

LOCA 時注水機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 6-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 6-2
(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	2. 6-4
(3) 炉心損傷防止対策	2. 6-5
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 6-13
(1) 有効性評価の方法	2. 6-13
(2) 有効性評価の条件	2. 6-16
(3) 有効性評価の結果	2. 6-22
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-26
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 6-28
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-30
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	2. 6-30
b. 操作条件	2. 6-32
(3) 操作時間余裕の把握	2. 6-33
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 6-34
5. 結論	2. 6-36

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：LOCA時注水機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」においてに示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗 ・ 小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗 ・ 中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗 ・ 中破断 LOCA+HPCS 失敗+原子炉自動減圧失敗 <p>また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」について、LOCAを起因とする事故シーケンスとして以下の2つがあり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗 ・ 中破断 LOCA+崩壊熱除去失敗 ・ 大破断 LOCA+崩壊熱除去失敗 <p>なお、大破断 LOCAを起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷を防止することができないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認することを確認した。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第1-8表 重要事故シーケンス等の選定」）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
LOCA時 注水機能喪失	①小破断LOCA+ 高圧注水失敗 + 低圧ECCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 ・ 原子炉補機代替冷却水系 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 	低	低	高	低	<p>【重要事故シーケンスの選定】</p> <p>着眼点 b, c の評価結果より, ③の事故シーケンスが最も「高」が多いことから, ③「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」 を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお, 以上に加え, 審査ガイド記載の解析条件（「低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する」）, また, 原子炉自動減圧失敗及び崩壊熱除去機能喪失の重畳を考慮し, 有効性評価においては, ③「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」+原子炉自動減圧失敗+崩壊熱除去機能喪失 について対策の有効性を確認する。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配管破断規模の大きさの観点では, 中破断LOCAの方が水位の低下が早く, 厳しい事象と考えられるため, ①の事故シーケンスは, 重要事故シーケンスに包絡されている。 ・ ②, ④の事故シーケンスについては, 原子炉自動減圧に失敗している点が, ③の事故シーケンスと異なる。「原子炉自動減圧失敗」については, 重要事故シーケンスにおいて重畳を考慮しているため, 重要事故シーケンスに包絡されている。
	②小破断LOCA+ 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗		低	低	中	低	
	◎ ③中破断LOCA+HPCS失敗+低 圧ECCS失敗		低	高	高	中	
	④中破断LOCA+HPCS失敗+原 子炉自動減圧失敗		低	高	中	高	

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉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、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。また、低圧注水機能喪失を想定することから、あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定することを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある</u>としていることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉圧力容器を減圧する機能、炉心を冷却する機能であり、具体的な初期の対策として、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心を冷却する対策により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

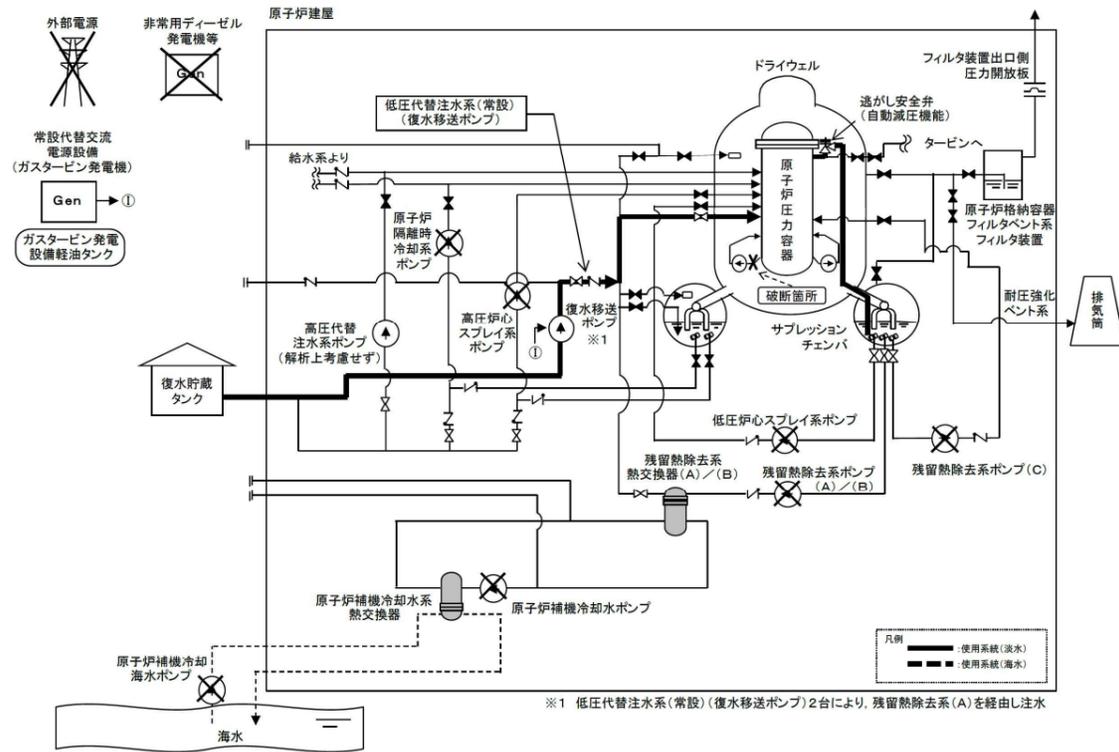
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、LOCAの発生及び高圧・低圧注水機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、LOCA発生及び高圧注入機能の喪失に係る計装として、原子炉水位（広帯域）、高圧炉心スプレイ冷却系ポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に係る手順については、「技術的能力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」、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却に係る手順については、「技術的能力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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.6-1表「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.6-1表「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水することから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>③ 代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが補足説明資料（添付資料2.1.1（別紙1））に示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.3）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉安定停止状態： 事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合 ・ 原子炉格納容器安定状態： 炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器の減圧及び炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却に係る計装設備として、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（SA 広帯域）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却並びに原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、ドライウェル圧力、原子炉格納容器代替スプレイ流量、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施し、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系起動操作 ・ 高圧／低圧注水機能回復操作 ・ 原子炉補機冷却系水及び原子炉補機冷却海水系機能回復操作 ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）以外の注水 ・ 可搬型代替直流電源設備による原子炉減圧 ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による原子炉減圧

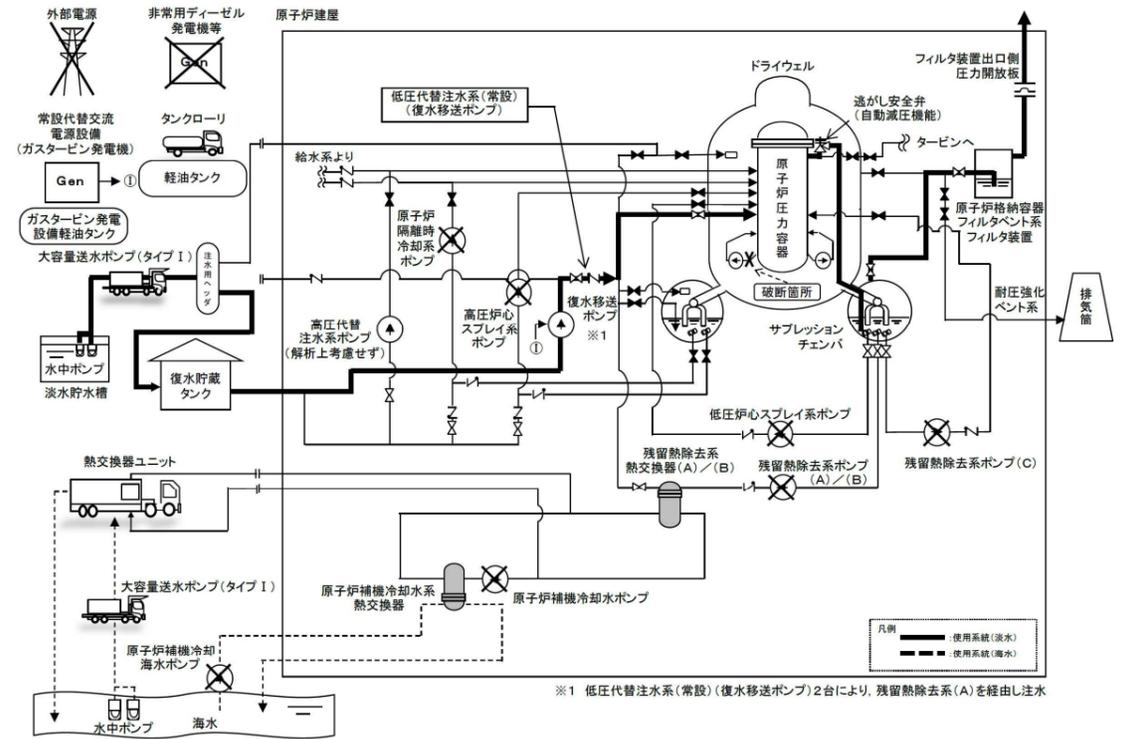
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧 ・ 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による原子炉減圧 ・ 原子炉満水操作 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱（ドライウエル側） ・ 耐圧強化ベント系による格納容器除熱（サプレッションチェンバ側） ・ 耐圧強化ベント系による格納容器除熱（ドライウエル側） <p>② 「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3表1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例の比較」において、炉心冷却、最終ヒートシンク、格納容器注水（格納容器スプレイ）、給水源の各項目について、米国・欧州での対策との比較を行っており、女川2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記 	<p>3)</p> <p>(i) 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 ・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.6-4 図「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要」の対応手順の概要において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.1.6-4 図「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要」及び「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>高圧注水機能喪失</u>： 中央制御室盤にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>低圧注水機能喪失及び除熱機能喪失</u>： 中央制御室盤にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧</u>： 高圧・低圧注水機能喪失確認後及び常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を2台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）6弁を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</u>： 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却開始</u>： 格納容器圧力 0.384MPa[gage]により、格納容器冷却を開始する。</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱の開始</u>： 格納容器圧力計指示 0.427MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線モニタ等により確認し、原子炉格納容器フィルタベント系格納容器ベント操作を開始する。</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱停止</u>： 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること、水素・酸素濃度監視が可能</p>

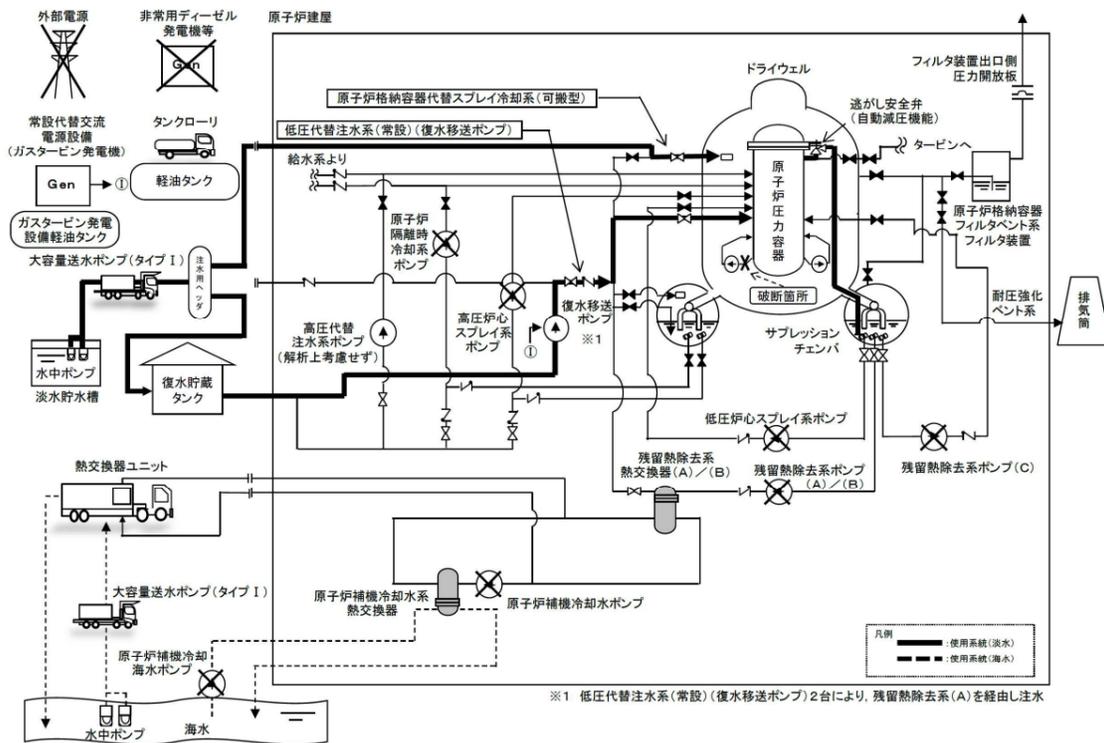
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>であること、及び可搬型窒素ガス供給装置を用いた格納容器内への窒素封入が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、高圧／低圧注水機能喪失に係る調査、復旧操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



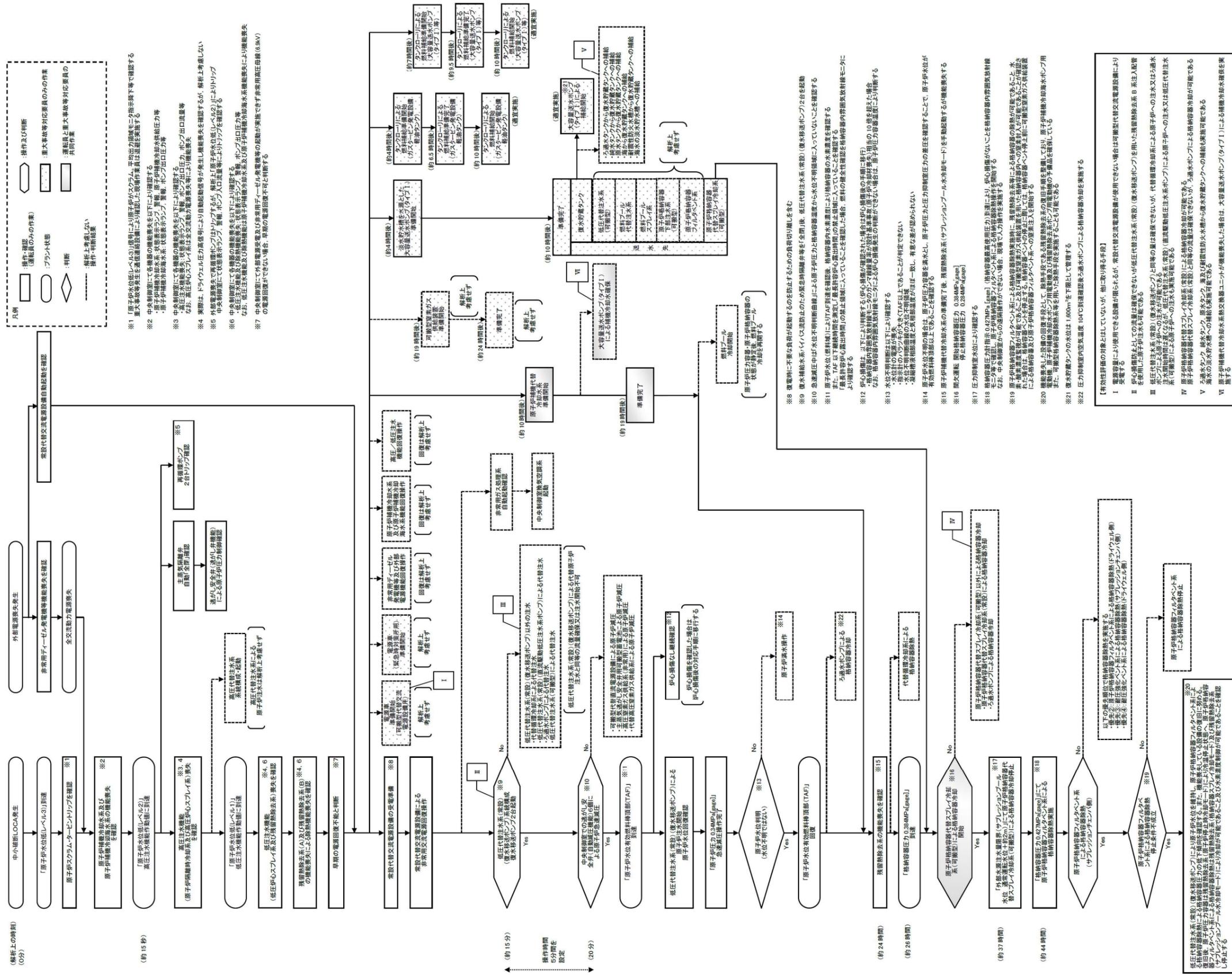
第 7.1.6-1 図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第 7.1.6-3 図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)
(原子炉注水及び格納容器除熱)



第 7.1.6-2 図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
(原子炉注水及び格納容器冷却)



第7.1.6-4 図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要

作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	経過時間(時間)																備考											
	責任者	発電課長	1人		10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h		23h	25h	27h	29h	31h	33h	35h	37h	39h	41h	43h
状況判断	3人 A,B,C	-	-	10分	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認 常設代替交流電源設備自動起動確認 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系機能喪失確認 高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系) 喪失確認 主蒸気隔離弁全閉確認。逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉圧力制御確認 低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系) 喪失確認 残留熱除去系(A)及び残留熱除去系(B)機能喪失による除熱機能喪失確認 早期の電源回復不能判断 																											
高圧代替注水系統動作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	5分	高圧代替注水 系統構成・起動操作																											
常設代替交流電源設備受電準備(解析上考慮せず)	2人 [A,B]	-	-	5分	非常用交流電源受電準備																											
低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)準備操作(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	5分	低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)系統構成																											
原子炉急減圧操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	5分	逃がし安全弁(自動減圧機能) 6個 手動開放操作																											
低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)注水操作(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	5分	低圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)による水位制御																											
漏えい隔離(解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	5分	原子炉冷却浄化系配管の隔離																											
暖機/減速操作(解析上考慮せず)	1人 [A]	-	-	5分	非常用ガス処理系自動起動確認																											
常設代替交流電源設備負荷抑制操作(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	10分	中央制御室換気空調系起動																											
常設代替交流電源設備負荷抑制操作(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	5分	交流電源負荷切り離し(中央制御室)																											
アクセスルート確保	-	-	6人 JKN-Q	4時間	アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)																1時間以内に実施 -作業時間が最大となるルートを設定 -復旧が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる -復旧への準備時間は50分以内でルート確認を実施し、その後電源系(緊急時対策用)設置を実施するため、作業の遅延はない											
交流電源回復操作(解析上考慮せず)	-	-	-	適宜実施	非常用ディーゼル発電機等 機能回復																											
原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系回復操作(解析上考慮せず)	-	2人 D,E	-	適宜実施	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系 機能回復																											
高圧/低圧注水機能回復操作(解析上考慮せず)	-	-	-	適宜実施	原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 機能回復																											
緊急時対策所(解析上考慮せず)	-	-	3人 [N-P]	45分	電源車(緊急時対策用)設置																											
電源確保(解析上考慮せず)	-	2人 [O-Q]	3人 [O-Q]	2時間	電源車設置(可搬型代替交流電源設備用)																											
代替注水準備	-	-	8人 A-I	380分	可搬型設備保管場所への移動 -大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続 -大容量送水ポンプ(タイプ1)監視																復水貯蔵タンクの管理は余裕時間あり											
大容量送水ポンプ(タイプ1)による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給	-	-	2人 [B,C]	適宜実施	復水貯蔵タンク補給																復水貯蔵タンクの残量に応じて適宜補給を実施する											
原子炉補機冷却水系 系統構成	1人 [A]	-	-	10分	原子炉補機冷却水系 系統構成																											
原子炉補機代替冷却水系準備操作(解析上考慮せず)	-	-	6人 [D-I]	9時間	可搬型設備保管場所への移動 -原子炉補機代替冷却水系準備 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続)																											
原子炉補機代替冷却水系運転	-	2人 [G,H]	-	50分	原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き																											
残留熱除去系機能喪失確認	1人 [B]	-	-	5分	熱交換器ユニットの起動、監視																											
常設代替交流電源設備負荷抑制操作(解析上考慮せず)	-	2人 [O,E]	-	45分	残留熱除去系 手動起動操作/機能喪失確認																											
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	1人 [C]	-	2人 [B,C]	5分	交流電源負荷切り離し(現場)																27時間以内に実施											
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	1人 [C]	-	2人 [B,C]	5分	大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成																											
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	1人 [C]	-	2人 [B,C]	5分	大容量送水ポンプ(タイプ1)による格納容器冷却 系統構成 冷却開始(開欠運転)																適宜実施											
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 [A]	-	5人 [D-E,K]	5時間	可搬型空蒸気供給装置の設置(解析上考慮せず)																運転時間2.5時間含む											
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 [A]	-	2人 [B,D]	5分	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱 系統構成 (格納容器ベント(ワンダ)構成及び原子炉格納容器第二隔離弁(FOVSベントライン隔離弁)操作)																											
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備	1人 [B]	-	2人 [B,D]	1時間	原子炉格納容器第一隔離弁(S/Oベント)用出口隔離弁(現場操作) (原子炉格納容器第二隔離弁(FOVSベントライン隔離弁)操作)(解析上考慮せず)																中央操作不能時は現場操作 放射線防護準備準備含む											
燃料プール冷却 再開(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	5分	原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱(現場操作) (原子炉格納容器第一隔離弁(S/Oベント)用出口隔離弁)操作(解析上考慮せず)																中央操作不能時は現場操作 放射線防護準備準備含む											
燃料補給準備	1人 [B]	-	-	30分	スキマサージタンク水位調整																燃料プール水温(65℃)以下維持 要員を確保して対応する											
燃料補給準備	2人 [L,M]	-	-	10分	燃料プール冷却浄化系 系統構成・再起動																燃料プール水温(65℃)以下維持 要員を確保して対応する											
燃料補給準備	2人 [O,P]	-	-	135分	可搬型設備保管場所への移動 -軽油タンクからタンクローリへの移送(ガスタービン発電設備軽油タンクへの補給準備)																タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給											
燃料補給準備	2人 [L,M]	-	-	135分	ガスタービン発電設備軽油タンクへの給油																											
燃料補給準備	2人 [L,M]	-	-	135分	可搬型設備保管場所への移動 -軽油タンクからタンクローリへの移送(大容量送水ポンプ(タイプ1)等への補給準備)																タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給											
燃料補給準備	2人 [L,M]	-	-	適宜実施	大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油																											
燃料補給準備	2人 [L,M]	-	-	適宜実施	原子炉補機代替冷却水系への給油																											
必要人員数 合計	5人 A~E	-	17人 A~Q																													

