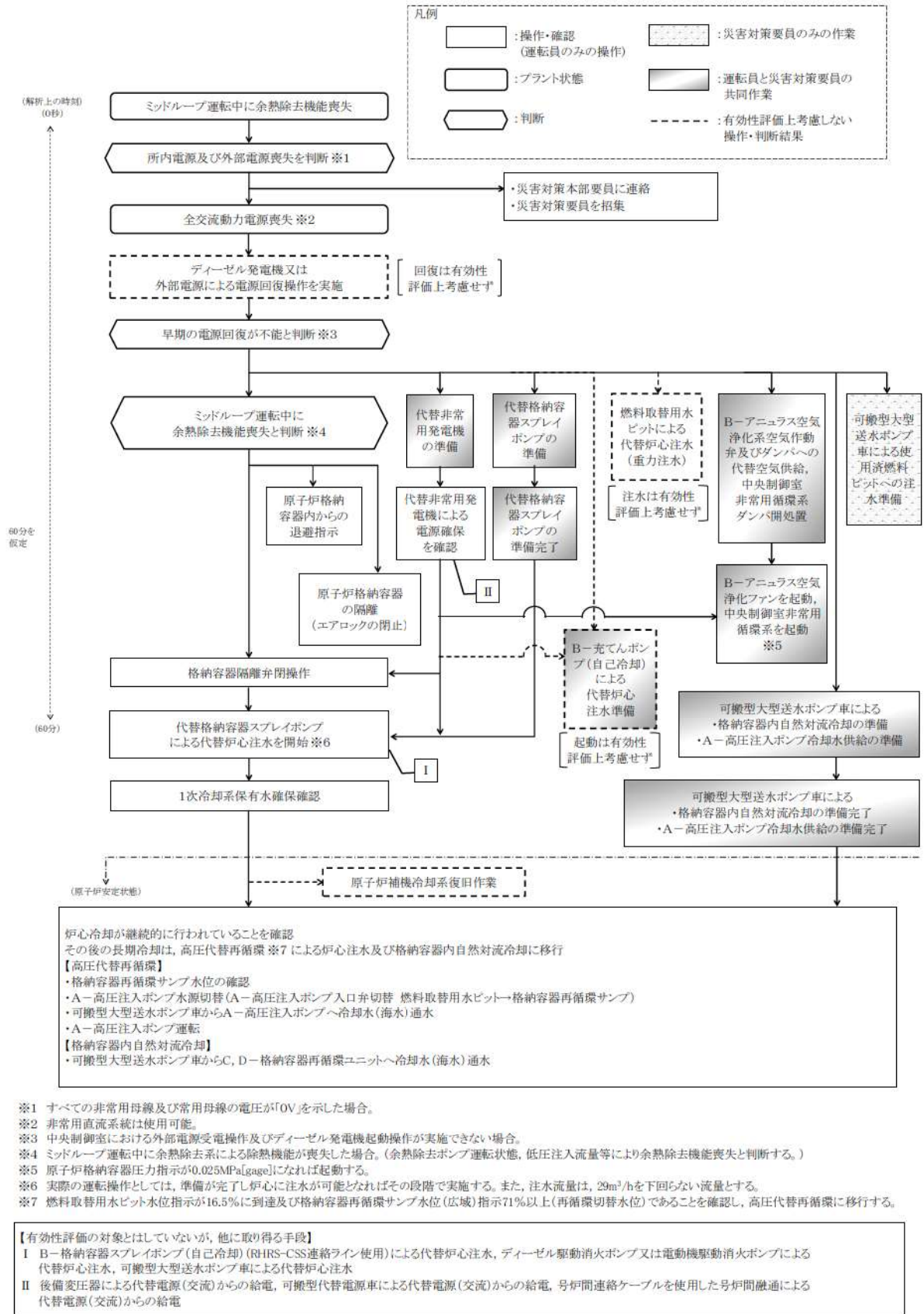
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止72時間後を事象開始として代替格納容器スプレイポンプの起動時間60分時点における炉心崩壊熱による蒸発量約28.4m ³ /hを上回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



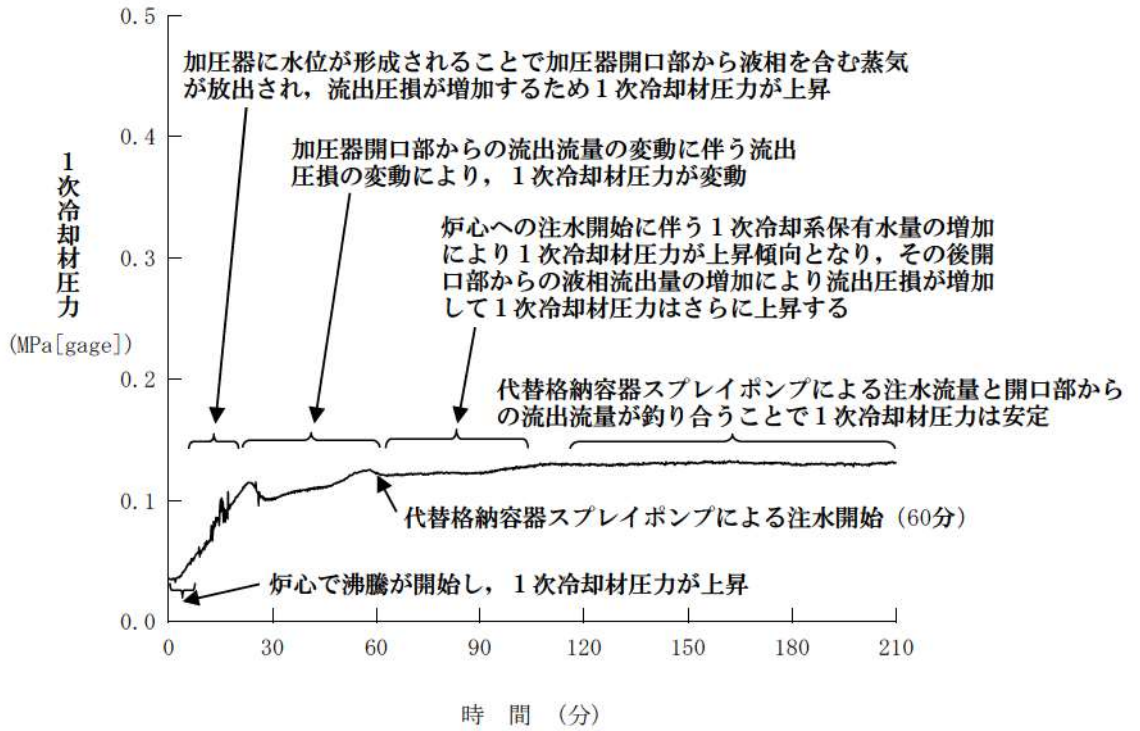
第 7. 4. 2. 1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2 / 2) (高圧代替再循環及び格納容器内自然対流冷却)



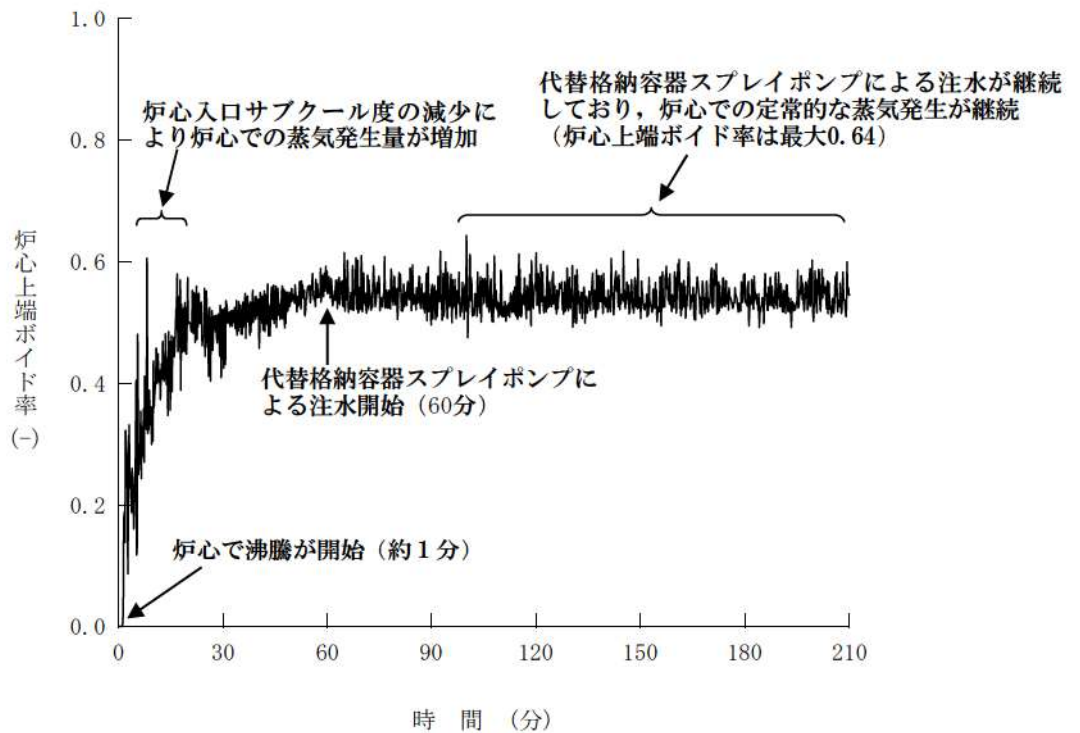
第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(分)											備考
	責任者	補佐	補助員 (作業員)	要員数 (作業員)	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	
状況把握	作業内容	作業の内容											60分 代替格納容器スレイ ベンプによる注本開始			
	作業内容	作業の内容														
格納容器準備	格納容器準備	格納容器準備											5分			
	格納容器準備	格納容器準備											30分			
電源確保作業	電源確保作業	電源確保作業											15分			
	電源確保作業	電源確保作業											45分			
代替格納容器スレイベンプ給 餌作業	代替格納容器スレイベンプ給 餌作業	代替格納容器スレイベンプ給餌作業											5分			
	代替格納容器スレイベンプ給 餌作業	代替格納容器スレイベンプ給餌作業											30分			
注ばく化減操作	注ばく化減操作	注ばく化減操作											30分			
	注ばく化減操作	注ばく化減操作											35分			
燃料格納容器本体への代替 燃料注本開始 (有燃料付種上考慮せず)	燃料格納容器本体への代替 燃料注本開始 (有燃料付種上考慮せず)	燃料格納容器本体への代替燃料注本開始											35分			
	燃料格納容器本体への代替 燃料注本開始 (有燃料付種上考慮せず)	燃料格納容器本体への代替燃料注本開始											10分			
格納容器準備	格納容器準備	格納容器準備											20分			
	格納容器準備	格納容器準備											20分			
可搬型計測器点検	可搬型計測器点検	可搬型計測器点検											5分			
	可搬型計測器点検	可搬型計測器点検											20分			

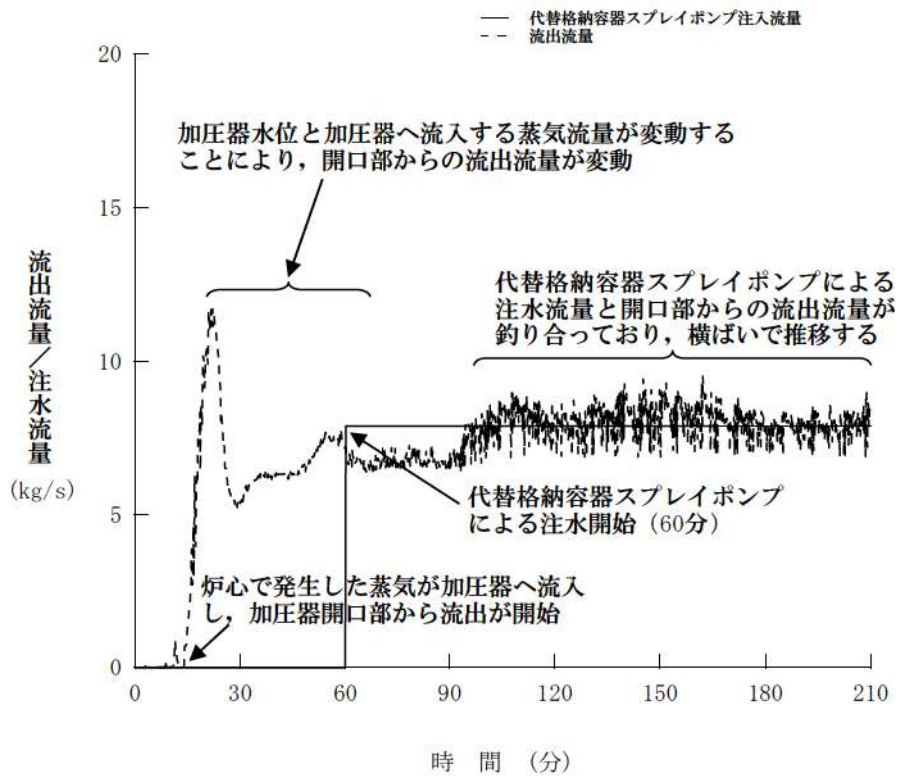
第7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(1/2)



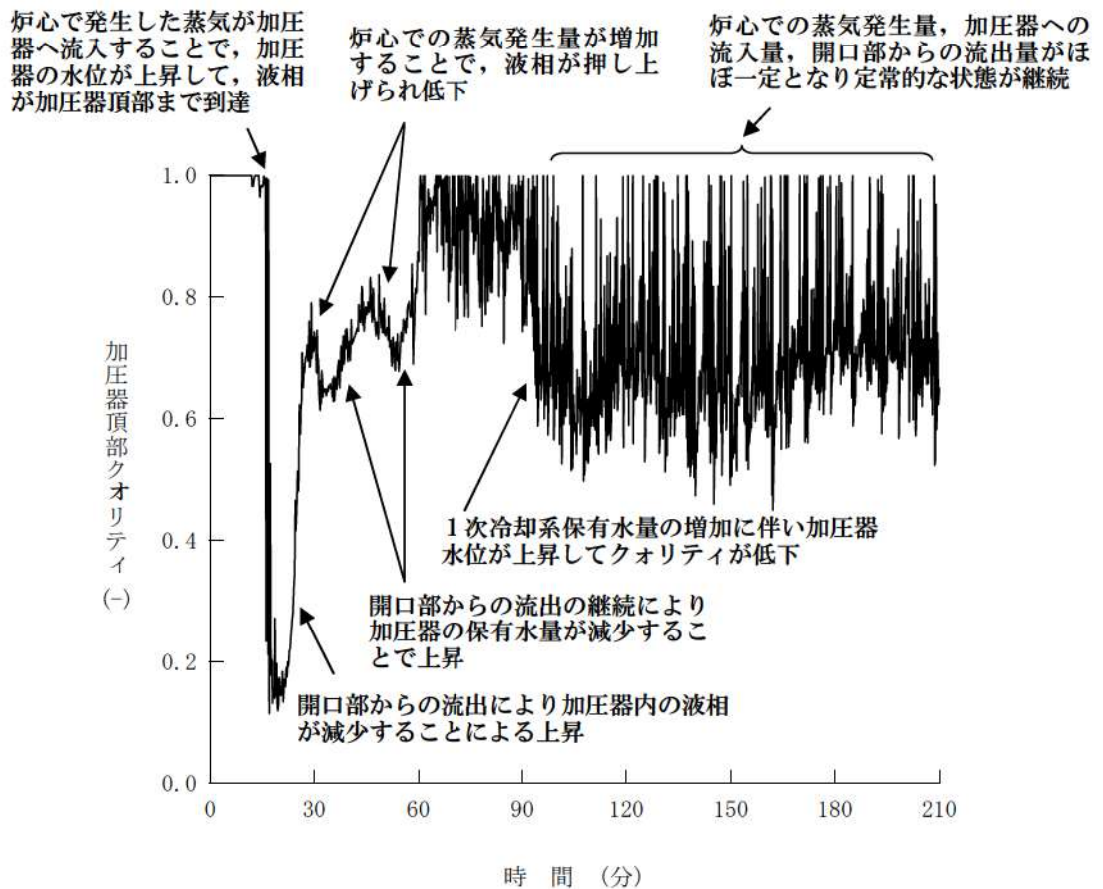
第7.4.2.4図 1次冷却材圧力の推移



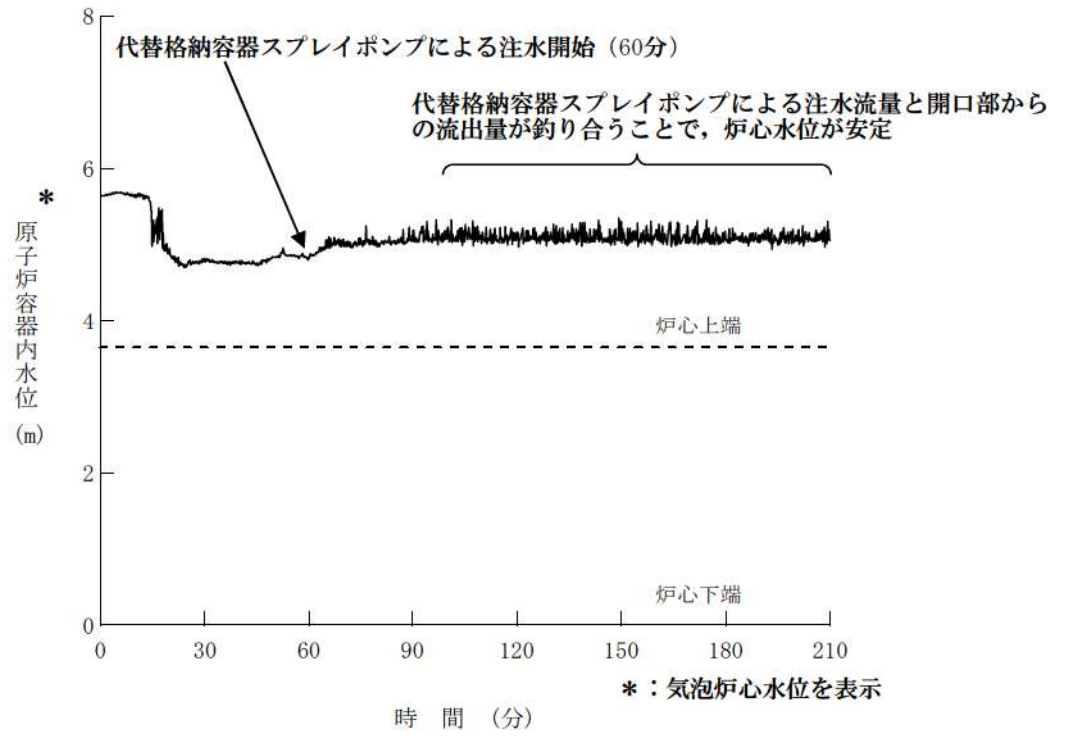
第7.4.2.5図 炉心上端ポイド率の推移



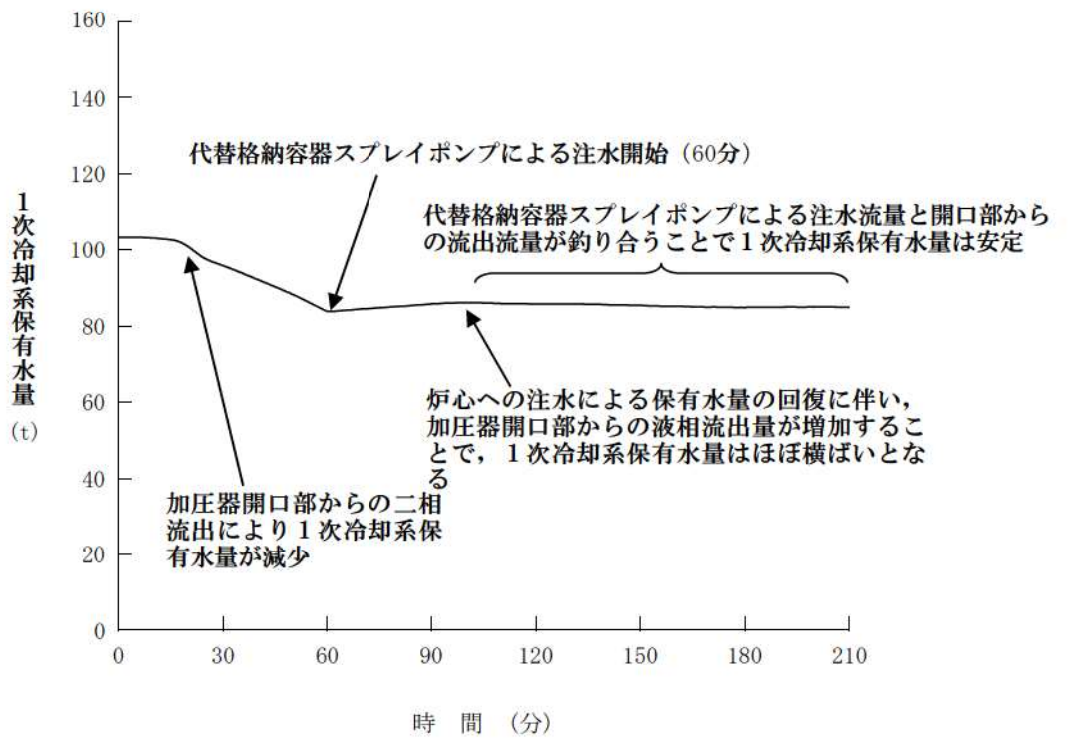
第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



