

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について（1／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピット水温が65℃に達した場合又は達するおそれがある場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油槽※ 重油タンク※	ミニローリー※	使用済燃料ピット温度(AM) 使用済燃料ピット水位(AM) 使用済燃料ピット監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	—	—	—
2次系純水タンク及び燃料取替用水タンクからの注水準備	2次系純水タンク及び燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
中型ポンプ車による注水準備	中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	—
可搬型監視計器の設置	可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット広域水位(AM)及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、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) 使用済燃料ピット水位(AM) 【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について（2／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	2次系純水タンク又は燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。両タンクからの注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度(AM) 使用済燃料ピット水位(AM) 【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク、ろ過水貯蔵タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	—	—	—
中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、海を水源として中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、中型ポンプ車の間欠運転又は流量調整により、使用済燃料ピット水位がNWL-0.2m以下とならないよう水位を維持する。 以降、中型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の水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	使用済燃料ピット温度(AM) 使用済燃料ピット水位(AM) 【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.3.1.2表 主要評価条件（想定事故1）（1／2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	11.715MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮。 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）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0.08m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A，Bピット， 燃料取替用キャナル 及び 燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから，燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお，使用済燃料ピット水温が100℃まで上昇する時間の評価は，温度条件が厳しくなるようにAピットのための水量を考慮する。また，水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料，ラック等の体積を除いて算出。

第7.3.1.2表 主要評価条件（想定事故1）（2／2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、中型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じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位	燃料頂部から4.33m (NW L - 3.29m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	中型ポンプ車から使用済燃料ピットへの注水流量	25m ³ /h	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散率に対して燃料損傷防止が可能な流量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から5.6時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピットへの注水を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場への移動、注水準備に必要な時間等を考慮して設定。

第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について（1／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油槽※ 重油タンク※	ミニローリー※	使用済燃料ピット水位(AM) 使用済燃料ピット監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	—	—	—
燃料取替用水タンク及び2次系純水タンクからの注水準備	燃料取替用水タンク及び2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
中型ポンプ車による注水準備	使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端以下に達した場合又は達するおそれがある場合は、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	—
可搬型監視計器の設置	可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット広域水位(AM)及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット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) 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冷却設備含む)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について（2／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。両タンクからの注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度(AM) 使用済燃料ピット水位(AM) 【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク、ろ過水貯蔵タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	—	—	—
中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、海を水源として中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、中型ポンプ車の間欠運転又は流量調整により、使用済燃料ピット水位を使用済燃料ピット冷却系出口配管下端水位で維持する。 以降、中型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の水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	使用済燃料ピット温度(AM) 使用済燃料ピット水位(AM) 【使用済燃料ピット広域水位(AM)】 【可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ】 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冷却設備含む)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.3.2.2表 主要評価条件（想定事故2）（1／3）

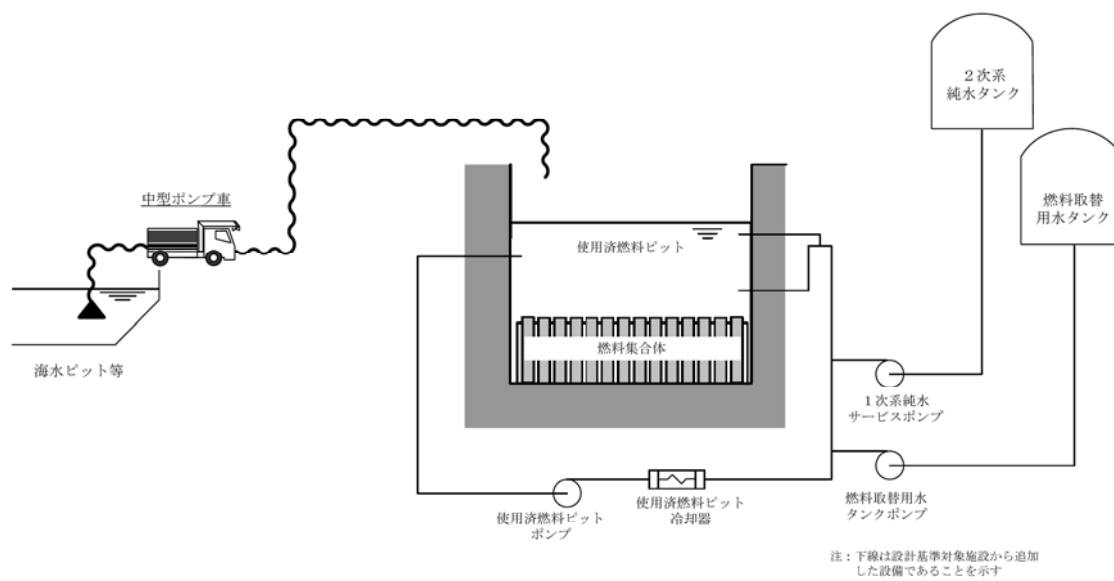
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット 崩壊熱	11.715MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。なお、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の使用も考慮。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料 ピット水温 （初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに 隣接する ピットの状態	A, Bピット, 燃料取替用キャナル 及び 燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、使用済燃料ピット水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようにAピットのための水量を考慮する。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。