[]は地作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	5
合計		30
発電所常駐要員		30

第 7.1.6-5 図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」を選定する。（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド 2.2.3 の着眼点を踏まえ、原子炉注水開始までの時間余裕が短い中破断 LOCA を起因とし、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2）</p> <p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベントが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、本重要事故シーケンスでは、炉心露出時間が長く、PCTが高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。SAFER、CHASTE 及び MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3）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の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方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p> <p>1. 被ばく評価について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1) 有効性評価ガイド2.2.1(6)の要求事項を踏まえ、対策において格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における被ばく線量評価を適切に実施しているか。</p> <p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量及びサプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数が適切に設定されていることを確認する。</p> <p>(ii) 耐圧強化ベントを使用する場合、その評価も実施していることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量は、MAAPコード資料に示されていることを確認した。</p> <p>(ii) 耐圧強化ベント系の使用による敷地境界での実効線量の評価も実施していることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>f. LOCA時注水機能喪失</p> <p>(a) 大破断LOCA時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断LOCAの発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC及び高圧ECCSの機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水系による注水のために原子炉の減圧を必要としない範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p> <p>(b) 中小破断LOCA時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断LOCAの発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC及び高圧ECCSの機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧カバウンダリを構成する配管の破断を想定 	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断面積は、1.4cm²とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものであることを確認した。また、破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である原子炉再循環配管（出口ノズル）（最大破断面積：約 2,100cm²）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きいことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。安全機能喪失の仮定として、高圧注入機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失するものとしており、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 2.6.1 「LOCA 時注水機能喪失」の事故条件の設定について」において、起因事象である配管の破断の想定について、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※1）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることが示されている。具体的には、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の設定においては、SAFER における PCT 評価結果を参考に燃料被覆管破裂の発生を回避できる範囲として、燃料有効長頂部以下の配管における破断（破断面積 1.4 cm²）を事故条件として選定した。 なお、SAFER による当該の破断の評価に対し、感度解析の結果として 3.2cm²（※2）の破断面積まで燃料被覆管の破裂の回避が可能である。 本重要事故シーケンスにおいて、破断面積 1.4cm² と 3.2cm² の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※3）、破断面積 1cm² が本重要事故シーケンスの特徴を代表できる条件である。 なお、破断面積より大きい場合には、炉心損傷の回避が困難であり、その場合の格納容器破損防止対策の有効性については、大破断 LOCA での原子炉格納容器の過圧・過温防止のシナリオ（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価）にて包絡する整理としている。 <p>※1 燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる。</p> <p>※2 液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気配管（出口ノズル））における破断面積約 318 cm²に相当する。</p> <p>※3 破断面積 1.4cm² の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 872℃となり、破断面積 3.2cm² の場合では、事象発生から約 20 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 875℃となる。</p> <p>② 「第 7.1.6-2 表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力／水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>すること、また、破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とすることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定することを確認。 	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。 b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 炉心損傷防止対策の実施時間 <ul style="list-style-type: none"> (a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。 c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮す 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>る。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。 その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。 (BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 高圧代替注水系又は低圧代替注水系の流量 代替格納容器スプレイ系の流量 最終ヒートシンクへの熱輸送設備の流量 <p>(ii) 有効性評価ガイド2. 2. 2 (3) c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ2台の注水特性に従うものとし（設計値として最大199m³/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。大容量送水ポンプ（タイプI）を用いる原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して88m³/hとする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開として、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]において、10.0kg/sとする</u>ことを確認した。 その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.6-2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>逃がし安全弁：</u> 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（6個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。（逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定）</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）：</u> 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大199m³/hにて原子炉に注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）：</u> 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m³/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系等：</u> 原子炉格納容器フィルタベント系等により、流路特性（0.427MPa[gage]において、10.0kg/sの流量）に対し、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開操作（※）にて格納容器除熱を実施する。 ※ 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスは、中破断LOCAを起因事象とし、中破断LOCAは、破断高口からの原子炉格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により、原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模のLOCAと定義していることから、原子炉隔離時冷却系の運転に期待しないことを確認した。また、その他の安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能として高圧炉心注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉減圧機能としての自動減圧系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p>	<p>3)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の冷却については中央制御室からの操作であり、現場操作はないことを確認した。</u></p> <p><u>高圧／低圧注水機能回復操作：</u> 有効性評価の解析上期待しない操作であり、対応可能な要員により、適宜実施としていることを確認した。</p> <p><u>代替注水等確保及び大容量送水ポンプ（タイプI）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給：</u> 「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対応要員9名であり、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動等に約380分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>原子炉代替補機冷却水系準備操作・運転：</u> 「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員6名であり、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動等に取水口から海水を取水する場合は540分以内、海水ポンプ室から海水を取水する場合は485分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>常設代替交流電源設備負荷抑制操作：</u> 「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（現場）2名であり、不要交流負荷切離しに約45分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却：</u> 「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名及び重大事故等対応要員9名であり、ホースの敷設、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動等に約385分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>燃料補給準備：</u> 「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、タンクローリ1台当たり重大事故等対応要員2名であり、移動、補給準備等に約135分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間等を考慮し、事象発生から20分後とする</u>ことを確認した。具体的には、高圧・低圧注水機能喪失の事象判断時間を考慮して、事象発生から15分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の中央制御室における準備操作を実施し、原子炉急速減圧操作を事象発生から20分後とすることを「第7.1.6-2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）」により確認した。</p> <p>また、<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）に到達後、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する</u>ことを確認した。具体的には、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、設計基準事故時の最高圧力を踏まえて格納容器圧力0.384MPa[gage]到達時に実施すること、原子炉格納容器フィルタベント系等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器最高使用圧力を踏まえて、0.427MPa[gage]に到達した場合に実施することを「第7.1.6-2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>③ 原子炉急速減圧操作は、解析上は事象発生から20分後で実施する条件であるが、手順上は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び系統構成等の原子炉急速減圧の条件が揃えば開始することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1、200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.1.6.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷に至る恐れのあるプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.6-17図より、LOCA事象発生と同時に破断流量が確認できることを確認した。また、第7.1.6-6図より原子炉圧力が低下していること、第7.1.6-7図及び第7.1.6-8図より原子炉水位が低下していること、第7.1.6-11図より原子炉圧力容器内の保有水量が減少していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (BWR LOCA 時注水機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位 動的機器の作動状況： ・ 原子炉注水量 ・ 逃がし安全弁からの蒸気流量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 対策の効果： ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力容器内の保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点等については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・ 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>③ 第7.1.6-9図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水流量を確認できること、第7.1.6-10図より、逃がし安全弁からの蒸気流量を確認できること、第7.1.6-19図及び第7.1.6-20図より、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系が作動していること、原子炉格納容器フィルタベント系が作動していることを確認した。また、第7.1.6-21図より、真空破壊装置が水没しないことを確認した。</p> <p>④ 第7.1.6-7図及び第7.1.6-8図より、原子炉圧力容器への注水開始後に、原子炉水位が回復し、以降、原子炉水位が維持されていることを確認した。また、第7.1.6-7図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水流量の増加に伴い、原子炉圧力容器内の保有水量は回復傾向にあること、第7.1.6-12図より燃料被覆管温度の上昇は抑制されていることを確認した。また、第7.1.6-19図及び第7.1.6-20図より、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の作動により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制されていること、格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下していることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.69MPa[gage]に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却により、PCTは約872℃に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。</p> <p>b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約44時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.427MPa[gage]、最高温度は約155℃に抑えられる。</p> <p>c. 原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約8.3×10^{-2}mSvとなり5mSvを下回る。また、耐圧強化ベント系を用いた場</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量</p> <p>② 原子炉圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> <p>④ 敷地境界の実効線量（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）</p>	<p>合でも約 7.9×10^{-2} mSv となり 5mSv を下回る。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管の最高温度は、第 7.1.6-12 図より、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872°C に到達するが、1,200°C 以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下であり、15% 以下となることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力は、第 7.1.6-6 図より、逃がし安全弁の作動により、約 7.39MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.69MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.427MPa[gage] 及び約 155°C に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回ることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 8.3×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回ることを確認した。また、評価結果が厳しくなる耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 7.9×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回ることを確認した。</p> <p>無機よう素の除染係数について、LOCA 時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるものの、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、サブプレッションチェンバ内でのスクラビング等による除染係数と同じ 5 としている。</p>
<p>(iii) 初期の炉心損傷防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記 (ii) にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、第 7.1.6-7 図、第 7.1.6-8 図及び第 7.1.6-12 図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により、注水開始後水位が回復し、燃料被覆管の温度は 1,200°C 以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> <p>また、上記 (ii) ④にあるとおり、<u>周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない</u>ことを確認した。具体的には、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 8.3×10^{-2} mSv であり、また、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 7.9×10^{-2} mSv であり 5mSv を下回り周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 2.2.1(4) を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を継続し、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>① 第7.1.6-6図及び第7.1.6-12図にあるとおり、事象発生後40分時点においても原子炉圧力及び燃料被覆管温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、炉心を冠水維持するように注水し、安定停止状態を維持することを確認した。また、事象発生から約44時間後に原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、安定状態が確立し、安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.3）において、事象発生から7日後において、格納容器温度は7日以降の格納容器閉じ込め機能の維持が確認されている150℃を下回るとともに、ドライウェル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を下回ること、代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、原子炉格納容器の除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となること示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.1別紙1安定状態後の長期的な状態維持について）において、サプレッションプール水温、残留熱除去系の復旧に関する定量評価に関する長期間解析が示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

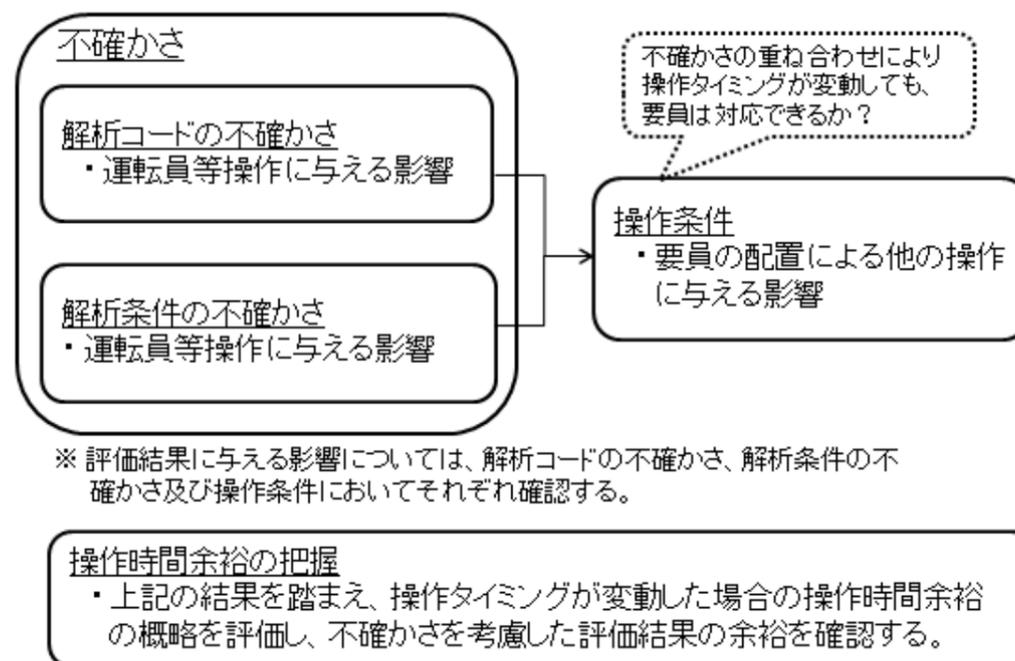
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等の操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「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、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作及び原子炉格納容器フィルタベント系等による原子炉格納容器除熱操作であることを確認した。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作は、ECCS機能喪失の認知に係る確認時間等の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（早くなる）。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力0.384MPa[gage]到達時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる／早くなる）。原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力0.427MPa[gage]到達時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる／早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさが運転員操作等に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向（SAFER が試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向）が運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> SAFER 及び CHASTE について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、TBL、ROSA-Ⅲの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさともあいまってコード全体として、実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃高めに評価することを確認した。 SAFER、CHASTE について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。 MAAP について、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SAFER 及び CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER、CHASTE について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、TBL、ROSA-Ⅲの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃高めに評価することを確認した。 ・ SAFER、CAHSTE について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。 ・ MAAP について、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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を確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、サブプレッションプール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水が無くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象である配管の破断の想定については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積 1.4cm²を設定している。なお、CHASTE 解析によれば、破断面積が 3.2cm² までは、燃料被覆管破裂を回避することができる。原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>時間、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることなどを確認した。</p> <p>なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認したことを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、サプレッションプール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積 1.4cm² を設定していることを確認した。なお、CHASTE 解析によれば、破断面積が 3.2cm² までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約 875℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（LOCA 時注水機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉急速減圧操作、原子炉補機代替冷却水系準備操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作並びに常設代替交流電源設備負荷抑制操作及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却は、中央制御室において同一運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプI）による淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの補給、原子炉代替補機冷却水系準備操作・運転、常設代替交流電源設備負荷抑制操作、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却のうち系統構成、燃料補給準備・燃料補給は、現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員等とは別の運転員又は重大事故等対応要員による操作を想定しており、作業の重複はないことから、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>② 現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作の完了から次の操作への着手までに時間的な重複はないこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複はないことから、要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等の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よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等の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ことを確認した。 ・ 原子炉格納容器フィルタベント系等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等の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ことを確認した。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.427MPa [gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は0.854MPa [gage]であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならないことを確認した。

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 低圧代替注水系等による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ等の原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器圧力逃し装置等の原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 操作の時間余裕について、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が0.427MPa[gage]に到達した時（事象発生から約44時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約1.5時間操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約51時間後であり、約6時間以上の余裕があることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作については、事象発生から25分後（操作開始時間5分程度の遅れ）に原子炉急速減圧操作を実施した場合、燃料被覆管の最高温度は約877℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を想定しても、事象発生から約10時間あり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約26時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器フィルタベント系等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約44時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.427MPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約51時間後であり、約6時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対処可能であることから、2号炉の重大事故等への対処と1号炉及び3号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの評価では、外部電源は使用できないものと仮定し、常設代替交流電源設備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として約4,485kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW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電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,770m³である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m³、淡水貯水槽に約10,000m³、合計約11,192m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>なお、初期の対策である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源は復水貯蔵タンクであり、事象発生約10時間以降に淡水貯水槽の水を、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへ給水することで、復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能となることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイを7日間継続した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、原子炉格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 7-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 7-2
(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	2. 7-4
(3) 炉心損傷防止対策	2. 7-5
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 7-13
(1) 有効性評価の方法	2. 7-13
(2) 有効性評価の条件	2. 7-15
(3) 有効性評価の結果	2. 7-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-22
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 7-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-27
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	2. 7-27
b. 操作条件	2. 7-29
(3) 操作時間余裕の把握	2. 7-30
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 7-31
5. 結論	2. 7-33

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の1つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ISLOCA

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第1-8表 重要事故シーケンス等の選定」）

<p>格納容器 バイパス (ISLOCA)</p>	<p>◎ ①ISLOCA</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・発生箇所の隔離 ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 	<p>-</p>	<p>-</p>	<p>-</p>	<p>-</p>	<p>抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。</p>	<p>①「ISLOCA」を重要事故シーケンスとして選定。 格納容器バイパスに至る事故シーケンスは①のシーケンスのみであり、対策により炉心損傷防止が期待できる。</p>
-----------------------------------	------------------	--	----------	----------	----------	----------	---	---

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破損することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉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、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある</u>こと、<u>破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉圧力容器に注水する機能、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し漏えい量を低減する機能及び破断箇所を隔離する機能であり、具体的な初期の対策として、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を確保するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行うことによって漏えいを抑制し、インターフェイスシステム LOCA（以下「IS-LOCA」という。）の発生箇所を隔離することによって、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

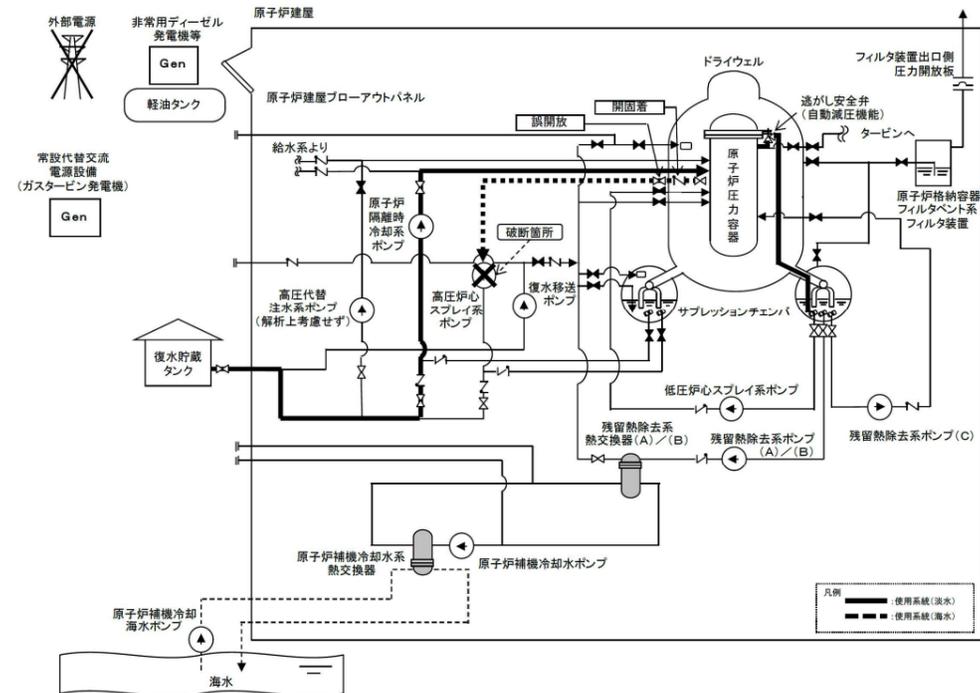
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備の時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、IS-LOCA の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.7-1 表「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」において、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（SA 広帯域）、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ、非常用ディーゼル発電機、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水並びに破断箇所の隔離に係る手順については、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」及び「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として軽油タンク、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、復水貯蔵タンク、サブプレッションチェンバ、非常用ディーゼル発電機、HPCS 注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.7-1 表「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持さ</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続しつつ、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による注水継続については、「技術的能力 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」、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧後の残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、「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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）及びサブプレッションチェンバが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備はこれらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.7-1 表「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を継続し、高圧炉心スプレイ系の破損箇所を隔離すること</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>れるものであることの確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>により、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、サブプレッションプール水温が 32℃を超えた時点で、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を開始することで、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回り、原子炉格納容器安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 2.7.2）において、②の対策を継続することにより、安定状態の維持が可能であることが示されている。補足説明資料（添付資料 2.7.2）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が以下のとおり示されている。</p> <p>原子炉安定停止状態： 事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合</p> <p>原子炉格納容器安定状態： 炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（原子炉格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>① 原子炉の減圧及び炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.7-1 表「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系及びによる原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に係る計装設備として、原子炉圧力（SA）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、サブプレッションプール水温度及び残留熱除去系ポンプ出口流量が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉急速減圧によりサブプレッションプール水温度が 32℃を超えた時点で、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）の運転を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系系統構成・起動操作 ・ 代替自動減圧機能の逃がし安全弁作動回路動作 ・ 中央制御室からの遠隔操作による高圧炉心スプレイ系ポンプ復水貯蔵タンク吸込弁及び高圧炉心スプレイ系ポンプサブプレッションプール吸込弁「全閉」 <p>② 「技術的能力 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」、「技術的能力 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」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p>

