

## 2.18 5・6号機に関する共通事項

### 2.18.1 設備の維持・管理について

5・6号機は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの、その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後、海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進め、現在では、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況である。また、冷温停止維持に関する設備と比較し緊急性は少ないものの、冷温停止維持に属さない設備については、状態確認を進めていく予定である。

したがって、5・6号機の設備に関しては、本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」を遵守しつつ、福島第一原子力発電所第5号機保全計画及び福島第一原子力発電所第6号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に、設置変更許可等の許認可の内容に従って、設備を維持・管理していくこととする。

### 2.18.2 要求される機能について

本実施計画に記載のある5・6号機の設備に要求される機能とは、工程(I.1.2 参照)に示す冷温停止において維持・管理する機能である。

### 2.18.3 異常時の対応

自然災害（津波）により、冷温停止維持に必要な設備（全交流電源及び海水系設備）のすべてが機能喪失した場合、その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性があるため、復旧余裕時間\*<sup>1</sup>である2.7日以内（平成24年10月1日時点の崩壊熱）に電源車による既設設備の復旧（電源復旧対応）、消防車による原子炉及び使用済燃料プールへの起動的な注水対応（代替設備対応）を行い、燃料損傷を回避する。（図-1 参照）なお、全ての燃料を使用済燃料プールへ移動し使用済燃料プールゲートを閉じた後は使用済燃料プールのみ注水となる。

\*<sup>1</sup>：崩壊熱により、冷却材の温度が上昇し100℃（使用済燃料プールの水は65℃）に到達する時間。

復旧余裕時間は平成24年10月1日時点の崩壊熱にて算出し、最も短いのは5号機の原子炉である。

詳細については以下の通り。

【原子炉及び使用済燃料プールに燃料を保管している場合（平成24年10月1日時点の崩壊熱）】

<原子炉>

5号機原子炉（初期温度40℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は2.7日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は3.8日である。

<使用済燃料プール>

5号機使用済燃料プール（初期温度30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は4.6日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は4.6日である。

【使用済燃料プールに全ての燃料を保管している場合（平成26年4月1日時点の崩壊熱）】

＜使用済燃料プール＞

5号機使用済燃料プール（初期温度 30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は4.2日であり、同様に6号機の復旧余裕時間は3.9日である。

電源車（5・6号機用として2台以上）はO.P. 30m以上の場所に配備されており、5号機タービン建屋2階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済である。

復旧時に必要な消防車<sup>\*2)</sup>（5・6号機用として2台以上、消防車のホースも原子炉建屋内に配備済）はO.P. 30m以上の場所に配備されているが、震災の場合は移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は0.55MPa以上あり（流量は30m<sup>3</sup>/h以上）、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の高さは、消防車の位置からそれぞれ5号機が約30m、6号機が約39mである。圧力損失を考慮しても、原子炉及び使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。（添付資料-2 別添-1 参照）