第7.3.2.2表 主要評価条件（想定事故2）（2／3）

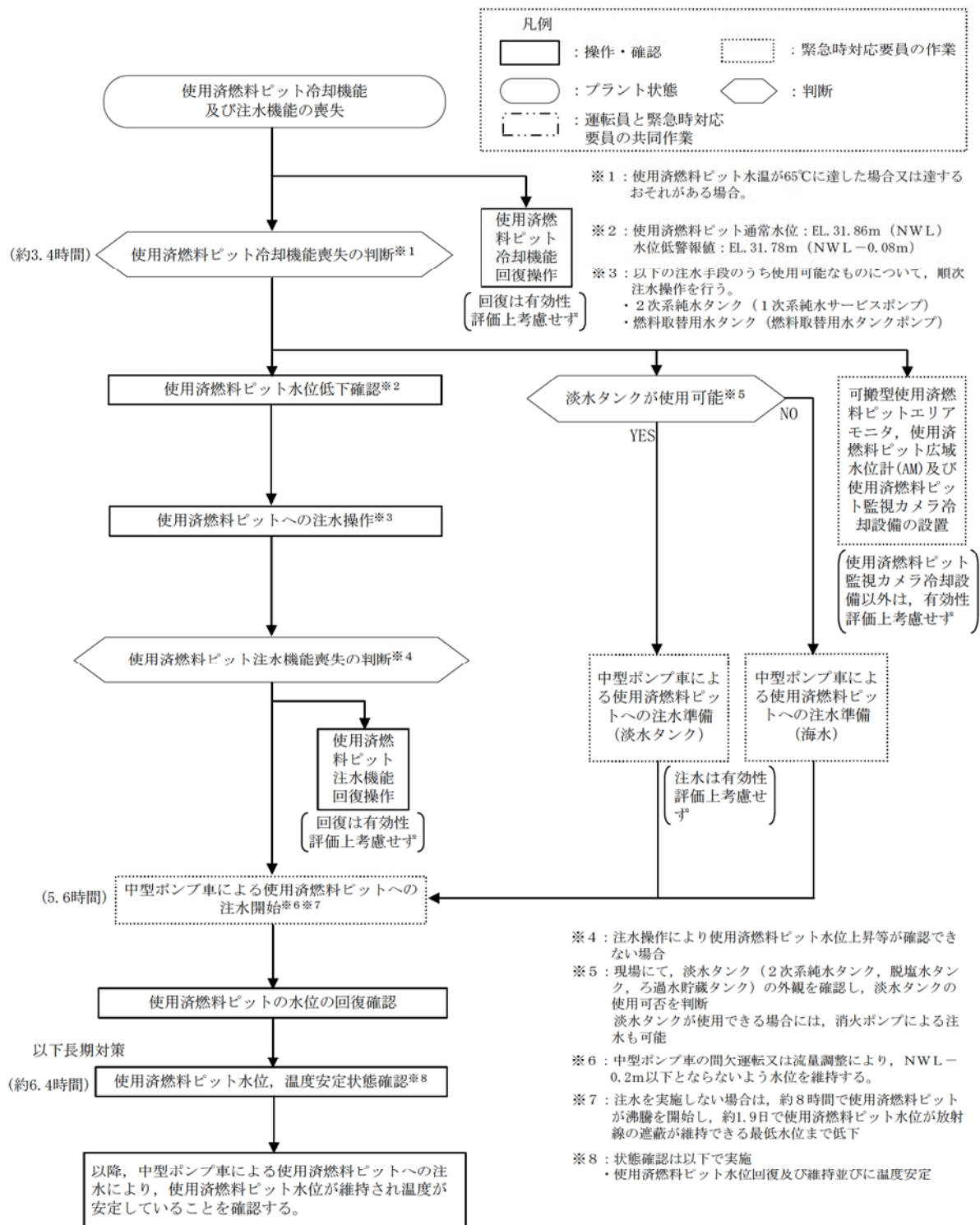
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL－1.36m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイホンブレーカの効果を期待。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、中型ポン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じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位	燃料頂部から4.33m (NWL－3.29m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	中型ポンプ車から使用済燃料ピットへの注水流量	25m ³ /h	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散率に対して燃料損傷防止が可能な流量を設定。

第 7.3.2.2 表 主要評価条件（想定事故 2）（3 / 3）

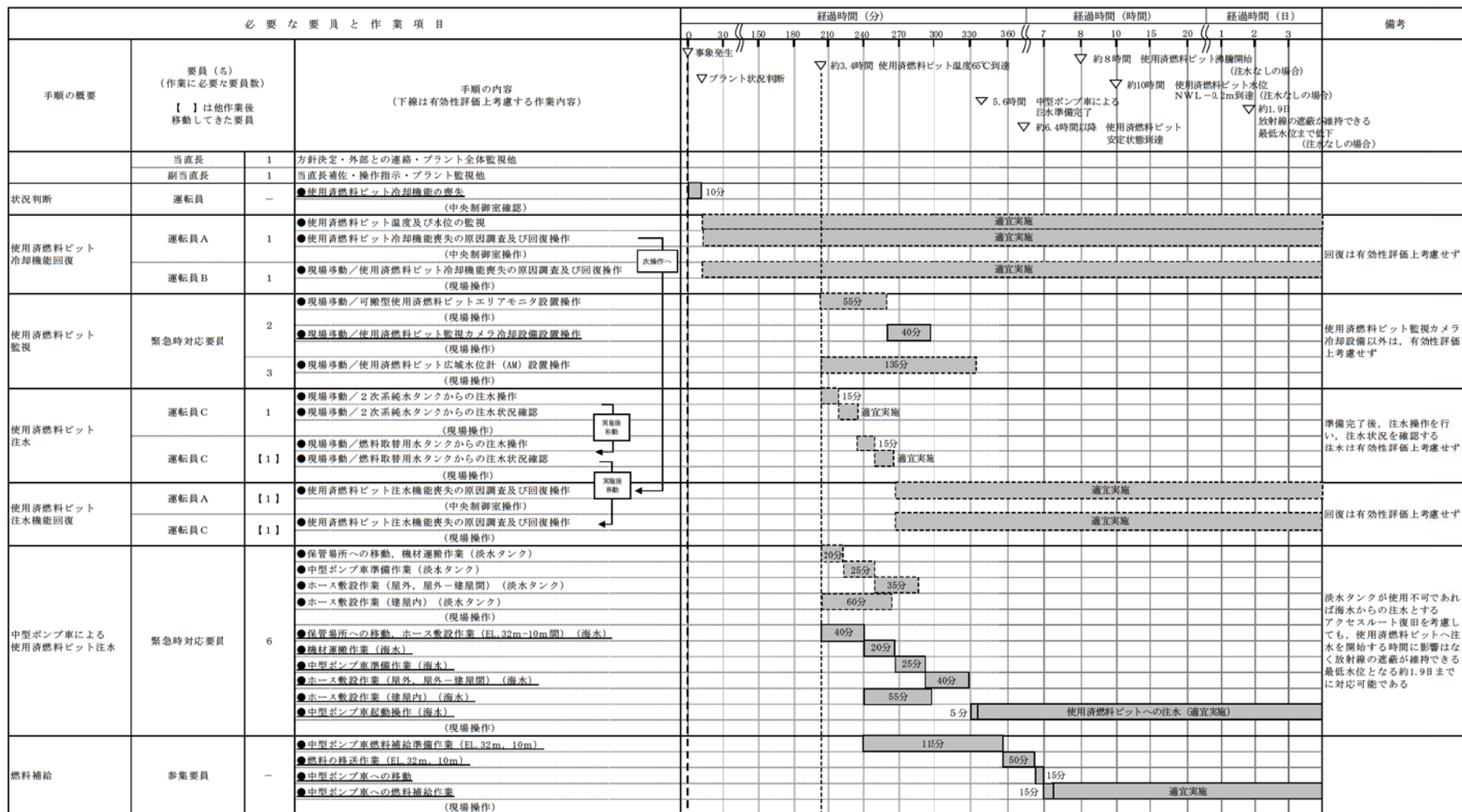
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	中型ポンプ車による 使用済燃料ピットへの 注水開始	事象発生から2.2時間後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピットへの注水を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、現場への移動、注水準備に必要な時間等を考慮して設定。