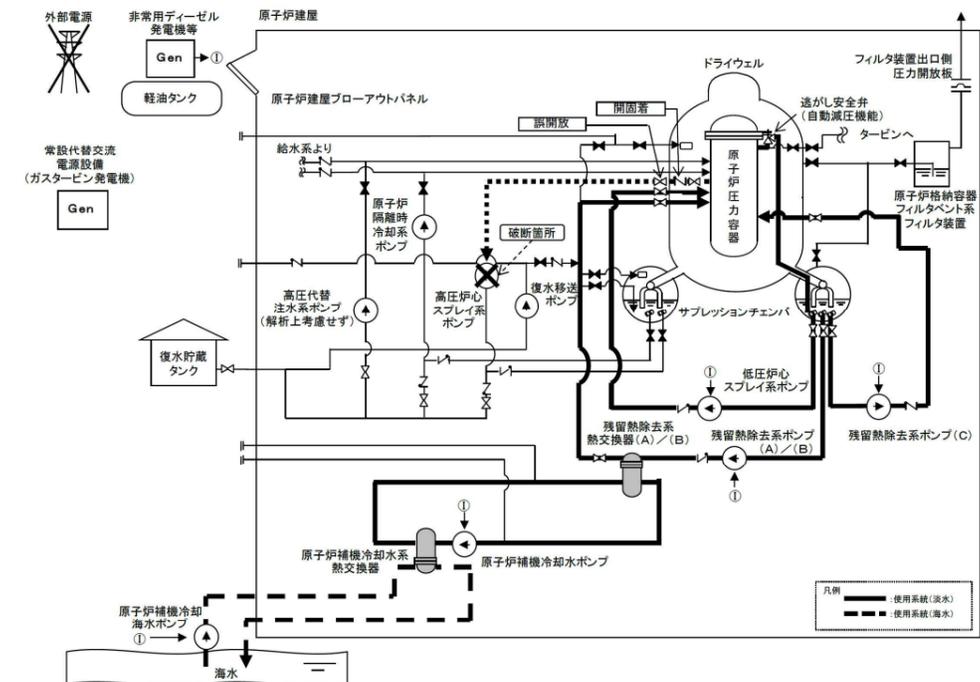
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作が含まれていることを確認した。</p> <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.1.7-1表「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3表1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例の比較」において、炉心冷却、格納容器バイパス防止の各項目について、米国・欧州での対策との比較を行っており、女川2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 初期の対策である原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子力圧力容器の減圧並びに高圧炉心スプレイ系の隔離に係る設備として、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁（自動減圧機能）、高圧炉心スプレイ系の隔離弁及びこれらを接続する配管又は弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策である残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱に係る設備として、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.7-5図「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <p>・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。</p> <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.1.7-5図「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要」及び「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>高圧炉心スプレイポンプ出口圧力上昇</u>： 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力が通常値を超えたことで「系統過圧」とであると判断する。</p> <p><u>原子炉スクラム・タービントリップ</u>： 平均出力領域モニタ指示値降下等で確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系自動起動</u>： 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等により確認する。</p> <p><u>低圧注水機能（残留熱除去系／低圧炉心スプレイ系）自動起動</u>： 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等により確認する。</p> <p><u>IS-LOCA 発生</u>： 複数のパラメータ（原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力・温度、高圧炉心スプレイ系の系統圧力）により IS-LOCA 発生を確認する。IS-LOCA 発生を確認した高圧炉心スプレイ系ポンプは操作スイッチにより自動起動を阻止する。</p> <p><u>「原子炉水位有効燃料棒頂部（TAF）到達</u>： 原子炉水位（燃料域）により TAF 到達を確認後、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度を確認する。また、TAF 以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認した場合、燃料の健全性確認を格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。</p> <p><u>低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水モード）／低圧炉心スプレイ系）による原子炉注水開始、原子炉水位回復確認</u>： 原子炉圧力、原子炉水位、各ポンプ出口圧力、各ポンプ出口流量で確認する。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系により原子炉水位を高圧炉心スプレイスパーチャ以下で維持</u>： IS-LOCA による漏えい抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位を確認し、原子炉水位を高圧炉心スプレイスパーチャ以下で維持する。</p> <p><u>原子炉水位をレベル3からレベル8で維持</u>： 原子炉水位を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p>

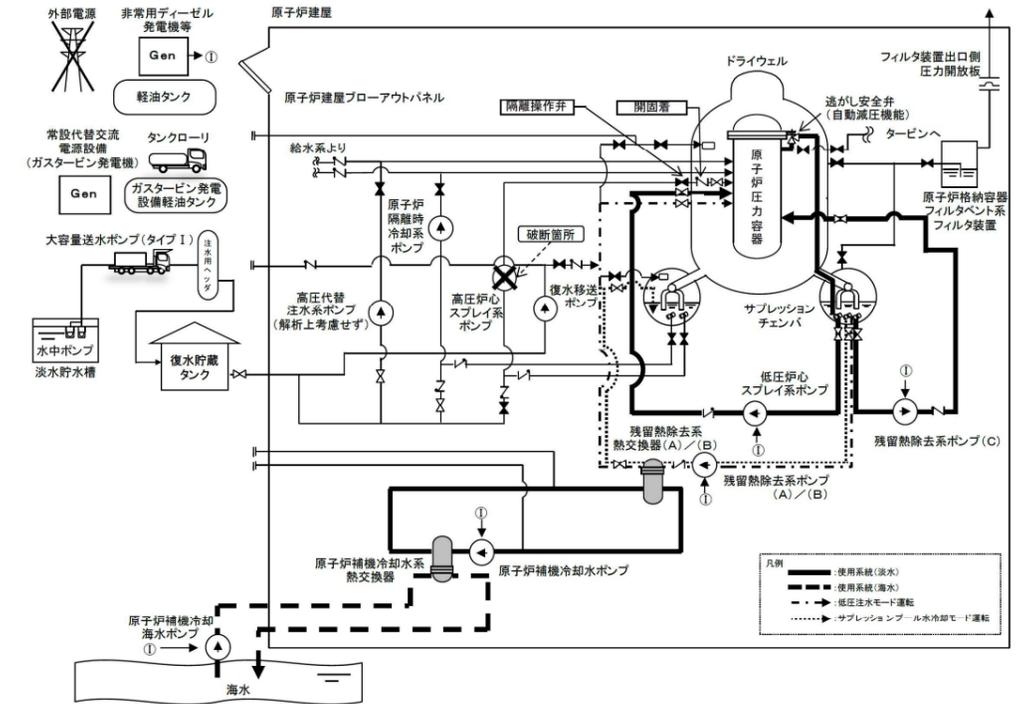
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、中央制御室からの高圧炉心スプレイ系ポンプ水源側からの漏えい停止操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、現場において異なる作業を連続して行うことはないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。 <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



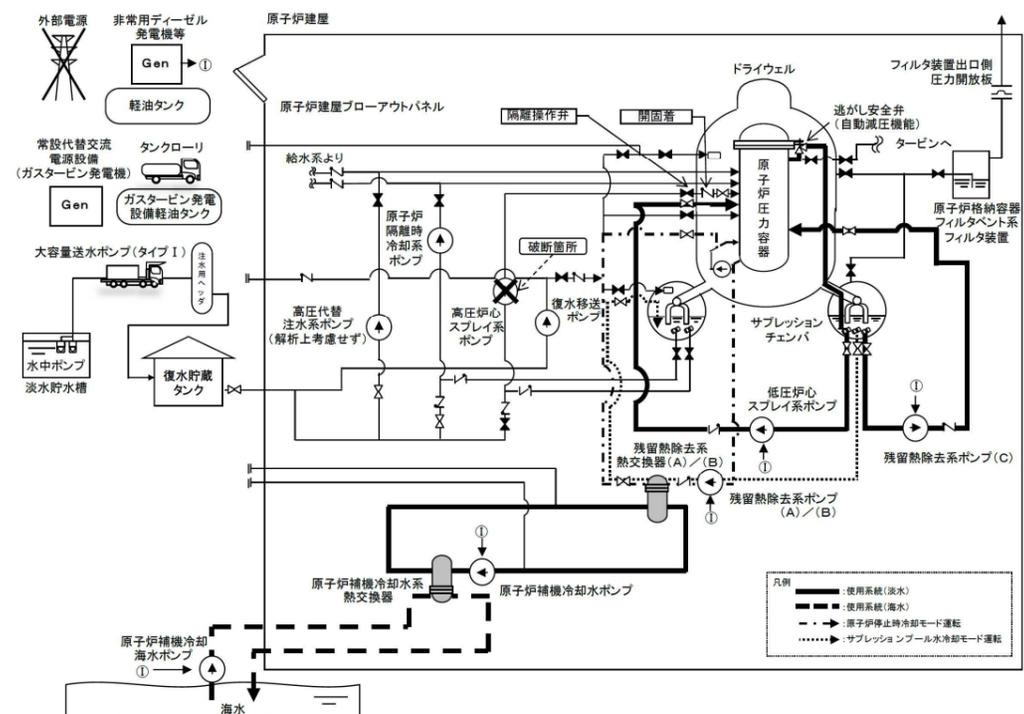
第 7.1.7-1 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4) (原子炉注水)



第 7.1.7-2 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

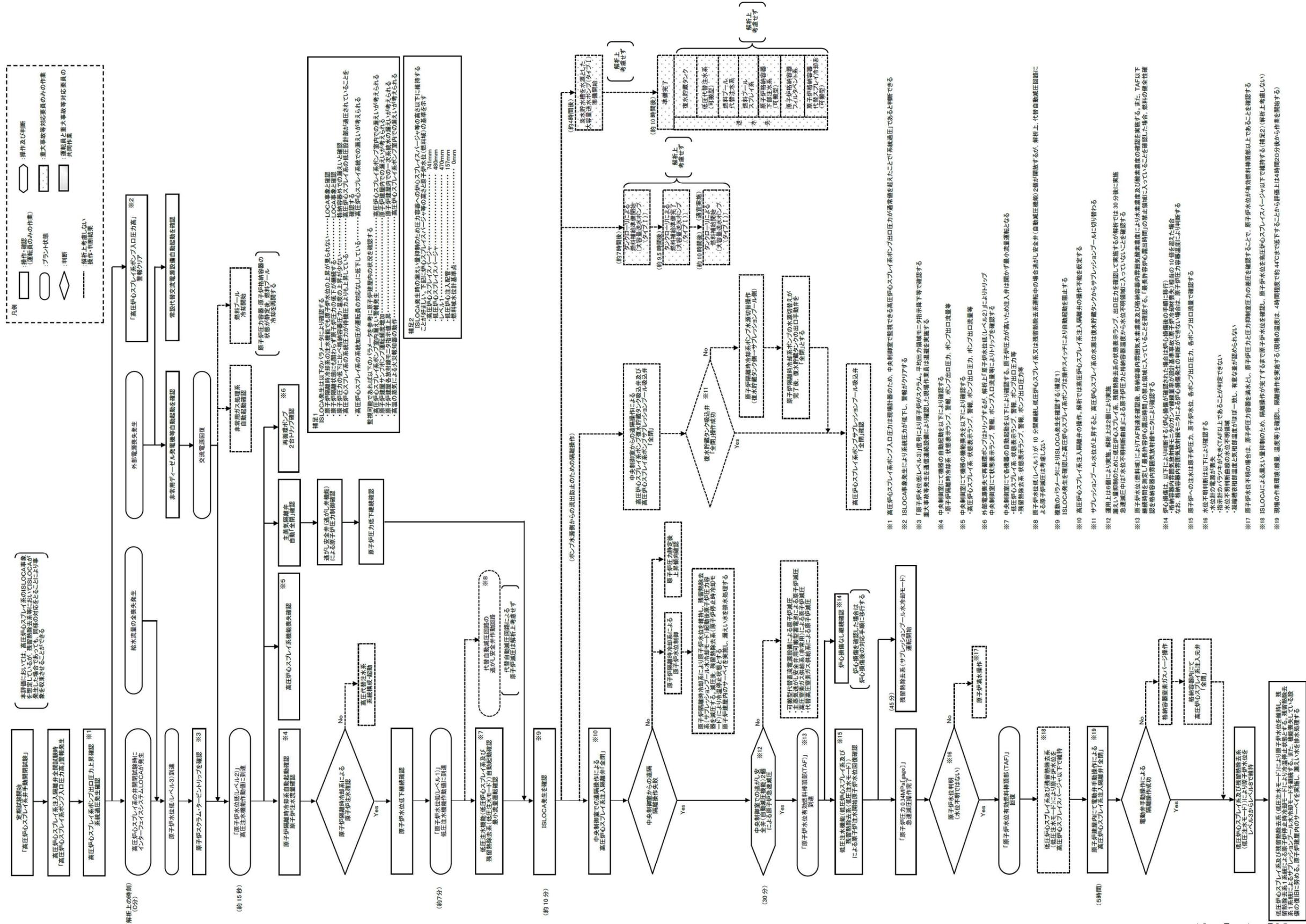


第 7.1.7-3 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4) (原子炉注水及び格納容器除熱)



第 7.1.7-4 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4) (原子炉注水、格納容器除熱及び原子炉冷却)

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。



第 7.1.7-5 図 「格納容器バイパス (インタープフェイスシステム LOCA)」 の対応手順の概要

作業項目	実施場所・必要人員数			作業の内容	経過時間(分)										備考								
	責任者	発電課長	1人		10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h		6h	7h	8h	9h	10h			
状況判断	3人 A,B,C	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・常設代替交流電源設備自動起動確認 ・再循環ポンプトリップ確認 ・高圧炉心スプレイ系機能喪失確認 ・原子炉隔離時冷却系自動起動確認 ・主蒸気隔離弁全閉確認、原子炉圧力低下継続確認 ・低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード))自動起動確認 ・ISLOCA発生を確認 ・非常用ガス処理系自動起動確認(解析上考慮せず)	10分																		
原子炉注水操作	1人 [A]	-	-	原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認	適宜実施																		
高圧代替注水系起動操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	高圧代替注水系 系統構成・起動操作																			
代替自動減圧回路動作確認(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	過剰安全弁 2個、自動開放確認																			
燃料プール冷却再開(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	スキマサージタンク水位調整 燃料プール冷却浄化系 系統構成・再起動										30分						燃料プール水温「65℃」以下維持 要員を確保して対応する			
高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作(中央制御室操作)	1人 [C]	-	-	HPCS注入隔離弁閉操作	5分															注入隔離弁全閉失敗を想定			
高圧炉心スプレイ系ポンプ水源側からの漏えい停止操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	高圧炉心スプレイ系ポンプ復水貯蔵タンク吸込弁閉操作		5分																	
原子炉急減圧操作	1人 [C]	-	-	過剰安全弁(自動減圧機能) 2個 手動開放操作			5分																
低圧ECCS注水	1人 [B]	-	-	低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード))による原子炉注水開始、原子炉水位制御																隔離後は原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持			
原子炉水位調整(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	漏えい量抑制のため原子炉水位を高圧炉心スプレイスレーヤ以下で維持																			
残留熱除去系1系統(サブレーションプール冷却モード)運転	1人 [A]	-	-	残留熱除去系 低圧注水モードからサブレーションプール冷却モードへ切替(1系統) 残留熱除去系(サブレーションプール冷却モード)によるサブレーションプール冷却状態の監視			5分														適宜確認		
高圧炉心スプレイ系からの漏えい停止操作(現場操作)	4人 [A,C]D,E	-	-	保護員装備/装備補助 現場移動 HPCS注入隔離弁閉操作										30分									
アクセスルート確保(解析上考慮せず)	-	-	6人 J,K,N~Q	アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)				4時間													作業時間が最大となるルートを設定 復旧が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる		
水源確保(解析上考慮せず)	-	-	3人 A~I	可搬型設備保管場所への移動 大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホースの敷設、接続																	380分	復水貯蔵タンクの管理値までは余裕時間あり	
燃料補給準備(解析上考慮せず)	-	-	1人 [A]	大容量送水ポンプ(タイプ1)監視																		以降監視	
燃料補給(解析上考慮せず)	-	-	2人 [D,O]	復水貯蔵タンク補給																		適宜実施 復水貯蔵タンクの残量に応じて適宜補給を実施する	
燃料補給準備(解析上考慮せず)	-	-	2人 L,M	可搬型設備保管場所への移動 ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの移送(大容量送水ポンプ(タイプ1)への補給準備)																		135分	タンクローリ残量に応じて適宜ガスタービン発電設備軽油タンクから補給
燃料補給(解析上考慮せず)	-	-	2人 [L,M]	大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油																		適宜実施	
必要人員数 合計	5人 A~E		17人 A~Q																				

【】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	7
	重大事故等対策要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		30
発電所常駐要員		30

第 7.1.7-6 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」 の作業と所要時間

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いることを確認した。SAFER の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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の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方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「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、これらの要員が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>g. 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、ECCSによる原子炉水位の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。</p> <p>ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. インターフェイスシステムLOCA発生個所の隔離対策</p> <p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、高圧炉心スプレイ系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステムLOCAが発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心スプレイ系の吸込配管とする。これは、他の系統 (※) では隔離弁の開閉試験が行われぬか又は開閉試験中に2弁以上で隔離機能が維持されることに対して、高圧</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合) ・ IS-LOCA の破断面積と設定の考え方を確認。</p>	<p>炉心スプレイ系は開閉試験時に隔離弁が 1 弁となることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所において、保守的に約 35cm² とすることを確認した。具体的には、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、破断面積は 25cm² を超えないものの、保守的に約 35cm² とすることを確認した。また、安全機能の喪失の仮定として、インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心スプレイ系が機能喪失することを確認した。</p> <p>(※) 具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系が挙げられている。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）は低圧設計配管まで 3 弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。</p> <p>② 「第 7.1.7-2 表 主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」において、初期条件、事故条件について原子炉圧力、炉心入口温度、原子炉水位、原子炉停止後の崩壊熱、安全機能の喪失に対する仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値(添付八)と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心注水に用いる系統の流量 ・ 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) <u>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、原子炉圧力容器の減圧と同時に停止するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である90.8m³/hとする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)は、原子炉水位低(レベル1)で自動起動するものとする。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性(最大1,135m³/h)に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性(1系統当たり最大1,191m³/h)に従うものとする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.7-2表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA))」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系</u>： 原子炉水位低(レベル2)で自動起動し、90.8m³/h(7.86~1.04MPa[gage]において)の流量で注水するものとする。</p> <p><u>残留熱除去系(低圧注水モード)</u>： 原子炉水位低(レベル1)で自動起動し、1,136m³/h(0.14MPa[dif]において)(最大1,191m³/h)の流量で注水するものとする。</p> <p><u>低圧炉心スプレイ系</u>： 原子炉水位低(レベル1)で自動起動し、1,050m³/h(0.78MPa[dif]において)(最大1,135m³/h)の流量で注水するものとする。</p> <p><u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u>： 原子炉急速減圧は、逃がし安全弁(自動減圧機能)の2個を使用するものとし、逃がし安全弁(自動減圧機能)の容量は設計値を用いる。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧炉心注水系の隔離弁の誤開又は破損が発生した側の高圧炉心スプレイ系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件(逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧の開始時間等)を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系(サブプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱、原子炉水位調整については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>IS-LOCA 発生時の対応手順</u>： 「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員(中央制御室)3名</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、IS-LOCA発生から破断箇所の現場での隔離完了まで約300分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの隔離操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の開始時間は、インターフェイスシステムLOCAの発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断を考慮し、事象発生から30分後とする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度まで低下するまでの時間を考慮して、事象発生から4時間20分後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約40分を考慮し、事象発生から5時間後に終了するものとする</u>ことを確認した。また、操作余裕時間の評価については、「3.(3)操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作は、中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作は、原子炉建屋内の現場作業環境を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は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に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.1.7.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.1.7-7図より、原子炉冷却材の漏えいに伴って原子炉圧力が低下していることから、想定した起因事象に沿った解析結果が得られていることを確認した。 ③ 第7.1.7-11図より逃がし安全弁（自動減圧機能）の開操作に伴う逃がし安全弁の蒸気流量が確認できること、第7.1.7-10図より、残留熱除去系</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 動的機器の作動状況： ・ 原子炉注水量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 逃がし安全弁流量 対策の効果： ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器温度</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること ・トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水流量をj確認できることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧並びに原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.7-8図、第7.1.7-9図、第7.1.7-10図、第7.1.7-12図及び第7.1.7-13図より、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水により、原子炉水位及び原子炉圧力容器内の保有水量が回復していること、燃料被覆管温度の上昇は抑制されていることを確認した。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量</p>	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCA の評価項目となるパラメータについては、高圧炉心スプレイ系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 357℃に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.68MPa [gage]に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。さらに、現場における弁操作により高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離を行うことで、高圧炉心スプレイ系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管の最高温度は、第7.1.7-13図より、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 357℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 原子炉圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p>	<p>② 原子炉圧力は、第7.1.7-7図より、逃がし安全弁の作動により、約7.38MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約7.68MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、設計基準事故「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、事象開始から原子炉格納容器内に冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、それぞれ約0.33MPa[gage]及び約146℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び温度を下回ることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、初期の炉心損傷防止対策である原子炉圧力容器の減圧による漏えい量の低減及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水により評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は1,200℃以下であることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、IS-LOCAの場合については、<u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.7-7図及び第7.1.7-13図にあるとおり、事象発生後8時間時点において原子炉圧力容器の圧力は低く維持されていることから、炉心は安定して冷却されている。事象発生4時間後に高圧炉心スプレイ系の破断箇所を現場操作にて隔離することで漏えいが停止し、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉の安定停止状態が維持できることを確認した。また、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態が確立し、安定状態が維持できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