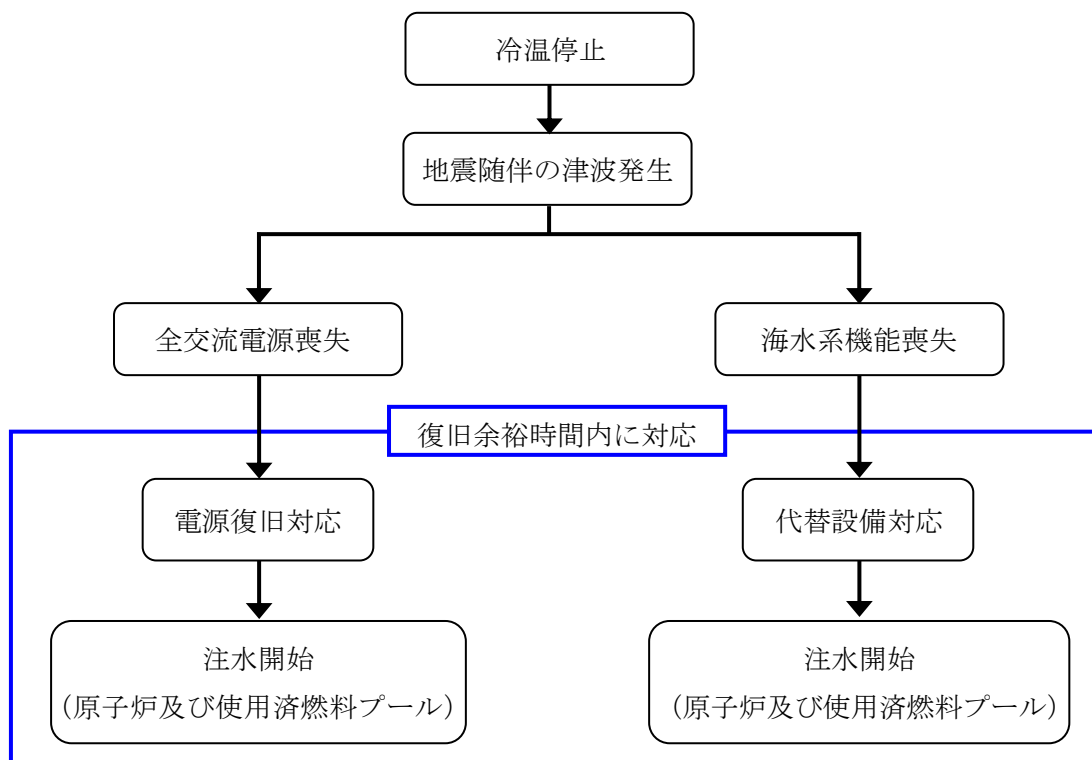
また、電源車及び消防車の運転訓練等を実施しており、手順書（体制含む）の整備もされているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。（注水開始までの所要時間：約42時間（1.8日程度））

\*2) 消防車：【原子炉及び使用済燃料プールに燃料を保管している場合】

消防車による5号機原子炉及び使用済燃料プールへ注水に必要な水量は、平成24年10月1日の崩壊熱より9t/hと評価されている。6号機についても同様に9t/hと評価されており、注水の水源となる純水タンクの最低限の保有水量は263tであることから、5・6号機それぞれ注水可能時間は14時間程度である。なお、上記に加え電源車により既設設備が復旧されれば既設のポンプを用いた注水や、消防車を用いた海水による注水が可能である。

【使用済燃料プールに全ての燃料を保管している場合（使用済燃料プールゲートは閉）】

消防車による使用済燃料プールへ注水に必要な水量（全ての燃料を使用済燃料プールへ移動し使用済燃料プールゲートを閉じた場合）は、平成26年4月1日時点の崩壊熱より5号機で10t/hであり、6号機についても同様に10t/hと評価される。5・6号機あわせた注水可能時間は13時間程度であり既設のポンプを用いた注水や、消防車を用いた海水による注水が可能である。



図－1 注水開始までのフローチャート

#### 2.18.4 添付資料

添付資料－1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

添付資料－2 5・6号機の耐震性について

表 - 1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン(*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備考
2.19	原子炉圧力容器 (冷却材圧力バウンダリ)	③	異常なし	-	一部未復旧**1)	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気速がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)
		③	異常なし	-	一部未復旧**1)	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気速がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)
2.20	原子炉 格納施設	①	異常なし	→	復旧済	○	●復旧済の定義 以下の復旧(健全性確認)プロセスを経て、機器が使用中(または 使用可能)となっている状態のこと。 ・震災にて損傷した機器の修理が完了している。 ・ウォークダウンにて健全性を確認している。 ・ウォークダウンの健全性確認に加え、復旧プロセス記載の健全性 確認を実施し問題ないことを確認している。 (主に、動的機器、電気品)
		①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
		①	異常なし	→	復旧済	○	
		①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
2.21	制御棒及び制御棒駆動系	③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	一部未復旧**2)	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)
		③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	一部未復旧**2)	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)
2.22	残留熱除去系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、設水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		②	全てのポンプが津波に より損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水**3))	
2.23	非常用 炉心冷却系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、設水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		②	全てのポンプが津波に より損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水**3))	
2.23	炉心スプレイ系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※4) 制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容 器の圧力は高圧になることはなく、他の非常用炉心冷却系及び復水供給水系に て原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため、高圧炉心スプレイ系を復旧 していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	
2.23	高圧炉心スプレイ系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※4) 制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容 器の圧力は高圧になることはなく、他の非常用炉心冷却系及び復水供給水系に て原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため、高圧炉心スプレイ系を復旧 していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング	未復旧**4)	○	