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

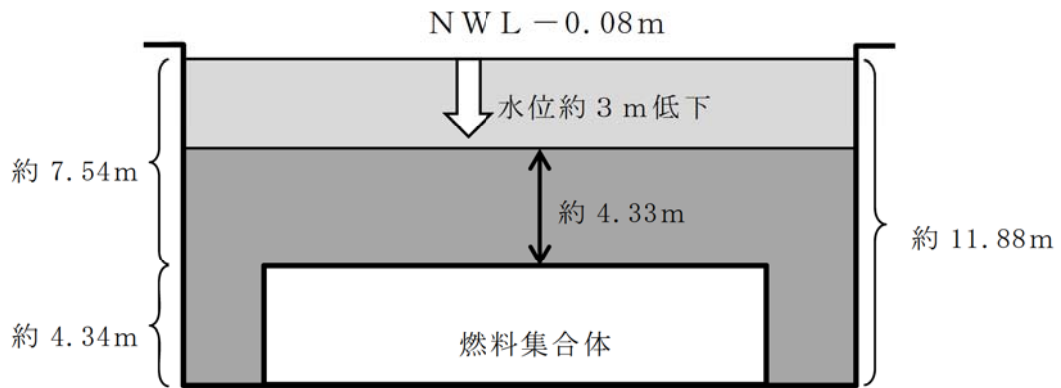


第 7. 3. 1. 2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要
(「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、
使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、
蒸発により水位が低下する事故」の事象進展)



※上記要員数は、4時間までの作業の最大要員数である。その他、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を確保する。
 ※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

第7.3.1.3 図 「想定事故1」の作業と所要時間(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)



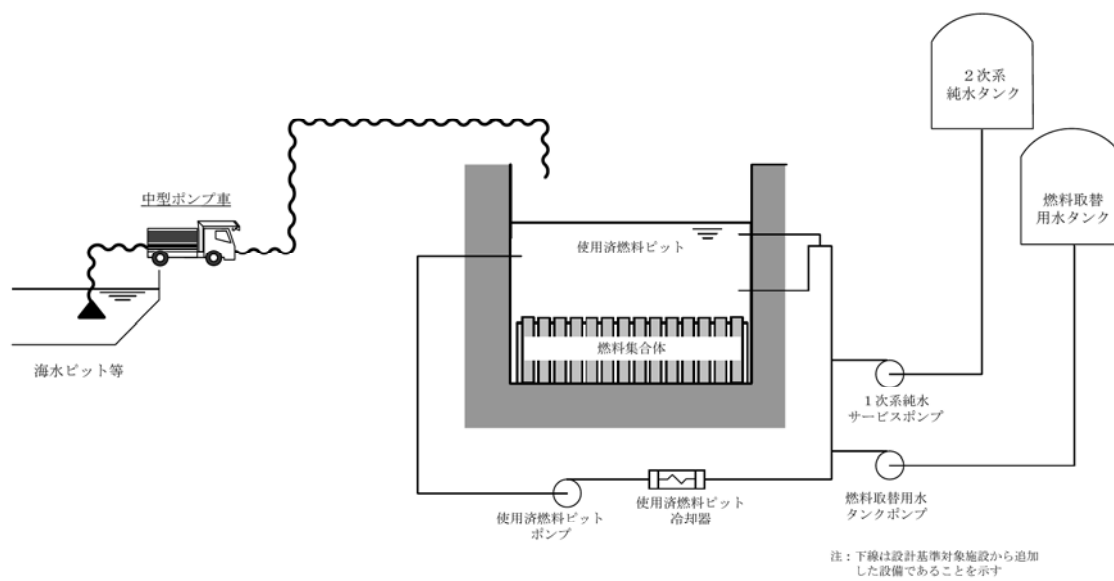
使用済燃料ピット水位概略図

		評価結果
① 3 m 分の評価水量		
	A ピット	約 370m ³
	B ピット	約 200m ³
	A, B ピット間	約 5 m ³
	燃料取替用キャナル	約 70m ³
	燃料検査ピット	約 70m ³
	合計	約 715m ³
② 事象発生から A ピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約 8 時間
③ 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率		約 19.5m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により 3 m 水位が低下する時間		約 1.9 日

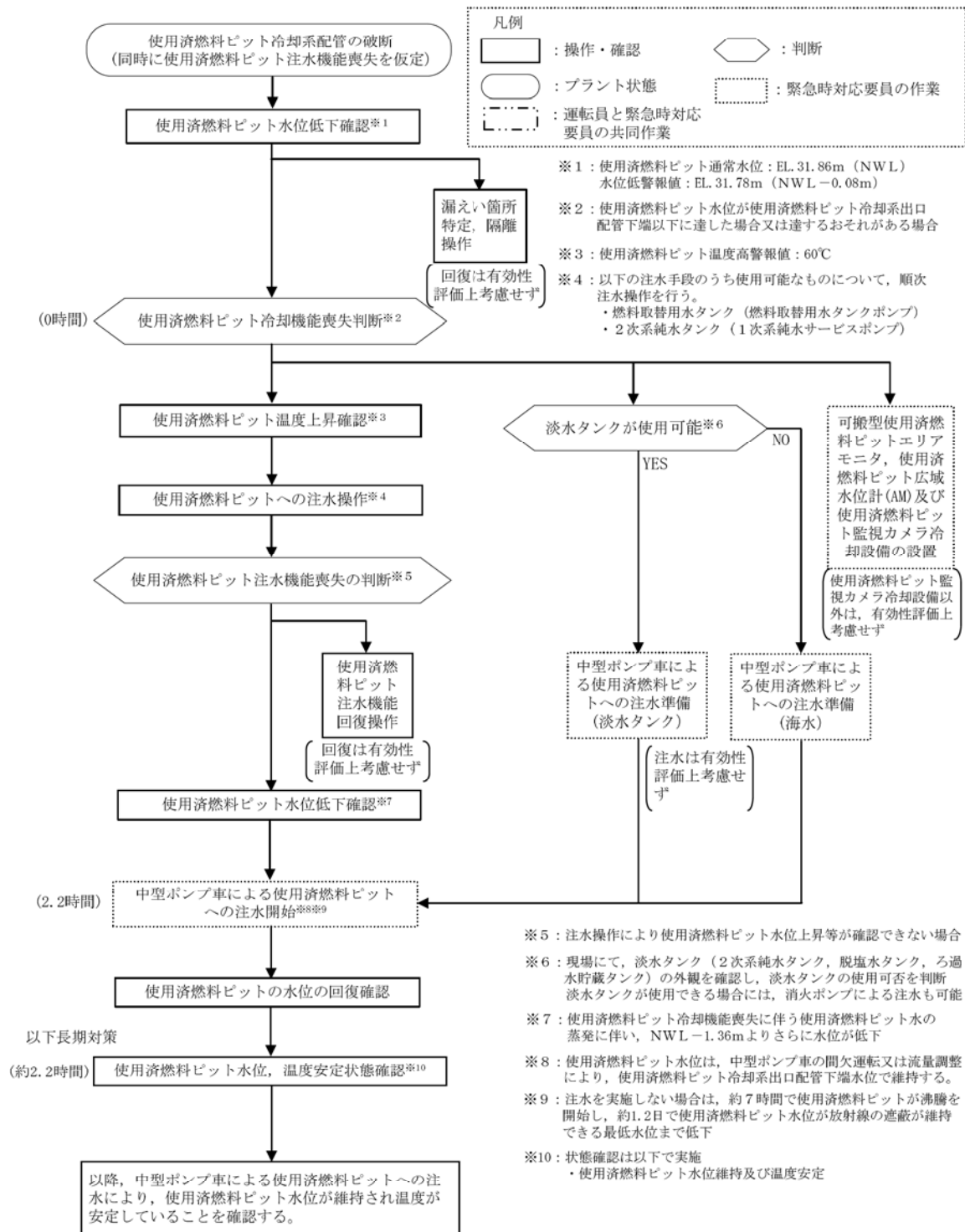
(注) 崩壊熱の高い燃料体等を A ピットに選択的に貯蔵した場合を想定

(A ピット崩壊熱 : 10.787MW, B ピット崩壊熱 : 0.928MW)