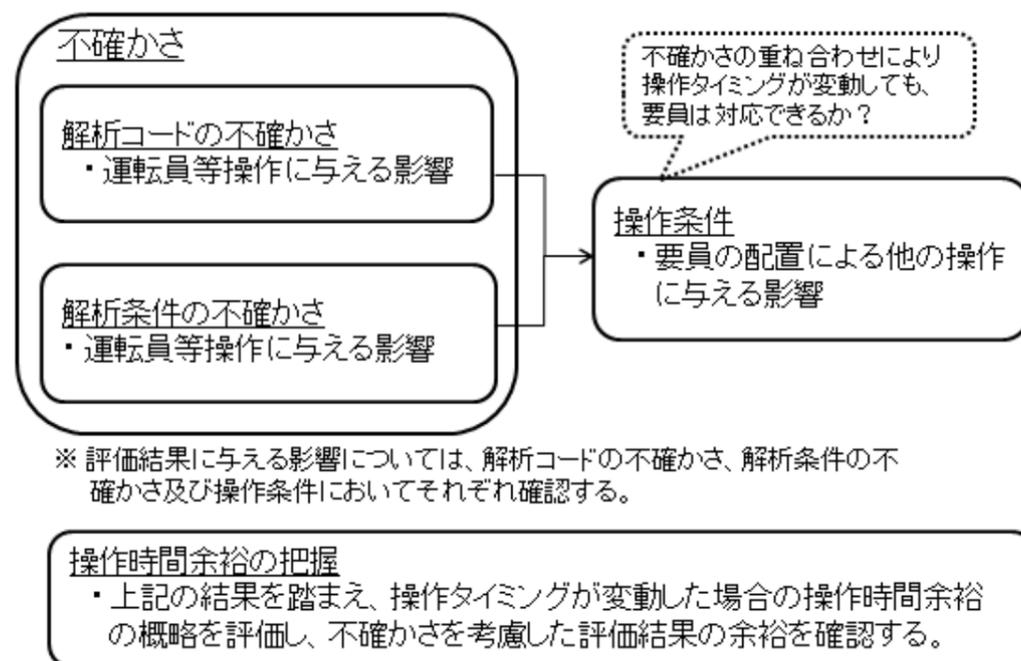
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等の操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作にかかる不確かさを「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、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作及び高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作であることを確認した。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作は、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならないことを確認した。高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作については、高圧炉心スプレイ系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であるため、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	とを確認した。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響 (操作開始が遅くなる/早くなる) を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はない。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さいことを確認した。 ・ SAFER について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも運転員等の操作時間に与えることはないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパ</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心は冠水維持され、PCT は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さいことを確認した。 ・ SAFER について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
ラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。	

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 炉心注水に用いる系統の流量</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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最大線出力密度等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したのものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>③ 初期条件の炉心流量及び原子炉水位は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がない外部電源を喪失した状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>⑤ 機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の注水量は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 炉心注水に用いる系統の流量</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>③ 初期条件の炉心流量及び原子炉水位は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さい。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>⑤ 機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の注水量は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（インターフェイスシステム LOCA））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧は、解析上の操作開始時間として事象発生から30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、破断箇所の隔離操作の失敗の認知時間は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う原子炉減圧の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があることを確認した。高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から4時間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、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいいため、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。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作は、中央制御室からの操作であり、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した、また、高圧炉心スプレイ系の破断箇所隔離操作は現場で行う操作であり、中央制御室で操作行う運転員とは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ことを確認した。これらのことから要員の配置が適切であることを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作開始は事象発生から30分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。また、高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の原子炉注水継続により、炉心は再冠水することから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 破損箇所の隔離操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作については、事象発生から 30 分後に操作を開始した場合でも、炉心損傷を回避することが可能であり、10 分以上の時間余裕がある。破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了するとしているが、隔離の有無に関わらず、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心は再冠水することから、操作時間には余裕があることを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作については、事象発生から 30 分後に操作を開始した場合でも、炉心損傷を回避することが可能であり、10 分以上の時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 高圧炉心スプレイ系の破断箇所の隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水継続により、炉心は再冠水することから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>1) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉及び3号炉の SFP への対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によって給電を行うものとする こと及び重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の負荷に含まれることから非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、炉心の冷却を行った場合に必要となる水は、約 450m³となる。これに対して、復水貯蔵タンクに約 1,192m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。また、インターフェイスシステム LOCA により復水貯蔵タンクが使用できない場合においても、サプレッションチェンバに約 2,800m³の水を保有しており、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水は、サプレッションチェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転した場合に必要となる軽油量は約 735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要となる軽油量は約 25kLであり、合計約 792kL 必要である。これに対して、軽油タンクに約 755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約 300kL、合計約 1,055kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については、上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.1-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.1-16
(1) 有効性評価の方法	3.1-16
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.1-18
(3) 有効性評価の結果	3.1-24
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1-28
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1-30
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1-32
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	3.1-32
b. 操作条件	3.1-34
(3) 操作時間余裕の把握	3.1-35
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1-36
5. 結論	3.1-38

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器過圧・過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の9つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ 長期 TB ・ TBD ・ TBU ・ TBP ・ AE ・ S1E ・ S2E

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（1/3）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	1.3E-09	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA は一次系冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い場合、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・ これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失（SBO）を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 ・ またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA は破断口から格納容器ドライウェルへ直接冷却材のプロローダウンが起こるため、圧力上昇が厳しい。 ・ LOCA は炉心水位の低下・炉心露出が早い場合、早期のジルコニウム-水反応による大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。 ・ LOCA は格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。 <p>なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX であり、寄与割合は約 100%であるが、LOCA と比較して圧力上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TQUX については、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。</p> <p>以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失（SBO）を加え、過圧への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO
		TQUX	100.0%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	<0.1%		
		TBP	<0.1%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	9.4E-13	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い場合、緩和操作のための時間余裕が短い。 ・ これに ECCS 機能喪失及び全交流動力電源喪失（SBO）を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間が厳しくなる。 ・ またこのことにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA は炉心損傷に伴って発生する高温のガスが、破断口より直接格納容器に放出されるため、温度上昇が厳しい。 ・ LOCA は格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。 <p>なお、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、TQUX、TBU 及び TBP である。TQUX の寄与割合が 97.7%と高いが、LOCA と比較して温度上昇が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスである AE に全交流動力電源喪失（SBO）を加え、過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO
		TQUX	97.7%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	1.1%		
		TBP	1.1%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の格納容器破損に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モードの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、炉心へ注水する機能、原子炉格納容器内を冷却する機能、原子炉格納容器内を減圧する機能を挙げていること、安定状態に向けた対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う機能が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失、LOCAの発生、ECCS機能喪失、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が、「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系が使用できない場合）」に示されており、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）、格納容器内水素濃度計（D/W）、格納容器内水素濃度計（S/C）、ドライウェル圧力計、圧力抑制室圧力計、ドライウェル温度計、サプレッションプール水温度計、圧力抑制室水位計等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を実施する。このため、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力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」及び「技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、代替交流電源設備による給電に係る手順については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク、ガスタービン発電機等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p>	<p>(代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については「技術的能力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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、代替循環冷却ポンプ、ガスタービン発電機、原子炉補機代替冷却水系等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の維持については低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、事象発生から24時間後に代替循環冷却系による注水に切り替えることから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却及び除熱については、事象発生から24時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>を下回り、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料3.1.2.2）において、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p> <p>（代替循環冷却系が使用できない場合）</p> <p>（iii）安定状態に向けた対策とその設備について、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、軽油タンク、タンクローリ及び原子炉格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却について、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器からの除熱について、「技術的能力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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、原子炉格納容器フィルタベント系等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系が使用できない場合）」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については（iv）で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の維持については低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水することから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却及び除熱については、事象発生から約29時間後に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から約45時間後に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回り、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料3.1.3.5）において、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p>
<p>（iv）初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 （BWR 格納容器過圧・過温破損の場合）</p> <p>① 原子炉の減圧及び注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却及び除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>（iv）対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系が使用できない場合）」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉圧力計（SA）、残留熱除去系洗浄ライン流量計（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器へのスプレイに係る計装設備として、ドライウェル温度計、ドライウェル圧力計、圧力抑制室圧力計、原子炉格納容器代替スプレイ流量計等が挙げられていることを確認した。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、ドライウェル温度計、サプレッションプール水温度計、圧力抑制室水位計、残留熱除去系洗浄ライン流量計（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等が挙げられていることを確認した。原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、ドライウェル圧力計、圧力抑制室圧力計、圧力抑制室水位計、フィルタ装置水位計（広帯域）、フィルタ装置入口圧力計（広帯域）、フィルタ装置出口放射線モニタ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （BWR 格納容器過圧・過温破損の場合）</p>	<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p>

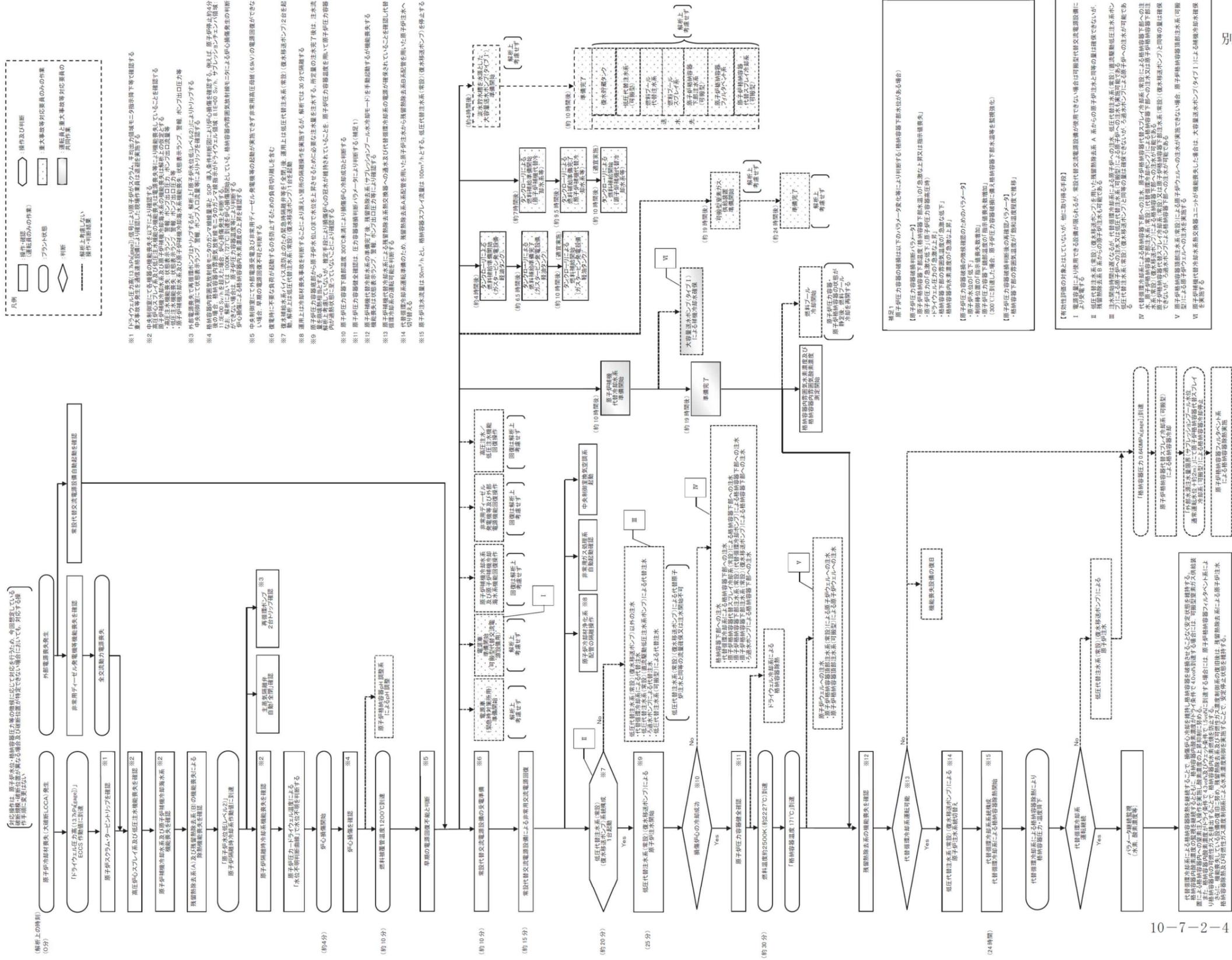
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認。</p>	<p>① 代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後に代替循環冷却系による格納容器からの除熱を開始し、代替循環冷却系が使用できない場合は、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）に到達した後に、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器からの除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内 pH 調整 ・ 電源車（緊急時対策所用）による給電 ・ 可搬型代替交流電源設備による給電 ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 ・ 原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・ 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 ・ 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 ・ 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの補給等 ・ 原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系機能回復操作 ・ 非常用ディーゼル発電機等及び外部電源機能回復操作 ・ 高圧注水／低圧注水機能回復操作 <p>② 「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」、「1.6 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熔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 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」、「1.19 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において、①の実手順も含めた実手順が整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対策設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系が使用できない場合）」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈） 第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 代替交流電源に関する設備としてガスタービン発電機等及びこれらを接続する設備等が概略系統図に示されていることを確認した。低圧代替注水に関連する設備として復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に関連する設備として大容量送水ポンプ（タイプI）、淡水貯水槽等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する代替循環冷却系、原子炉格納容器フィルタベント系等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.1.2-3図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-4図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.2.1.2-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」、「第7.2.1.3-4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系が使用できない場合）」、「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」、「7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る判断基準・確認項目等 原子炉スクラム・タービントリップの確認：中央制御室にて平均出力領域モニタ指示降下等で確認 高圧炉心スプレイ系／低圧注水機能喪失、原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系機能喪失、原子炉隔離時冷却系機能喪失の確認：中央制御室に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>に含めていることを確認。</p>	<p>て状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認 <u>炉心損傷の確認</u>：格納容器内雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率と SOP 導入条件判断図により炉心損傷を確認 <u>早期の電源回復不能の判断</u>：中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合 <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）系統構成・1台起動の判断</u>：復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合 <u>損傷炉心の冷却成功の判断</u>：原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断 <u>代替循環冷却系運転可能の判断</u>：原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系熱交換器への通水及び代替循環冷却系の電源が確保されていることを確認 <u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却開始の判断</u>：格納容器圧力 0.640MPa[gage]に到達した場合 <u>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始の判断</u>：外部注水量限界（サプレッションプール水位通常運転水位＋約 2m）に到達した場合</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」、「技術的能力 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」、「技術的能力 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 復旧操作等は、有効性評価においては期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p>

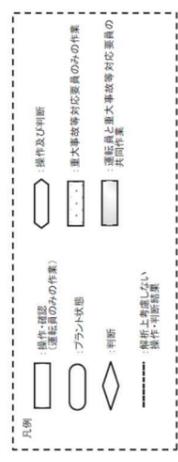
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

第7.2.1.2-11



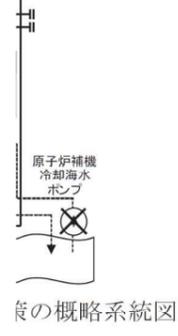
別紙 10-7-2-1

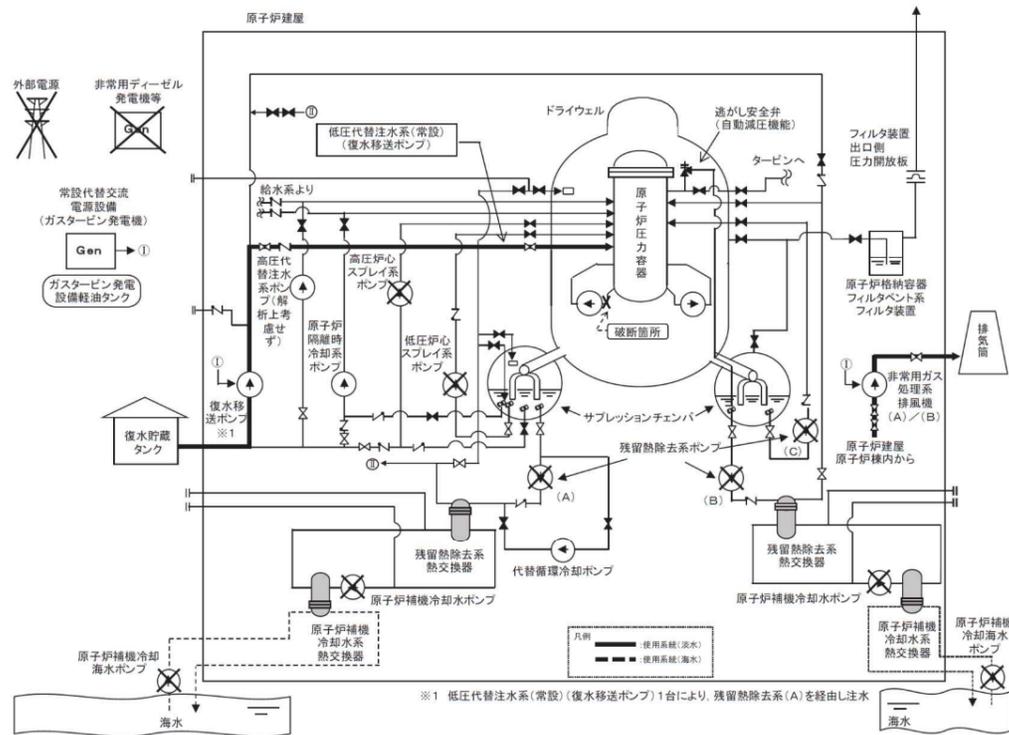
第7.2.1.2-3 図 格納容器過圧・過温(破損)モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温(破損)」時の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)



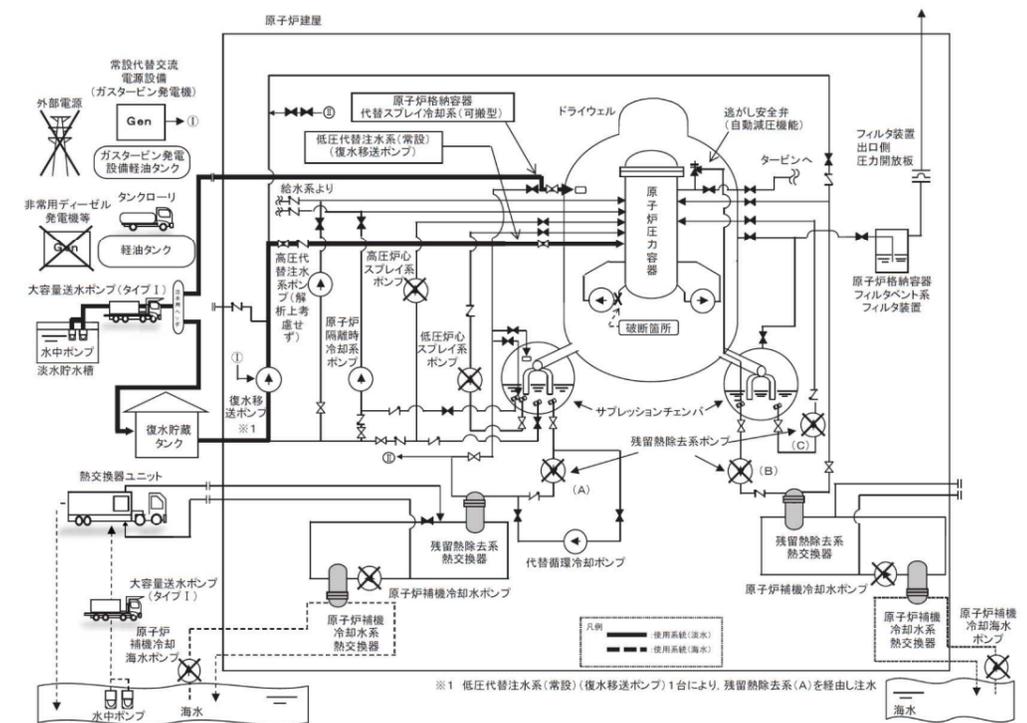
- ※1 「ドライウェル圧力高(13 MPa(100psi))」(過期)により原子炉がスクラム、平均出力制限モニタ指示降下等て確認する。重大事故発生を通知し、格納容器内において格納容器稼働を再開する。
- ※2 中央制御室にて各機器の稼働状況を以下のように確認する。
 原子炉外部冷却系稼働状況確認
 原子炉外部冷却系稼働状況確認(注1)
 原子炉外部冷却系稼働状況確認(注2)
 原子炉外部冷却系稼働状況確認(注3)
 原子炉外部冷却系稼働状況確認(注4)
- ※3 外部電源喪失で格納容器圧力が上昇するが、格納容器圧力監視レベル(注1)によりトリップする。中央制御室にて格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※4 格納容器内気圧監視システム(注1)の稼働確認と、SOP 進捗を確認し、格納容器内気圧監視システム(注1)の稼働確認が完了していることを確認する。格納容器内気圧監視システム(注1)の稼働確認が完了していることを確認する。格納容器内気圧監視システム(注1)の稼働確認が完了していることを確認する。
- ※5 中央制御室にて格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※6 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※7 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※8 運転員は格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※9 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※10 原子炉圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※11 原子炉圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※12 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※13 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※14 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- ※15 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。

- 【有効性評価の対象としないが、他に繰り返し発生する可能性がある】
 Ⅰ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅱ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅲ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅳ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅴ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅵ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
- 【有効性評価の対象としないが、他に繰り返し発生する可能性がある】
 Ⅰ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅱ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅲ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅳ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅴ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。
 Ⅵ 格納容器圧力監視レベル(注1)を確認する。