注1) ①: 既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
 ②: 既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
 ③: 未復旧(復旧中)の既設設備  
 ④: 仮設設備

注2) ①: 設計上想定内の環境で使用  
 ②: 設計上想定外の環境で使用

\*) ウォークダウン:  
 設備に触れずにおりのままを観察し、  
 被害当初の状態を確認すること。

表一2 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備考
2.24	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.25	原子炉冷却材浄化系	③	異常なし	ポンプ:分解点検	一部未復旧※5)	○	※5) 循環ポンプ2台のうち1台が未復旧であり、未復旧のポンプについては点検を行った後、運転状態を確認し復旧する。
	原子炉冷却材浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.26	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機, 排気ファン: ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機, 排気ファン: ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.27	燃料プール冷却浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	燃料プール冷却浄化系	②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.28	燃料取扱系及び燃料貯蔵設備	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	燃料交換機	②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水※3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.28	原子炉建屋天井クレーン	①	異常なし	修理	復旧済	○	
	使用済燃料プール	①	異常なし	→	復旧済	○	
		③	オベフロの高温度環境により電気設備の絶縁低下や機械設備の燃焼に至る(震災時の燃料プール冷却機能喪失により、プール水温度が上昇し水蒸気が発生)	修理中	未復旧※6)	○	※6) 復旧工程は、図一 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)

\*) ウォークダウン: 設備に触れず、にありのままを観察し、被害当初の状態を確認すること。  
注1) ①: 既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
②: 既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
③: 未復旧(復旧中)の既設設備  
④: 仮設備  
注2) ○: 設計上想定内の環境で使用  
△: 設計上想定外の環境で使用

表一3 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備 考
2.28	燃料取扱系 及び 燃料貯蔵設備	①	燃料交換機	修理	復旧済	○	
2.29	非常用ガス処理系	①	使用済燃料プール	→	復旧済	○	
2.30	中央制御室換気系	①	非常用ガス処理系	修理	復旧済	○	
2.32	電源系統 設備	③	外部電源	→	復旧済	○	
5	非常用ディーゼル発電機	②	非常用ディーゼル発電機	運転確認	復旧済	○	
5	非常用ディーゼル発電機 冷却海水系	②	非常用ディーゼル発電機	ポンプ:分解点検	復旧済	△	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、海水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を要している。
6	直流電源装置	①	非常用ディーゼル発電機	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済	○	
6	電源ケーブル	②	非常用ディーゼル発電機	絶縁抵抗測定	復旧済	△	※7)海水系ポンプ(滞留熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水、時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。
6	直流電源装置	③	非常用ディーゼル発電機	→	復旧済	○	
6	電源ケーブル	②	非常用ディーゼル発電機	絶縁抵抗測定	復旧済	△	※8)復旧されている5・6号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば、非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
6	直流電源装置	③	非常用ディーゼル発電機	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済	○	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、海水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を要している。
6	電源ケーブル	②	非常用ディーゼル発電機	絶縁抵抗測定	復旧済	△	※9)高圧炉心スプレイスのみに冷却水を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
6	直流電源装置	③	非常用ディーゼル発電機	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済	○	※10)高圧炉心スプレイス系の前準備電源のみに電力を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
6	電源ケーブル	②	非常用ディーゼル発電機	絶縁抵抗測定	復旧済	△	※7)海水系ポンプ(滞留熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水、時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
 ②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
 ③:未復旧(復旧中)の既設設備  
 ④:仮設設備