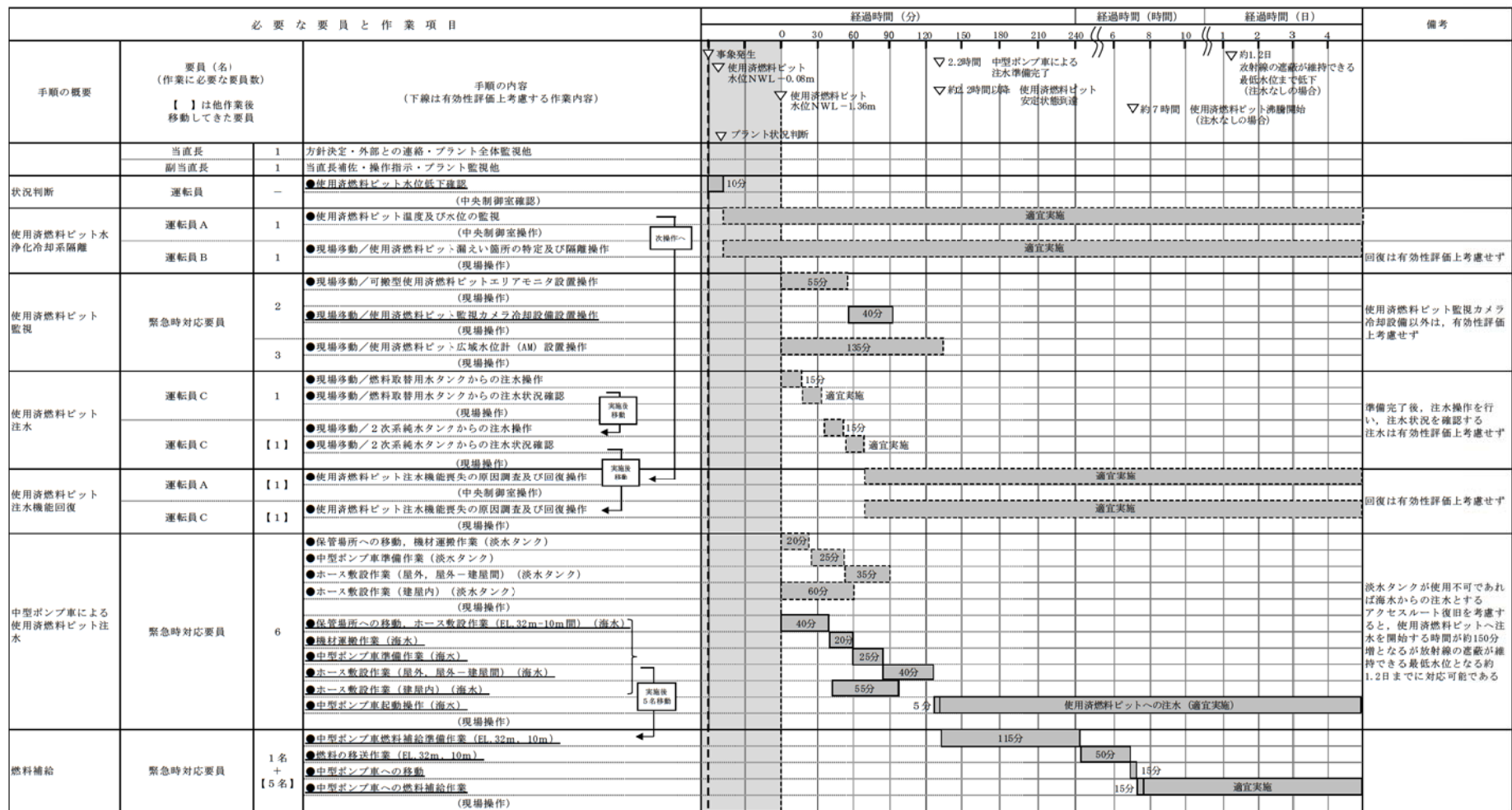
第 7.3.1.4 図 想定事故 1 における
使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



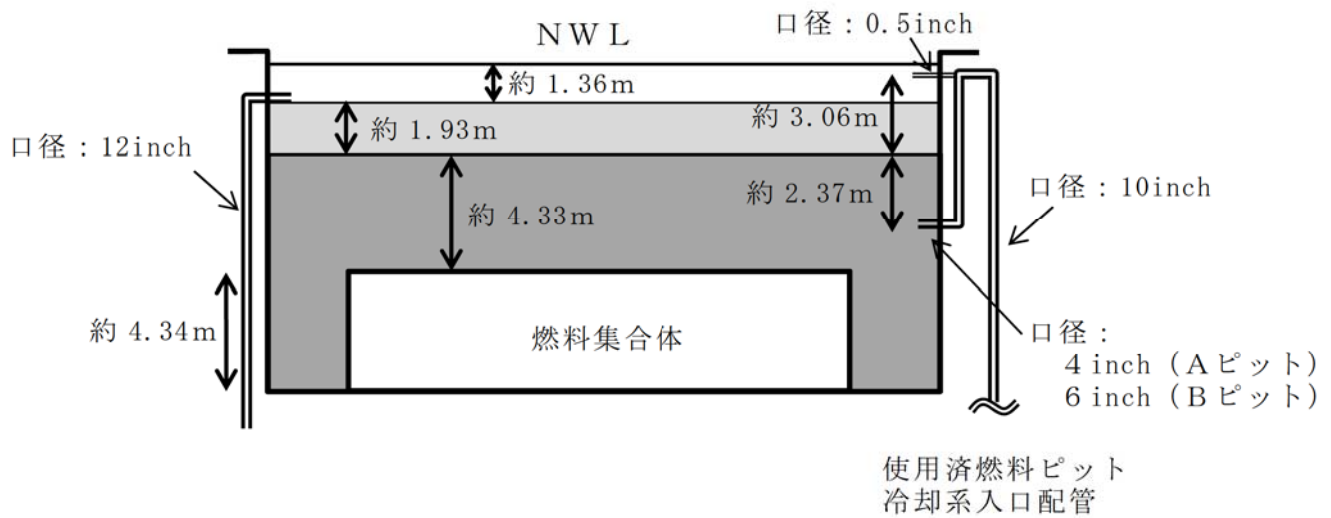
第 7.3.2.1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図