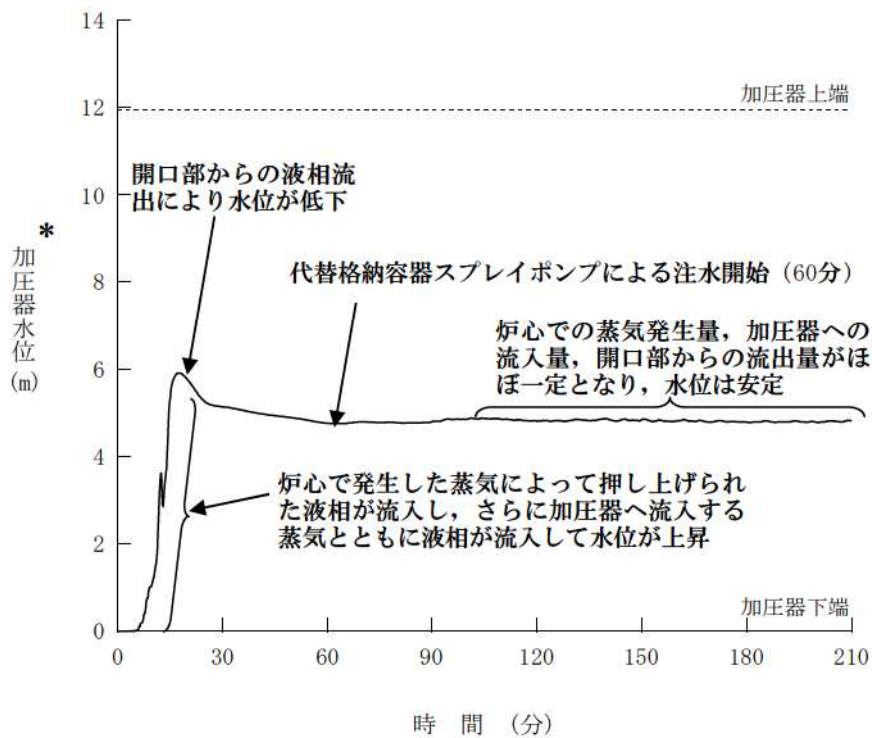
第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移

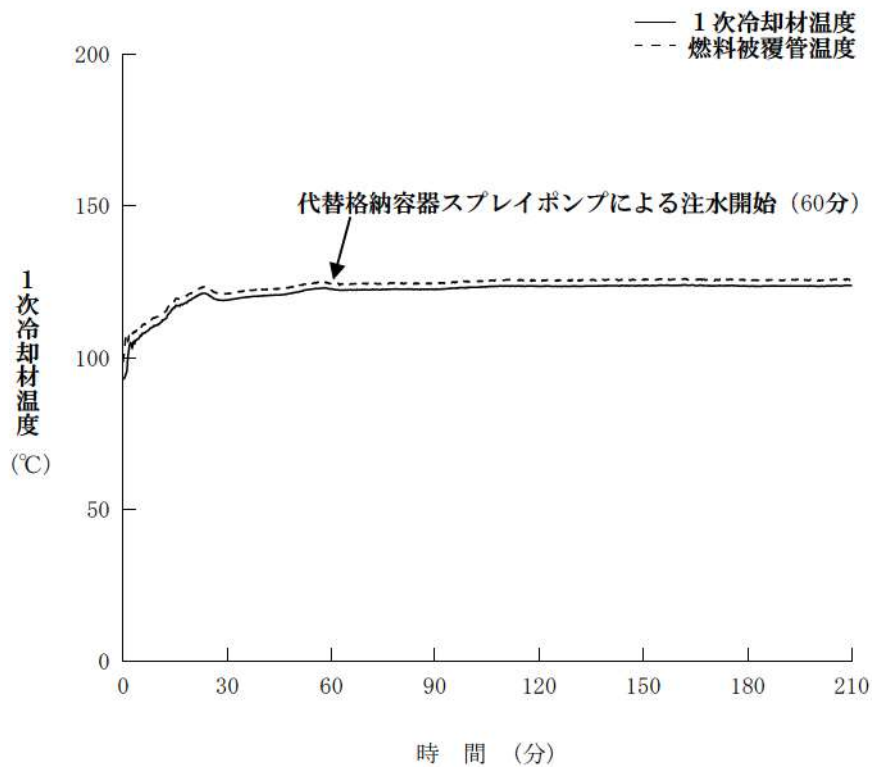


第7.4.2.9図 1次冷却系保有水量の推移

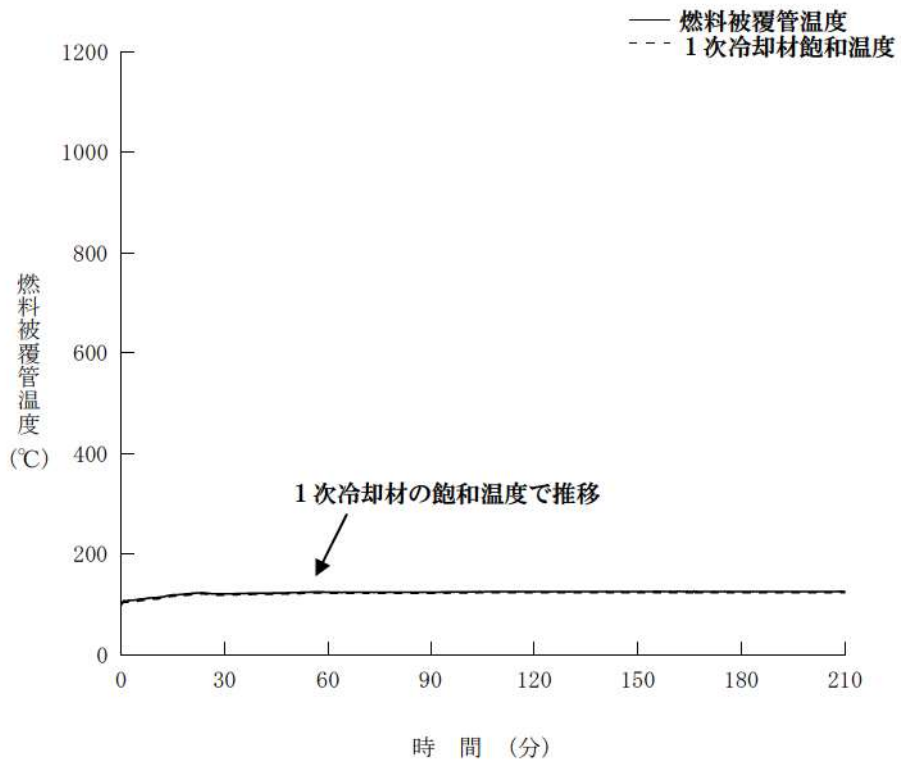


*：加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

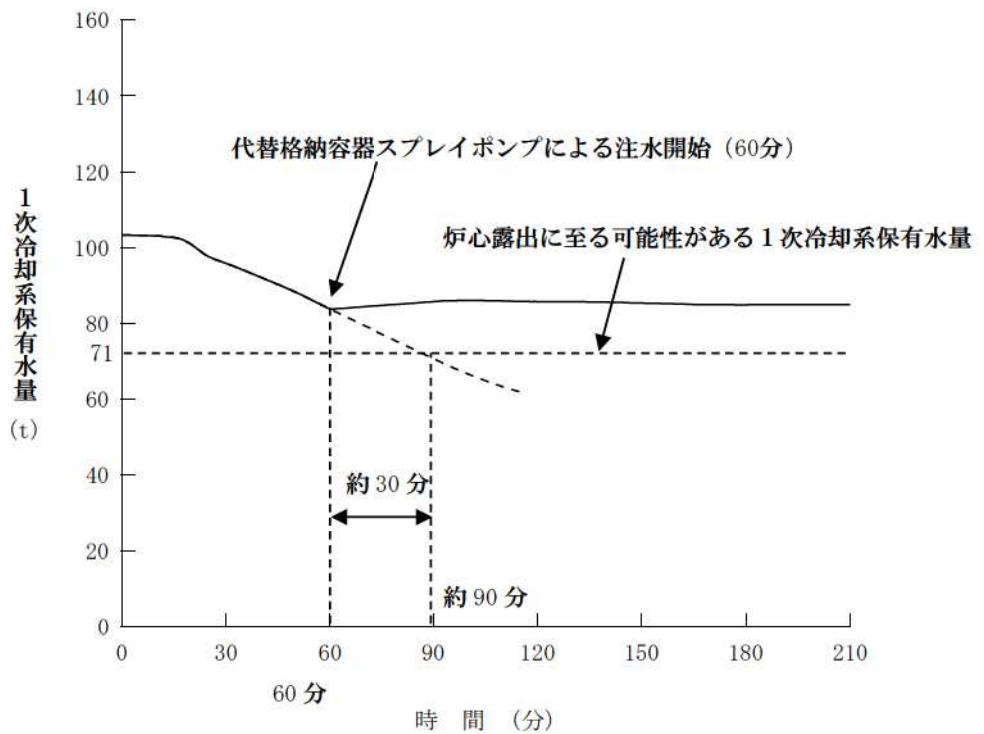
第7.4.2.10図 加圧器水位の推移



第7.4.2.11図 1次冷却材温度の推移



第7.4.2.12図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.2.13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)

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3.1 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「原子炉冷却材の流出」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、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」，「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」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「原子炉冷却材の流出」では，原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への1次冷却材の流出が発生することを想定する。このため，1次冷却材の流出に伴い余熱除去機能が喪失し，緩和措置がとられない場合には，1次冷却系保有水量が減少することで燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，1次冷却材の流出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，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，本事故シーケンスグループでは，充てんポンプによる炉心注水を行うことで必要量の1次冷却材を確保することによって，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「原子炉冷却材の流出」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格納容器スプレイポンプによる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による格納容器内自然対流冷却を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、手順の概要を第7.4.3.2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7.4.3.1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、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.4.3.3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、10名で対処可能である。

a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプ

がトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、低圧注入流量である。

b. 余熱除去機能喪失時の対応

余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。

c. 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。

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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保

充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系保有水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。

充てんポンプによる炉心注水及び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。

f. 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。

g. 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充てんポンプによる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-格納容器スプレィポンプを経てB-格納容器スプレィ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレィ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。

h. 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-格納容器スプレィ

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。

7.4.3.2 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，1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり，1次冷却系保有水の確保の観点から，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原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

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。

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次冷却系における冷却材流出及び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7.4.3.2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。

a. 初期条件

(a) 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。

(b) 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。

b. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。

ミッドループ運転中に1次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、1次冷却系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系統からの流出とする。

また、流出流量は余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、400m³/hとする。

さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水ピット戻り配管の約0.2m（8インチ）相当とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次冷却系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能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充てん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) 充てん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、「7.4.3.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の崩壊熱の蒸発量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、29m³/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) 充てんポンプの炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断並

びに充てん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、余熱除去機能喪失の20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7.4.3.2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7.4.3.4図から第7.4.3.13図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次冷却系水位が低下し約2分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生の約22分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部及び余熱除去系抽出口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1次冷却系保有水量を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第7.4.3.5図に示すとおりであり、充てんポンプによる炉心注水によって、炉心は露出すること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。

炉心崩壊熱に伴う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。

燃料被覆管温度は第7.4.3.13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7.4.3.10図及び第7.4.3.12図に示すとおり、事象発生約30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、1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、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。

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。

7.4.3.3 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、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保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、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水とする。

(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。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、

余熱除去機能喪失が早くなることで、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなるが、操作手順（1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始）に変わりはないことから、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7.4.3.9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1.2m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次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、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。

(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7.4.3.2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及び1次冷却材流出流量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が、余熱除去機能喪失までの期間においては、1次冷却系保有水の減少量のうち余熱除去系統からの1次冷却材の流出量が支配的であることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作に与える影響は小さい。

事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合、解析

条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから1次冷却系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次冷却系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。

事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、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

操作条件の充てん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、余熱除去機能喪失の20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、実態の操作開始時間は

解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の充てん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。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発及び1次冷却材流出に伴う1次冷却系保有水量の減少と操作遅れ時間の程度によ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と考えられるが、「7.4.3.3(3) 操作時間余裕の把握」において、充てんポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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。

操作条件の充てんポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第7.4.3.14図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水開始時点

の1次冷却系からの流出量を維持するものとして概算した結果、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約26分の時間余裕がある。

(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、運転員による充てん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。

7.4.3.4 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「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり10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36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「原子炉冷却材の流出」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）を水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、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、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する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。

7.4.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって1次冷却材が系外に流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」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による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による格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」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原子炉冷却材圧力バウンダリ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、充てんポンプによる炉心注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、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、充てん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「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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. 1 次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材流出により 1 次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系 2 系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。 	-	-	【低圧注入流量】*
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1 次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。 	【余熱除去ポンプ】*	-	-
c. 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。 	-	-	-
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。 	-	-	-

*：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 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（2 / 3）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系保有水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。 	充てんポンプ* 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*
f. アニユ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、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニユ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。 	アニユラス空気浄化ファン* アニユラス空気浄化ファン* 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ァン* 【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）

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について (3 / 3)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
g. 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充てんポンプによる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。 	充てんポンプ* 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*
h. 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ボンベ	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)*

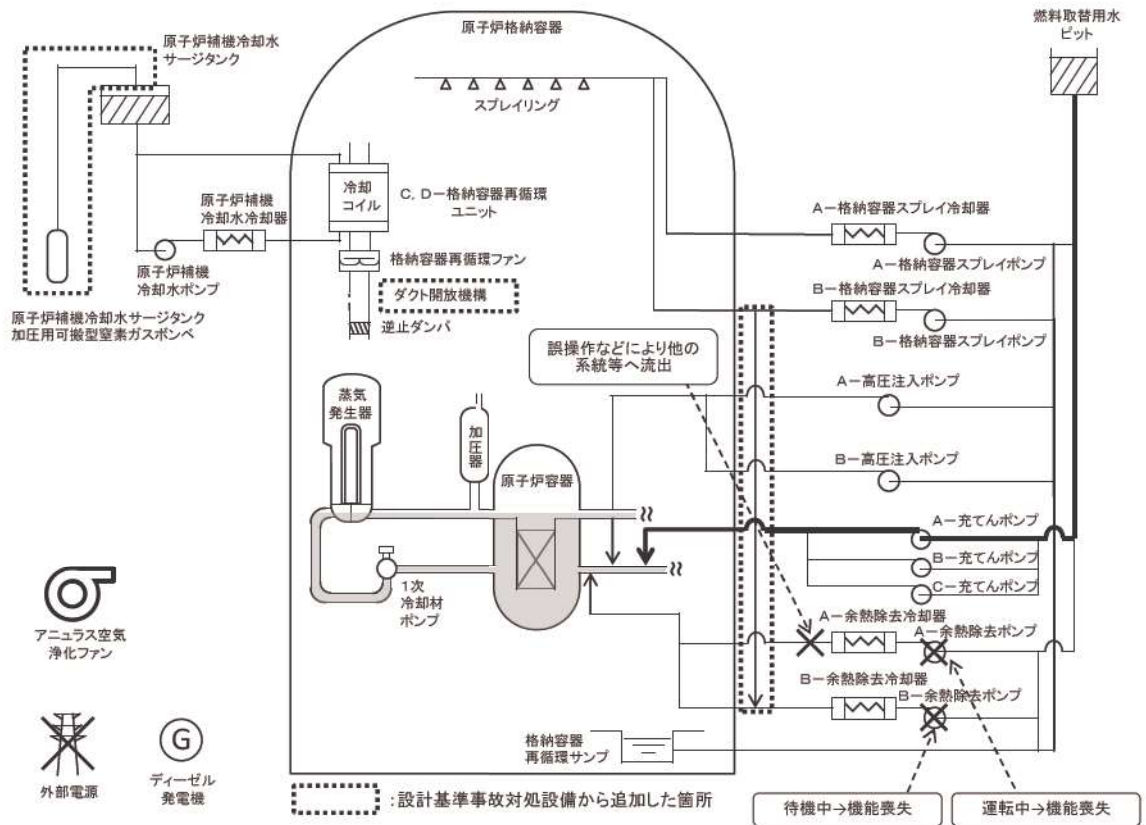
* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】 : 重大事故等対処設備(設計基準拡張)
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第7.4.3.2表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件
(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)(1/2)

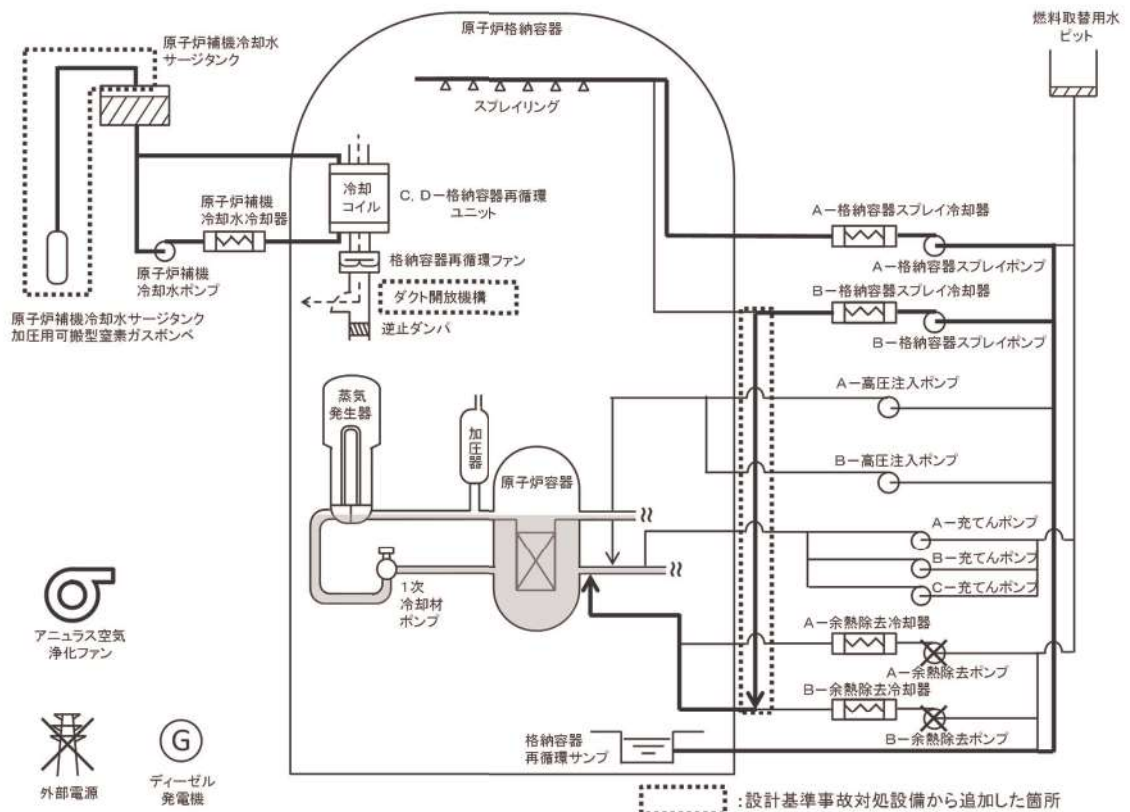
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするよう、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短期間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと炉心崩壊熱が大きくなり、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ることから設定。
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。

第 7.4.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) (2/2)