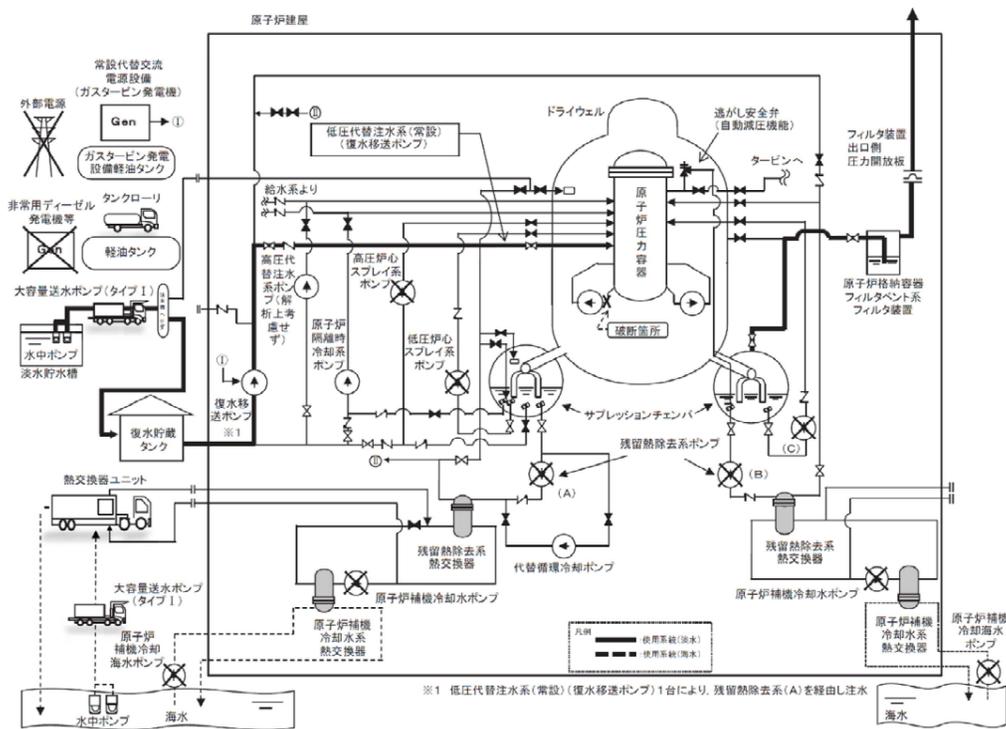




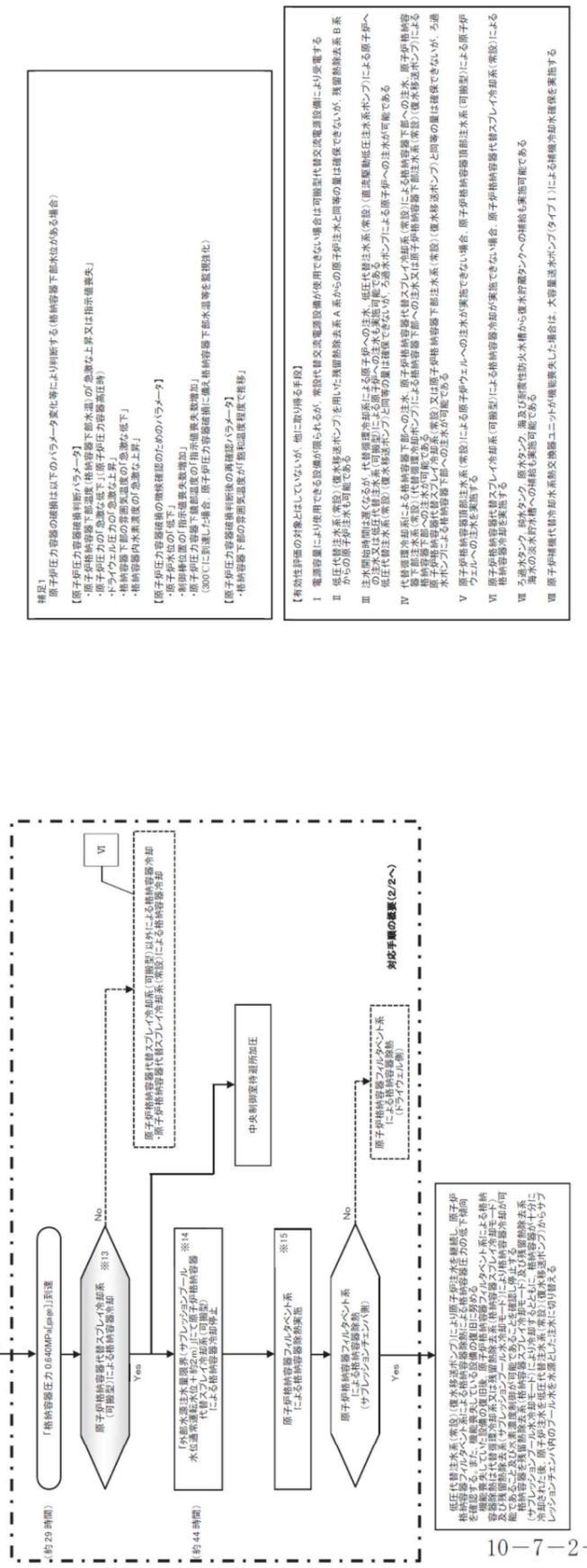
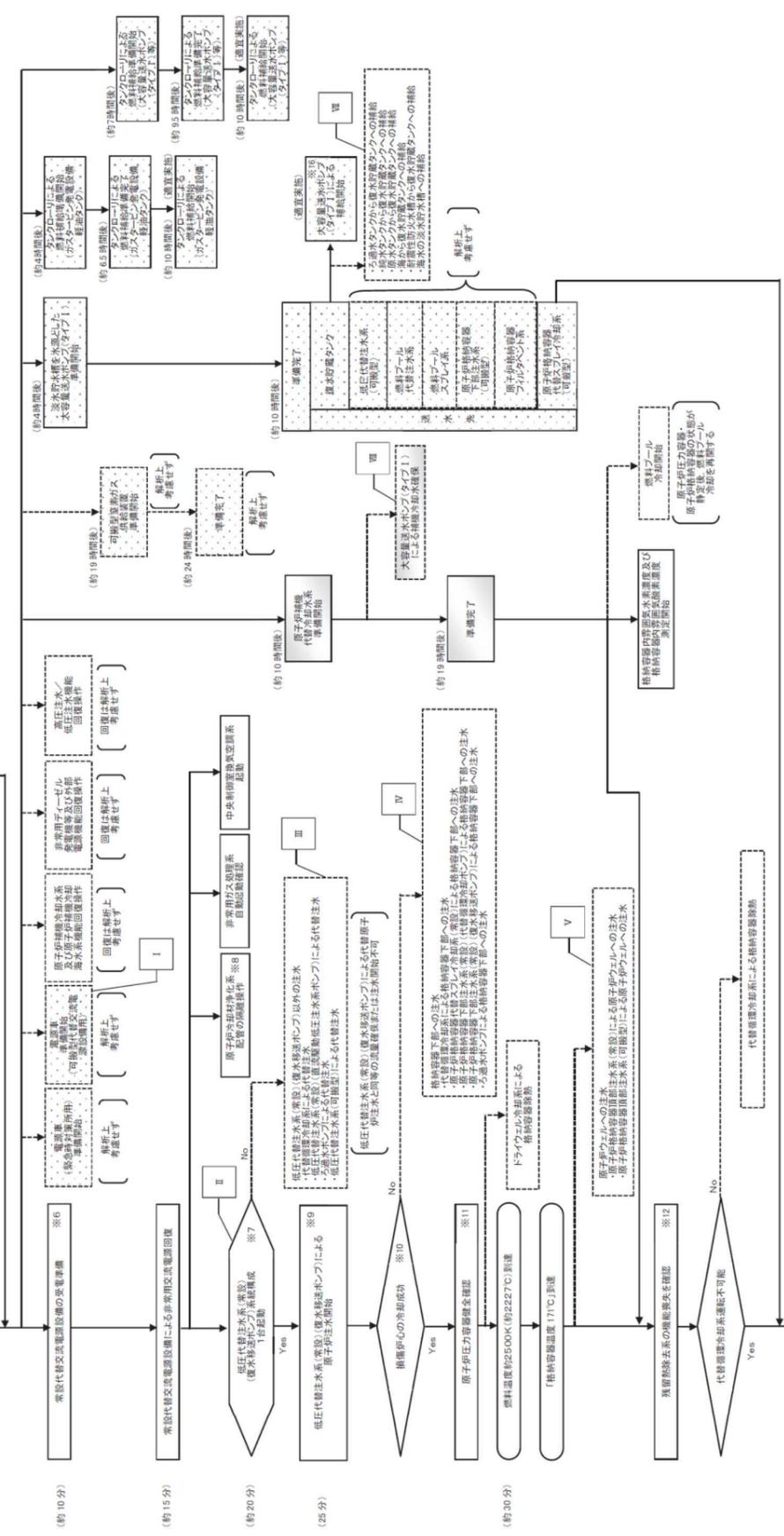
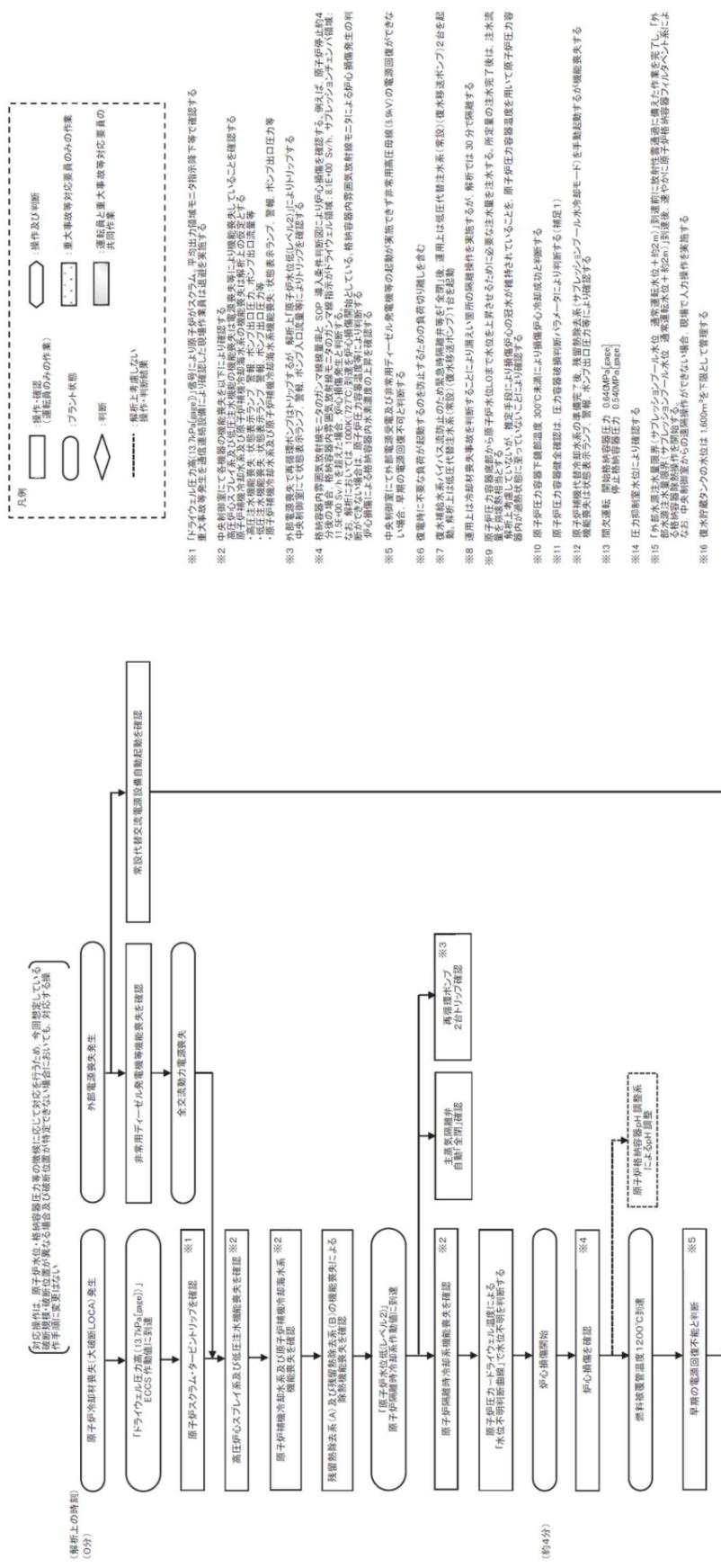
第7.2.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（1/3）
（代替循環冷却系を使用できない場合）（原子炉注水）



第7.2.1.3-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（2/3）
（代替循環冷却系を使用できない場合）（原子炉注水及び格納容器冷却）

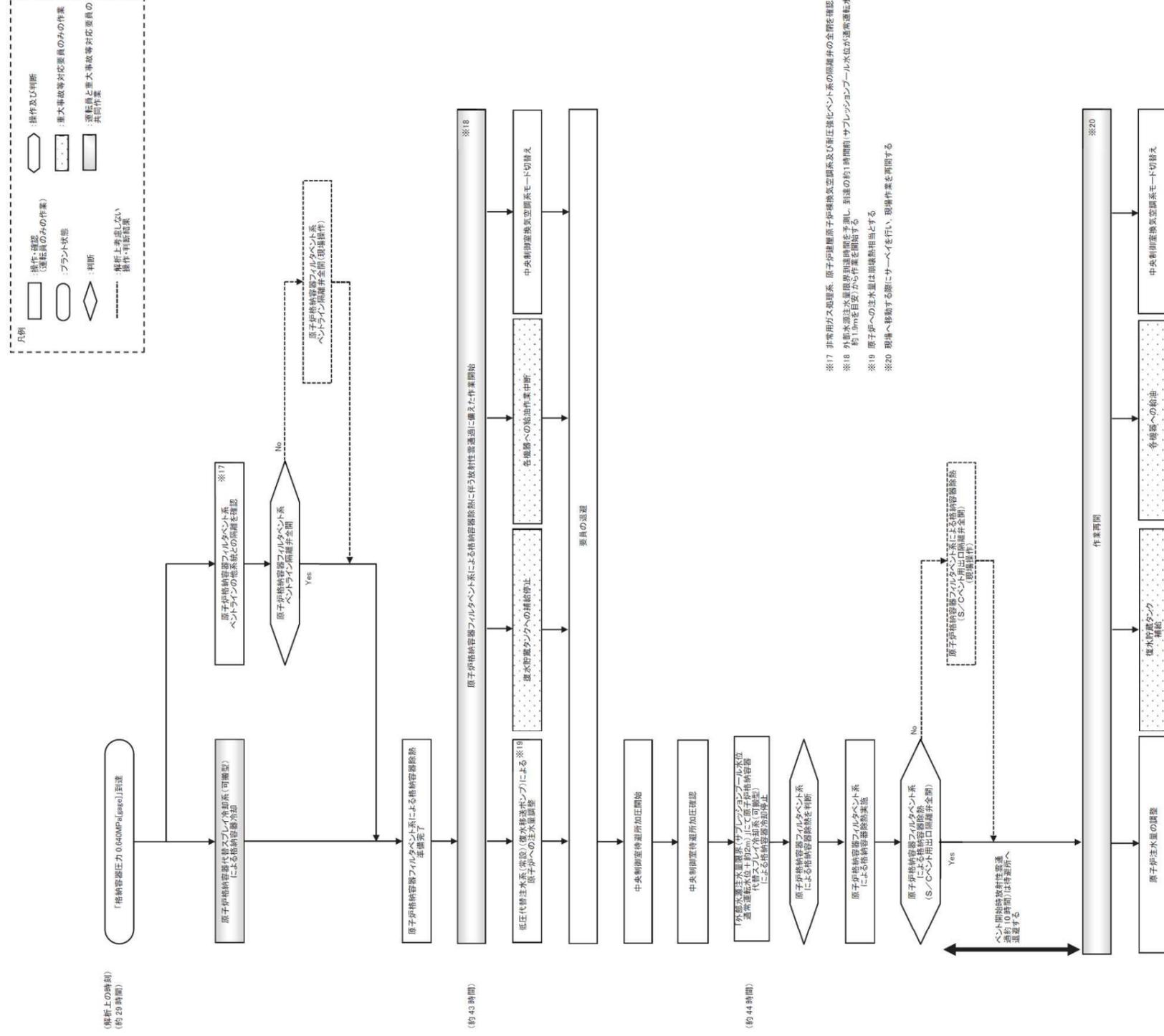


第7.2.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（3/3）
（代替循環冷却系を使用できない場合）（原子炉注水及び格納容器除熱）



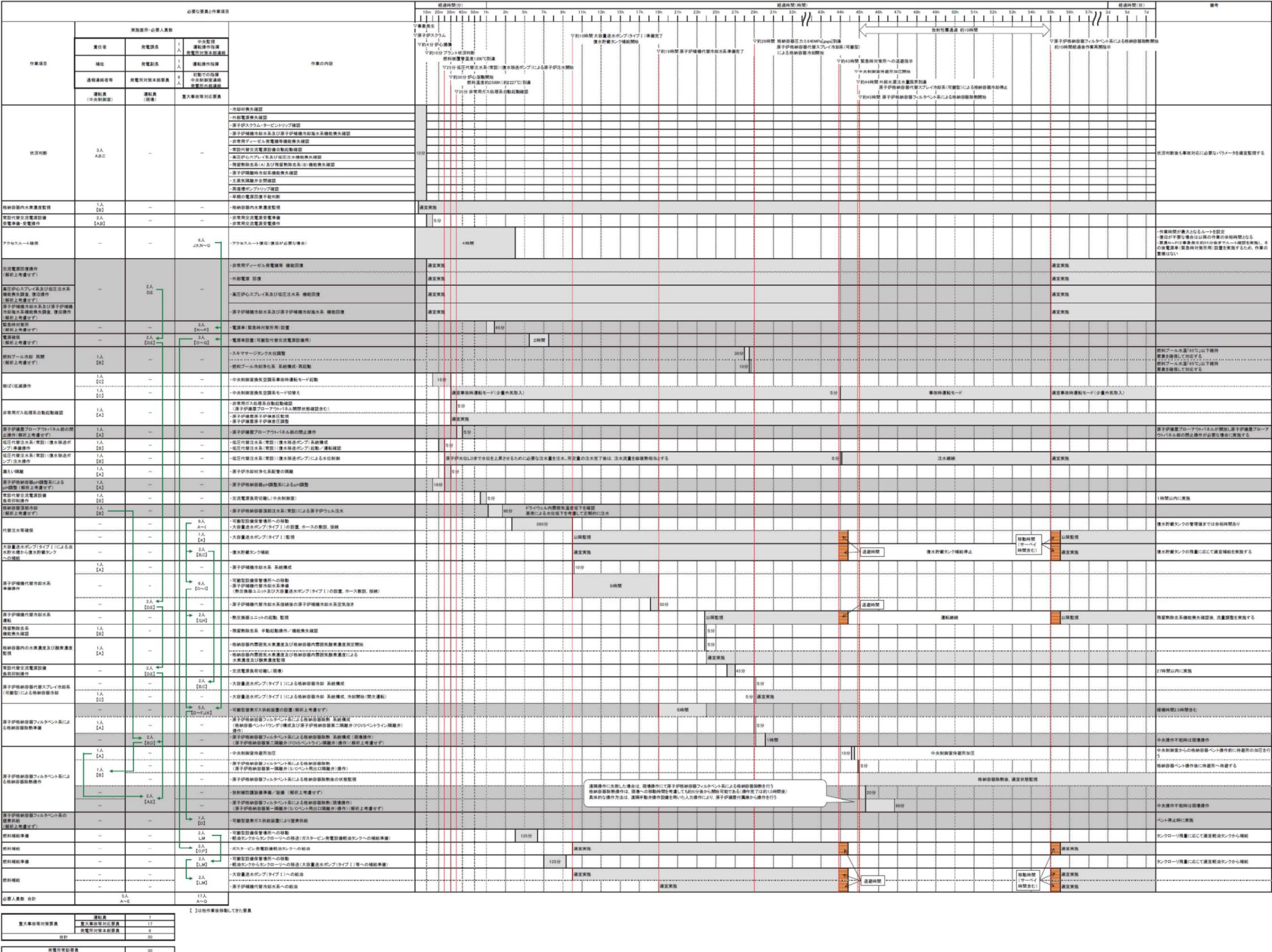
新規制基準適合性審査 確認事項 (女川原子力発電所2号炉)

第7.2.1.3-4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」時の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用できない場合) (1/2)



※17 非常用ガス処理系、原子炉建屋原子炉格納容器換気空調系及び新圧強化ベント系の隔離弁の全開を確認する
 ※18 外置式注水装置(低圧)の運転開始を予定し、直後の約1時間間「サプレッションポンプ」水位が通常運転水位+約1.9mを目安から作業を開始する
 ※19 原子炉への注水量は前機熱相当とする
 ※20 現場へ移動する際に「サーベ」を行い、現場作業を再開する

第 7. 2. 1. 3 - 4 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)