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)



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



使用済燃料ピット水位概略図

		評価結果
① 1.93m分の評価水量		
	Aピット	約 230m ³
	Bピット	約 120m ³
	A, Bピット間	約 3 m ³
	燃料取替用キャナル	約 46m ³
	燃料検査ピット	約 40m ³
	合計	約 439m ³
② 事象発生からAピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約 7 時間
③ 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率		約 19.5m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により 1.93m水位が低下する時間		約 1.2 日

(注) 崩壊熱の高い燃料体等をAピットに選択的に貯蔵した場合を想定

(Aピット崩壊熱：10.787MW, Bピット崩壊熱：0.928MW)

第 7.3.2.4 図 想定事故 2 における
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）」において，燃料損傷防止対策の有効性を確認す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等により，崩壊熱除去機能が喪失する。このため，緩和措置がとられない場合には，炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し，燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し，燃料損傷を防止する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(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、燃料体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、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を整備する。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は「7.4.2 全交流動力電源喪失」で整備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの対策の概略系統図を第 7.4.1.1 図に、対応手順の概要を第 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のうち、「7.4.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 11 名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長、副当直長の 2 名、中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員 5 名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等である緊急時対応要員 4 名の合計 11 名であり、必要な要員と作業項目について第 7.4.1.3 図に示す。また、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、「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」においては、「7.4.2 全交流動力電源喪失」で整

備する燃料損傷防止対策にて対応することから 25 名となるが、「7.4.2 全交流動力電源喪失」と同様に対処可能である。

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機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。

余熱除去系機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1 次系保有水量を確保するとともに、取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、

加圧器水位等である。

e. アニュラス空気再循環系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器内圧力計（広域）指示が 0.0255 MPa[gage]となれば、アニュラス排気ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及び格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了し、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替の判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納

容器内圧力（広域）等である。

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

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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「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。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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り、当該プラント状態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、すべての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次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、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次系圧力、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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、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、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ 1 台を使用するものと

する。

原子炉停止 55 時間後を事象開始として、c. (a)で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

c. 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) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、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に要する時間を上回る時間として、事象発生から 50 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 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 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、余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1 次系温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することにより 1 次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い

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、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生 の 50 分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1 次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 7.4.1.5 図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふた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 0.15 mSv/h を上回ることとはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度が低下すると、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及び 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。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-10\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。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、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、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なく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は、第7.4.1.9図及び第7.4.1.11図に示すとおり、事象発生から約140分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、格納容器スプレイ

ポンプ（B，代替再循環配管使用）による代替再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し，格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより，長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また，格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却により，原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから，長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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，要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

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により，1次系保有水量を確保することが特徴である。また，充てんポンプによる炉心注水は，事象発生を起点に開始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

の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1 次系保有水量の減少が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.1.8 図に示すとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 0.6m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、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、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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、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並びに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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.4.1.3 図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

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 7.4.1.13 図に示すとおり、1 次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における 1 次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに 23 分程度は確保できる。

(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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、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による炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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、重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 25 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対応要員 30 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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水 源

燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプによる炉

心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切替える。再循環切替以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンク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 日間ディーゼル発電機 2 台が全負荷で運転した場合、約 516kL の重油が必要となる。

また、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 5 kL の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 516kL、軽油約 5 kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油槽及び重油タンクの重油量約 516kL 並びに軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.1.5 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等に伴い崩壊熱除去機能が喪失する。このため，炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散により 1 次系保有水量の減少が継続し，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「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，充てんポンプによる炉心注水等を，また，長期的な冷却を可能とするため，格納容器スプレイポンプ（B，代替再循環配管使用）による代替再循環，格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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」について，有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても，運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより，炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても，原子炉容器ふた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，また，ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから，事象発生後の 1 次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても，未臨界を確保できる。

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、評価項目を満足するとともに、長期的には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、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、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。

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」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認す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動力電源が喪失する事故」のみである。

(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送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(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、燃料体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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.4.2.1 図に、対応手順の概要を第 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のうち、「7.4.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 25 名であり、事象発生 4 時間以降は参集要員も考慮する。

具体的には、初動に必要な要員として、中央監視・指示を行う当直長、副当直長の 2 名、中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員 6 名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等 4 名を含む、電源・水源確保、配管接続等を行う緊急時対応要員 17 名の合計 25 名であり、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、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、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準備

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した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源確保、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、使用済燃料ピットへの注水、高圧再循環、格納容器内自然対流冷却、アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。

c. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対して退避の指示を行う。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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

d. 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水による炉心への重力注水を行う。

e. 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

f. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置等により電源が供給され，代替格納容器スプレイポンプの準備が完了次第，炉心への注水を行い，1次系保有水量を確保するとともに，取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また，合わせて蓄圧タンク及び充てんポンプ（B，自己冷却式）の準備を行う。

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

g. 直流負荷切り離し

90分以内に交流電源の回復の見込みがない場合，蓄電池（非常用）による8時間の給電を可能とするため，中央制御室に隣接する計装盤室にて不要負荷の切り離しを行う。その後，8時間までに電気室等で不要負荷の切り離しを行うとともに，蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続することにより24時間以上にわたって直流電源の供給を行う。

h. アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため，事前に現場にてアニュラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い，非常用ガスタービン発電機，空冷式非常用発電装置等により電源が供給された後にアニュラス排気ファンを起動する。また，中央

制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。

i. 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却

中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット(A及びB)及び高圧注入ポンプ(B, 海水冷却)への冷却水の通水による格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環の準備を行う。準備操作が完了し、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示70%以上を確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から高圧注入ポンプ(B, 海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。

以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

高圧再循環への切替の判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、高圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ライン流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器内圧力(広域)等である。

j. 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因

を考慮し、海水取水用水中ポンプの準備を行うとともに海水ポンプモータ予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。

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

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、全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重量を考慮し、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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り、当該プラント状態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、すべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以

外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においてもすべての評価項目を満足できる。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、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ため、現場操作に係る必要な作業項目及び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、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次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、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次系圧力、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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

b. 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

炉心への注水は、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。

原子炉停止 55 時間後を事象開始として、c. (a)で設定した代替炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

c. 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による代替炉心注水は、

「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生を検知及び判断、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代替炉心注水に

要する時間を上回る時間として、事象発生から 50 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 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 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及び原子炉補機冷却機能喪失による余熱除去機能喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、1 次系温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材が沸騰、蒸散することにより 1 次系保有水量が減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することにより加圧器水位が上昇し、加圧器開口部から液相を含む蒸気が流出し、二相流出となる。二相流出となることにより加圧器開口部からの流出流量は増加するが、流出に伴い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、炉心に流入する冷却材の温度上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器開口部からの流出流量は再び増加に転じる。その後、事象発生の 50 分後に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、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量がつりあうことにより、1 次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 7.4.2.5 図に示すとおり、代替