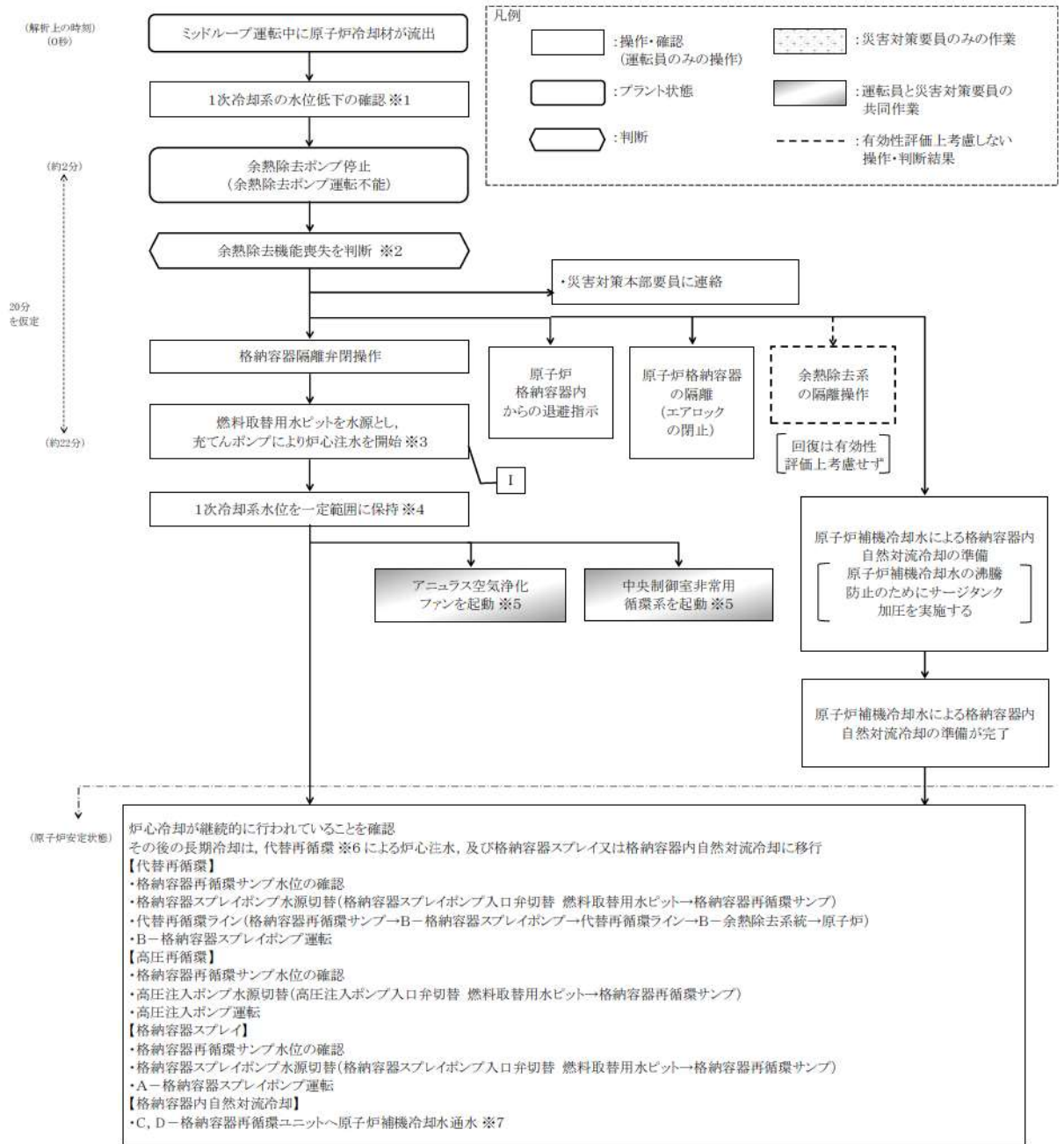
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	余熱除去系からの 1 次冷却材の流出 400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出)	余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量として設定 (ミッドループ運転中に 1 次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統があるが, 1 次冷却系保水有水の早期流出の観点で, 流量の多い余熱除去系統からの流出を想定)。
	燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約 0.2m (8 インチ) 口径相当の漏えい (余熱除去機能喪失後)	誤開した弁の復旧を見込まず, 余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また, 流出する口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
安全機能の喪失に対する仮定	1 次冷却材水位が 1 次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ入口側の 1 次冷却材が喪失した時点で, 浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し, さらにこれに伴い待機中の余熱除去系も機能喪失を仮定。
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充てん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。
充てんポンプの原子炉への注水流量	29m ³ /h	原子炉停止の 72 時間後を事象開始として, 充てんポンプの起動時間約 22 分時点における崩壊熱による蒸発量約 28.4m ³ /h を上回る値として設定。
充てんポンプ起動	余熱除去機能喪失の 20 分後	運転員等操作時間余裕として, 事象の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計 20 分を想定して設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		



第7.4.3.1図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2) (炉心注水)



第7.4.3.1図 「原子炉冷却材の流出」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)

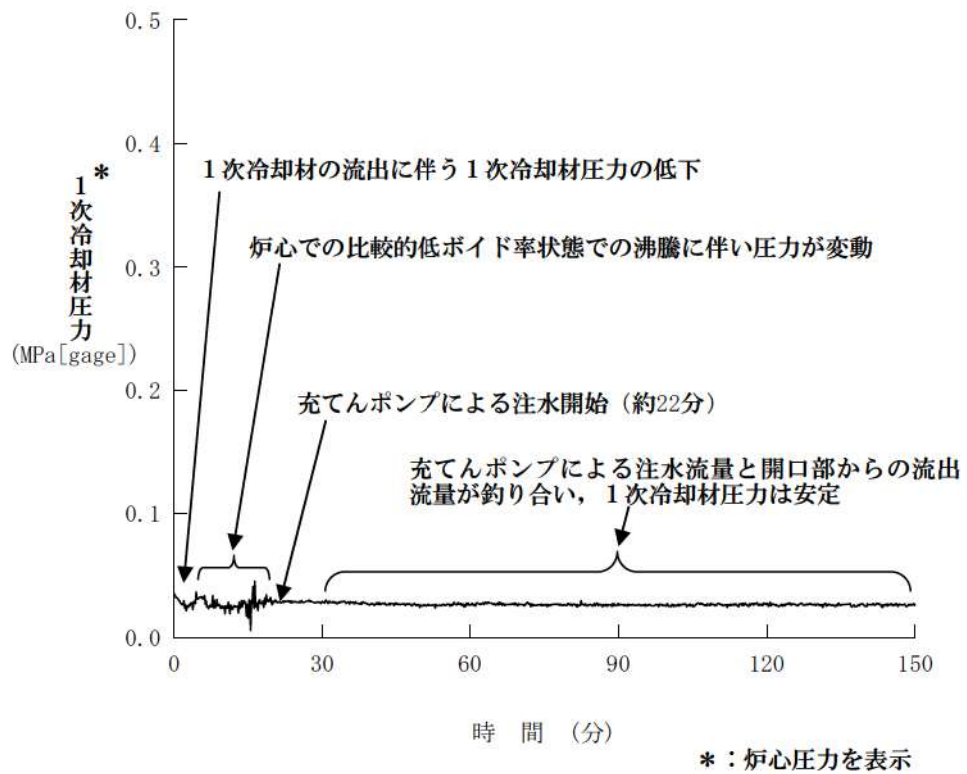


- ※1 解析上、初期水位 T. P. 22.67m (ノズルセンタ+10cm)、水位低警報は T. P. 22.62m (ノズルセンタ+5cm) にて RCS ループ水位低 低圧抽出ライン隔離警報が発信。
- ※2 余熱除去ポンプ運転状態、低圧注入流量等により余熱除去機能喪失と判断する。
- ※3 実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水以外に、蒸気発生器を使用した除熱、燃料取替用水ビットからの重力注水等の冷却方法がある。
- ※4 1次冷却系水位は1次冷却材配管下端水位以上で適宜調整する。
- ※5 原子炉格納容器圧力指示が0.025MPa[gage]になれば起動する。
- ※6 燃料取替用水ビット水位指示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(再循環切替水位)であることを確認し、代替再循環に移行する。
- ※7 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。

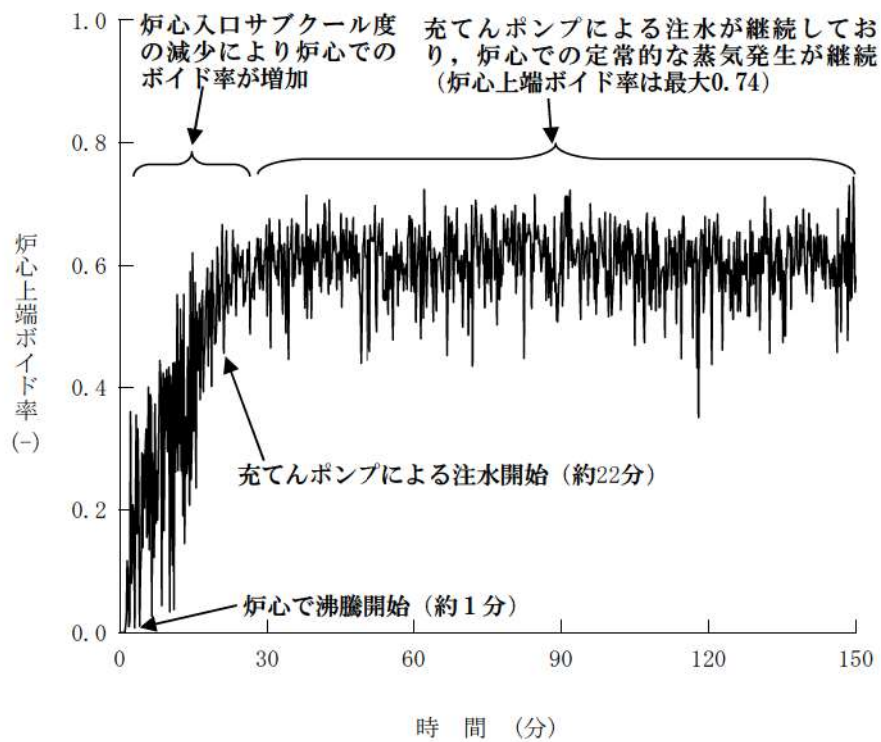
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

1 高圧注入ポンプによる炉心注水、燃料取替用水ビットからの重力注水による代替炉心注水、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、代替格納容器スプレイポンプ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

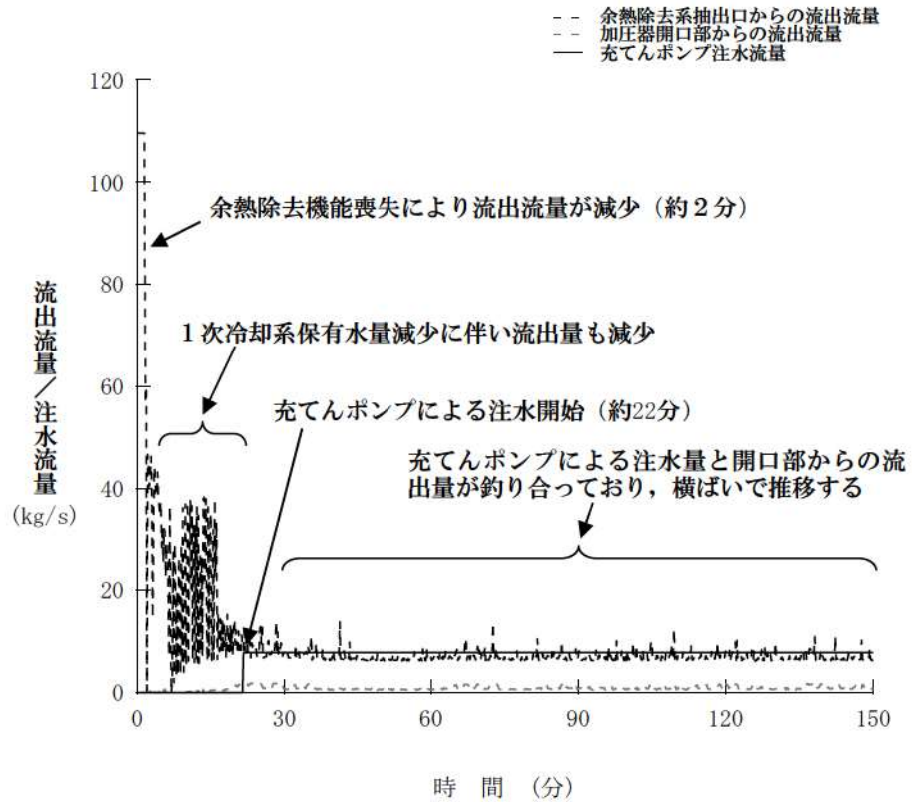
第 7.4.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)



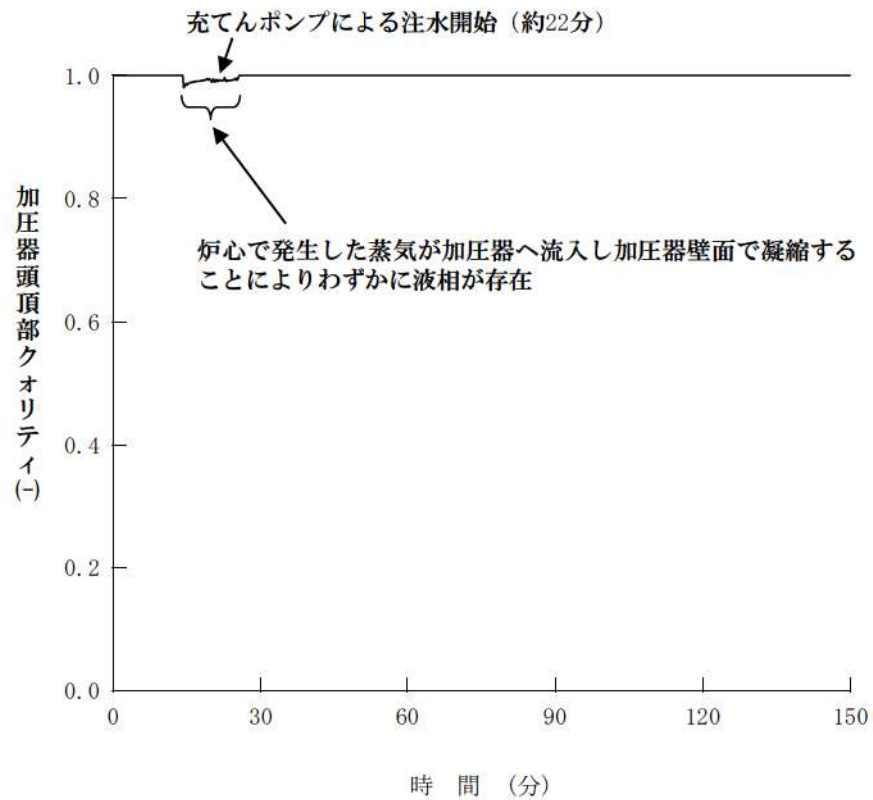
第7.4.3.4図 1次冷却材圧力の推移



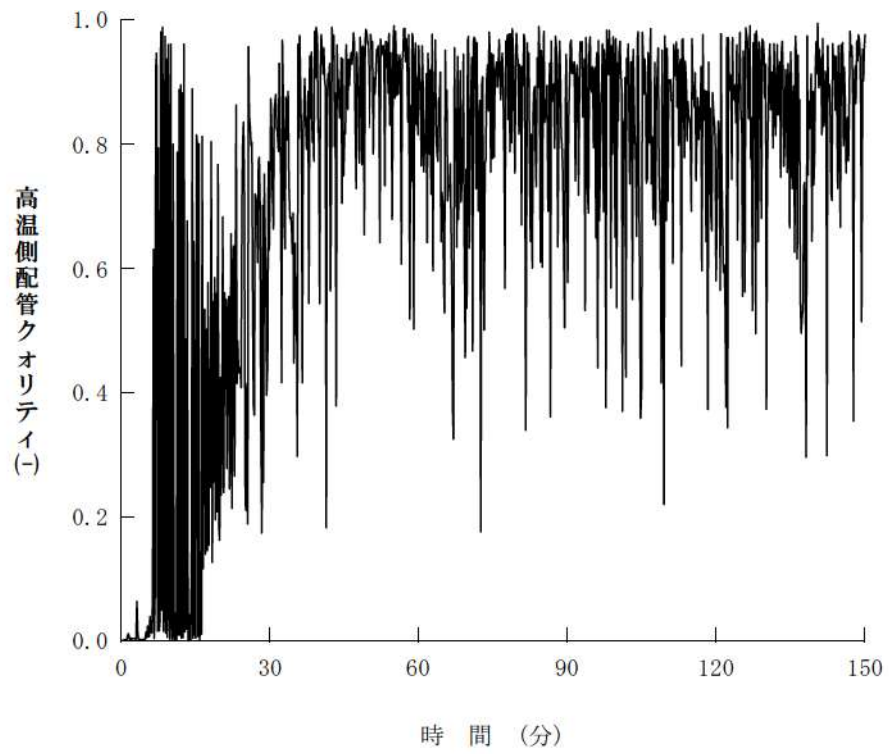
第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移



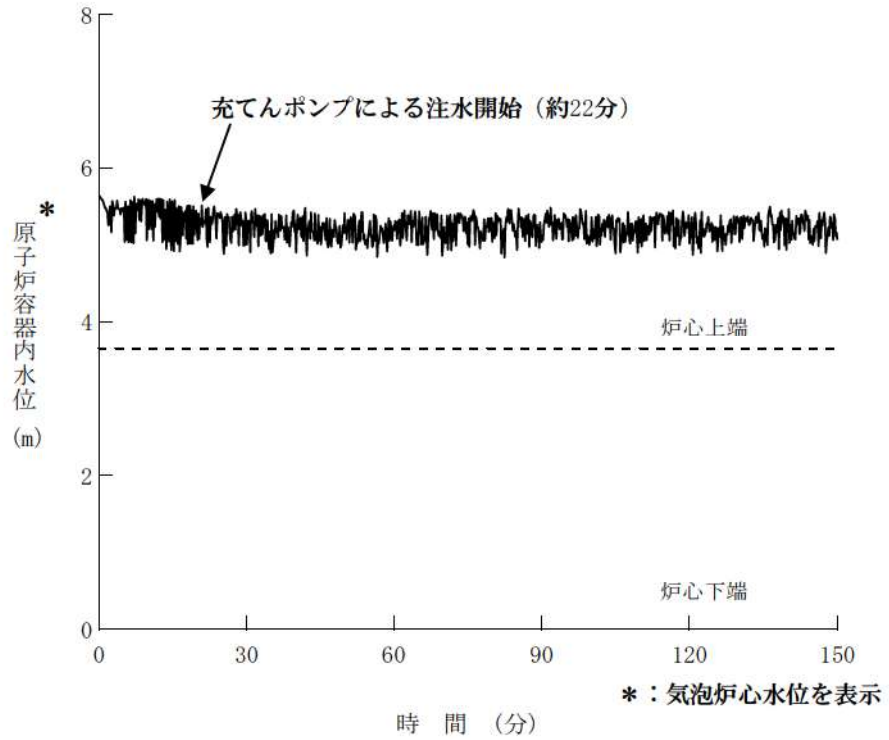
第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



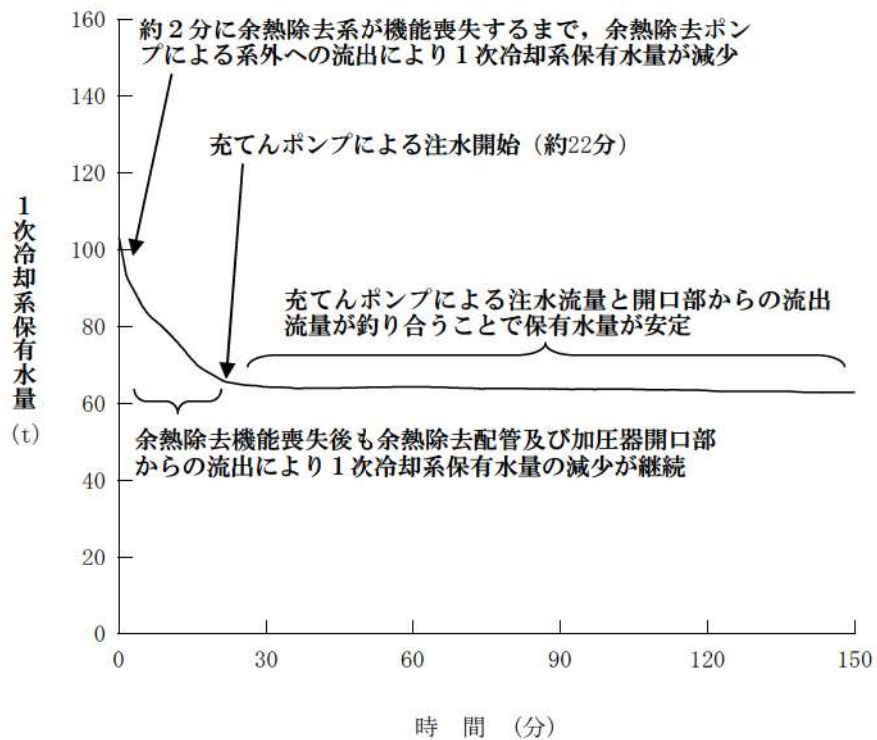
第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移