第7.2.1.3-5図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」時の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRA の結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本格格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、「LOCA」は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移する等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなる。「LOCA」に属する事故シーケンスのうち、事象進展の早さ及び必要な設備容量の観点から、「大破断 LOCA」を起因とし、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定し、可搬型設備の有効性を確認する観点から「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>② 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>(参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>本格格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。対策の観点では過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失事象の重畳を考慮するものとする。</p> <p>LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>（i）本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下とおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱 ・ 燃料棒内温度変化 ・ 燃料棒表面熱伝達 ・ 燃料被覆管酸化 ・ 燃料被覆管変形 ・ 沸騰・ポイド率変化 ・ 気液分離（水位変化）・対向流 <p>原子炉圧力容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS注水（給水系・代替注水設備含む） ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション ・ 構造材との熱伝達 ・ 原子炉圧力容器内FP挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器各領域間の流動 ・ サプレッション・プール冷却 ・ 気液界面の熱伝達 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ スプレー冷却 ・ 格納容器ベント ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（ii）使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレー冷却、サプレッションプール水冷却などの現象を取り扱うことができるMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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、本評価事故シーケンスにおける運転員等の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方針が示されていることを確認した。また、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始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を確認する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する可能性がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① LOCAと全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。その理由として、(1)1(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の過圧の観点から、原子炉格納容器自由体積やヒートシンクの設定を確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とすることを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム-水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮することを確認した。なお、本評価事故シーケンスは、PRA の評価で選定した評価事故シーケンスと一致していないが、その理由は(1)1(i)①に示すとおり。</p> <p>② 「第7.2.1.2-2表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-2表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、原子炉圧力/水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p>	<p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区分において、液相、気相の質量、比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 本評価事故シーケンスにおいて水素燃焼は発生しない。</p> <p>⑤ 水素の発生については、MAAP では水の放射線分解を取り扱わないが、別途評価したところ、原子炉格納容器内の圧力が最高値となる時点（代替循環冷却系を使用する場合は事象発生から 24 時間後、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は同約 44 時間後）において、水の放射線分解で発生した水素及び酸素が原子炉格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合は 1%以下（事象発生から 24 時間後）又は 2%以下（事象発生から約 44 時間後）であり、これらを考慮しても原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することがないことを確認した。酸素の発生については、ジルコニウム-水反応及び放射線分解を考慮しても、格納容器の不活性化により酸素濃度が燃焼条件に到達しないことを「水素燃焼」において確認した。 具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3(c)にしたがい、Cs-137 の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>③ 原子炉格納容器→原子炉建屋への漏えい量の評価条件を確認。</p> <p>④ 原子炉建屋→環境への漏えい条件を確認。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137 の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とすることを確認した。</p> <p>② Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮することを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いることを確認した。また、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とすることを確認した。 具体的には、原子炉格納容器の限界温度及び限界圧力を超える条件下で破損させた貫通部及びフランジ部を対象とした除染係数の実験結果（※）を基に、健全な状態の貫通部及びフランジ部における除染係数として 10 を設定することを確認した。 （※）「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験</p> <p>④ 非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとすることを確認した。</p> <p>⑤ 原子炉格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とすることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その</p>	<p>2)</p> <p>(i)</p> <p>（代替循環冷却系を使用する場合）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>（BWR 格納容器過圧・過温破損の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替低圧注水、代替原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器ベントに関する流量等の設定を確認。 代替原子炉補機冷却系の除熱特性を確認。 	<p>機器条件として、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）</u>による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものとし（設計値として最大 130m³/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m³/h とする]ことを確認した。</p> <p>（代替循環冷却系が使用できない場合）</p> <p>機器条件として、<u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）</u>に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 88m³/h とする。原子炉格納容器フィルタベント系の排気流量は、原子炉格納容器第一隔離弁を全開とした流量とする]ことを確認した。</p> <p>その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-1 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）</u>による注水流量：原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 1 台の注水特性に従うものとする（設計値として最大 130 m³/h）。</p> <p><u>代替循環冷却系の流量</u>：原子炉圧力容器への注水に 50 m³/h、格納容器スプレイに 100 m³/h で流量を配分し、注水及びスプレイを同時に実施する。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量</u>：原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 88 m³/h とする。</p> <p><u>原子炉格納容器フィルタベント系の流量</u>：格納容器圧力が 0.427 MPa[gage]における排出流量 10.0 kg/s に対して、原子炉格納容器第一隔離弁の全開操作にて原子炉格納容器からの除熱を実施する。</p>
<p>（ii）有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能、低圧注水機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能等について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p>	<p>3)</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>ガスタービン発電機からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）2 名であり、中央制御室での状況確認に必要な想定時間に 10 分、M/C 2C 系及び M/C 2D 系受電前準備、受電操作、受電確認に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。また、「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1 名、であり、系統構成、ポンプ起動に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却水系（A 系）による補機冷却水確保（代替循環冷却系を使用する場合）</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、取水口から海水を取水する場合（山側ルート）の場合、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名及び重大事故等対応要員 6 名であり、大容量送水ポンプ（タイプ I）及び熱交換ユニットの移動・設置、ホースの敷設・接続に 535 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、系統構成、ポンプ起動に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却：「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対応要員9名であり、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の移動・設置、注水ヘッダの運搬・設置、ホースの敷設・接続等に385分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員1名であり、原子炉格納容器第二隔離弁の開操作に5分、原子炉格納容器第一隔離弁の開操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水：低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、ガスタービン発電機からの受電操作を考慮し、事象発生から25分後とすることを確認した。開始が遅れたとしても、50分後までに注水すれば原子炉圧力容器の健全性を維持でき、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後とすることを確認した。アクセスルートの復旧時間4時間に加え、技術的能力 1.5 に示されている原子炉補機代替冷却水系の系統構成に要する時間（535分）、技術的能力 1.7 に示されている代替循環冷却系の系統構成に要する時間（20分）に対して、有効性評価では代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から24時間後であることを確認した。また、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が0.854MPa[gage]に到達するのは約51時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却（代替循環冷却系が使用できない場合）：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始し、0.540MPa[gage]に低下した場合又はサブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）に到達した場合に停止することを確認した。アクセスルートの復旧時間4時間に加え、技術的能力 1.6 に示されている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の準備時間（385分）に対して、有効性評価では、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、事象発生から約29時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系が使用できない場合）：原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）到達から5分後に実施することを確認した。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が0.854MPa[gage]に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができることを確認した。原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約45時間後であることを確認した。</p> <p>③ 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水供給：本操作は、重大事故等対応要員の現場での連続した操作（アクセスルート復旧、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の準備、原子炉補機代替冷却水系の準備、可搬型窒素ガス供給装置の準備等）を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。 (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。 (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。 (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。 <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 原子炉格納容器の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。 <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <ul style="list-style-type: none"> 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 <ul style="list-style-type: none"> (i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡 	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 対策の効果： ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>① 事象進展の説明は、「7.2.1.2.2 有効性評価の結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合）」、「7.2.1.3.2 有効性評価の結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系が使用できない場合）」により、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損のおそれに至るプロセス、初期及び安定状態に向けた格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-5図、第7.2.1.2-7図、第7.2.1.2-9図及び第7.2.1.2-10図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断LOCAが発生していることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 第7.2.1.3-6図、第7.2.1.3-8図、第7.2.1.3-10図及び第7.2.1.3-11図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断LOCAが発生していることを確認した。</p> <p>③ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-6図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水流量、代替循環冷却系による注水流量及びスプレイ流量が示され（24時間後）、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 第7.2.1.3-7図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水流量、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量が示され、また、第7.2.1.3-12図において、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）（約5.5m）に到達した時点で原子炉格納容器フィルタベント系によるベントを実施していることが示され（約45時間後）、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-5図及び第7.2.1.2-7図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.2-9図及び第7.2.1.2-10図により、事象発生24時間後以降は代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 第7.2.1.3-6図及び第7.2.1.3-8図より、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.3-10図及び第7.2.1.3-11図により、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が緩和されていること、原子炉格納容器フィルタベント系による減圧及び除熱により原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向になることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、次のとおりであることを確認した。 代替循環冷却系を使用する場合： 大破断LOCA時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器圧力</p> <p>② 原子炉格納容器温度</p> <p>③ 環境への Cs-137 の放出量</p> <p>※ DCH、FCI、水素燃焼、MCCI に関する評価項目は、各破損モードの有効性評価で確認する。</p>	<p>発生から約4分後にPCTが約727℃に到達するが、事象発生から約15分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から25分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から24時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約0.536MPa[gage]、最高温度は約178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は1%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合：</p> <p>大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約4分後にPCTが約727℃に到達するが、事象発生から約15分後にガスタービン発電機による給電を開始し、事象発生から25分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約45時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.640MPa[gage]、最高温度は約178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は2%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-9図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は24時間後に最高値約0.536MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の2倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足することを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 第7.2.1.3-10図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約29時間後に最高値0.640MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の2倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足することを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-10図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約43分後に最高値約178℃に到達するが、評価期間を通じて200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 第7.2.1.3-11図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約43分後に最高値約178℃に到達するが、評価期間を通じて200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ 代替循環冷却系を使用する場合： 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏れいし環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で約9.9×10^{-1}TBqであり、100TBqを下回っていることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏れいし環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で約9.9×10^{-1}TBqである。これに加え、原子炉格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、サブプレッションチェンバ側からベントした場合は7日間で約8.0×10^{-4}TBq、ドライウエル側からベントした場合は7日間で約3.2×10^{-1}TBqとなる。原子炉格納容器から環境に放出されるCs-137の放出量は、7日間で最大約1.4TBqであり、100TBqを下回っていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足していることを確認した。具体的には、第7.2.1.2</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>できていることを確認する。</p>	<p>－9 図及び第 7.2.1.2－10 図（代替循環冷却系を使用する場合）並びに第 7.2.1.3－10 図及び第 7.2.1.3－11 図（代替循環冷却系を使用せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合）に示されるとおり、原子炉格納容器圧力・温度は 2Pd、200℃を下回っていることから、格納容器の破損を防止できていることを確認した。また、格納容器破損モード「水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認した。さらに、<u>原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1%以下</u>（代替循環冷却系を使用する場合）又は <u>2%以下</u>（代替循環冷却系が使用できない場合）<u>であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないこと、格納容器破損モード「水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していることにより、評価項目（g）を満足している</u>ことを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>（BWR 格納容器過圧・過温破損の場合）</p> <p>事象発生 7 日以降も含めて環境への Cs-137 の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）安定状態になるまでの評価について、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となり、安定状態となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： <u>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 24 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.536MPa[gage]、最高温度は約 178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている</u>ことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合： <u>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 45 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.640MPa[gage]、最高温度は約 178℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている</u>ことを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

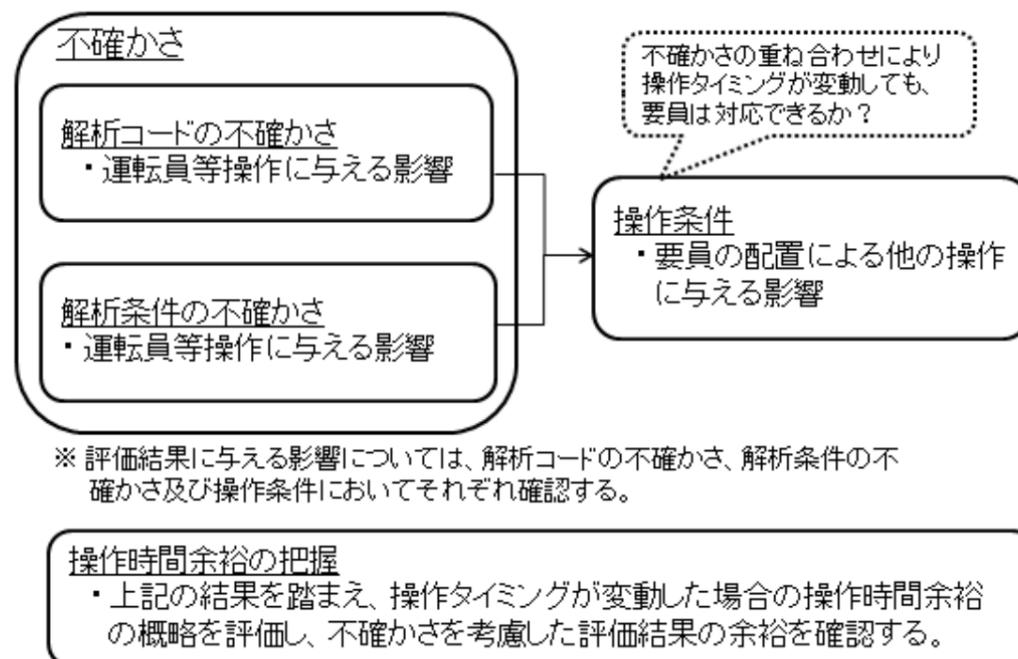
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等の操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「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、運転員等の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を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作（代替循環冷却系が使用できない場合）、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作（代替循環冷却系を使用する場合）、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作（代替循環冷却系が使用できない場合）であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさが運転員操作等に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i)</p> <p>(代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、MAAPの原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>(代替循環冷却系が使用できない場合)</p> <p>解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、MAAPについては、代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPについて、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。このため、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果に比べ大きいことが確認されているものの、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。 MAAPの炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故及び CORA 実験についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、ECCS等による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、運転員等操作に与える影響はない。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合においても、燃料被覆管温度を操作開始の起点としていないこと等を確認し運転員等操作に与える影響はないこと並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさに関して、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAPの原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MAAPについて、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。このため、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 ・ MAAPの炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさは、評価項目となるパラメータに影響を与えるものの、影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる、影響は小さい又は保守的な結果を与えることを確認した。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度等</p> <p>③ 低圧代替注水系の流量</p> <p>④ 格納容器代替循環冷却系の流量（格納容器代替循環冷却系を使用する場合）</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の排出流量（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心崩壊熱は、解析条件の33GWd/tに対して最確条件は約31GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、代替循環冷却系を使用する場合には格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている操作はないこと、代替循環冷却系が使用できない場合には操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器スプレイを実施すること）に変わりはないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位、格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、実際の注水流量が解析条件より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水流量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系は、実際の注水流量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 解析条件と最確条件が同一であることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。 （BWR 格納容器過圧・過温破損の場合）</p> <p>① 炉心崩壊熱</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度等</p> <p>③ 低圧代替注水系の流量</p> <p>④ 格納容器代替循環冷却系の流量</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の排出流量</p>	<p>① 燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 31GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位、格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。 なお、補足説明資料（添付資料 3.1.2.6 及び添付資料 3.1.3.6）において、「原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位、格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない又は小さい」ことが示されている。</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水流量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系は、実際の注水流量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなるとともに格納容器の圧力抑制効果は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ことを確認した。</p> <p>⑤ 解析条件と最確条件が同一であることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から25分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から50分（解析上の開始時間に対して25分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から24時間後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が0.854MPa[gage]に到達するのは約51時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約45時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（常設代替交流電源設備からの受電操作を含む）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作、原子炉補機代替冷却水系の起動操作、代替循環冷却系による格納容器除熱操作及び原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を行う要員は作業の重複はないことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、ガスタービン発電機からの受電後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から25分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の受電開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から50分（解析上の開始時間に対して25分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>ガスタービン発電機の起動操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。原子炉圧力容器への注水操作（ガスタービン発電機からの受電操作を含む。）については、事象発生から50分後（操作開始時間の25分程度の時間遅れ）までに開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され原子炉圧力容器は破損しない評価結果となる。このため、注水を継続することで炉心を冷却できることから、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料3.1.3.7）において、「注水操作が25分遅れた場合の解析により、損傷炉心は炉心位置に保持されリロケーションは発生</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	しない」ことが示されている。

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 常設代替交流電源設備による給電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作が遅れた場合の影響について、<u>ガスタービン発電機からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から50分（解析上の開始時間に対して25分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することには変わりはない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① ガスタービン発電機からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作については、事象発生から50分後（操作開始時間の25分程度の時間遅れ）までに開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され原子炉圧力容器は破損しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合でも格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から約29時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕があることを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料3.1.3.7）において、「注水操作が25分遅れた場合の解析により、スプレイ操作も約60分遅れるものの、損傷炉心は炉心位置に保持され、格納容器ベント開始時間は約46時間後となる」ことが示されている。</p> <p>③ 代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作については、除熱操作開始までの時間は事象発生から24時間後としているが、本操作が遅れたとしても、格納容器限界圧力に到達しないように、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.64MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。その後、サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）到達時点で格納容器スプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施する。サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m）に到達するまでの時間は、事象発生約44時間であり、約20時間以上の余裕があることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱操作については、事象発生から約45時間後の操作であり、準備時間が確保されるため、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 本事故シーケンスにおいて対応及び復旧作業に必要な要員は30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能であることを確認した。 代替循環冷却系が使用できない場合： 本事故シーケンスにおいて対応及び復旧作業に必要な要員は30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対処可能であることから、2号炉の重大事故等への対処と1号炉及び3号炉の SFP への対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ガスタービン発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。 代替循環冷却系を使用する場合の補足説明資料（添付資料3.1.2.8）において「重大事故等対処全体に必要な電力ピーク値（4,614kW）、代替循環冷却系を使用しない場合の補足説明使用（添付資料3.1.3.9）において「重大事故等対処全体に必要な電力ピーク値（4,524kW）」に対して、常設代替交流電源設備（最大容量（常用連続運用仕様）：約6,000kW）であり、対応が可能である」ことが示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約890m³である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m³の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>代替循環冷却系が使用できない場合：</p> <p>本評価事故シナシスにおいて、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,480m³である。これに対して、復水貯蔵タンクにそれぞれ約1,192m³、淡水貯水槽に約10,000m³、合計約11,192m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の水源は復水貯蔵タンクであり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の水源は淡水貯水槽であり、復水貯蔵タンクについては、事象発生10時間後に淡水貯水槽の水を大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへの補給を行うことで、復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能となることを確認した。以降は、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系等により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水の供給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、原子炉補機代替冷却水系を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、軽油タンクに約755kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p> <p>代替循環冷却系が使用できない場合：</p> <p>ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、原子炉補機代替冷却水系を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、軽油タンクに約755kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3. 2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3. 2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3. 2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3. 2-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3. 2-12
(1) 有効性評価の方法	3. 2-12
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3. 2-14
(3) 有効性評価の結果	3. 2-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-21
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3. 2-23
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-25
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	3. 2-25
b. 操作条件	3. 2-27
(3) 操作時間余裕の把握	3. 2-28
4. 必要な要員及び資源の評価	3. 2-29
5. 結論	3. 2-30

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p>	<p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (HPME/DCH)」におけるプラント損傷状態 (PDS) は、以下の5つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUX ・ 長期 TB ・ TBD ・ TBU ・ S2E

(添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉が高圧の状態での炉心損傷に至るシーケンスは、長期 TB, TBU, TBD, S2E 及び TQUX である。 ・ 事象初期において RCIC による冷却が有効な長期 TB と比べ、原子炉減圧までの時間余裕の観点で TBU, TBD, S2E 及び TQUX が厳しい。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU 及び S2E に PDS 選定上の有意な違いは無い。 <p>なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードについては、格納容器圧力と格納容器破損確率のフラジリティの設定、確率密度関数を与えたパラメータのモンテカルロサンプリング、パラメータと格納容器圧力ピーク値との因果関係から格納容器ピーク圧力を求め、格納容器フラジリティを参照することで評価している。評価の結果、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損確率は、極めて低いため、本評価においては、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は発生しないものとしている。</p> <p>以上より、事象進展が早く、炉心損傷時の圧力が高く厳しい事故シーケンスである TQUX を代表として選定する。原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の低圧注水機能喪失を考慮する。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUX
		TQUX	0.0%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.0%		
		TBP	0.0%		
		AE	0.0%		
		S1E	0.0%		
		S2E	0.0%		

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1) 格納容器破損モード「HPME/DCH」は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」で確認した項目については、確認結果の欄に、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気</u><u>が直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気<u>が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る</u>ものであり、本格納容器破損モード内のPDSの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、(原子炉圧力容器の破損までに)原子炉圧力容器を減圧する機能を挙げており、具体的には、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備することを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

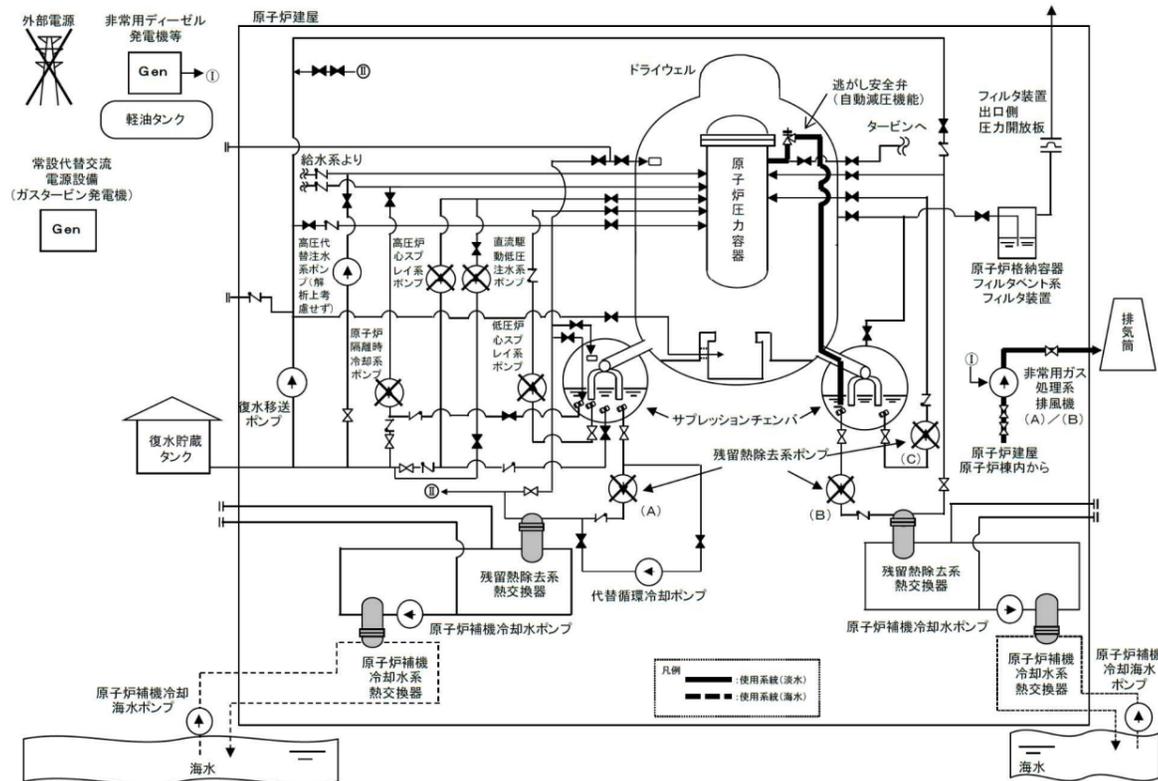
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格格納容器破損モードでは、非常用炉心冷却系等の原子炉圧力容器への注水機能の喪失、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備及びこれらに関連する計装設備が、「第7.2.2-1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」に示されており、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）、格納容器内水素濃度計（D/W）及び格納容器内水素濃度計（S/C）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。</u>このため、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、炉心損傷後の逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧に係る手順については、「技術的能力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」で整備されていることを確認した。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するための原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に係る手順については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備されていることを確認した。当該対策で用いる重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.2-1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合) 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について「<u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u>」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p> <p>② 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p> <p>③ 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉水位と原子炉圧力に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部の温度に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉水位と原子炉圧力に係る計装設備として、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉圧力計（SA）、原子炉圧力計が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部の温度に係る計装設備として、原子炉圧力容器温度が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器内温度、圧力、線量に係る計装設備として、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、ドライウエル温度、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCI またはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>(v) ※格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作</p>	<p>(vi) 評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 中央制御室からの高圧代替注水系起動 ・ 原子炉格納容器内 pH 調整 ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 ・ 原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・ 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 ・ 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 ・ 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）による復水貯蔵タンクへの補給等 ・ 高圧注水／低圧注水機能回復操作 <p>② 「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」、「1.6 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」、「1.9 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 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、において、①の実手順も含めた実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>