注2) ①:設計上想定内の環境で使用  
 △:設計上想定外の環境で使用

\*)ウォークダウン:  
 設備に触れず、にありのままを観察し、  
 被害当初の状態を確認すること。

表一4 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 注1)	ウォークダウン* の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 注2)	備考
2.33	5 放射性液体廃棄物処理系	③	異常なし	ポンプ:ハンダターニング 運転確認	一部未復旧 <sup>**11)</sup>	○	※1)未復旧機器は、添付資料一4 系統概要図に記載。(II.2.33 参照) 設備の一部が未復旧であるが、発生する廃液は、機器トレン系にて処理可能。
	6 放射性液体廃棄物処理系	③	設備が一部没水 (その他は異常なし)	—	未復旧 <sup>**12)</sup>	△ (設備が一部 没水 <sup>**12)</sup> )	※12)未復旧機器及び没水機器は、添付資料一4 系統概要図に記載。 (II.2.33 参照) 発生する廃液は、5号機の機器トレン系にて処理可能。
2.34	5・6 仮設備(滞留水貯留設備)	④	仮設備を設置し、建屋内滞留水の処理を行っている。			○	
	5 計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	
	6 計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	

\* )ウォークダウン:  
設備に触れずにありのままを観察し、  
被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
②:既設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
③:未復旧(復旧中)の既設備  
④:仮設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用  
△:設計上想定外の環境で使用

## 5・6号機の耐震性について

### 1. はじめに

5・6号機の使用済燃料については、使用済燃料共用プールへ搬出する計画であるが、燃料管理の一元化を図り5・6号機全体の安全性を高めることを目的として、準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第、炉内の燃料を使用済燃料プールに移動させることとする。（別添－1 参照）

燃料移動にあたっては、使用する設備の本震<sup>\*</sup>後点検評価ならびに必要な応じた補修を実施し、健全性確認を行うものとする。また、消防車による機動的対応と併せることで、自然災害（津波）に対する安全性確保を図る。

<sup>\*</sup> 本震：平成23年3月11日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震を示す。

### 2. 耐震性評価について

使用済燃料共用プールへの燃料搬出においては、1～4号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で燃料搬出を行うため、使用済燃料プールでの燃料保管が一定期間継続することが想定される。そのため、燃料貯蔵に必要な部分の耐震性評価を行っていく。表－1に対象範囲及び評価項目を示す。（I.1.2 参照）

なお、冷温停止維持に必要な設備の安全性については、これまでの各設備の耐震性評価結果ならびに点検結果等を踏まえて総合的に確認していく。

表－1 耐震性評価の対象範囲と評価項目

対象範囲	評価項目	備考
原子炉建屋 天井クレーン	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料交換機	・ 地震を受けても落下しないことの確認	燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。
燃料貯蔵設備	・ 使用済燃料プールの構造強度評価 ・ 使用済燃料ラックの構造強度評価に基づく貯蔵燃料の未臨界評価	

### 3. 現状の耐震性について

以下に、これまでの5・6号機の耐震性評価状況を示す。これらを総合的に勘案し、現状、基準地震動レベルの地震を受けたとしても、5・6号機の安全機能が直ちに損なわれることはない判断している。（別添－2 参照）



(1)平成18年耐震設計審査指針改訂への対応状況

5・6号機については、主要な7施設の基準地震動 $S_s$ に対する耐震性評価を行い、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る耐震安全性を確認した。それらは、取りまとめて中間報告書として原子力安全・保安院へ提出し、その内、5号機の中間報告書は、原子力安全・保安院および原子力安全委員会の審査が完了した。

(2)本震の影響評価

5号機については、耐震Sクラス設備全般について、本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。6号機については、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な設備について本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し、評価対象設備の機能維持を確認した。また、5・6号機そのものは、現在に至るまで、安定的に冷温停止を維持しており、耐震安全性を確保できているものと判断する。

(3)設計条件

5・6号機は、既往地震波（エルセントロ等）の最大加速度振幅を180Galに基準化した地震動を建設時建屋モデルに直接入力することで耐震設計が行われていた。この耐震設計条件は、今回の本震や基準地震動と比較しても、同等以上の条件である。それに加え、建設時設計当時は、配管の減衰定数に関するデータが少なかったことから、設計に用いる減衰定数を保守的に一律0.5%に設定しており、建設時の設定の方が保守的であった。（現在は、サポートや保温材の施工状況に応じて0.5%～3.0%が用いられている）

4.別添

別添ー1 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

別添ー2 5・6号機 現状設備の耐震安全性について

## 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

5・6号機において燃料を使用済燃料プールに集中管理することに対する安全性について、原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失を想定し、炉内燃料を現状のまま保管継続した場合と使用済燃料プールに移動した場合における有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕の比較に基づき説明する。