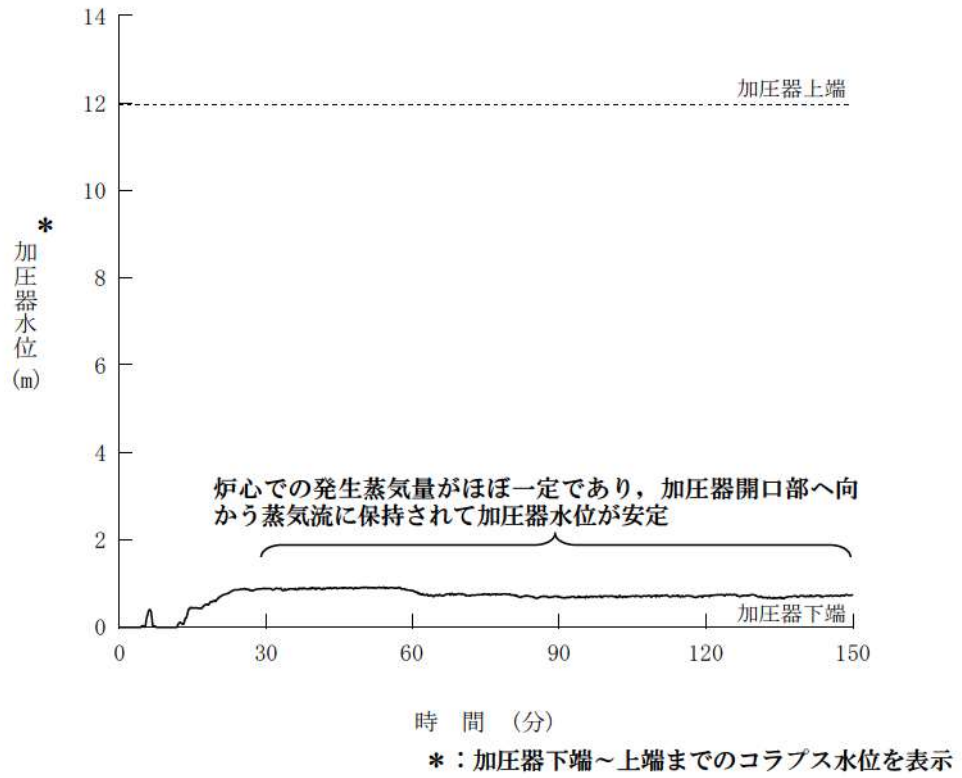
第7.4.3.8図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移



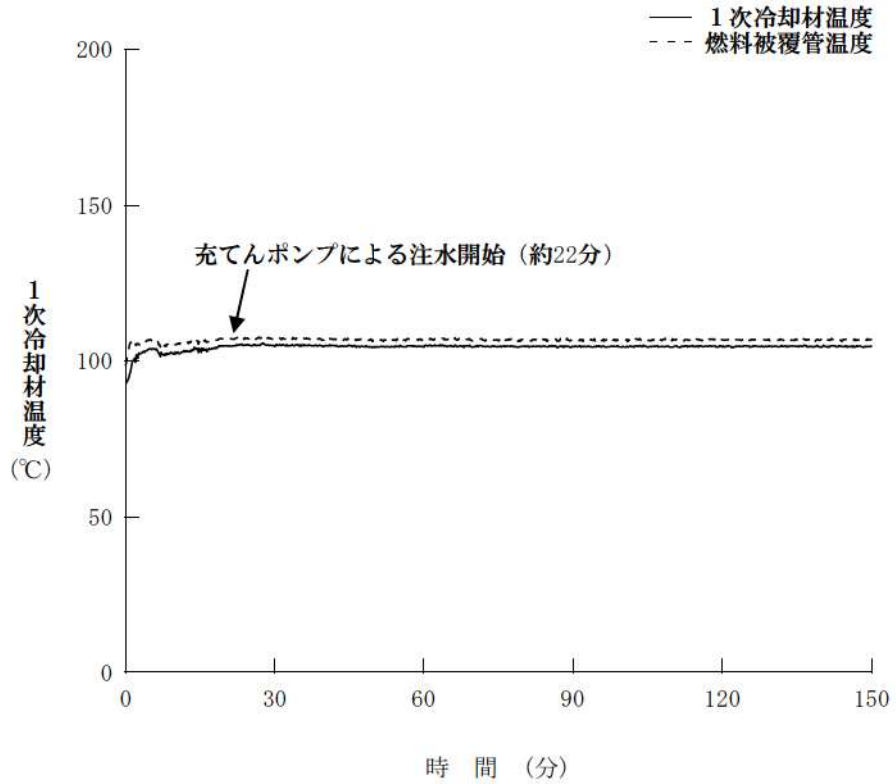
第7.4.3.9図 原子炉容器内水位の推移



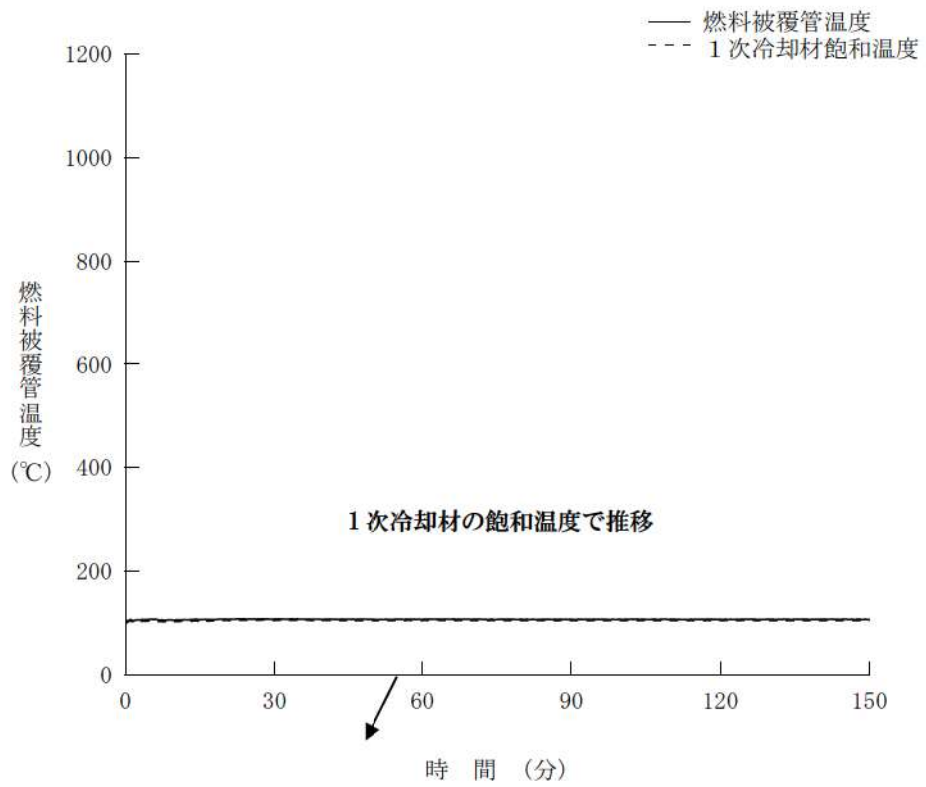
第7.4.3.10図 1次冷却系保有水量の推移



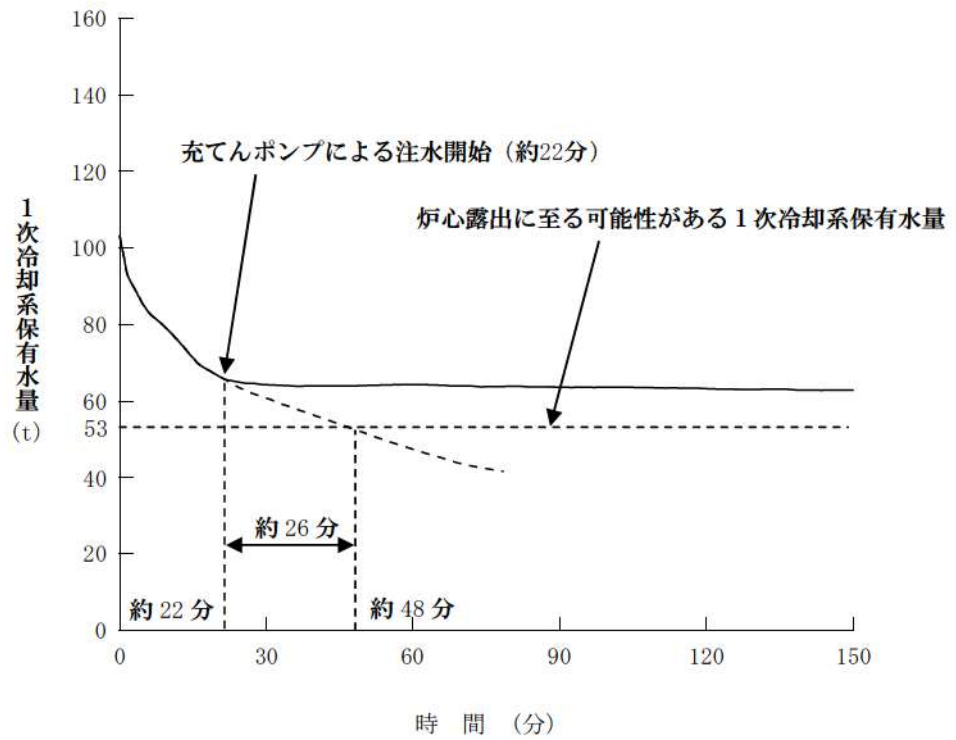
第7.4.3.11図 加圧器水位の推移



第7.4.3.12図 1次冷却材温度の推移



第7.4.3.13図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.3.14図 1次冷却系保有水量の推移
(炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.4 反応度の誤投入

7.4.4.1 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「反応度の誤投入」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、「反応度の誤投入事故」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「反応度の誤投入」では，原子炉の運転停止中に，化学体積制御系の弁の誤動作等により，1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。このため，1次冷却材中のほう素濃度が低下することから，緩和措置がとられない場合には，反応度が添加されることで，原子炉は臨界に達し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により，原子炉出力が上昇することによって，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，原子炉停止機能に対する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，純水注水を停止し，反応度の添加を停止するとともに，1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保し，燃料損傷の防止を図る。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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，初期の対策として化学体積制御系弁の「閉」操作及

び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水注水を停止する。また、安定状態に向けた対策として充てんポンプにより1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.4.4.1図に、手順の概要を第7.4.4.2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7.4.4.1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及び災害対策本部要員で構成され、合計8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2名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所へ通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.4.4.3図に示す。

a. 反応度の誤投入の判断

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。

なお、停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

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。

c. 希釈停止操作

1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉操作により、純水流量積算の動作停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。

ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の維持確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。

また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上に戻っていることを確認する。

未臨界状態の維持を確認するために必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

7.4.4.2 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、定期事業者検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号がリセットされることにより希釈水弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、1次冷却系に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。

また、原子炉停止中において、1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間については、1次冷却系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次冷却系の希釈を防止する措置を講じ設備及び手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、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評価条件を第7.4.4.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次冷却材の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた220m³とする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限值である3,200ppmとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のぼらつき等を考慮しても余裕のある値として、1,950ppmとする。

b. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1次冷却系への純水注水最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約74m³/h）に余裕を持たせた値である81.8m³/hとする。

(b) 外部電源

1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源は使用できるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値

警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

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) 希釈停止操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作に1分を要するものとする。

(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7.4.4.2図に示す。

a. 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生の約64分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の10分後の約74分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作

を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

b. 評価項目等

第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約64分要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作の実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持することができる。

なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,950ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度3,200ppmまで濃縮するのに要する時間は約1.0時間である。

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。

7.4.4.3 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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止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、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。

(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7.4.4.2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1次冷却系純水注水流量及び臨界ほう素濃度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

事故条件の1次冷却系純水注水流量を最確条件とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなるが、操作手順（「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の臨界ほう素濃度を最確条件とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達ま

での時間が長くなることから、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなるため、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなるが、操作手順（「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施）に変わりはないことから、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

事故条件の1次冷却系純水注水流量を最確条件とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の臨界ほう素濃度を最確条件とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

操作条件の希釈停止操作は、評価上の操作開始時間として「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から10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、実態の操作開始時間は評価上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、評価条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の希釈停止の操作開始時間については、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

なお、「7.4.4.3(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始した場合の操作時間余裕を評価してお

り、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(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。

操作条件の希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分で完了できることから、臨界に達するまで約5分の時間余裕がある。

なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、純水流量積算の動作音や炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数音間隔の変化により1次冷却系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。

(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を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、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。

7.4.4.4 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「反応度の誤投入」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり8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36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「反応度の誤投入」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

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、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

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する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。

7.4.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により1次冷却材を濃縮する対策を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報に

より異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により未臨界を維持することが可能である。

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。

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、希釈停止操作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「反応度の誤投入」に対して有効である。

第7.4.4.1表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 反応度の誤投入の判断	<ul style="list-style-type: none"> 運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指 示上昇、純水流量積算の動作音及び炉外核計測装 置可聴計数率ユニットの計数音間隔が短くなるこ とにより、反応度の誤投入を判断する。 停止時中性子束レベルの0.5デカード以上となれば、 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信 する。 	-	-	中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*
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. 希釈停止操作	<ul style="list-style-type: none"> 1次系補給水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉 操作により、純水流量積算の動作停止を確認する。 	-	-	-
d. ほう酸濃縮操作	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作 し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、中性子源領域中 性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下す ることを確認する。 	ほう酸タンク* ほう酸ポンプ* 充てんポンプ* 緊急ほう酸注入弁*	-	ほう酸タンク水位* 中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*
e. 未臨界状態の維持確 認	<ul style="list-style-type: none"> 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の 指示、炉外核計測装置可聴計数率ユニットの計数 音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。 ほう酸濃縮度についてもサンプリングにより事象発 生前の停止ほう酸濃度以上に戻っていることを確 認する。 	-	-	中性子源領域中性子束* 中間領域中性子束*

*：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

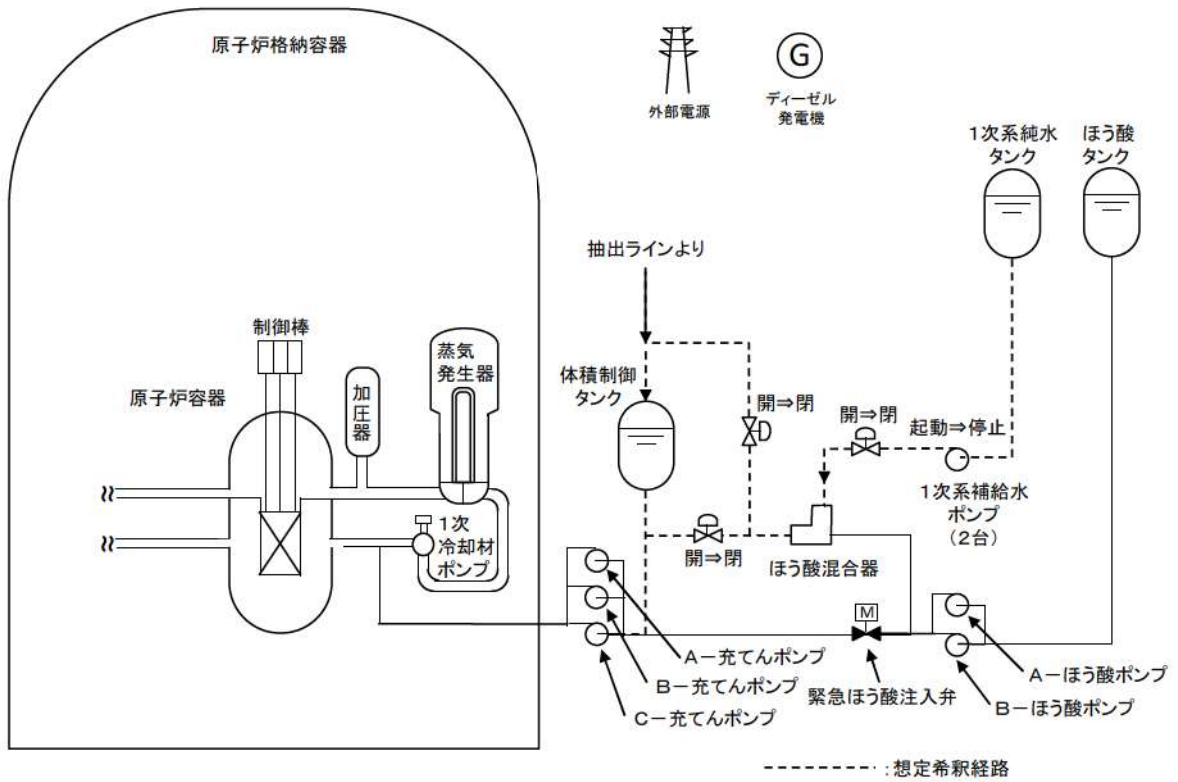
第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故) (1/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。
	1次冷却材の有効体積	220m ³	1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内パイパス等を除いた1次冷却材の有効体積を厳しい値として設定。
	初期ほう素濃度	3,200ppm (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度の設計値の下限値を厳しい値として設定。
	臨界ほう素濃度	1,950ppm ^{**}	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次冷却系への純水注水	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約74m ³ /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次冷却系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
		81.8m ³ /h	

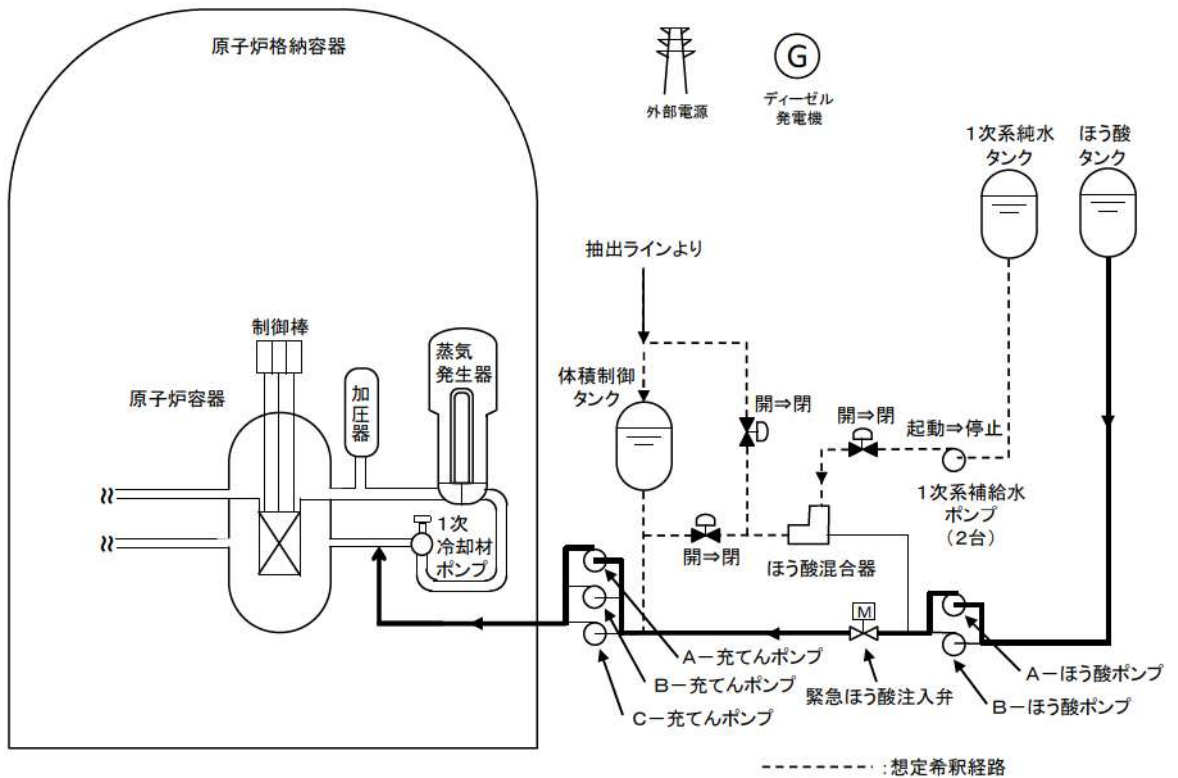
※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値(約1,517ppm)に、取替炉心による変動分(300ppm) + 核的不確定性(100ppm)を考慮した値

第7.4.4.2表 「反応度の誤投入」の主要評価条件
 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故) (2/2)