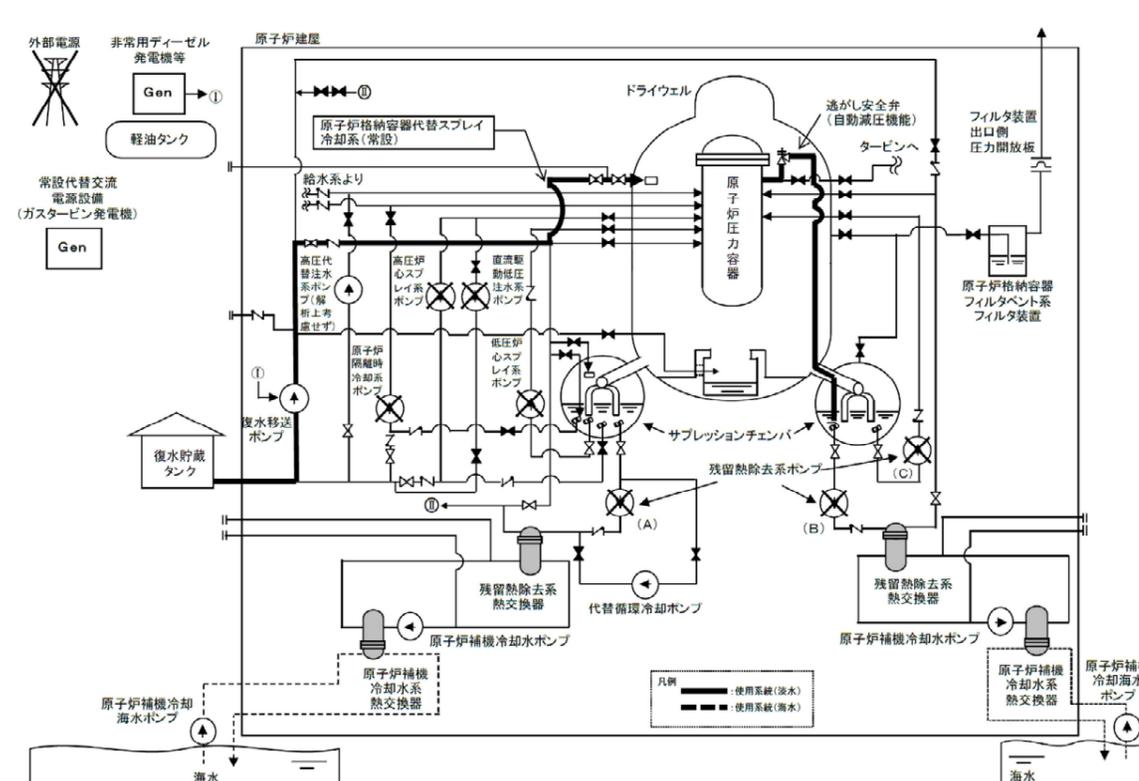
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認することを確認。</p>	
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.2-1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※格納容器破損防止対策では、この要求はない。（国内外の先進的な炉心損傷防止対策を以ってしても、炉心の著しい損傷が防止できないため、格納容器破損防止対策が必要となっている。）</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の急速減圧及び逃がし安全弁の温度上昇を抑制するための原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に関連する設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 	<p>4) 対応手順の概要フローについてについて、以下のとおり確認した。</p> <p>(i)</p> <p>① 「第7.2.2-5図「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii)</p> <p>① 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、「第7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」及び「7.2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p><u>原子炉スクラム・タービントリップ</u>：平均出力領域モニタ指示降下等で確認する。</p> <p><u>高圧注水／低圧注水機能喪失</u>：状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量により、高圧注水／低圧注水系等の安全機能の喪失を確認する。</p> <p><u>炉心損傷</u>：格納容器内雰囲気放射線モニタで、格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当の10倍を超えた場合、又はCAMSが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合、炉心損傷と判断する。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧の判断</u>：原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>損傷炉心冷却未達成</u>：原子炉水位レベル0未満及び原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する。</p> <p><u>損傷炉心冷却失敗</u>：原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）で失敗を確認する。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の判断</u>：原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）により実施する。その後、ドライウエル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達するまで実施する。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力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」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力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」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価において、高圧/低圧注水機能回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p>

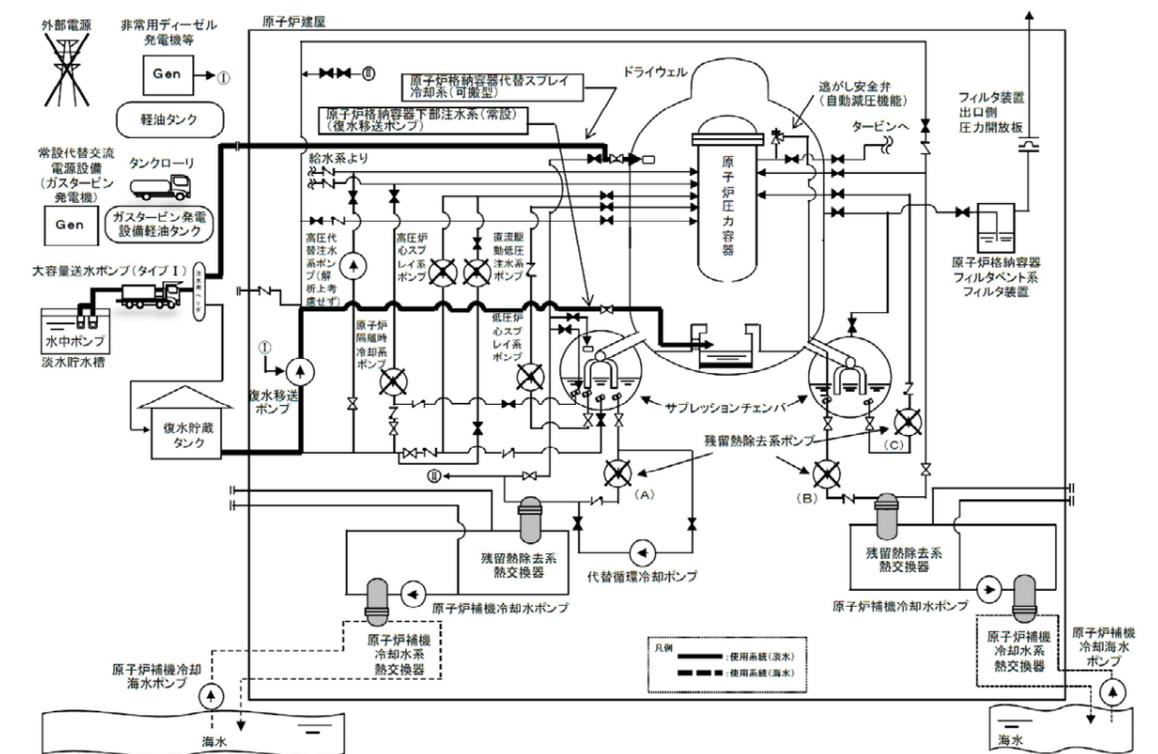
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



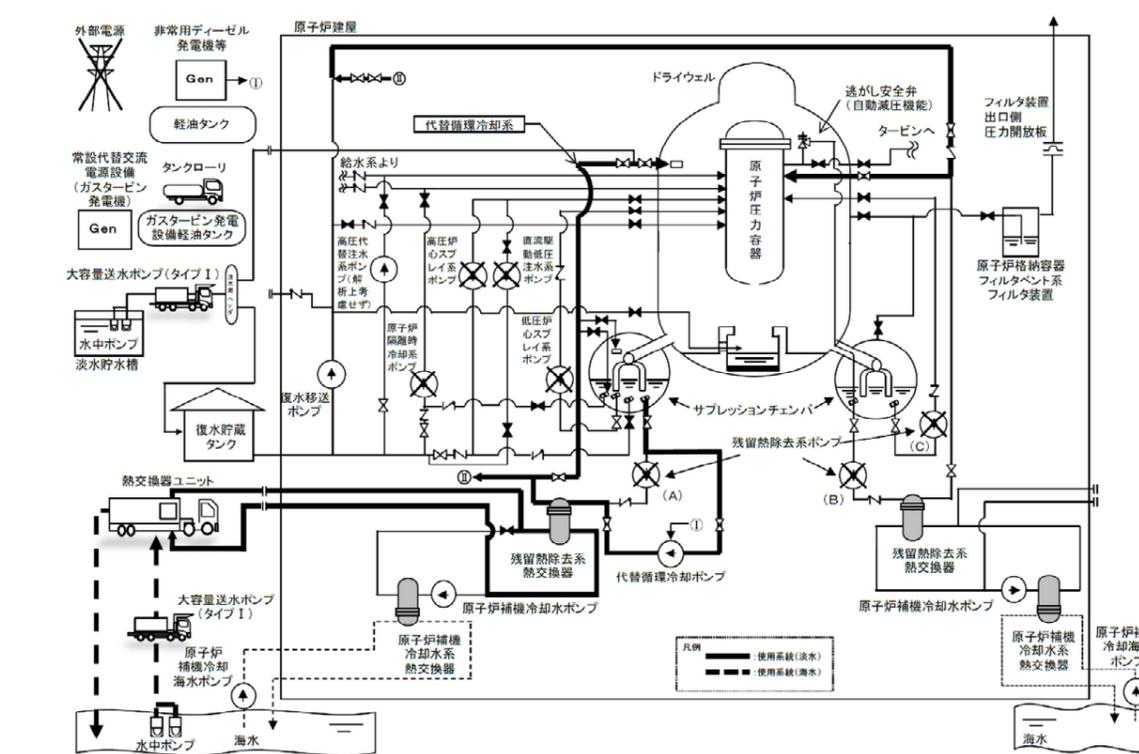
第 7.2.2-1 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（1/4）
（原子炉減圧）



第 7.2.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（2/4）
（原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧及び格納容器下部注水）

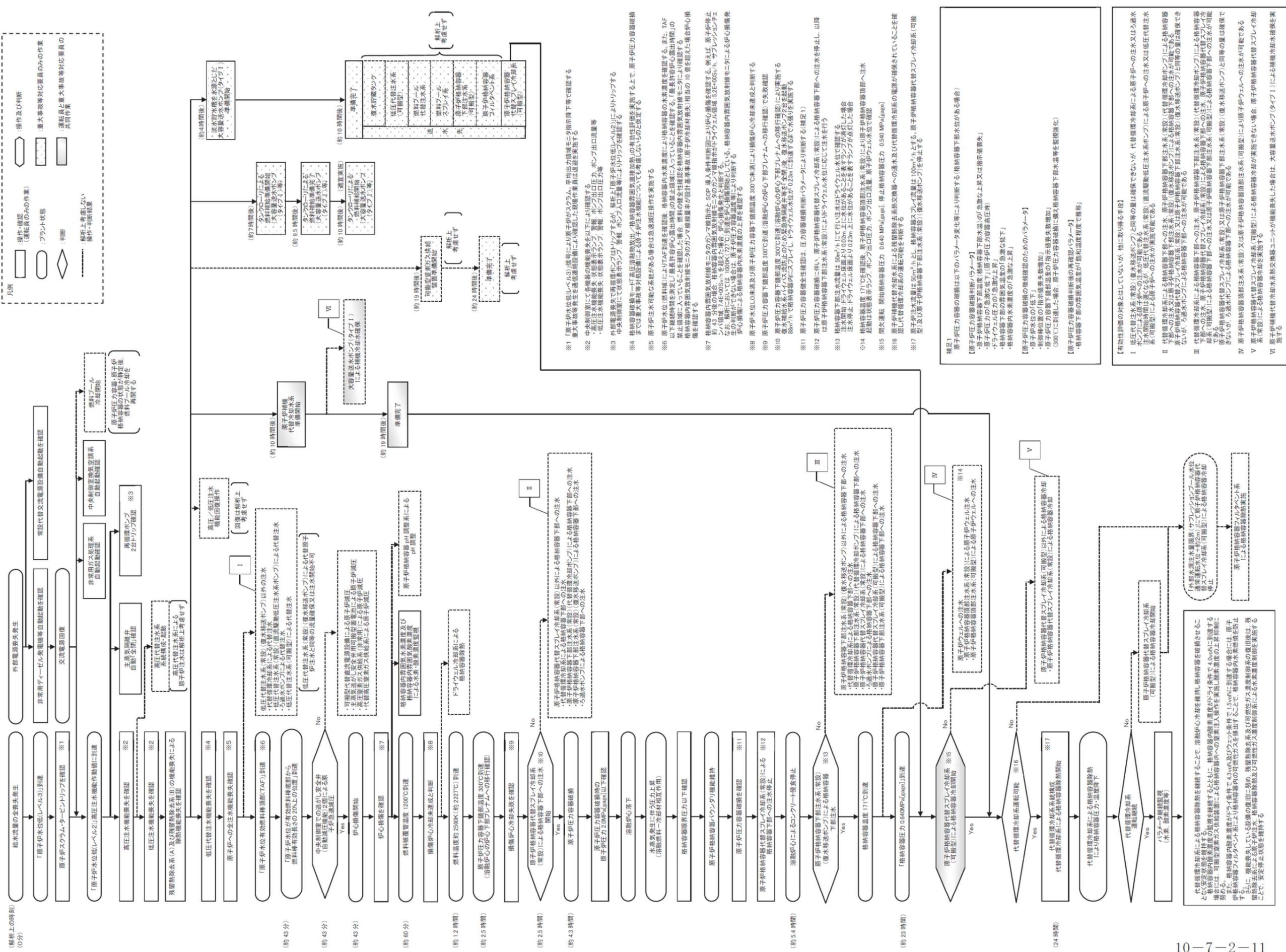


第 7.2.2-3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（3/4）
（原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水及び格納容器冷却）



第 7.2.2-4 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（4/4）
（代替循環冷却系による残存溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱）

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。



第7.2.2-5 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」格納容器雰囲気直接加熱時の対応手順の概要

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																	備考																								
作業項目	実施場所・必要人員数			経過時間(時間)																	備考																							
	責任者	発電部長	1人	10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h	8h	9h	10h	11h	12h		13h	14h	15h	16h	17h	18h	19h	20h	21h	22h	23h	24h	25h	26h	27h	28h	29h	30h	31h	32h	33h	34h	35h
作業項目	責任者	発電部長	1人	▽事業発生 ▽原子炉スクラム ▽約10分 プラント状況判断 ▽約25分 原子炉への全注水機能喪失 ▽約43分 原子炉水位が有効燃料棒束から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧炉心保護 ▽約4.3時間 原子炉圧力容器破損 ▽約60分 燃料棒温度200℃到達 ▽約1.2時間 燃料棒温度2500K(約2227℃)到達 ▽約2.5時間 原子炉圧力容器下壁温度300℃到達(溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認) ▽約10時間 大容量送水ポンプ(タイプ1)準備完了 復水貯蔵タンク補給開始 ▽約23時間 格納容器圧力0.64MPa[表9]到達 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却開始 ▽24時間 代替循環冷却系による格納容器冷却開始 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却停止 原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による格納容器下部への注水停止 ▽約19時間 原子炉補機代替冷却水系準備完了																																								
状況判断	3人 A,B,C	-	-	10分																																						状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する		
高圧代替注水系統起動操作(解析上考慮せず)	1人 [C]	-	-	5分																																								
低圧EODS起動	1人 [B]	-	-	5分																																								
格納容器除熱	1人 [B]	-	-	5分																																								
アクセスルート確保	-	-	5人 J,K,N-O	4時間																																						作業時間が最大となるルートを設定 理由が必要な場合は以降の作業の余裕時間となる		
交流電源回復操作(解析上考慮せず)	-	2人 D,E	-	適宜実施																																								
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作(解析上考慮せず)	-	-	-	適宜実施																																								
燃料プール冷却再開(解析上考慮せず)	1人 [D]	-	-	30分																																						燃料プール水温(65℃)以下維持 要員を確保して対応する 燃料プール水温(65℃)以下維持 要員を確保して対応する		
低圧減圧操作	1人 [C]	-	-	10分																																								
原子炉への全注水機能喪失確認	1人 [B]	-	-	5分																																						復水貯蔵タンク非常用水源への切替実施		
原子炉急減圧操作	1人 [A]	-	-	5分																																								
格納容器内水温監視	1人 [B]	-	-	適宜実施																																								
格納容器内の水温度及び酸素濃度監視	1人 [B]	-	-	適宜実施																																								
原子炉格納容器pH調整系によるpH調整(解析上考慮せず)	1人 [B]	-	-	10分																																								
高圧代替注水(常設)(復水移送ポンプ)機能喪失確認	-	2人 [D,E]	-	20分																																								
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水	1人 [B]	-	-	10分																																								
格納容器下部注水	1人 [B]	-	-	5分																																								
格納容器下部注水操作	1人 [B]	-	-	適宜実施																																								
格納容器下部注水(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水操作	1人 [B]	-	-	5分																																						ドライウェル水位に応じて必要により注水実施		
代替注水準備	-	-	9人 A~I	380分																																						復水貯蔵タンクの管理までは余裕時間あり		
大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの補給(解析上考慮せず)	-	-	1人 [A]	以降監視																																								
原子炉補機代替冷却水系準備操作	-	-	2人 [B,C]	適宜実施																																						復水貯蔵タンクの残量に応じて適宜補給を実施する		
原子炉補機代替冷却水系運転	-	-	1人 [A]	10分																																								
原子炉補機代替冷却水系接続後の原子炉補機冷却水系空気抜き	-	-	8人 [D~I]	9時間																																								
原子炉補機代替冷却水系監視	-	-	2人 [D,E]	50分																																								
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却	-	-	2人 [G,H]	以降監視																																								
代替循環冷却系による格納容器除熱	1人 [B]	-	2人 [B,C]	5分																																								
代替循環冷却系による格納容器除熱	1人 [B]	-	2人 [B,C]	20分																																								
代替循環冷却系による格納容器除熱	1人 [B]	-	-	適宜実施																																								
原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備(解析上考慮せず)	-	-	5人 [D~F,J,K]	5時間																																						継続時間2.5時間含む		
燃料補給準備	-	-	2人 LM	135分																																						タンクローリ残量に応じて適宜ガスタービン発電設備燃料油タンクから補給		
燃料補給	-	-	2人 [LM]	適宜実施																																								
必要人員数 合計	9人 A~E	-	17人 A~Q	適宜実施																																								

【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対応要員	運転員	7
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	8
合計		30
発電所常駐要員		30

第 7.2.2-6 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の作業と所要時間

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された（評価が）最も厳しいプラント損傷状態は、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」（TQUX）であることを確認した。評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」を選定していることを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」を選定する。これは、PRAの手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定していることを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.2.3の着眼点を踏まえ、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における重要現象については、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流が挙げられており、原子炉圧力容器における重要現象として、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）」、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内容融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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、本評価事故シーケンスにおける運転員等の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方針が示されていることを確認した。また、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始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を確認する方針が示されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が100TBq を下回っていることを確認する。</p> <p>1. Cs-137 の放出量評価について</p> <p>1) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量評価を実施しているか。</p> <p>※ Cs-137 の放出量評価の条件については、「(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件」の「1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について」の1)の(iv)に記載している。</p>	<p>1) 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮する。</p> <p>(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 非常用ディーゼル発電機にて原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)等への給電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が、資源の確保の観点では、厳しい設定となるように、外部電源はないものとすることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 本評価事故シーケンスの起回事象及び安全機能の喪失の仮定は、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連するものについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起回事象として、給水流量は全喪失するものとしていることを確認した。追補Ⅱ「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」より、給水流量の全喪失は原子炉水位低(L3)が原子炉スクラムの起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止及びサポート系喪失と比較して事象進展が早いことから、余裕時間の観点で厳しいことを確認した。</p> <p>炉心損傷、更に原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるため、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等の高圧注水機能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>及び低圧注水機能）が喪失するだけでなく、重大事故等対処設備による原子炉注水機能（低圧代替注水機能）を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定していることを確認した。また、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能の喪失に伴い、自動減圧系（代替自動減圧系も含む）は作動しないものとすることを確認した。</p> <p>② 「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。 (BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等は、考慮しないものとする。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたいが、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。 ② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。 ③ サプレッション・プール、格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv)※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁の使用個数、容量を確認。 ・ 過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過した場合、逃がし安全弁の開保持機能が維持できることを確認する。 	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスの機器条件は「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について、本格納容器破損モードに特に関連するものは、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>逃がし安全弁：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を使用し、1 個当たりの容量は設計値とする。 ※設計値：1 個あたり定格主蒸気流量の約 8%を処理</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流量は、88m³/h とする。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.2.1「高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について」）において、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について示されている。具体的には、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることが示されている。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している給水系、安全機能の喪失を仮定している原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧代替注水系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、本格納容器破損モードと特に関連するものについて、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>原子炉急速減圧操作：</u> 「技術的能力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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、逃がし安全弁の手動操作に5分以内を設定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水操作：</u> 「技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、系統構成、ポンプ起動等に20分以内を設定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、逃がし安全弁による<u>原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開状態に維持する</u>ことを「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」により確認した。また、<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始する</u>ことを「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p><u>有効性評価（添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について）において、原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方が示されている。具体的には、減圧開始のタイミングについては、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせること及びジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点から、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で減圧することが妥当であることが示されている。また、開放する逃がし安全弁の数については、1個の場合は水素発生量が多いこと、弁の個数を多くする（蒸気流量が多い）と、減圧時に燃料被覆管に係る荷重である燃料被覆管内外の圧力差による応力が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することから、開放する弁数を2個とすることが妥当であることが示されている。</u></p> <p>③ 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置）に到達時に実施する設定であることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時に実施する設定であることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連する解析結果について確認している。</p> <p>① 「7.2.2.2(4)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損のおそれに至るプロセス、初期の格納容器破損防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第 7.2.2-8 図より、給水流量が全喪失し、逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合) 対策の効果に関するパラメータ： ・ 原子炉圧力容器圧力 対策切替の判断に関するパラメータ： ・ 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧し、原子炉圧力容器が破損するまでの期間においてするまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCI またはMCCI の有効性評価の事象進展と同様となる。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・ 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>③ 第 7.2.2-7 図より、逃がし安全弁開閉による原子炉圧力が制御されていること、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置）に到達時において逃がし安全弁手動開操作が開始され原子炉圧力が急速減圧されていることを確認した。第 7.2.2-13 図より、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第 7.2.2-7 図より、逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧により、原子炉圧力容器が破損する際の原子炉圧力容器内圧力は 2.0MPa [gage] 以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器圧力</p> <p>② 環境への Cs-137 の放出量 ※ 原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展については、FCI、MCCI の有効性評価で確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約 43 分後に炉心損傷に至る。事象発生から約 43 分後に、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約 4.3 時間後）の圧力は約 0.1MPa [gage] となり、2.0MPa [gage] 以下に抑えられる。原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 上記(i)④にあるとおり、逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧により、原子炉圧力容器が破損する際の原子炉圧力容器内圧力は 2.0MPa [gage] 以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。</p> <p>② 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足している</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 事象発生7日以降も含めて環境へのCs-137の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）安定状態になるまでの評価について、事象進展解析結果は、「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