## 1. 条件

- ・初期温度：原子炉 40℃，使用済燃料プール 30℃。
- ・崩壊熱：原子炉は炉内燃料分，使用済燃料プールは炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動した後の状態である炉内燃料分＋使用済燃料分の崩壊熱を考慮する。
- ・使用済燃料プールゲートは閉。

## 2. 原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は表－1のとおり。

表－1 原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部  
に至るまでの時間的余裕

【平成24年10月1日時点の崩壊熱による評価】

	5号機	6号機
原子炉	13日程度	16日程度
使用済燃料プール	35日程度	34日程度

【平成26年4月1日時点の崩壊熱による評価】

	5号機	6号機
使用済燃料プール	54日程度	52日程度

## 3. まとめ

冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は、炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動したとしても、使用済燃料プールの方が長いため、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものである。

また、万が一、自然災害（津波）を受け冷却機能が喪失した場合は、消防車による機動的な対応を行うこととなるが、使用済燃料プールへの注水は、使用済燃料プールが大気開放されていることから、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に消防車用のホースを引き回すことにより、容易に注水することが可能である。

この注水の容易性からみても、使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものといえる。

## 5・6号機 現状設備の耐震安全性について

## 1. 5号機

耐震設計審査指針改訂に伴う耐震安全性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動 $S_s$ に対して耐震安全性を確保していることを確認した\*<sup>1</sup>。また、本震の観測記録が基準地震動 $S_s$ をわずかに上回ったことに鑑み、耐震 $S$ クラス設備全般について、本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する耐震安全性を確認した\*<sup>2</sup>。さらに、本震後の設備状態把握を目的としたウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね0.05～0.20秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル、または、本震の応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動 $S_s$ のスペクトルを上回っている。

なお、0.07～0.08秒近辺で基準地震動 $S_s$ のスペクトルが、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル及び本震の応答スペクトルをわずかに上回る\*<sup>3</sup>が、建設時の耐震裕度や本震後のウォークダウンで確認した健全な設備の状態を考慮すると、プラントの耐震安全性に影響がないものとする。以上のことから、現状の5号機の冷温停止に関する設備は、基準地震動 $S_s$ に対しても耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－1 参照）

\*1：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者等からの報告等について（原子力安全・保安院 平成20年3月31日 別添2 東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所 中間報告概要）

\*2：平成23年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて 添付2（原子力安全・保安院 平成24年2月16日）

\*3：基準地震動 $S_s$ が設計条件もしくは本震を上回るのは10%程度であるが、概ね、設計の際には許容応力が計算応力に対して20～30%の余裕を持っているため、安全上の問題とはならないと判断する。

## 2. 6号機

5号機と同様、耐震設計審査指針改訂に伴う耐震性評価の一環で、「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な7施設に関して基準地震動 $S_s$ に対して耐震安全性を確保していることを確認した\*<sup>4</sup>。

\*4：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者からの報告について（原子力安全・保安院 平成21年6月19日）

福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所 耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部  
修正の概要（東京電力株式会社 平成 22 年 4 月 19 日）

さらに、本震の観測記録が得られたことに鑑み、同じく主要な 7 施設の本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い、本震に対する安全性を確認した\*<sup>5</sup>。また、本震後の設備状態把握を目的としたプラントウォークダウンを実施した結果、地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では、建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトルが、現在の技術水準による減衰定数を設定すれば、基準地震動 S<sub>s</sub> のスペクトルを上回っており、6 号機については、個別に設備の評価を行わなくても、現状の冷温停止に関連する設備は、基準地震動 S<sub>s</sub> に対して耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－1 参照）

\* 5 : 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて 添付 2（原子力安全・保安院 平成 24 年 2 月 16 日）