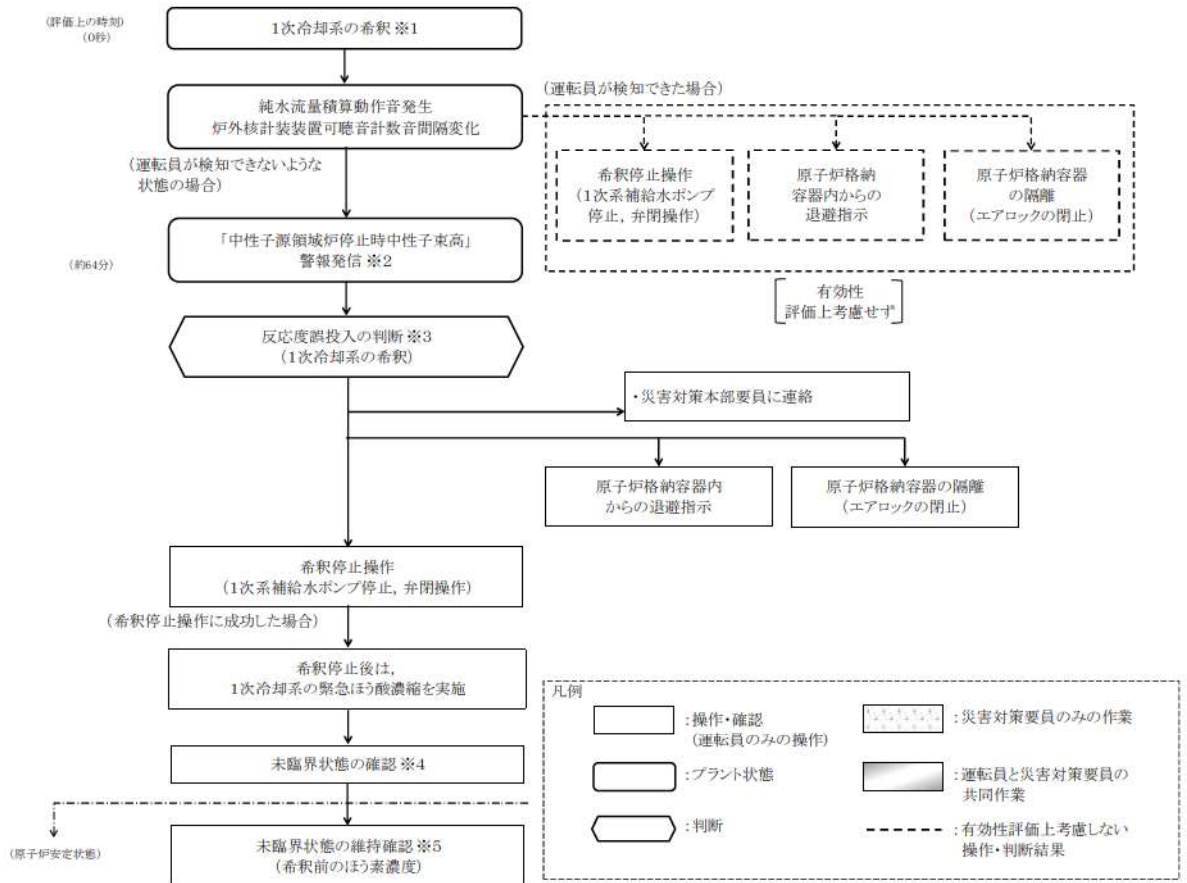
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子東高」	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	この警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード ($10^{0.5}$ = 約3.2倍) 上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード ($10^{0.8}$ = 約6.3倍) 上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子東高」の警報発信から 10分後 + 希釈停止操作時間 (1分)	運転員等操作時間として、事象の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2)
(希釈停止操作)



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図 (2 / 2)
(ほう酸注入)



- ※1 1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間は、1次冷却系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等の措置を講じるため、1次冷却系が希釈される事象は発生しない。このため臨界到達までの時間余裕が大きい原子炉起動時において、ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤動作等により炉心へ純水が流入する事象を想定する。
- ※2 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信により運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作に移行する。
- ※3 反応度誤投入の判断は以下で行う。
1次系純水補給ライン流量動作、純水流量積算動作、炉外核計装置可聴音計数音間隔、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報、中性子源領域中性子束レベル上昇、中性子源領域起動率が正側を指示
- ※4 未臨界状態の確認は以下で行う。
中性子源領域中性子束レベル低下、中性子源領域起動率が負側を指示
- ※5 中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計装置可聴音計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。また、ほう酸濃度が希釈前のほう酸濃度以上であることをサンプリングにより確認する。

第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)

作業項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)	備考
	基盤部内・必要人員数	作業の内容		
中央監視 運転操作指揮 緊急時対策本部連絡	責任者 発電課長(当直) 1人	中央監視 運転操作指揮 1人	10m 20m 30m 40m 50m 60m 70m 80m 90m 100m 110m	警報発出前であっても、監視設備等により異常を検出した場合、速やかに対応操作を実施する。
	種別 副長 1人	運転操作指揮 初期での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡 1人		
通信連絡等	災害対策本部要員 4人	4人	10分	
運転員 (中央制御室)	運転員 (当直)	1人	10分	
状況判断	2人 A,B	-	10分	
格納容器隔離	-	1人 [B]	30分	
格納容器隔離	-	1人 [A]	10分	
格納停止操作	1人 [A]	-	1分	
緊急止断運転	1人 [A]	-	5分	
必要人員数 合計	2人 A,B	-	10分	

【A】は即作業復帰可能な要員
【B】は即作業復帰困難な要員
*本行型運転設備による副操縦室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確保を行う。

重大事故等対策時に必要な要員数	運転員	
	合計	4

初期段階の要員数	
運転員6名、災害対策要員11名、災害対策要員(支援)5名、災害対策本部要員1名の合計数	36

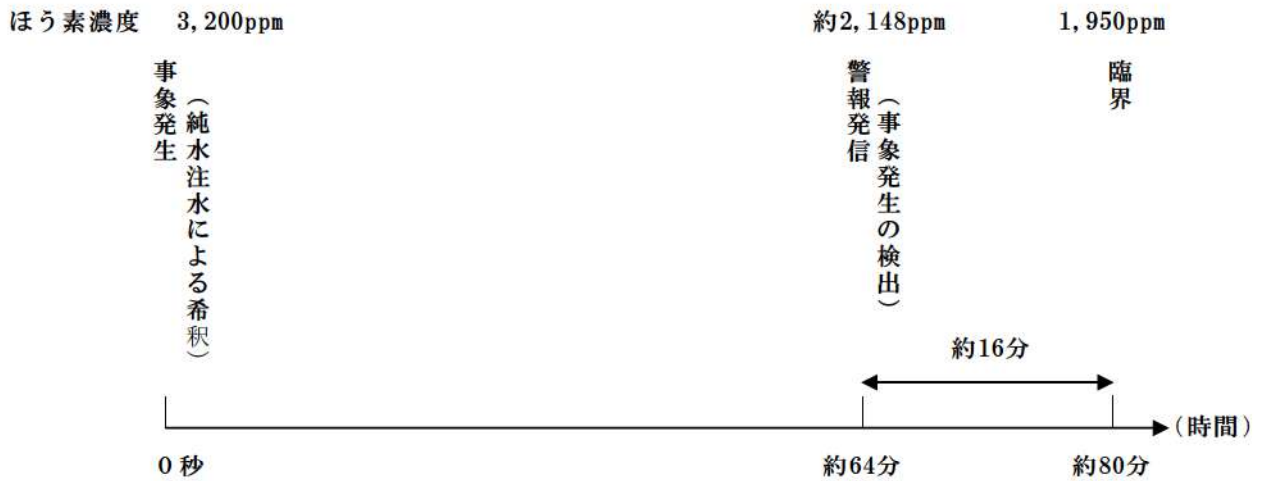
第7.4.4.3図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間 (原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故)

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

t : 希釈に係る時間 (h)
 V : 1次冷却材の有効体積 (m^3)
 Q : 希釈流量 (m^3/h)

原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」	事象発生の約64分後
臨 界	警報発信の約16分後



第7.4.4.4図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

7.5 必要な要員及び資源の評価

7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

- a. 各事故シーケンスにおける要員については，3号炉の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。
- b. 要員の評価においては，中央制御室の発電課長（当直），副長及び運転員並びに発電所構内に常駐している災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）により必要な作業対応が可能であることを評価する。

なお，発電所構外から招集される参集要員については，実際の運用では集まり次第，作業対応は可能であるが，評価上は見込まないものとする。

- c. 可搬型設備操作においては，災害対策要員及び災害対策要員（支援）が発電所構内に常駐していることを考慮し，事象発生直後から活動を開始することとして要員を評価する。

(2) 資源の評価条件

a. 全般

- (a) 重大事故等対策の有効性評価において，通常系統からの注水及び給電が不可能となる事象についての水源，燃料及び電源に関する評価を実施する。また，前提として，有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮する。

- (b) 水源，燃料及び電源に関する評価において，3号炉において重大事故等が発生した場合を想定して消費量を評価する。

b. 水源

- (a) 炉心への注水においては、代替格納容器スプレイポンプを用いた注水を実施する場合の水源となる燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転が可能であることを評価する。
- (b) 蒸気発生器への注水においては、補助給水ピット（570m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水補給が可能であること又は余熱除去システムによる冷却が可能であることを評価する。
- (c) 原子炉格納容器への注水においては、代替格納容器スプレイポンプを用いた注水を実施する場合の水源となる燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに可搬型大型送水ポンプ車を用いた燃料取替用水ピットへの海水注水が可能であることを評価する。
- (d) 使用済燃料ピットへの注水については海を水源とする。
- (e) 水源の評価については、必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源として、厳しい評価となる事から、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

c. 燃料

- (a) 代替非常用発電機，燃料取替用水ピットへの補給等に使用する可搬型大型送水ポンプ車及び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のうち，事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮し消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを

評価する。

- (b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL（4個合計））及び燃料タンク（SA）（約50kL（1個））の合計容量（約590kL）を考慮する。

- (c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、代替非常用発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL（4個合計））及び燃料タンク（SA）（約50kL（1個））の合計容量（約590kL）を考慮する。

- (d) 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の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL（4個合計））及び燃料タンク（SA）（約50kL（1個））の合計容量（約590kL）を考慮する。

- (e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。

d. 電源

- (a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケン

スにおいては代替非常用発電機により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が代替非常用発電機2台の給電容量2,760kW(3,450kVA)未滿となることを評価する。

- (b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、ディーゼル発電機から給電するものとして評価する。
- (c) 各事故シーケンスグループ等における対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等を実評価し成立性を確認する事で、他の事故シーケンスも包絡されることを確認する。

7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。

3号炉において、原子炉容器に燃料が装荷されている場合を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2 格納容器過温破損」、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、必要な要員は21名である。必要な作業

対応は、中央制御室の運転員 6 名、発電所構内に常駐している災害対策本部要員 4 名、災害対策要員 11 名及び災害対策要員（支援） 15 名の初動体制の要員 36 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

また、原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.4.2 全交流動力電源喪失」であり、必要な要員は 21 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 6 名、発電所構内に常駐している災害対策本部要員 4 名、災害対策要員 11 名及び災害対策要員（支援） 15 名の初動体制の要員 36 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

また、原子炉容器に燃料が装荷されていない場合において、必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.3.1 想定事故 1」及び「7.3.2 想定事故 2」であり、必要な要員は 20 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 5 名、発電所構内に常駐している災害対策本部要員 4 名、災害対策要員 11 名及び災害対策要員（支援） 14 名の初動体制の要員 34 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

事象発生後 7 日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。

(1) 水源の評価結果

a. 炉心注水

炉心注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シー

ケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

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、燃料取替用水ピットを水源とし、1,700m³の使用が可能であることから、事象発生の約58.8時間後までの注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源に切り替えた高圧代替再循環運転の継続により、7日間の代替炉心注水の継続が可能である。

b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ピット（570m³：有効水量）を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、補助給水ピット枯渇までの約7.4時間の注水継続が可能である。なお、5.4時間以降は、補助給水ピットに可搬型大型送水ポンプ車（約300m³/h（1台当たり））による海水補給を行うことにより、7日間の注水継続が可能である。

c. 原子炉格納容器注水

原子炉格納容器注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、
「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び
「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水については、燃料取替用水ピットを水源とし1,700m³の使用が可能であるため、事象発生の約12.9時間後までの注水が可能である。ま

た、事象発生約10.9時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給が可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により、7日間の原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(2) 燃料の評価結果

a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.5 原子炉停止機能喪失」、「7.3.1 想定事故1」及び「7.3.2 想定事故2」である。

ディーゼル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最大負荷で2台の運転を想定すると、7日間の運転継続に約527.1kLの軽油が必要となる。

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は、事象発生直後から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日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約558.8kLの軽油が必要となる。

よって、事故対応に必要な軽油は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kL、燃料タンク（SA）にて約50kLを備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。

b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2 格納容器過温破損」、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」である。

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2台の運転を想定すると、7日間の運転継続に約138.1kLの軽油が必要となる。

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は、事象発生直後から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ついては、保守的に事象発生直後から可搬型大型送水ポンプ車100%負荷での2台の運転を想定すると、7日間の運転継続に約25.0kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約182.3kLの軽油が必要となる。

よって、事故対応に必要な軽油は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kL、燃料タンク（SA）にて約50kLを備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。

(3) 電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も

負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」である。

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1,645kW必要となるが、代替非常用発電機（2台）の給電容量である2,760kW（3,450kVA）未満であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

なお、全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、ディーゼル発電機による電源供給を想定しているが、3号炉において重大事故等対策に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれていることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、直流電源については外部電源喪失時においても、ディーゼル発電機又は代替非常用発電機により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。

なお、事故シーケンスグループ「7.1.2 全交流動力電源喪失」においては、交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流電源負荷の制限（後備蓄電池の投入を含む。）の実施により、事象発生後24時間の連続した直流電源の供給が可能である。

追 補

(添付書類十)

目 次

追補 1. 「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

追補 2. 「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

- I 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
- II 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
- III 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

追補 1

「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために
必要な技術的能力」の追補

添付書類十「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するた
めに必要な技術的能力」の記述に次のとおり追補する。

(3号炉)

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために
必要な技術的能力

重大事故の発生及び拡大の防止に
必要な措置を実施するために必要な技術的能力

目 次

- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための
手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための
手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等
- 別添 自主対策設備の悪影響防止について

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 手動による原子炉緊急停止

(b) 原子炉出力抑制（自動）

(c) 原子炉出力抑制（手動）

(d) ほう酸水注入

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 手動による原子炉緊急停止

(2) 原子炉出力抑制（自動）

(3) 原子炉出力抑制（手動）

(4) ほう酸水注入

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 沸騰水型原子炉 (BWR) 及び加圧水型原子炉 (PWR) 共通
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
 - (2) BWR
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。

b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。

c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。

(3) PWR

a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、炉外核計装、安全保護系のプロセス計装等である。

これらの設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉安全保護盤、安全保護系のプロセス計装、炉外核計装、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.1.1図）。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十四条及び「技術基準規則」第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉安全保護盤、安全保護系のプロセス計

装，炉外核計装，制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器の故障を想定する。

サポート系故障（電源喪失）は，制御棒駆動装置の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び「審査基準」，「基準規則」からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.1.1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 手動による原子炉緊急停止

運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に，手動による原子炉緊急停止により，発電用原子炉を緊急停止する手段がある。

手動による原子炉緊急停止により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。

- ・原子炉トリップスイッチ
- ・制御棒クラスタ
- ・原子炉トリップ遮断器
- ・制御棒駆動装置用電源（常用母線440V遮断器操作器）
- ・制御棒操作スイッチ
- ・制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置用電源出力遮断器ス

イッチ)

- ・原子炉トリップ遮断器スイッチ

(b) 原子炉出力抑制（自動）

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の自動作動により原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手段がある。

原子炉出力抑制（自動）により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）
- ・主蒸気隔離弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁
- ・ほう酸タンク
- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・充てんポンプ
- ・2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・2次冷却設備（給水設備）配管

- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ ほう酸フィルタ
- ・ 再生熱交換器
- ・ 化学体積制御設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁
- ・ 原子炉補機冷却設備
- ・ 非常用取水設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

(c) 原子炉出力抑制（手動）

手動による原子炉緊急停止ができない場合かつ共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が自動作動しない場合は、中央制御室からの手動操作により、タービン手動トリップ、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）の手動起動を実施することで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手段がある。

原子炉出力抑制（手動）により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・ タービントリップスイッチ
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット

- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ 緊急ほう酸注入弁
- ・ 充てんポンプ
- ・ 2次冷却設備（蒸気タービン設備）配管・弁
- ・ 2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 1次冷却設備
- ・ ほう酸フィルタ
- ・ 再生熱交換器
- ・ 化学体積制御設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁
- ・ 原子炉補機冷却設備
- ・ 非常用取水設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

(d) ほう酸水注入

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、
発電用原子炉の出力抑制を図った後、発電用原子炉を未臨界状態

とするために、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備により
ほう酸水注入を行う手段がある。

ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界にする設備は以下の
とおり。

- ・ほう酸タンク
- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・充てんポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・ほう酸注入タンク
- ・高圧注入ポンプ
- ・ほう酸フィルタ
- ・再生熱交換器
- ・化学体積制御設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁
- ・1次冷却設備
- ・原子炉容器
- ・原子炉補機冷却設備
- ・非常用取水設備
- ・非常用交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

手動による原子炉緊急停止で使用する設備のうち、原子炉トリ
ップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は重大

事故等対処設備として位置付ける。

原子炉出力抑制（自動）で使用する設備のうち、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てんポンプ、2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁、2次冷却設備（給水設備）配管、2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁、1次冷却設備、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、化学体積制御設備配管・弁、非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却設備、非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

原子炉出力抑制（手動）で使用する設備のうち、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てんポンプ、2次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁、2次冷却設備（給水設備）配管、2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁、1次冷却設備、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、化学体積制御設備配管・弁、非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却設備、非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

ほう酸水注入で使用する設備のうち、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てんポンプ、燃料取替用水ピット、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、化学体積制御設備配管・弁、非常用炉心冷却設備配管・弁、非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁、1次冷却設備、原子炉容器及び所内常設蓄電式直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却設備、非常用取水設備及び非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、「審査基準」及び「基準規則」に要求される設備がすべて網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉出力を抑制し発電用原子炉を未臨界にすることができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備として位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・制御棒駆動装置用電源（常用母線440V遮断器操作器）、制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置用電源出力遮断器スイッチ）、原子炉トリップ遮断器スイッチ

耐震性がないものの、サポート系である電源を遮断することにより制御棒を全挿入できることから、発電用原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。

- ・制御棒操作スイッチ

制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源

遮断操作完了までの間又は実施できない場合に発電用原子炉を停止する手段として有効である。

- ・タービントリップスイッチ

耐震性がないものの，機能が健全であれば中央制御室にて速やかな操作が可能であるため，原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。

- ・高圧注入ポンプ，燃料取替用水ピット，ほう酸注入タンク

1次冷却材圧力が高圧注入ポンプ注入圧力未満であれば，高圧注入ポンプを使用してほう酸水を注入することが可能であり，原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，ATWS時における発電課長（当直）及び運転員による一連の対応として発電用原子炉の未臨界を維持する手順書等に定める（第1.1.1表）。

また，重大事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.1.2表，第1.1.3表）。

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 手動による原子炉緊急停止

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合、中央制御室から手動にて発電用原子炉を緊急停止する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップ遮断器の状態、制御棒炉底位置表示等により、原子炉自動トリップ失敗を確認した場合に、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正となった場合。

b. 操作手順

手動による原子炉緊急停止における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、制御棒炉底位置表示及び原子炉出力の低下により確認する。概要図を第1.1.2図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉手動トリップ操作を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉トリップスイッチにより、原子炉トリップ操作を行い、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、②の操作に失敗した場合、中央制御室で常用母線440V遮断器2台の開放操作により、制御棒駆動装置用電源2台の電源を遮断し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、③の操作に失敗した場合、中

中央制御室で制御棒手動操作により、制御棒を発電用原子炉へ挿入し、発電課長（当直）に報告する。

⑤ 運転員（現場）Bは、④の操作と並行して、現場で制御棒駆動装置用電源出力遮断器2台の開放操作を行い、発電課長（当直）に報告する。

⑥ 運転員（現場）Bは、⑤の操作に失敗した場合、現場で原子炉トリップ遮断器8台の開放操作を行い、発電課長（当直）に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから②及び③の中央制御室での常用母線440V遮断器2台の開放操作まで6分以内で可能であり、⑤及び⑥の現場での原子炉トリップ遮断器開放操作まで24分以内で可能である。円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(2) 原子炉出力抑制（自動）

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合、重大事故等対処設備である共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動により原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップ遮断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した場合に作動する「CMF自動作動」警報が発信した場

合。

b. 操作手順

原子炉出力抑制（自動）における操作手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.1.3図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況の確認を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室での監視によりタービントリップの作動、主蒸気隔離弁の閉を確認するとともに、すべての補助給水ポンプが自動起動し補助給水流量が確立していることを確認する。その後、蒸気発生器水位を無負荷時水位に維持し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室での監視により1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであることを確認する。
また、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 発電課長（当直）は、運転員に緊急ほう酸濃縮操作を指示

する。

- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは，中央制御室で緊急ほう酸濃縮を実施し，発電課長（当直）に報告する。緊急ほう酸濃縮は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の操作は，運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況の確認まで10分以内で可能である。