格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により炉心が露出することではなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふた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 0.15 mSv/h を上回ることではなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度が低下すると、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及び 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。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-10\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期末臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめ

に設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、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なく、1 次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1 次系保有水量及び 1 次系温度は、第 7.4.2.9 図及び第 7.4.2.11 図に示すとおり、事象発生から約 140 分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、高圧再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作

時間余裕を評価するものとする。

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代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により、1次系保有水量を確保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代替炉心注水は、事象発生を起点に開始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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心

水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1 次系保有水量の減少が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.2.8 図に示すとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 0.6m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、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、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとさ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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率が小さくなり、1 次系保有水量の減少が抑制される。しかしながら、炉心水位を起点としてい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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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、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並びに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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第7.4.2.3図に示すとおり、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価

項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

代替格納容器スプレイポンプによる代替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、1 次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始時点における 1 次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作余裕時間として炉心露出に至る可能性のある水量までに 23 分程度は確保できる。

(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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、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による代替炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 25 名であり、事象発生 4 時間以降については参集要員も考慮する。このため、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対応要員 30 名並びに参集要員で対処可能である。

(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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水 源

燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位となるまでの水量としての約 $1,530\text{m}^3$ の使用を考慮し、事象発生から約 51 時間の注水継続が可能である。再循環切替以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃 料

非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 364kL の重油が必要となり、空冷式非常用発電

装置により電源供給を行う場合は、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約134kLの重油が必要となる。

また、中型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注水については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約22kLの軽油が必要となる。

さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は重油約364kL、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は重油約134kL、軽油約27kLとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、非常用ガスタービン発電機により電源供給を行う場合は、非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽の重油量約364kL、空冷式非常用発電装置により電源供給を行う場合は、重油タンクの重油量約258kL及び軽油タンクの軽油量約55kLにて供給可能である。

c. 電 源

非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1,309kWの負荷が必要となるが、非常用ガスタービン発電機の給電容量約4,800kW又は空冷式非常用発電装置の給電容量約2,920kWにて電源供給が可能で

ある。

また、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、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、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外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、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「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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水して

いる。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふた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、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

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、評価項目を満足するとともに、長期的には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、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員並びに参集要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等の燃料損傷防止対策は、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。

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」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認す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炉心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漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(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、燃料体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、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第 7.4.3.1 図に、対応手順の概要を第 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のうち、「7.4.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 12 名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長、副当直長の 2 名、中央制御室又は現場にて運転操作対応を行う運転員 6 名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等である緊急時対応要員 4 名の合計 12 名であり、必要な要員と作業項目について第 7.4.3.3 図に示す。また、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、12 名で対処可能である。

a. 1 次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1 次冷却材の流出により 1 次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系 2 系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失

と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

d. 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. アニュラス空気再循環系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度

を低減するため、格納容器内圧力計（広域）指示が 0.0255 MPa[gage]となれば、アニュラス排気ファンを起動する。

f. 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及び格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了し、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替の判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器内圧力（広域）等である。

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

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、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「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。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮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り、当該プラント状態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、すべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においてもすべての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次系における冷却材放出及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、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-R E L A P 5により、1次系圧力、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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系から1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中は、1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。また、流出流量は、余熱除去機能喪失までは、余熱除去ポンプ1台による浄化冷却運転時の管理上の上限値である380m³/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への漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出口径は余熱除去系の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約20cm(8 inch)相当とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中において、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 次系水位が 1 次冷却材配管の下端に到達した時点ですべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、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、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ 1 台を使用するものとする。

原子炉停止 55 時間後を事象開始として、c. (a) で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量に、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んだ流量として、 $31\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

c. 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) 充てんポンプによる炉心注水は、「6.3.5 運転員等の

操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から 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 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 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 次系保有水量が減少し、事象発生の約 3 分後に 1 次系水位が 1 次冷却材配管の下端に到達することにより余熱除去系の機能が喪失する。これに伴い、1 次冷却材の流出流量は減少するが、流出は継続するため 1 次系保有水量は減少し、また、余熱除去機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1 次系温度が上昇し、1 次冷却材が沸騰、蒸散することにより 1 次系保有水量がさらに減少する。その後、事象発生の約 23 分後に充てんポンプによる炉心注水を開始し、炉心への注水流量と余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量がつりあうことにより、1 次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、充てんポンプによる炉心注水により炉心が露出することはない、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器ふた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 0.15 mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度が低下すると、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及び 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。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者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大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心を評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-10\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期末臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取

替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、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なく、1 次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1 次系保有水量及び 1 次系温度は、第 7.4.3.10 図及び第 7.4.3.12 図に示すとおり、事象発生から約 30 分以降に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、1 次冷却材の流出が発生した系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器スプレイ冷却器による冷却を継続することにより、長期的に原子炉の安定状態を維持できる。また、格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

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，要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

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により，1次系保有水量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次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始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・対向流の不確かさとして，大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で0.4m低く評価する場合には，実際の炉心水位は高くなり，1次系保有水量の減少が抑制されることから，1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。また，炉心水位を最大で0.4m高く評価する場合には，実際の炉心水位は低くなり，1次系保有水量の減少が速くなることから，1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が早くなる。

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・対向流の不確かさとして、大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性がある。炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1 次系保有水量の減少が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、第 7.4.3.9 図に示すとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は、炉心上端から約 1.1m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態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 7.4.3.2 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確認する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えと考えられる炉心崩壊熱及び 1 次冷却材の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

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している流出流量より少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目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、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並びに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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.4.3.3 図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てんポンプによる炉心注水については、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさにより炉心水位が低くなることにより、1 次系保有水量の減少が速くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1 次冷却材の蒸散率が大きくなり、1 次系保有水量の減少が速くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次冷却材の蒸散率が小さくなることにより、1 次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開

始が遅くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

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、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少するまでの時間を、充てんポンプによる炉心注水開始時点における1次系保有水量の減少率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として炉心露出に至る可能性のある水量までに25分程度は確保できる。

(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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、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による炉心注水を行うこと等により、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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、重大事故等対策に必要な要員は、「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 12 名である。このため、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す運転員及び緊急時対応要員 30 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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水 源

燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位到達後、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切替える。再循環切替以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心

注水を継続することにより、燃料取替用水タンク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 日間ディーゼル発電機 2 台が全負荷で運転した場合、約 516kL の重油が必要となる。

また、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 5 kL の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は重油約 516kL、軽油約 5 kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油槽及び重油タンクの重油量約 516kL 並びに軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.3.5 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、運転員の誤操作等による系外への漏えいが発生し、1

次冷却材が流出することにより余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散により1次系保有水量の減少が継続し、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「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、充てんポンプによる炉心注水等を、また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環、格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却等を考慮する。

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、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による充てんポンプによる炉心注水等を行うことにより、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふた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、また、ミッドループ運転中は高濃度のほう酸水で満たされていることから、事象発生後の1次冷却材密度の変化に伴う炉心反応度の変化を考慮しても、未臨界を確保できる。

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、評価項目を満足するとともに、長期的には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、操作への影響