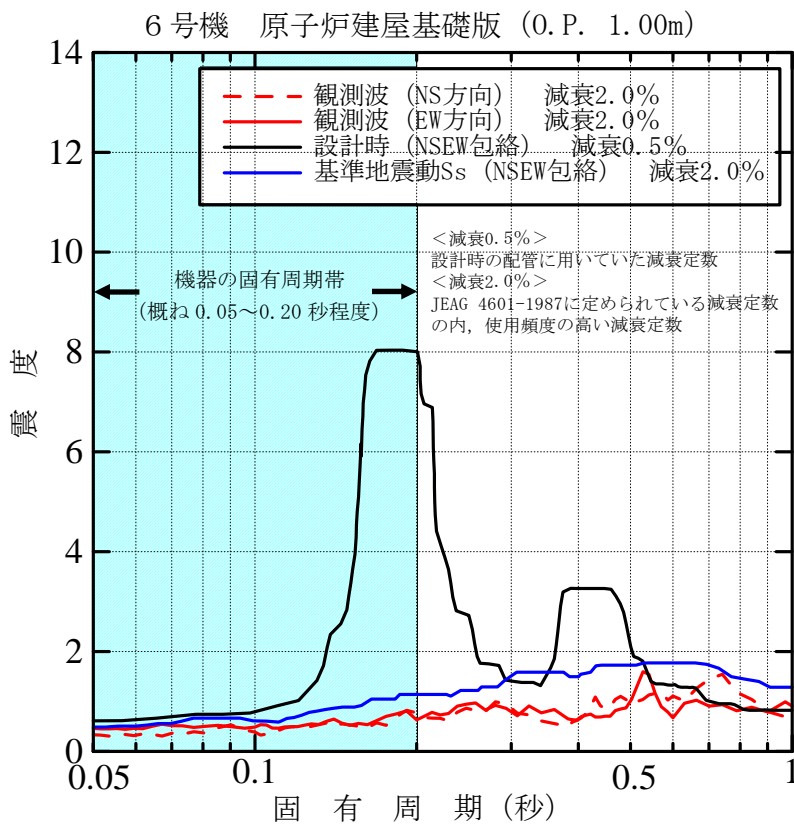
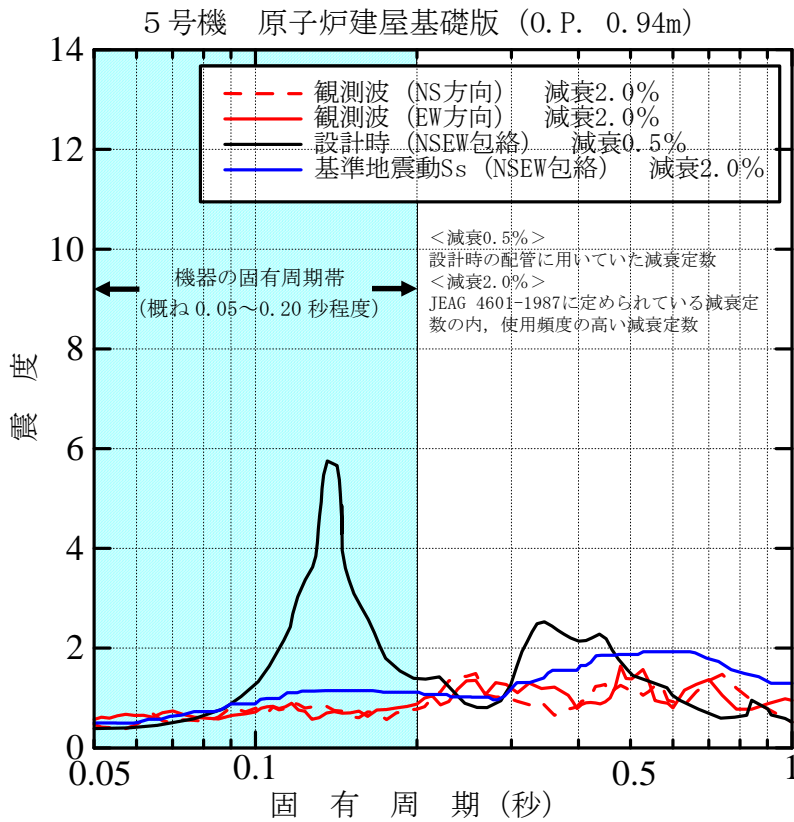


図-1 床応答スペクトルの比較及び機器の固有周期帯について