「CMF自動作動」警報の発信により原子炉トリップ失敗を踏まえて，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動を予測し速やかに共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動を確認する。

なお，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり，原子炉格納容器が健全であることを確認する。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が作動しない場合の処置については，後述の(3)原子炉出力抑制（手動）の処置による。

(3) 原子炉出力抑制（手動）

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の自動信号が発信するものの，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動作動しなかった場合，中央制御室からの手動によりタービントリップ，主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに，原子炉冷却材圧力バ

ウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。

a. 手順着手の判断基準

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合。

b. 操作手順

原子炉出力抑制（手動）における操作手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.1.4図及び第1.1.5図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水流量の確保を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でタービン手動トリップ操作を行い、タービン主要弁（MSV, GV, ICV, RSV）の閉によりタービントリップを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 運転員（中央制御室）Aは、②によるタービントリップに失敗した場合は、中央制御室で主蒸気隔離弁を手動にて閉操作するとともに主蒸気バイパス隔離弁の閉を確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で補助給水ポンプを手動起動し、補助給水流量が確立したことを確認する。その後、蒸気発生器水位を無負荷時水位に維持し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室での監視により、

1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認し、発電課長（当直）に報告する。

- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであることを確認する。

また、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことを確認し、発電課長（当直）に報告する。

- ⑦ 発電課長（当直）は、運転員に緊急ほう酸濃縮操作を指示する。

- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で緊急ほう酸濃縮を実施し、発電課長（当直）に報告する。緊急ほう酸濃縮は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから補助給水ポンプを手動起動するまで10分以内で可能である。

(4) ほう酸水注入

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合、発電用原子炉の出力抑制を図った後、発電用原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水の注入を行い負の反応度を添加するとともに、希釈による反応度添加

の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。

a. 手順着手の判断基準

手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップ遮断器の状態、制御棒炉底位置表示等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合。

b. 操作手順

ほう酸水注入における操作手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.1.7図～第1.1.9図に、タイムチャートを第1.1.6図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸タンクを用いた緊急ほう酸濃縮の準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で充てんポンプの起動を確認する。その後、緊急ほう酸濃縮のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に緊急ほう酸濃縮操作及びほう酸希釈ライン隔離操作を指示する。
- ④ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でほう酸ポンプを起動し、緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸注入ライン流量により原子炉容器へほう酸水注入が行われていることを確認する。その後、出力領域中性子束により原子炉出力が低下すること及び中間領域起動率等により未臨界状態へ移行していることを確認し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸注入ラインが使用できない場合は、

代替手段として、充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水ピットに切り替え、燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器へ注入し、発電課長（当直）に報告する。

また、充てんポンプの故障等により充てんラインが使用できない場合、1次冷却材圧力が高圧注入ポンプ注入圧力未満であれば、高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器へ注入し、発電課長（当直）に報告する。

- ⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でほう酸希釈ラインを隔離し、発電課長（当直）に報告する。
- ⑦ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でほう酸タンク等の水位より、ほう酸注入量及び1次冷却材のほう素濃度を計算し、燃料取替ほう素濃度になるまでほう酸水注入を継続する。なお、緊急ほう酸濃縮を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。
- ⑧ 運転員（中央制御室）Aは、サンプリングの結果により、1次冷却材のほう素濃度が⑥で目標としたほう素濃度より高い値になっていることを確認し、発電課長（当直）に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入開始まで5分以内で

可能である。（所要時間は作業の開始が必ずしも事象発生後の操作ではないことから事象判別の10分は含まない。以降の条文も同様とする。）交流動力電源喪失により、正確なサンプリング結果が得られないと想定される場合は、電源復旧後にサンプリングを実施し、結果を確認する。

発電用原子炉の出力抑制後は、1次冷却材のほう素濃度を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により1次冷却系の降温、降圧を行い、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度177°C未満となれば、余熱除去系に切り替え、炉心冷却を継続的に行う。

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1.10図に示す。

ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合（共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（制御棒駆動装置電源遮断及び制御棒手動挿入操作を含む。）により手動にて発電用原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位低信号による共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチ（制御棒駆動装置電源遮断及び制御棒手動挿入操作を含む。）により手動にて発電用原子炉の緊急停止を行い、その後、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動状況の確認を行う。

中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止が

できない場合で、かつ共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。

原子炉トリップに失敗し、発電用原子炉の出力抑制を図った後は、発電用原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。

ただし、発電用原子炉の出力抑制を図った後でも、原子炉トリップに成功した場合は、早急なほう酸水注入は必要ない。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

第 1.1.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/2)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分類*2	整備する手順書	手順書の分類
フロントライン系故障時	原子炉安全保護盤 又は 安全保護系のプロセス計装 又は 炉外核計装	手動による原子炉緊急停止	原子炉トリップスイッチ 制御棒クラスタ 原子炉トリップ遮断器	重大事故等対処設備 a	発電用原子炉の未臨界を維持する手順書	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			制御棒駆動装置用電源(常用母線440V遮断器操作器)*1 制御棒操作スイッチ*1 制御棒駆動装置用電源(制御棒駆動装置用電源出力遮断器スイッチ)*1 原子炉トリップ遮断器スイッチ	自主対策設備		
	制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップ遮断器 又は 原子炉安全保護盤 又は 安全保護系のプロセス計装 又は 炉外核計装	原子炉出力抑制(自動)	共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)*1 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 補助給水ピット 蒸気発生器 主蒸気速がし弁 主蒸気安全弁 加圧器速がし弁 加圧器安全弁 ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸注入弁 充てんポンプ 2次冷却設備(主蒸気設備)配管・弁 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 1次冷却設備 ほう酸フィルタ 再生熱交換器 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高压注入系)弁 所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等対処設備 a, b	発電用原子炉の未臨界を維持する手順書	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		

*1: 原子炉トリップ遮断器故障時にも有効に機能する。

*2: 重大事故等対策において用いる設備の分類

a: 当該条項に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

対応手段、対処設備、手順書一覧 (2/2)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	設備分 *1	整備する手順書	手順書の分類		
フロントライン系故障時	制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップ遮断器 又は 原子炉安全保護盤 又は 安全保護系のプロセス計装 又は 炉外核計装	原子炉出力抑制(手動)	タービントリップスイッチ 2次冷却設備(蒸気タービン設備)配管・弁	自主対策設備	発電用原子炉の未臨界を維持する手順書	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書		
			主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 主蒸気速がし弁 主蒸気安全弁 加圧器速がし弁 加圧器安全弁 ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸注入弁 充てんポンプ 2次冷却設備(主蒸気設備)配管・弁 2次冷却設備(給水設備)配管 2次冷却設備(補助給水設備)配管・弁 1次冷却設備 ほう酸フィルタ 再生熱交換器 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高圧注入系)弁 所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等対処設備				
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)				
			ほう酸タンク ほう酸ポンプ 緊急ほう酸注入弁 充てんポンプ ほう酸フィルタ 再生熱交換器 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高圧注入系)弁 1次冷却設備 原子炉容器 所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等対処設備			発電用原子炉停止時における緊急ほう酸濃縮により原子炉出力を抑制する手順書 発電用原子炉の未臨界を維持する手順書	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)				
			充てんポンプ 燃料取替用水ビット 再生熱交換器 化学体積制御設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備 配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器	重大事故等対処設備			a	
			原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)				
			高圧注入ポンプ ほう酸注入タンク 燃料取替用水ビット 非常用炉心冷却設備 配管・弁 非常用炉心冷却設備(高圧注入系)配管・弁 1次冷却設備 原子炉容器 原子炉補機冷却設備 非常用取水設備 非常用交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備	自主対策設備				

*1: 重大事故等対策において用いる設備の分類
a: 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b: 37条に適合する重大事故等対処設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順			
(1) 手動による原子炉緊急停止	判断 基準	未臨界の維持又は 監視	・ 原子炉トリップ遮断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 出力領域中性子束
			・ 中間領域中性子束
			・ 中間領域起動率
	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 原子炉トリップ遮断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 出力領域中性子束
			・ 中間領域中性子束
			・ 中性子源領域中性子束
			・ 中間領域起動率
	電源		・ 4-C1, D1 母線電圧

監視計器一覧 (2/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順				
(2) 原子炉出力抑制 (自動)	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップ遮断器表示	
			・ 制御棒炉底位置表示	
			・ 出力領域中性子束	
			・ 中間領域中性子束	
			・ 中性子源領域中性子束	
			・ 中間領域起動率	
			・ 中性子源領域起動率	
	操作	未臨界の維持又は監視	・ 信号	・ CMF自動作動警報
			・ タービン非常遮断油圧	
			・ 弁表示 (EH)	
			・ 出力領域中性子束	
			・ 中間領域中性子束	
			・ 中性子源領域中性子束	
			・ 中間領域起動率	
		・ 中性子源領域起動率		
		・ 原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)	
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)		
		・ 原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)	
		・ 原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度	
		・ 原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力	
・ 最終ヒートシンクの確保	・ 格納容器圧力 (AM用)			
・ 補機監視機能	・ 主蒸気ライン圧力			
・ 主蒸気発生器水位 (狭域)	・ 蒸気発生器水位 (狭域)			
・ 補助給水流量	・ 補助給水流量			
・ 加圧器逃がし弁表示	・ 加圧器逃がし弁表示			
・ 加圧器安全弁表示	・ 加圧器安全弁表示			
・ 主蒸気逃がし弁表示	・ 主蒸気逃がし弁表示			
・ 主蒸気安全弁表示	・ 主蒸気安全弁表示			

監視計器一覧 (3/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順			
(3) 原子炉出力抑制 (手動)	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップ遮断器表示
		・ 制御棒炉底位置表示	
		・ タービン非常遮断油圧	
		・ 弁表示 (EH)	
		・ 出力領域中性子束	
		・ 中間領域中性子束	
		・ 中性子源領域中性子束	
		・ 中間領域起動率	
		・ 中性子源領域起動率	
		・ 主蒸気ライン圧力	
	最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (狭域)	
	・ 補助給水流量		
	信号	・ CMF自動作動警報	
	操作	未臨界の維持又は監視	・ タービン非常遮断油圧
	・ 弁表示 (EH)		
	・ 出力領域中性子束		
	・ 中間領域中性子束		
	・ 中性子源領域中性子束		
	・ 中間領域起動率		
	・ 中性子源領域起動率		
原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)		
・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)			
原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)		
原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度		
原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力		
・ 格納容器圧力 (AM用)			
最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力		
・ 蒸気発生器水位 (狭域)			
・ 補助給水流量			
補機監視機能	・ 加圧器逃がし弁表示		
・ 加圧器安全弁表示			
・ 主蒸気逃がし弁表示			
・ 主蒸気安全弁表示			

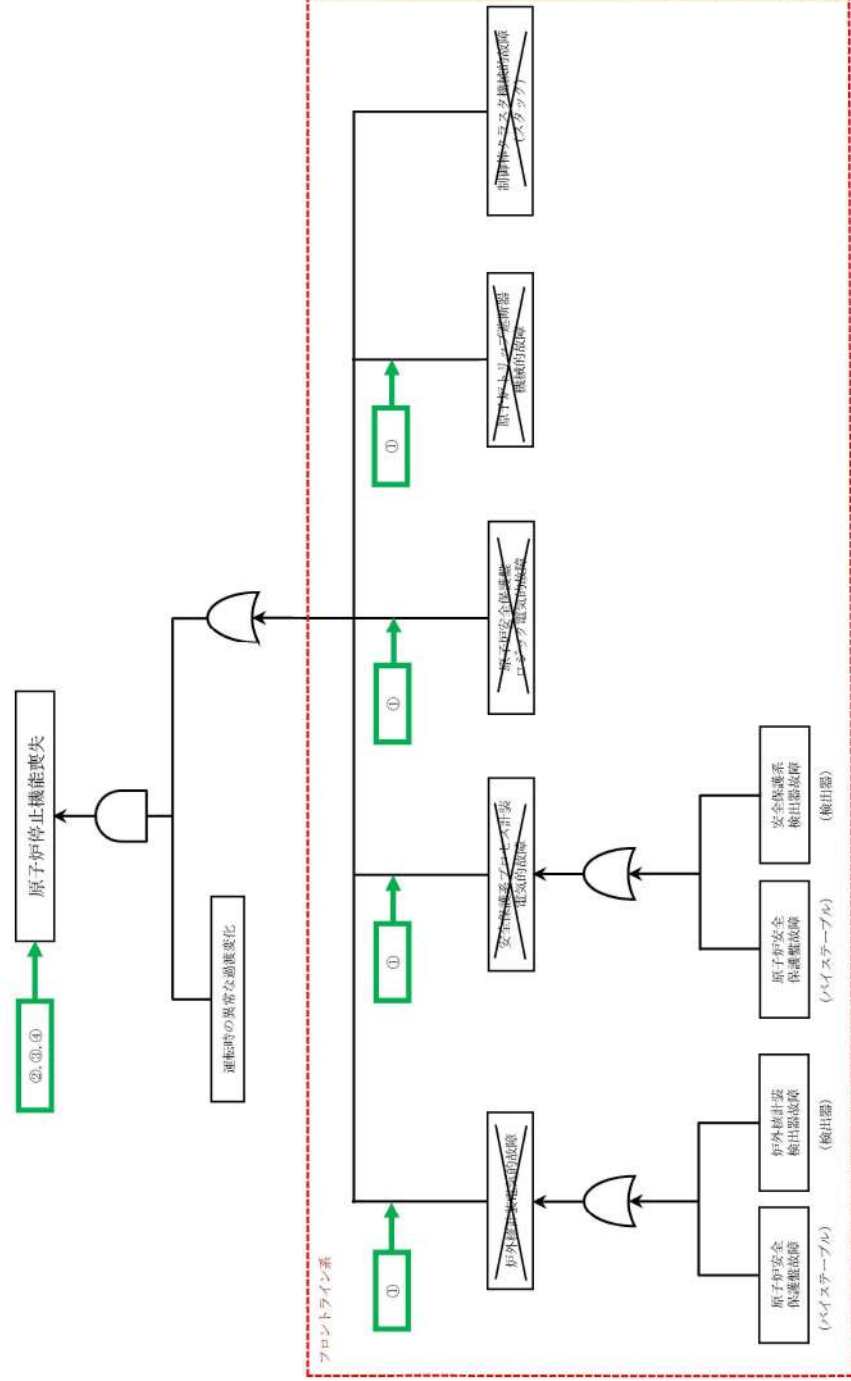
監視計器一覧 (4/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順			
(4) ほう酸水注入	判断基準	未臨界の維持又は 監視	・ 原子炉トリップ遮断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 出力領域中性子束
			・ 中間領域中性子束
			・ 中間領域起動率
	水源の確保	・ ほう酸タンク水位	
	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 出力領域中性子束
			・ 中間領域中性子束
			・ 中性子源領域中性子束
			・ 中間領域起動率
			・ 中性子源領域起動率
			・ 可聴計数率（可聴音）
			・ 緊急ほう酸注入ライン流量
		・ 1次系純水補給ライン流量積算制御	
原子炉压力容器 内の圧力		・ 1次冷却材圧力（広域）	
原子炉压力容器 への注水量		・ 充てん流量 ・ 高圧注入流量	
水源の確保	・ 燃料取替用水ビット水位 ・ ほう酸タンク水位		
—	・ ほう素濃度（手分析値）		

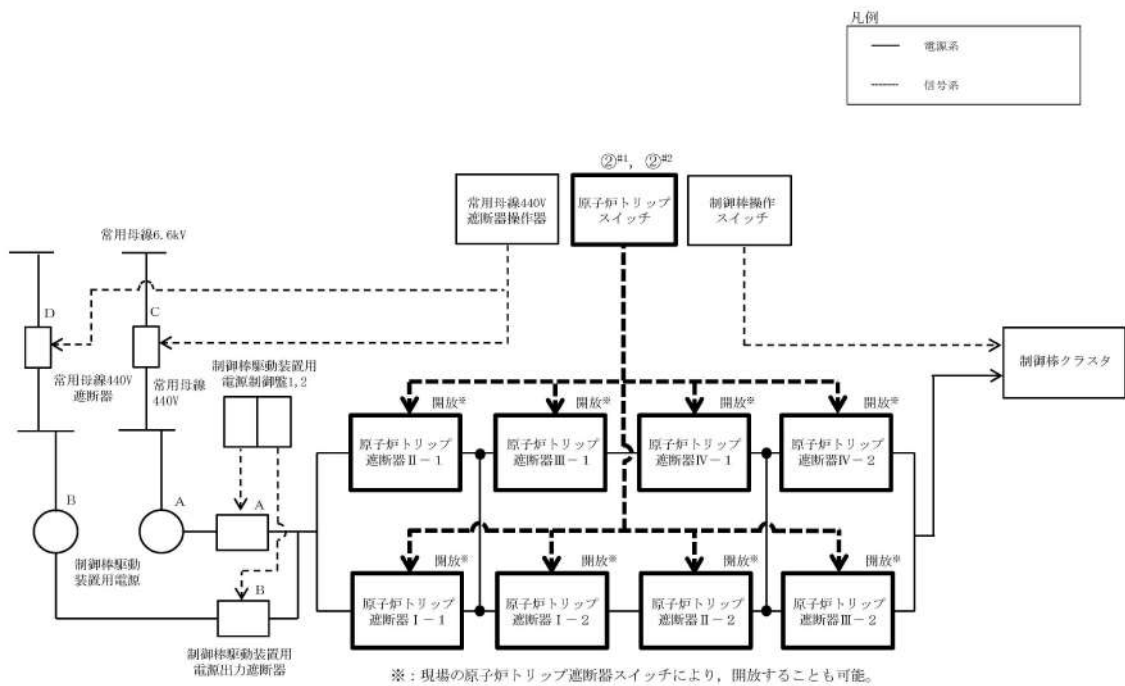
第 1.1.3 表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元			
		設備	母線		
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用 原子炉を未臨界にするた めの手順等	1次冷却設備弁	所内常設蓄電式直流電源設備	A-直流母線 B-直流母線		
	化学体積制御設備ポンプ・弁	非常用交流電源設備	6-A 非常用高圧母線	6-B 非常用高圧母線	
			A 1-原子炉コントロールセンタ	B 1-原子炉コントロールセンタ	
			A 2-原子炉コントロールセンタ	B 2-原子炉コントロールセンタ	
			非常用炉心冷却設備（高圧注入系）弁	所内常設蓄電式直流電源設備	A-直流母線
			2次冷却設備（主蒸気設備）弁	所内常設蓄電式直流電源設備	A-直流母線 B-直流母線
	2次冷却設備（補助給水設備）ポンプ・弁	非常用交流電源設備	6-A 非常用高圧母線 6-B 非常用高圧母線		
		所内常設蓄電式直流電源設備	A-直流母線 B-直流母線		
	計装用電源※	非常用交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備	A 1-計装用交流分電盤	A 2-計装用交流分電盤	
			B 1-計装用交流分電盤	B 2-計装用交流分電盤	
			C 1-計装用交流分電盤	C 2-計装用交流分電盤	
			D 1-計装用交流分電盤	D 2-計装用交流分電盤	
			A-AM設備直流電源分離盤	B-AM設備直流電源分離盤	

※：供給負荷は監視計器



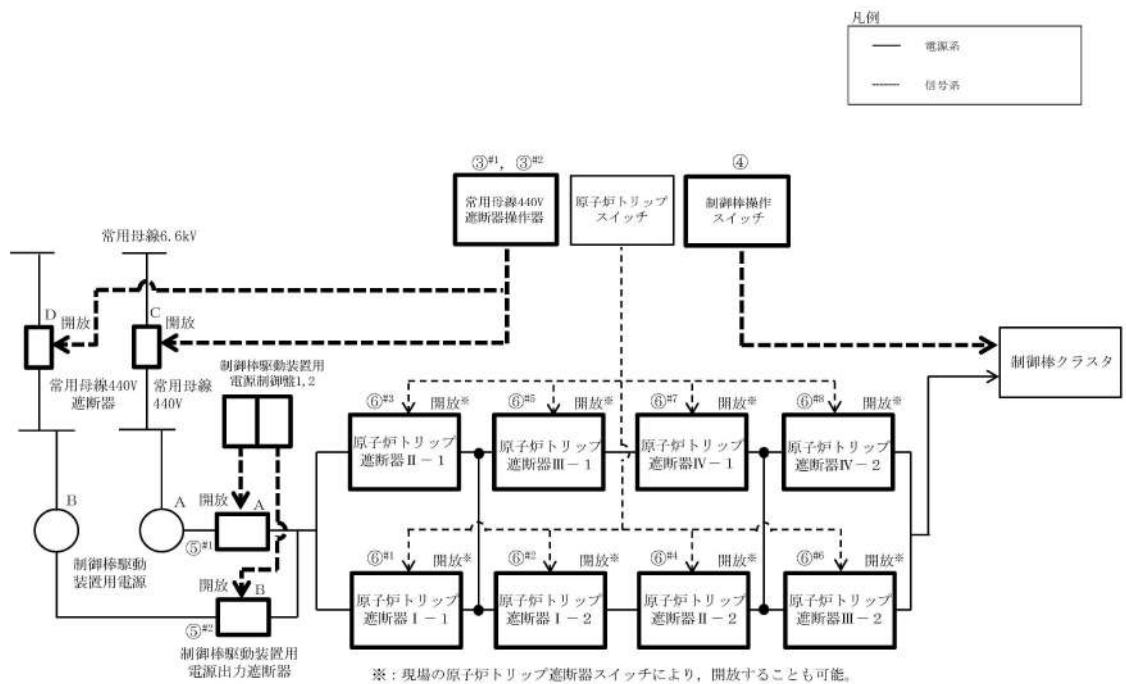
第 1.1.1 図 機能喪失原因対策分析



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	原子炉トリップ（1）	中立→トリップ
② ^{#2}	原子炉トリップ（2）	中立→トリップ