を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、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。

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」において，燃料損傷防止対策の有効性を確認す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」のみである。

(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故障，運転員の誤操作等により，1次冷却材中に純水が注水される。このため，緩和措置がとられない場合には，1次冷却材中のほう素濃度が低下し，反応度が添加されることにより，臨界に達し，燃料損傷に至る。

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，反応度の添加を防止するとともに，1次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し，燃料損傷を防止する。

(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，燃料体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，純水注水の停止，ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を第7.4.4.1図に，対応手順の概要を第

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のうち、「7.4.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は、運転員及び緊急時対応要員で構成され、合計 10 名である。

具体的には、中央監視・指示を行う当直長、副当直長の 2 名、中央制御室にて運転操作対応を行う運転員 4 名、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等である緊急時対応要員 4 名の合計 10 名であり、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

1 次冷却材の希釈事象の発生に伴い、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示上昇、純水補給ライン流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、線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原子炉格納容器エアロックの閉止

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、純水補給流量制御弁及び体積制御タンク補給水制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により純水補給ライン流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の確認

線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰し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であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、線源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、希釈信号は保持される。その後、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプの電源が復旧し、かつ、充てんポンプを再起動すると、1次冷却材ポンプが停止していることから十分なミキシングが行われずに、1次系配管内にほう素濃度の低い水塊が形成される。この状態でさらに外部電源復旧後、1次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、充てんポンプは外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって自動起動しない設計としており、運転手順は、充てんポンプを再起動する前に希釈信号を解除することとしているため、希釈が再開されることはない。

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

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、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下となり、燃料取替ほう素濃度までの濃縮完了後から原子

炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

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。このため、希釈が開始されてから「線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を行うための余裕時間を評価する。

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、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

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、全挿入状態を用いるものとする。

(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なり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた 213m^3 を用いるものとする。

る。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の 1 次系は，燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており，同タンクのほう素濃度要求値の下限値である 4,400ppm を用いるものとする。

(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，取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として 1,800ppm を用いるものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，原子炉起動時に，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ものとする。

1 次系への純水注水の最大流量は，1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の供給可能容量（約 $100\text{m}^3/\text{h}$ ）に余裕を持たせた値である $107\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1 次系補給水ポンプにより 1 次冷却材中に純水が注水され，反応度が添加される事象を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「線源領域炉停止時中性子束高」

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価する

ため、設定値に計器誤差を考慮した値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上を用いるものとする。

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) 希釈停止は「線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、操作完了に 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

原子炉起動時に、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し、事象発生の約 82 分後に「線源領域炉停止時中性子高」警報が発信する。警報発信から 10 分後の事象発生の約 92 分後に、弁の閉止及び 1 次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から 1 分後の事象発生の約 93 分後に、1 次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による 1 次冷却材のほう素の濃縮により、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

本事故シーケンスにおいては、1 次冷却材の初期ほう素

濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第 7.4.4.4 図に示すとおり、希釈開始から「線源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約 82 分を要し、臨界に至るまでにはさらに約 25 分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふた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、ほう酸水の注入による 1 次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約 9 時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である 1,800ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 4,400ppm まで濃縮するのに要する時間は約 7 時間である。

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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

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、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始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確認する。また，解析条件の設定に当たっては，原則，評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる臨界ほう素濃度，1 次系への純水注水流量及び「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値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

臨界ほう素濃度の変動を考慮し，最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合，評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため，初期ほう素濃度と「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信時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。このため，警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1 次系への純水注水流量の変動を考慮し，最確条件

の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「線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、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1 次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、評価条件で設定している警報設定値より低く、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

第 7.4.4.3 図に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大

きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに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与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

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

希釈停止の操作時間余裕としては、「線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25分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の合計11分を要することを考慮しても、臨界に至るまでに約14分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果，評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，運転員による希釈停止を行うこと等により，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，操作時間に対して一定の時間余裕がある。また，要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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，重大事故等対策に必要な要員は，「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 10 名である。このため，「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す運転員及び緊急時対応要員 30 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」の条件にて評価を行い，その結果を以下に示す。

a. 水 源

本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水源はない。

b. 燃 料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機 2 台が全負荷で運転した場合、約 516kL の重油が必要となる。

また、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 5 kL の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 516kL、軽油約 5 kL となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油槽及び重油タンクの重油量約 516kL 並びに軽油タンクの軽油量約 55kL にて供給可能である。

c. 電 源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.4.5 結 論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、

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し、反応度が添加されることにより、停止余裕が減少して炉心が臨界に達し、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、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

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作動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実施した。

上記の事故が発生した場合においても、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、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふた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、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

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、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作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、運転員及び緊急時対応要員にて対処可能である。また、必要な燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、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7.4.1.1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（1／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。	【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去ループ流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油槽※ 重油タンク※	ミニローリー※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気再循環系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器内圧力計（広域）指示が0.0255MPa[gage]となれば、アニュラス排気ファンを起動する。	【アニュラス排気ファン】 【アニュラス排気フィルタユニット】	－	【格納容器内圧力（広域）】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

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（2／2）

10-7-4-74

判断及び操作	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切り替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及び格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了し、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用） 格納容器スプレイ冷却器（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 格納容器再循環ユニット（A及びB） 原子炉補機冷却水ポンプ 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 海水ポンプ	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去ループ流量 格納容器スプレイラインB積算流量 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 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） 燃料取替用水タンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.1.2表 主要解析条件（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））（1／3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化, 気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55 時間	評価結果を厳しくするように, 定検検査の工程上, 原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり, 1 次冷却材の蒸散率も大きくなることから, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 (初期)	大気圧 (0 MPa[gage])	ミッドループ運転中は 1 次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℃	評価結果を厳しくするように, ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次冷却材の保有熱量が多くなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 8 cm	評価結果を厳しくするように, 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設定。ミッドループ運転中の水位が低いと 1 次系保有水量が少なくなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 (サイクル末期を仮定)	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。

第 7.4.1.2 表 主要解析条件（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））（2 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	1 次系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器ベント弁 2 個開放	ミッドループ運転中に確保している蒸気流出経路として設定。
	2 次系の状態	2 次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い、1 次系保有水量の減少を速める観点から、2 次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	運転中のすべての余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等によりすべての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	運転中のすべての余熱除去機能喪失	起因事象としてすべての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、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、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。
重大事故等 関連する機器 対策条件	充てんポンプ	30m ³ /h	炉心への注水は、充てんポンプ 1 台を使用するものとする。原子炉停止 55 時間後を事象開始として、事象発生から 50 分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約 29.7m ³ /h）を上回る流量として設定。

第 7.4.1.2 表 主要解析条件（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））（3／3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する条件	充てんポンプによる 炉心注水開始	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、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 50 分を想定して設定。