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

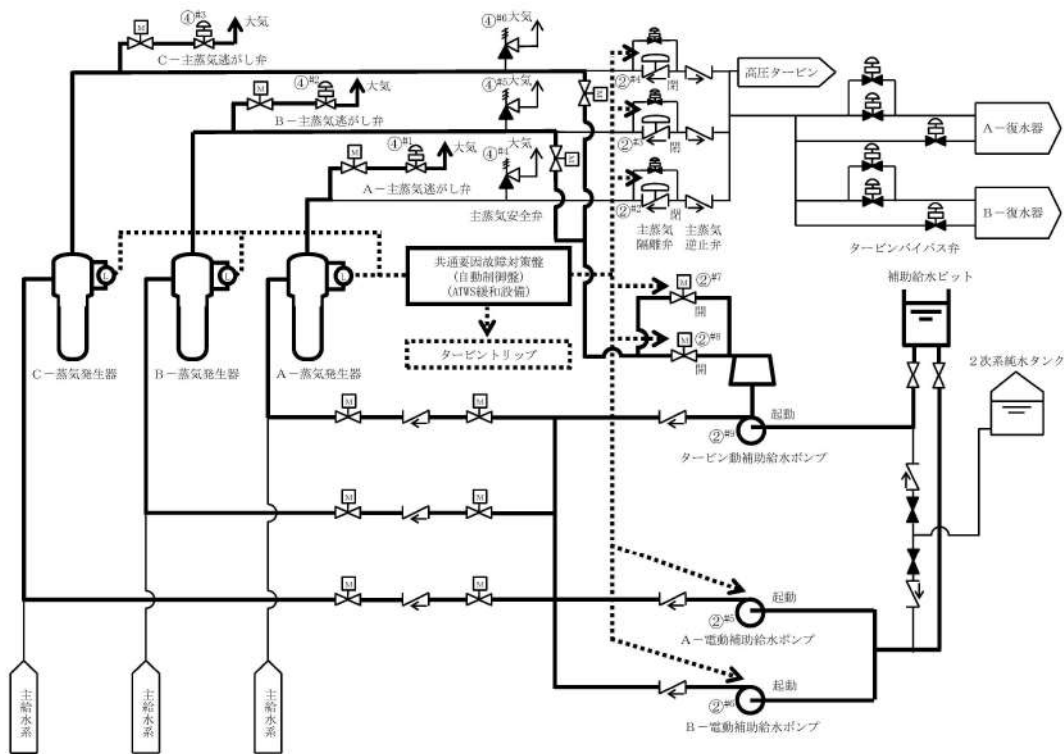
第 1.1.2 図 手動による原子炉緊急停止 概要図（1/2）



操作手順	操作対象機器	状態の変化
③ ^{#1}	常用母線440V遮断器	入→切
③ ^{#2}	常用母線440V遮断器	入→切
④	制御棒操作スイッチ	挿入
⑤ ^{#1}	A-制御棒駆動電源装置用出力遮断器	投入→開放
⑤ ^{#2}	B-制御棒駆動電源装置用出力遮断器	投入→開放
⑥ ^{#1}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#2}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#3}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#4}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#5}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#6}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#7}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放
⑥ ^{#8}	原子炉トリップ遮断器	投入→開放

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

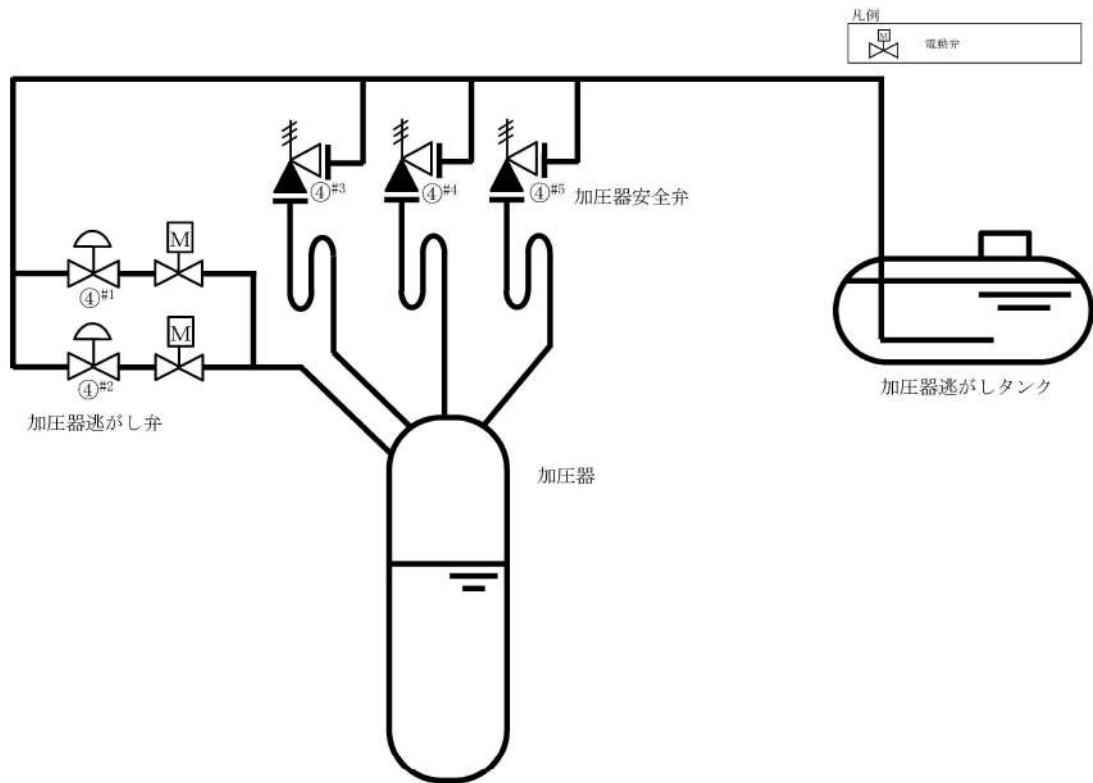
第 1.1.2 図 手動による原子炉緊急停止 概要図 (2/2)



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	タービントリップ	作動
② ^{#2}	A-主蒸気隔離弁	全開→全閉
② ^{#3}	B-主蒸気隔離弁	全開→全閉
② ^{#4}	C-主蒸気隔離弁	全開→全閉
② ^{#5}	A-電動補助給水ポンプ	停止→起動
② ^{#6}	B-電動補助給水ポンプ	停止→起動
② ^{#7}	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁A	全閉→全開
② ^{#8}	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁B	全閉→全開
② ^{#9}	タービン動補助給水ポンプ	停止→起動
④ ^{#1}	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
④ ^{#2}	B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
④ ^{#3}	C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
④ ^{#4}	A-主蒸気安全弁	全閉→全開
④ ^{#5}	B-主蒸気安全弁	全閉→全開
④ ^{#6}	C-主蒸気安全弁	全閉→全開

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

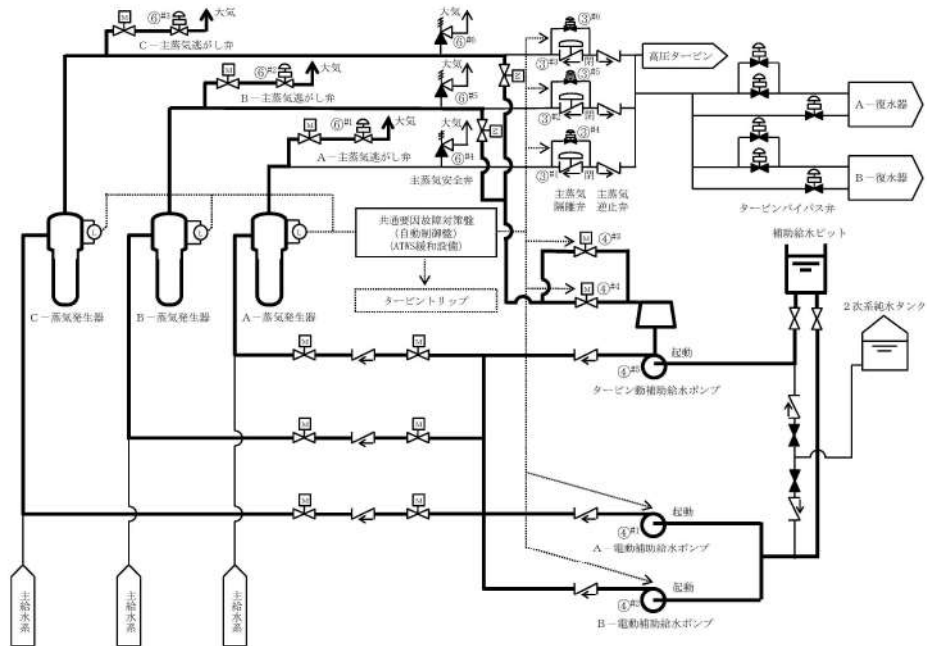
第 1.1.3 図 原子炉出力抑制（自動） 概要図（1/2）



操作手順	操作対象機器	状態の変化
④ ^{#1}	A-加圧器逃がし弁	全閉→全開
④ ^{#2}	B-加圧器逃がし弁	全閉→全開
④ ^{#3}	A-加圧器安全弁	全閉→全開
④ ^{#4}	B-加圧器安全弁	全閉→全開
④ ^{#5}	C-加圧器安全弁	全閉→全開

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

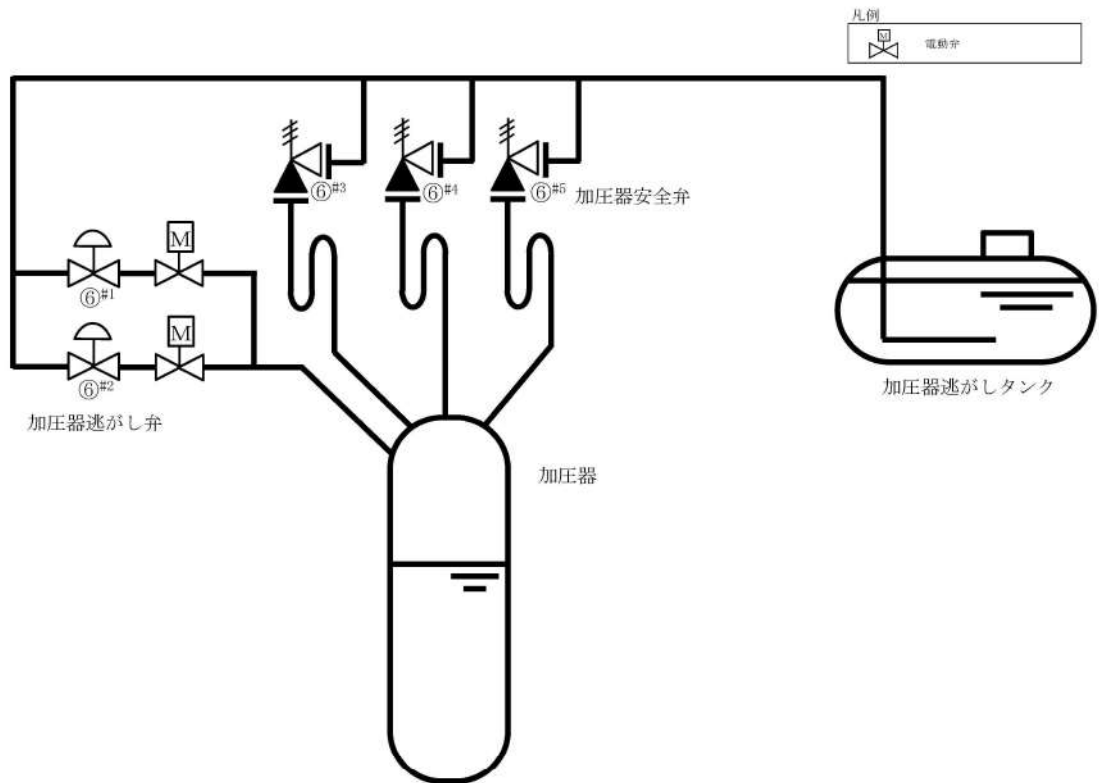
第 1.1.3 図 原子炉出力抑制（自動） 概要図（2/2）



操作手順	操作対象機器	状態の変化
③#1	A-主蒸気隔離弁	全開→全閉
③#2	B-主蒸気隔離弁	全開→全閉
③#3	C-主蒸気隔離弁	全開→全閉
③#4	A-主蒸気バイパス隔離弁	全閉確認
③#5	B-主蒸気バイパス隔離弁	全閉確認
③#6	C-主蒸気バイパス隔離弁	全閉確認
④#1	A-電動補助給水ポンプ	停止→起動
④#2	B-電動補助給水ポンプ	停止→起動
④#3	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁A	全閉→全開
④#4	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁B	全閉→全開
④#5	タービン動補助給水ポンプ	停止→起動
⑥#1	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
⑥#2	B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
⑥#3	C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開
⑥#4	A-主蒸気安全弁	全閉→全開
⑥#5	B-主蒸気安全弁	全閉→全開
⑥#6	C-主蒸気安全弁	全閉→全開

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

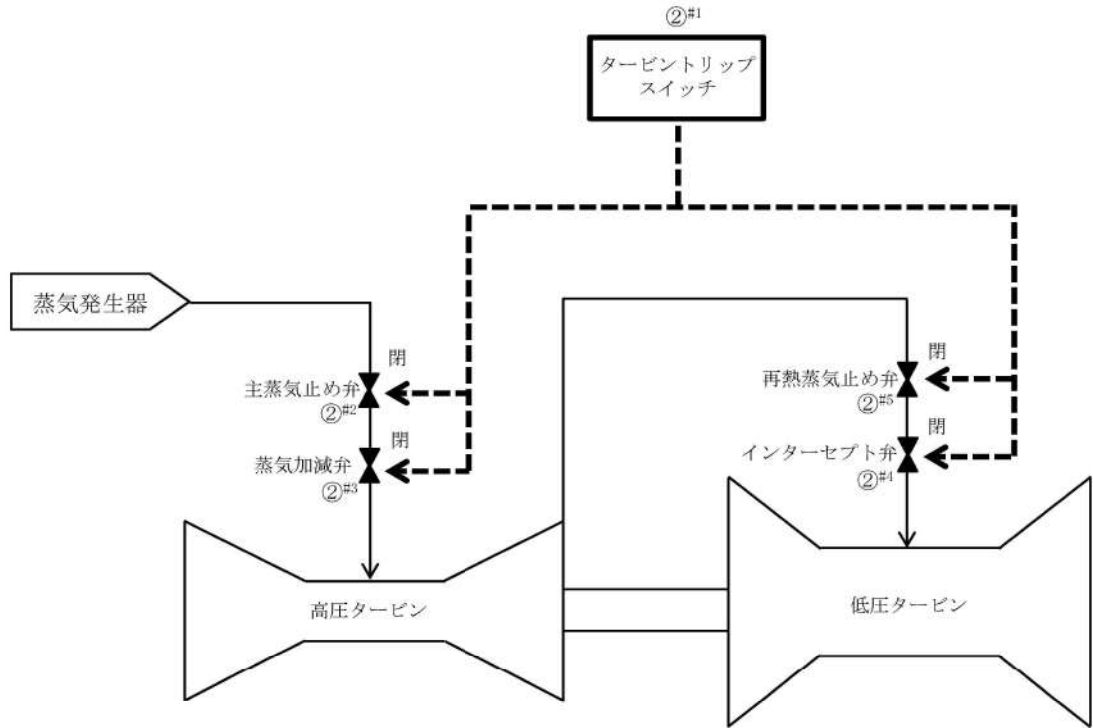
第 1.1.4 図 原子炉出力抑制（手動） 概要図（1/2）



操作手順	操作対象機器	状態の変化
⑥ ^{#1}	A-加圧器逃がし弁	全閉→全開
⑥ ^{#2}	B-加圧器逃がし弁	全閉→全開
⑥ ^{#3}	A-加圧器安全弁	全閉→全開
⑥ ^{#4}	B-加圧器安全弁	全閉→全開
⑥ ^{#5}	C-加圧器安全弁	全閉→全開

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

第 1.1.4 図 原子炉出力抑制（手動） 概要図（2/2）



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	タービントリップ	中立→作動
② ^{#2}	主蒸気止め弁	全開→全閉
② ^{#3}	蒸気加減弁	全開→全閉
② ^{#4}	インターセプト弁	全開→全閉
② ^{#5}	再熱蒸気止め弁	全開→全閉

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

第 1.1.5 図 手動によるタービントリップ 概要図

(1) 手動による原子炉緊急停止

		経過時間 (分)													備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
手順の項目	要員 (数)	「蒸気発生器水位低」による原子炉自動トリップ信号発信												操作手順		
手動による原子炉緊急停止	運転員 (中央制御室) A	1	原子炉手動トリップ ^{※1}												②	
		1	制御棒駆動装置用電源断 (常用母線440V遮断器開放) ^{※2}												③	
		1	制御棒手動挿入 ^{※2}												④	
	運転員 (現場) B	1	移動, 制御棒駆動装置用電源出力遮断器現場開放 ^{※3}												⑤	
		1	移動, 原子炉トリップ遮断器現場開放 ^{※3}												⑥	
		1														

※1: 機器の操作時間及び状態確認に必要な想定時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

(2) 原子炉出力抑制 (自動)

		経過時間 (分)													備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
手順の項目	要員 (数)	蒸気発生器水位低設定値到達+10秒後												操作手順		
原子炉出力抑制 (自動)	運転員 (中央制御室) A	1	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備) 作動確認 ^{※1}												②③	

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間に余裕を見込んだ時間

(3) 原子炉出力抑制 (手動)

		経過時間 (分)													備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
手順の項目	要員 (数)	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備) が作動しない場合かつ原子炉トリップによる原子炉緊急停止ができない場合												操作手順		
原子炉出力抑制 (手動)	運転員 (中央制御室) A	1	タービントリップスイッチ操作 ^{※1}												②	
		1	主蒸気隔離弁閉操作 ^{※2}												③	
		1	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ手動起動操作 ^{※2}												④	

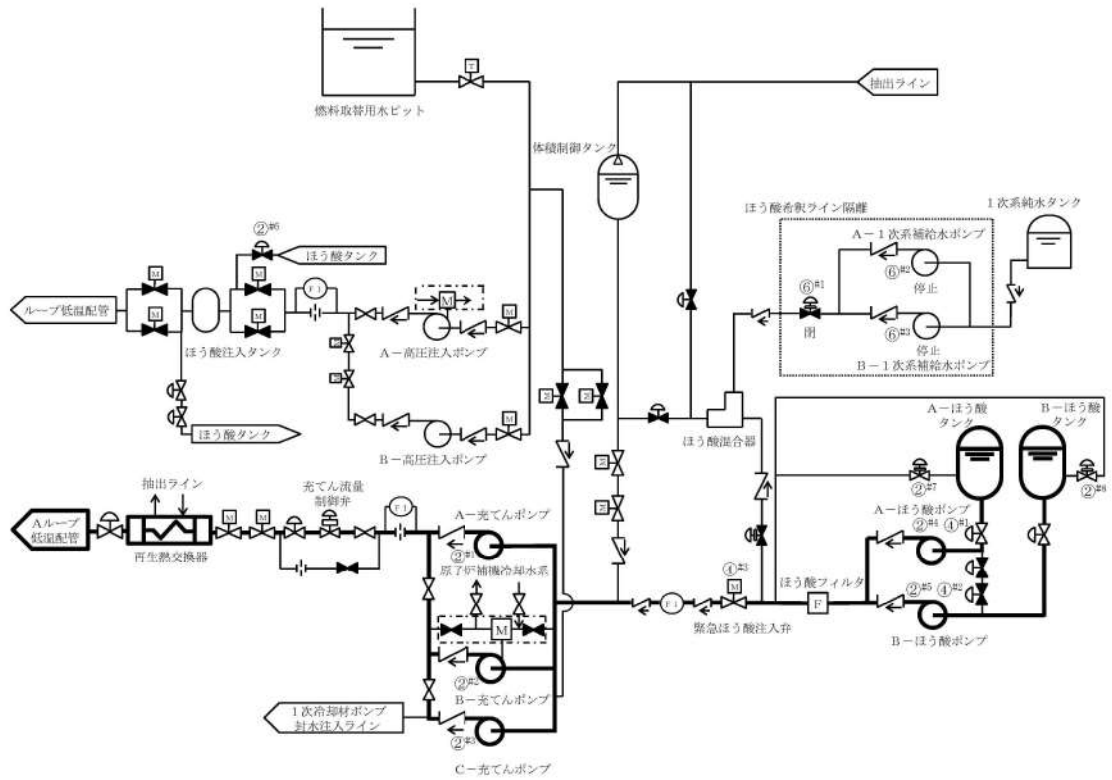
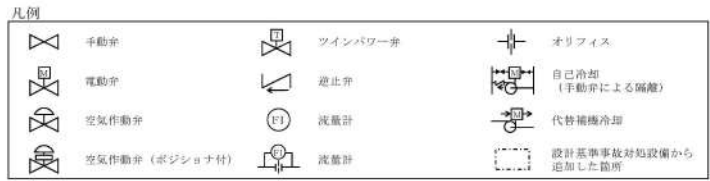
※1: 機器の操作時間及び状態確認に必要な想定時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

(4) ほう酸水注入

		経過時間 (分)													備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
手順の項目	要員 (数)	手動による原子炉緊急停止の失敗を確認し, 原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり, ほう酸タンクの水位が確保されている場合												操作手順		
ほう酸水注入	運転員 (中央制御室) A	1	:5分 ほう酸水注入 (緊急ほう酸濃縮) 開始													
		1	系統構成 ^{※1}												②	
			ほう酸水注入 (緊急ほう酸濃縮) ^{※2}												④~⑦	

※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 濃縮時間 (例) : 0 ppmから3,200ppmまで濃縮するには約150分を要する。
 ほう酸タンク: 21,000ppm, 緊急ほう酸注入ライン流量: 13.6m³/h

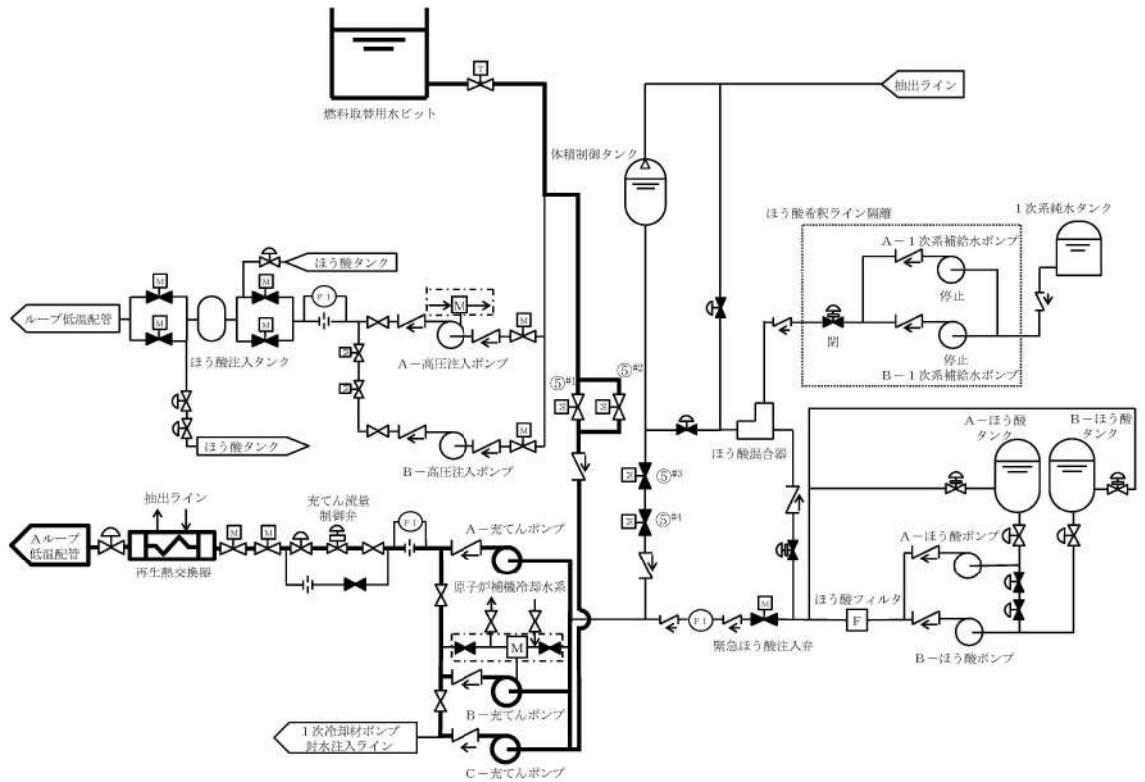
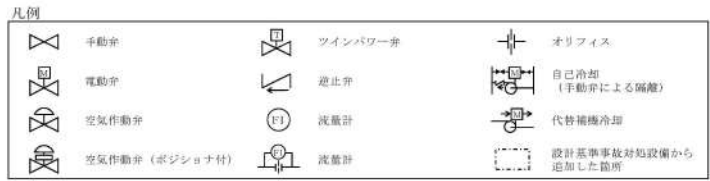
第 1.1.6 図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート



操作手順	操作対象機器	状態の変化
② ^{#1}	A-充てんポンプ	起動確認
② ^{#2}	B-充てんポンプ	起動確認
② ^{#3}	C-充てんポンプ	起動確認
② ^{#4}	A-ほう酸ポンプ	起動→停止
② ^{#5}	B-ほう酸ポンプ	起動→停止
② ^{#6}	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	全開→全閉
② ^{#7}	A-ほう酸タンク循環ライン流量調節弁	全閉→調整開
② ^{#8}	B-ほう酸タンク循環ライン流量調節弁	全閉→調整開
④ ^{#1}	A-ほう酸ポンプ	停止→起動
④ ^{#2}	B-ほう酸ポンプ	停止→起動
④ ^{#3}	緊急ほう酸注入弁	全閉→全開
⑥ ^{#1}	1次系純水補給ライン流量制御弁	全閉確認
⑥ ^{#2}	A-1次系補給水ポンプ	起動→停止
⑥ ^{#3}	B-1次系補給水ポンプ	起動→停止

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

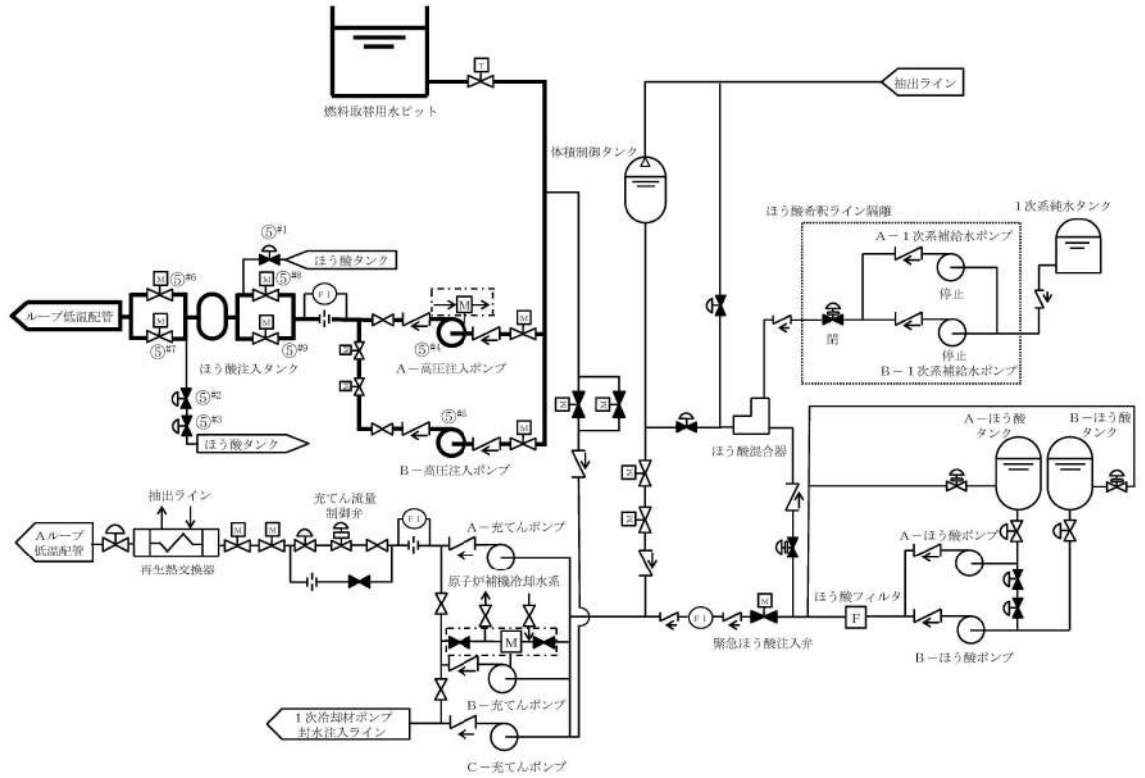
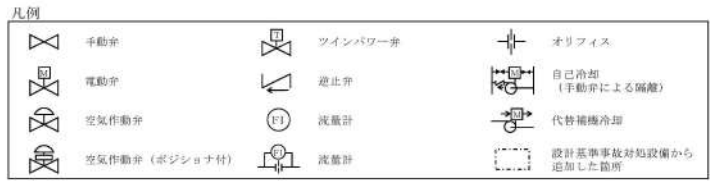
第 1.1.7 図 ほう酸水注入（緊急ほう酸濃縮ライン） 概要図



操作手順番号	操作対象機器	状態の変化
⑤ ^{#1}	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁A	全閉→全開
⑤ ^{#2}	充てんポンプ入口燃料取替用水ビット側入口弁B	全閉→全開
⑤ ^{#3}	体積制御タンク出口第1止め弁	全開→全閉
⑤ ^{#4}	体積制御タンク出口第2止め弁	全開→全閉

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

第 1.1.8 図 ほう酸水注入（充てんライン） 概要図

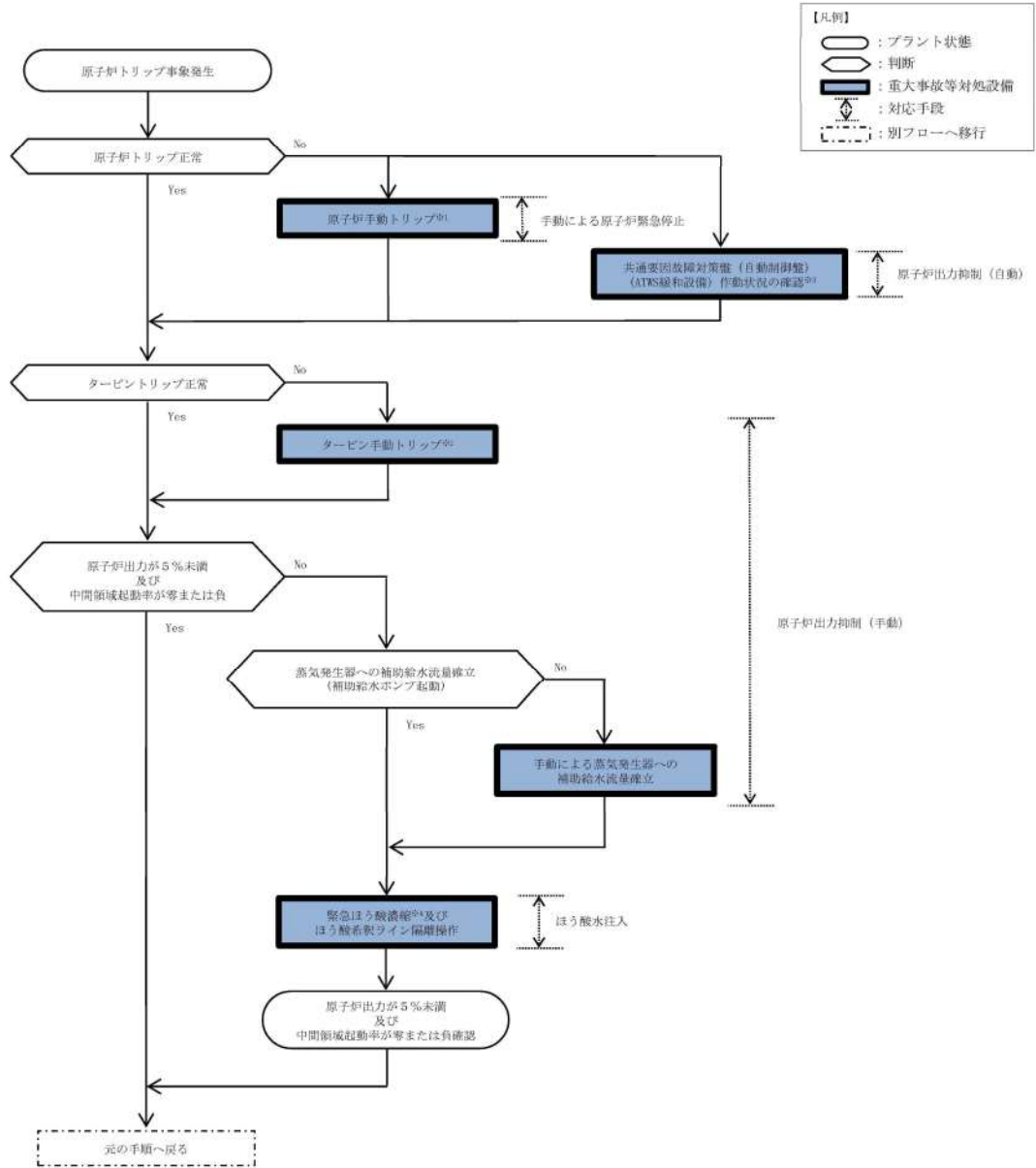


操作手順	操作対象機器	状態の変化
⑤ ^{#1}	ほう酸注入タンク循環ライン入口止め弁	全開→全閉
⑤ ^{#2}	ほう酸注入タンク循環ライン出口第1止め弁	全開→全閉
⑤ ^{#3}	ほう酸注入タンク循環ライン出口第2止め弁	全開→全閉
⑤ ^{#4}	A-高圧注入ポンプ	停止→起動
⑤ ^{#5}	B-高圧注入ポンプ	停止→起動
⑤ ^{#6}	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁A	全閉→全開
⑤ ^{#7}	ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁B	全閉→全開
⑤ ^{#8}	ほう酸注入タンク入口弁A	全閉→全開
⑤ ^{#9}	ほう酸注入タンク入口弁B	全閉→全開

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する機器があることを示す。

第 1.1.9 図 ほう酸水注入（安全注入ライン） 概要図

フロントライン系故障時の対応手段の選択



- ※1: 手動による原子炉トリップが不可能な場合は、制御棒を手動挿入する。
 ①制御棒駆動装置用電源（常用母線440V遮断器操作器）開放
 ②制御棒挿入
 ③制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置用電源出力遮断器スイッチ）開放
 ④原子炉トリップ遮断器スイッチ開放
- ※2: 手動によるタービントリップが不可能な場合は、主蒸気隔離弁を手動閉とし、主蒸気隔離バイパス弁の閉を確認する。
- ※3: 設定値（蒸気発生器水位9%+10秒）
 ①タービントリップ
 ②主蒸気ライン隔離
 ③補助給水ポンプ起動
- ※4: 制御棒の挿入に失敗した場合は、制御棒値を補完するため、燃料取替ほう素濃度までほう酸水注入を継続する。
 なお、緊急ほう酸濃縮を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続き低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。
- | |
|-------------------------------------|
| 燃料取替ほう素濃度 |
| ・ 3, 200ppm以上のほう素濃度 |
| 停止ほう素濃度 |
| ・ 高温停止: 停止余裕 1.8% Δk/k以上を確保できるほう素濃度 |
| ・ 低温停止: 停止余裕 1.0% Δk/k以上を確保できるほう素濃度 |

第 1.1.10 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 目 次 >

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 1次冷却系のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

(b) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）

(c) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却

(b) 復旧

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 監視及び制御の対応手段及び設備

(a) 監視及び制御

(b) 重大事故等対処設備

d. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順

1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 1次冷却系のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却
- (2) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）
 - a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - b. SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
 - c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
- (3) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（蒸気放出）
 - a. タービンバイパス弁による蒸気放出
- (4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

- (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却
 - a. 現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
 - b. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復
 - c. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復
 - d. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復

(2) 復旧

a. 常設代替交流電源設備による電動補助給水ポンプの機能回復

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.3 監視及び制御

(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定

(2) 補助給水ポンプの作動状況確認

(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御

(4) 蒸気発生器水位の制御

1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却

a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

b. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)

b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

i) 原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。

iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

(2) 復旧

a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWRの場合）

b) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWRの場合）

(3) 重大事故等の進展抑制

a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した

手順等について説明する。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に炉心の著しい損傷を防止するため、蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却機能により発電用原子炉を冷却する必要がある。

蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却機能により発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、補助給水ピット並びに主蒸気逃がし弁を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いるが、この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.2.1図）。

また、発電用原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備*を選定する。

※ 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、

事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十五条及び「技術基準規則」第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

設計基準事故対処設備である補助給水ポンプ、補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁が健全であれば重大事故等対処設備（設計基準拡張）として重大事故等の対処に用いる。

蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 2 次冷却設備（主蒸気設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、2 次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却に使用する設備の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設

直流電源系統の喪失を想定する。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び「審査基準」，「基準規則」からの要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.2.1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 1次冷却系のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却

設計基準事故対処設備である2次冷却設備からの除熱による発電用原子炉の冷却に使用する設備の故障により蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却ができない場合は，1次冷却系のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，1次冷却系のフィードアンドブリードによる発電用原子炉の冷却を継続する。

また，1次冷却系のフィードアンドブリードにおいて，高圧注入ポンプが故障等により運転できない場合に，充てんポンプを運転して燃料取替用水ピット水を発電用原子炉へ注水する手段がある。

i. 1次冷却系のフィードアンドブリード

1次冷却系のフィードアンドブリードにより発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 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
- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 余熱除去冷却器
- ・ 蓄圧タンク
- ・ 蓄圧タンク出口弁
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（高圧注入系）配管・弁
- ・ ほう酸注入タンク
- ・ 余熱除去設備 配管・弁
- ・ 非常用炉心冷却設備（蓄圧注入系）配管・弁
- ・ 蒸気発生器
- ・ 1次冷却設備 配管・弁
- ・ 加圧器
- ・ 原子炉容器
- ・ 原子炉補機冷却設備
- ・ 非常用取水設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備

1次冷却系のフィードアンドブリードにおいて、高圧注入ポンプが故障等により運転できない場合に、充てんポンプによる発電用原子炉への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 再生熱交換器
- ・ 非常用炉心冷却設備 配管・弁
- ・ 化学体積制御設備 配管・弁
- ・ 1次冷却設備 配管・弁
- ・ 加圧器
- ・ 原子炉容器
- ・ 非常用交流電源設備

(b) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却（注水）

i. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

蒸気発生器2次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、常用設備である電動主給水ポンプ等を使用して蒸気発生器2次側へ注水する手段がある。

電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管・弁
- ・ 常用電源設備

ii. SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

蒸気発生器 2 次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、常設設備であるSG直接給水用高圧ポンプ等を使用して蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ SG直接給水用高圧ポンプ
- ・ 可搬型ホース
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 常設代替交流電源設備

iii. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

蒸気発生器 2 次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、可搬型設備である可搬型大型送水ポンプ車等を使用して海水を蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）

- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 非常用取水設備
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

iv. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による
蒸気発生器への注水

蒸気発生器2次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、可搬型設備である可搬型大型送水ポンプ車等を使用して代替給水ピットの淡水を蒸気発生器2次側へ注水する手段がある。

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型ホース・接続口
- ・ ホース延長・回収車（送水車用）
- ・ 代替給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 2次冷却設備（給水設備）配管
- ・ 2次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・ 非常用交流電源設備
- ・ 燃料補給設備

v. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

蒸気発生器 2 次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、可搬型設備である可搬型大型送水ポンプ車等を使用して原水槽の淡水を蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

また、原水槽を水源として使用開始後、2 次系純水タンク又はろ過水タンクの淡水を原水槽へ補給する手段がある。

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型ホース・接続口
- ・ホース延長・回収車（送水車用）
- ・原水槽
- ・2 次系純水タンク
- ・ろ過水タンク
- ・蒸気発生器
- ・2 次冷却設備（給水設備）配管
- ・2 次冷却設備（補助給水設備）配管・弁
- ・給水処理設備 配管・弁
- ・非常用交流電源設備
- ・燃料補給設備