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（1／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、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）	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応準備	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した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源確保、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、使用済燃料ピットへの注水、高圧再循環、格納容器内自然対流冷却、アニュラス空気再循環系及び中央制御室換気空調系の準備を行う。	代替格納容器スプレイポンプ 非常用ガスタービン発電機※ 非常用ガスタービン発電機燃料油貯油槽※ 空冷式非常用発電装置※ 重油タンク※ 軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー※	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対して退避の指示を行う。 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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
燃料取替用水タンクによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水による炉心への重力注水を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【加圧器水位】 【燃料取替用水タンク水位】
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	—	—	—
代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水	非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等による電源が供給され、代替格納容器スプレイポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、合わせて蓄圧タンク及び充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備を行う。	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク 【蓄圧タンク】 【充てんポンプ（B、自己冷却式）】	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去ループ流量 代替格納容器スプレイライン積算流量（AM） 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

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（2／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
直流負荷切り離し	90 分以内に交流電源の回復の見込みがない場合、蓄電池（非常用）による 8 時間の給電を可能とするため、中央制御室に隣接する計装盤室にて不要負荷の切り離しを行う。その後、8 時間までに電気室等で不要負荷の切り離しを行うとともに、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続することにより、24 時間以上にわたって直流電源の供給を行う。	【蓄電池（非常用）】 【蓄電池（重大事故等対処用）】	—	—
アニュラス空気再循環系の起動及び中央制御室換気空調系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気再循環系の空気作動弁への代替空気供給操作を行い、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置等により電源が供給された後にアニュラス排気ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室換気空調系ダンパの開処置を行い、中央制御室換気空調系の起動操作を行う。 なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス排気ファン】 【アニュラス排気フィルタユニット】 中央制御室空調ファン 中央制御室再循環ファン 中央制御室非常用給気ファン 中央制御室非常用給気フィルタユニット	【窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）】	—
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット（A及びB）及び高圧注入ポンプ（B、海水冷却）への冷却水の通水による格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環の準備を行う。準備操作が完了し、燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水から高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。 以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	高圧注入ポンプ（B、海水冷却） 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 格納容器再循環ユニット（A及びB） 軽油タンク	中型ポンプ車 ミニローリー	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ライン流量 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 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） 燃料取替用水タンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水取水用水中ポンプの準備を行うとともに海水ポンプモータ予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.2.2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失）（1／2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化, 気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55 時間	評価結果を厳しくするように, 定検検査の工程上, 原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり, 1 次冷却材の蒸散率も大きくなることから, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 (初期)	大気圧 (0 MPa[gage])	ミッドループ運転中は 1 次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℃	評価結果を厳しくするように, ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次冷却材の保有熱量が多くなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 8 cm	評価結果を厳しくするように, 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設定。ミッドループ運転中の水位が低いと 1 次系保有水量が少なくなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 (サイクル末期を仮定)	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。

第7.4.2.2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器ベント弁2個開放	ミッドループ運転中に確保している蒸気流出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を速める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、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。
関連する重大事故等機器条件に	代替格納容器 スプレイポンプ	30m ³ /h	炉心への注水は、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとする。原子炉停止55時間後を事象開始として、事象発生から50分後の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する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約29.7m ³ /h）を上回る流量として設定。
関連する重大事故等操作条件に	代替格納容器 スプレイポンプによる 代替炉心注水開始	事象発生から50分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

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 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1 次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	1 次冷却材の流出により 1 次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。 余熱除去系 2 系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1 次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	－	余熱除去ループ流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油槽※ 重油タンク※	ミニローリー※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1 次系保有水量を確保するとともに、取外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	－	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニユラス空気再循環系の起動	アニユラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器内圧力計（広域）指示が 0.0255MPa[gage]となれば、アニユラス排気ファンを起動する。	【アニユラス排気ファン】 【アニユラス排気フィルタユニット】	－	【格納容器内圧力（広域）】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

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（2／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切り替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及び格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了し、原子炉格納容器温度の上昇に伴うダクト開放機構の作動により、格納容器内自然対流冷却が開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用） 格納容器スプレイ冷却器（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 格納容器再循環ユニット（A及びB） 原子炉補機冷却水ポンプ 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 海水ポンプ	窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去ループ流量 格納容器スプレイラインB積算流量 格納容器内温度 格納容器内圧力（広域） 格納容器内圧力（AM） 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） 燃料取替用水タンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.3.2表 主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（1／3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化, 気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55 時間	評価結果を厳しくするように, 定検検査の工程上, 原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり, 1 次冷却材の蒸散率も大きくなることから, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系圧力 (初期)	大気圧 (0 MPa[gage])	ミッドループ運転中は 1 次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℃	評価結果を厳しくするように, ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1 次冷却材温度が高いと 1 次冷却材の保有熱量が多くなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1 次系水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 8 cm	評価結果を厳しくするように, 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設定。ミッドループ運転中の水位が低いと 1 次系保有水量が少なくなり, 1 次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : O R I G E N 2 (サイクル末期を仮定)	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。

第7.4.3.2表 主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（2／3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器ベント弁2個開放	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の低下を速める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起回事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出	余熱除去系から1次冷却材が流出するものとして設定（ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次冷却材の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定）。
		380m ³ /h （余熱除去機能喪失まで 流量一定で流出）	余熱除去系の浄化運転時の管理上の上限値として設定。
		燃料取替用水タンク戻り配管の口径 である約20cm（8 inch）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の最大口径として設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端 に到達した時点ですべての余熱除去 系の機能が喪失	余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点で、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、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、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第7.4.3.2表 主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（3／3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	充てんポンプ	31m ³ /h	炉心への注水は、充てんポンプ1台を使用するものとする。原子炉停止55時間後を事象開始として、事象発生から約23分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約29.8m ³ /h）を上回る流量に、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んだ流量として設定。
	充てんポンプによる炉心注水開始	余熱除去機能喪失から20分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、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20分を想定して設定。

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	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示上昇、純水補給ライン流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置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、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
希釈ラインの隔離	反応度の誤投入時の対応操作として、純水補給流量制御弁及び体積制御タンク補給水制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により純水補給ライン流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。	—	—	—
ほう酸濃縮操作	反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示が低下することを確認する。 事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。 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であることを確認する。 以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 線源領域中性子束

第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（1 / 2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒位置	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。全挿入状態の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	1次冷却材の有効体積	213m ³	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	4,400ppm	原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度要求値の下限值を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	1,800ppm	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物燃料の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替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り、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。

第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（2 / 2）

項目		主要評価条件		条件設定の考え方
事故条件	起回事象	1次系への純水注水		原子炉起動時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ものとして設定。
		注水流量	107m ³ /h	1次系純水注水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約100m ³ /h）に余裕を持たせた値として設定。1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり		1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	「線源領域炉停止時 中性子束高」	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上		「線源領域炉停止時中性子束高」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、信号の揺れ等を考慮して、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余裕を保守的に評価するため、設定値に計器誤差を考慮した0.8デカード（10 ^{0.8} ＝約6.3倍）上として設定。
関連する重大事故等対策に 関する操作条件	希釈停止操作	「線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、 希釈停止操作時間（1分）で完了		運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。