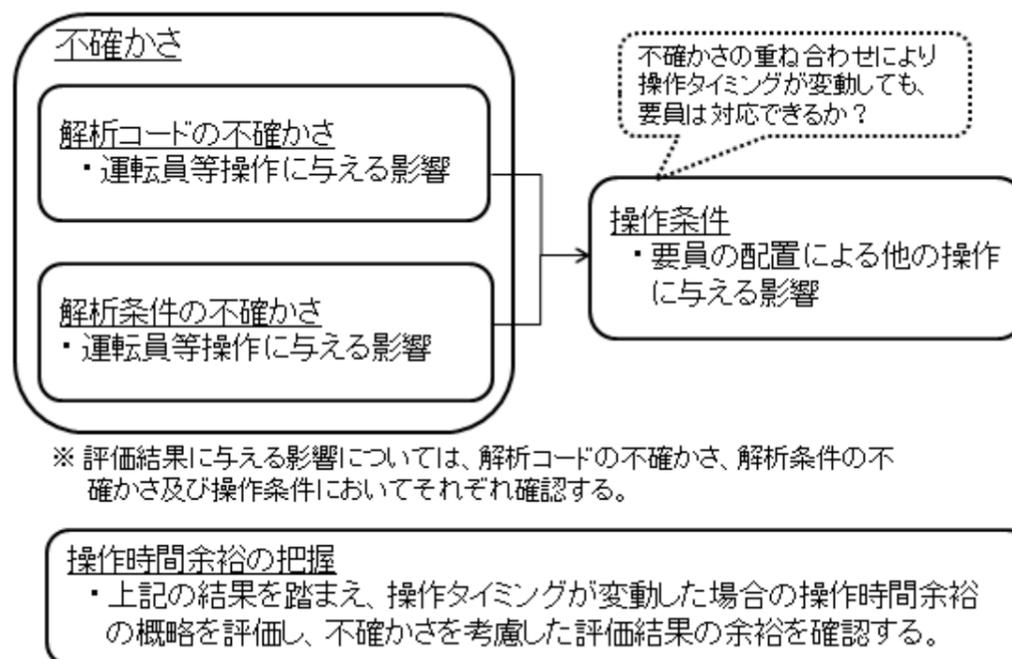
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「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の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を評価する方針が示されていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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、運転員等の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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等の操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等の操作は、原子炉急速減圧操作及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器の破損前の初期水張り）であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランクH、ランクMに該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響については、MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認した。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることから、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料長さの20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認した。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉圧力容器破損時間の判定に用いる制御棒駆動機構ハウジング溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉圧力容器破損と判定される最大歪みのしきい値を低下させた場合には原子炉圧力容器破損時間は早まることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさを考慮した場合は、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから、運転員等の操作に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等の操作に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>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」において整理されている。</p>	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>（i）解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa [gage] を下回ることに変わりはないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の記載と同じ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさを考慮した場合は、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であること及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさを考慮した場合、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析において、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさを考慮する場合、原子炉圧力容器破損時間の判定に用いる制御棒駆動機構ハウジング溶接部の最大歪みに関する感度解析において、原子炉圧力容器破損時間は早くなるが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.3 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>1) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはないことを確認した。解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>(i) 解析条件が運転員等の操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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、炉心崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作の開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 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相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で開始（事象発生から約43分後）を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約43分の時間余裕があるとともに、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながら予め準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、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ことを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始（事象発生から約2.5時間後）を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、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ことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 原子炉急速減圧操作は、中央制御室で行う作業であり、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ことを確認した。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 原子炉急速減圧操作は、運転員等の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ことを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等の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。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉圧力の減圧操作を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i)</p> <p>① 原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は5分であり、原子炉圧力容器は事象発生から約4.3時間後に破損することから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないものと仮定しても、格納容器圧力及び格納容器温度が格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧機能維持も可能であることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、<u>本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、同一の評価事故シーケンスである「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としている</u>ことを確認した。</p>
<p>（ii）本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧等が高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。</p> <p>さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「溶融炉心・コンクリート相互作用」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.3-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.3-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.3-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.3-6
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.3-10
(1) 有効性評価の方法	3.3-10
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-12
(3) 有効性評価の結果	3.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-23
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	3.3-23
b. 操作条件	3.3-25
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-26
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-27
5. 結論	3.3-28

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の9つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ 長期 TB ・ TBD ・ TBU ・ TBP ・ AE ・ SE1 ・ SE2

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合（%）	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS
原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用	5.0E-15	TQUV	0.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ FCIについては、過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 ・ TQUVは、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の溶融炉心が格納容器下部に落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ FCIによる発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きい程大きくなるが、溶融炉心の重量及び保有エネルギーが大きくなるのは、低圧シーケンス（TQUV, LOCA, TBP）となる。 ・ LOCAは、一次冷却材流出を伴い発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧シーケンスより小さくなり、溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。 ・ また、FCIは低水温でより厳しくなるが、LOCAにおいては、破断水（飽和水）が格納容器下部に滞留することから事象は厳しくならないと考えられる。 ・ TBPについては、事象初期のRCICによる一時的な注水を考慮すると、TQUVに比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。 <p>なお、「原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSは、TQUX及びS1Eである。TQUXの寄与割合が75.5%と高いが、高圧シーケンスであり溶融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。S1Eの寄与割合が22.1%と高いが、格納容器下部に破断水の滞留が生じると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。また、TQUVについてはRHR格納容器スプレイ冷却モードによる注水ができないため、格納容器下部に冷却材がなく、冷却材中に溶融炉心が落下する事象が発生しないことから、FCI破損モード内CFFに対する割合は0%となる。有効性評価においては、原子炉格納容器下部注水系（常設）が機能し、格納容器下部に水張りが実施されることを前提とした上で、厳しいPDSとしてTQUVを考慮する。</p> <p>以上より、TQUVが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	75.5%		
		長期 TB	0.0%		
		TBD	0.0%		
		TBU	0.9%		
		TBP	0.9%		
		AE	0.3%		
		S1E	22.1%		
S2E	0.3%				

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 上記の有効性評価ガイドを踏まえ、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを確認する。</p>	<p>1.</p> <p>1) 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、これらの格納容器破損モードと共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載する。このため、当該格納容器破損モード以外の格納容器破損モードで確認した項目については、確認結果の欄にて、確認した格納容器破損モードを明確にする。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧カスパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS 等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と圧カスパイクとがあるが、本評価においては、水蒸気爆発の発生可能性は低いことから圧カスパイクを考慮するとしており、その理由を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。」</p> <p>また、「追補 2 Ⅲ 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」において、<u>実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS 及び TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であること</u>を確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 対象炉の条件（格納容器下部の水深、構造等）を考慮し、仮に水蒸気爆発が生じた場合に原子炉格納容器の健全性に影響が生じる可能性がある場合には、参考として同影響に係る評価が示されていることを確認する。</p>	<p>さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを確認した。</p> <p>これらの水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理」において、水蒸気爆発のメカニズムの説明と、これまでの実験で得られた知見より、水蒸気爆発が発生する可能性が極めて小さいとする根拠について示されている。</p> <p>また、有効性評価（補足説明資料）「43 溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）発生時のエネルギー低減策について」において、実機の構造上、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されることを示すとともに、更なる安全性向上を目的に、仮に水蒸気爆発が発生した場合の発生エネルギーを低減する観点から、溶融炉心の落下を一旦停止させる構造物を設置する方針としていることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料「添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価」において、溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の格納容器の健全性の評価について示されている。</p> <p>上記の評価では、仮に水蒸気爆発が発生したときの影響評価として、蒸気爆発によって発生するエネルギー、圧力伝播挙動及び構造応答を取り扱うことができる JASMINE 及び LS-DYNA を用いた解析により、下部注水の水位が 4.2m で水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器下部のペダスタルの原子炉圧力容器の支持機能に影響はないことが示されている。詳細は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 申請者は、水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造解析 LS-DYNA を用いて、水蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、下部ペダスタルにおいて支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力を評価している。 ➢ 評価に当たっては、原子炉格納容器下部の水位について、初期水張りは格納容器下部水位 3.88m（ドライウエル水位 0.23m）から 3.67m（ドライウエル水位 0.02m）の間で管理するものの、構造上格納容器下部水位の最大水位である約 4.1m を包絡する水位 4.2m の場合を想定している。 ➢ 評価結果は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> <水位 4.2m> 内側及び外側鋼板に発生する最大応力は、各々約 379MPa、約 192MPa であり、降伏応力（490MPa）を大きく下回り、かつ弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はない。 <p>なお、有効性評価（補足説明資料）「23. 溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価」において、現実的と考えられる評価条件において、溶融炉心の落下位置を制御棒駆動機構ハウジング最外周とした場合の評価を行い、その場合も上記の評価結果に包絡されていることが示されている。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要があることを確認した。</p> <p>本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p>なお、事象初期には、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレッド冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われるが、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧カスパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して格納容器下部水位約 3.67m（ドライウエル水位 0.02m）から格納容器下部水位約 3.88m（ドライウエル水位 0.23m）としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>また、安定状態に向けた対策は「熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性」において、格納容器下部への熔融炉心落下前の水張りにおける水位設定の考え方が示されている。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であること、初期の対策として、溶融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われるが、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、ドライウエル水位を 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）から 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に設定することを確認した。また、このため、原子炉格納容器下部水位計及びドライウエル水位計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針がしめされていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認することを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で 	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 ・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しいプラント損傷状態は「TQUV」である。評価事故シーケンスは、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)」を選定したことを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗 (+FCI 発生)」を選定する。これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象及び LOCA のうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなる LOCA を除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定した上で、さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗」が、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を取り扱うことができる MAAP を用いる」ことを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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、本評価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方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p>	<p>1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) (ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、外部電源の有無を含む事故条件については、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、熔融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認</p> <p>② 熔融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心熔融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 事象発生から約2.5時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への水張りを開始することとしており、熔融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認した。</p> <p>② 熔融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータとして、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径を挙げ、炉心熔融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認した。詳細は、2) 機器条件で確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR FCI の場合（MCCI の場合と同一）</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び最終ヒートシンクへの熱の輸送に用いるポンプの流量等を確認。 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件については、<u>原子炉圧力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件はこれらと同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p><u>溶融ジェット径：</u> 原子炉圧力容器の破損口径と同じ径の大きさで溶融デブリが流出するとし、原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として、制御棒駆動機構ハウジングを想定している。なお、MAAP では溶融物流出に伴う破損口の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。</p> <p><u>エントレインメント係数：</u> Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数として、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲のおよその中間値を設定している。</p> <p><u>デブリ粒子径：</u> 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲のおよその中間値を設定している。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii)</p> <p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないとしている。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、<u>原子炉压力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力及び水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水の流量 ・ 格納容器下部水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の圧力及び温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>① 「7.2.3.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器破損防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>③ 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>④ 第7.2.3-3図及び第7.2.3-4図より、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ熔融炉心が落下した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制されていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプラントの過渡応答は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内の圧力及び温度</p> <p>② 環境への Cs-137 の放出量</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生から約4.3時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約0.23MPa[gage]及び約128℃にとどまることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.3-3図より、原子炉圧力容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇が緩和されており、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力は約0.23MPa[gage]に抑えられており、2Pdを下回っていることを確認した。</p> <p>② 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>② 事象発生7日後以降も含めて環境への Cs-137 の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に導くため、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策が行われ、原子炉格納容器内の圧力及び温度が抑制され低下傾向に転じて以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約168時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。(格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、具体的な確認を行っている。)</p> <p>①及び② 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

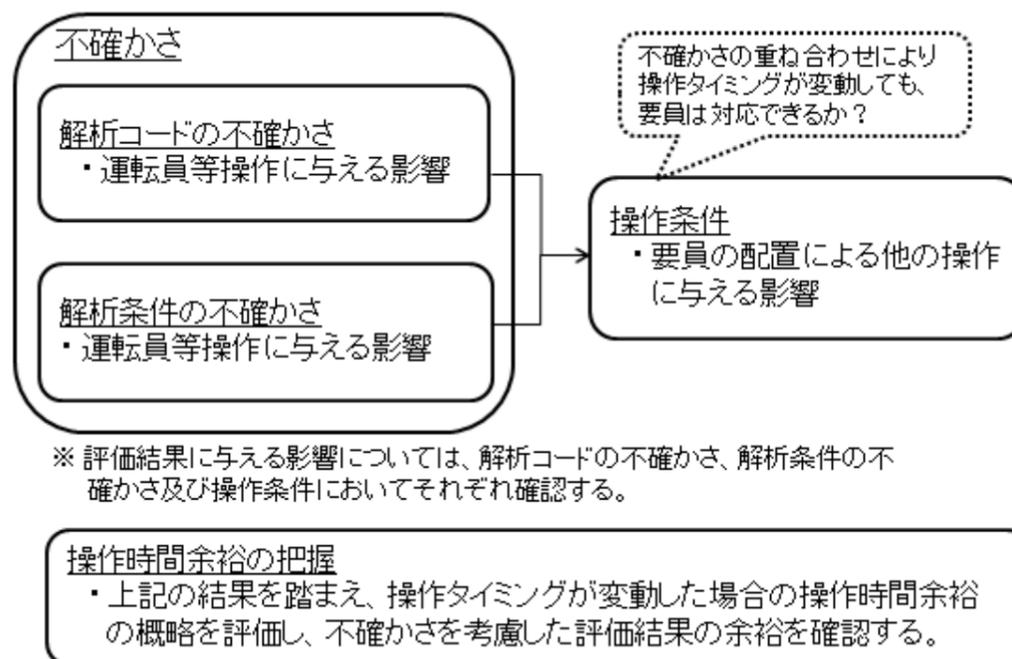
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等の操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「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の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を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5.1 解析条件設定の考え方」において、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定するとしていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERとの比較により、水位低下幅はMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 ・ 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。このため、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルはTMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ノード崩壊のパラメータ（温度）を低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、最大ひずみを低下させた場合、原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損の時間（事象発生から約4.3時間後）が、十数分早まる程度であり、格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p>	

<p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p>	<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、原子炉圧力容器外のFCI現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉格納容器下部水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことが確認されている※ことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>※ 添付書類十 追補2 III「重大事故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 第5部 MAAP」を参照。 解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERとの比較により、水位低下幅はMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルはTMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ノード崩壊のパラメータ（温度）を低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び熔融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなるが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数の感度解析より、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。また、デブリ粒子径を変化させた場合の圧カスパイクへの影響は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、エントレインメント係数の不確かさについて、感度解析を行い、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。また、他の不確かさを考慮した場合は、評価結果に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p>
---	---

<p>を確認。</p>	<p>具体的には、「追補2 Ⅲ 第5部 M A A P 添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について」において、エントレインメント係数について感度解析を行った結果、熔融炉心落下直後の格納容器圧力は、ベースケース約0.23MPa[gage]に対して、感度解析ケース（エントレインメント係数最大値）の方が僅かに大きい結果となるものの、格納容器限界圧力（0.854 MPa[gage]）を下回ることを確認した。</p>
-------------	---

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプール水への熱流束を確認</p> <p>③ 事故条件の相違の影響を確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 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、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、解析条件の設定にあたっては、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崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>② 初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>③ 事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧カスパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.30MPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することにより変わりはない</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 外部水源の温度の影響を確認</p> <p>③ 事故条件の相違の影響を確認</p>	<p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>② 初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃ に対して最確条件は約 20℃～約 40℃ であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧カスパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>③ 事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 7.2.3-7 図に示すとおり、事象発生から約 3.0 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約 0.30MPa[gage] となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage] 以下であることから、評価項目を満足する。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、<u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約2.5時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は小さい</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、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、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>② 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。</p> <p>③ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されていることを確認している。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさにより操作条件が変動した場合の評価結果への影響については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等の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。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部の水張り操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 操作の時間的余裕については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作について、<u>原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約10分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウエル水位0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）までの注水は約1.2時間で完了する（事象発生から約3.7時間後）ことから、事象発生から約4.3時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約0.6時間の時間余裕がある</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉圧力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウエル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一としていることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、格納容器破損防止対策として申請者が計画している、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」において、原子炉格納容器下部への注水等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（e）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧 ECCS 失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

水素燃焼

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.4-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.4-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.4-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.4-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.4-8
(1) 有効性評価の方法	3.4-8
(2) 有効性評価の条件	3.4-10
(3) 有効性評価の結果	3.4-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.4-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.4-21
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	3.4-21
b. 操作条件	3.4-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.4-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3.4-25
5. 結論	3.4-26

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び審査確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：水素燃焼）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「水素燃焼」は、女川原子力発電所2号炉が運転中、原子炉格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル 1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からはプラント損傷状態（PDS）及び事故シーケンスは抽出されない。該当する PDS はないものの、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスとして抽出されている、AE（大破断 LOCA）+SBO を選定することを確認した。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定」）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合（%）	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
水素燃焼	0.0E+00	—	—	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 審査ガイド 3.2.3(4)b. (a)では「PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、女川2号炉は格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、可燃限界への到達が早いと考えられるシーケンスを考慮した。 【事象の厳しさ(酸素濃度の上昇の早さ)の観点】 格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。なお、「水素燃焼」発生の判断基準は、格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以上かつ酸素濃度が 5vol%以上である。 酸素濃度を厳しく見積もる観点では、水素発生量が少ない（相対的に酸素濃度が大きくなる）シーケンスが厳しい。また、BWR の格納容器内における酸素の発生源は、水の放射線分解により発生するのみであるため、これ以外の要因により酸素以外の気体が格納容器内に発生した場合、相対的に酸素濃度が低下することとなる。このため、RPV 破損シーケンスにおいては、MCCI による非凝縮性ガスの発生により酸素濃度が低下することとなる。 LOCA では、炉内での蒸気の発生状況の差異から、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧シーケンスより小さく、水素発生量が小さい。 <p>以上より、AE に電源の復旧等、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくする観点から全交流動力電源喪失（SBO）を加えた PDS とする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	AE+SBO

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の格納容器破損に至る事象進展を確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「水素燃焼」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合の一連の重大事故等対策の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合で確認した項目については、確認結果の欄に、「「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。」と記載した。</p> <p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることを確認した。具体的には、「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モードの特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することを確認した。本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止することが必要であることを確認した。なお、上記を含めた格納容器破損防止対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる原子炉格納容器調気系は重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力 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」の原子炉格納容器内の不活性化を挙げていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器内水素濃度計（D/W）、格納容器内水素濃度計（S/C）及び格納容器内雰囲気水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内雰囲気酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を含めて「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 3.4.3）において、本評価における格納容器ベントを実施しない状態を事象発生から7日以降も継続する場合、事象発生から100日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウェルで約2.7vol%、サプレッションチェンバで約2.0vol%であり、5vol%に到達していないことから、可燃限界に到達するのは事象発生から100日以降である。このため、事象発生から7日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合には、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.4.3）には、本格格納容器破損モードにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・格納容器安定状態： 本評価では、事象発生から約24時間で原子炉補機代替冷却水系を接続し、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。これにより、7日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉水位に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 代替低圧注水、代替格納容器スプレイ又は格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、それらに係る計装設備を確認。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内は窒素によって不活性化されているため、PRAにおいて水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されないが、炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、PRAの手法では抽出されないものの、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定する。原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられ酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少するとともに、サブプレッションチェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素及び酸素の分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価することを確認した。</p> <p style="text-align: center;">参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果</p> <p>d. 水素燃焼 本発電用原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に 13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>いが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 解析コードは、上記(i)で確認した重要現象を踏まえて、「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同様であるものの、「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要</p> <p>原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮す</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>る。</p> <p>(c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。</p> <p>(e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンバイナ（PAR）</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮していることを確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮して</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① <u>ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した場合には MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が 13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする</u>ことを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉圧力容器が破損しないため、該当しない。なお、原子炉圧力容器が破損した場合については、「熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p> <p>③ <u>水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ 0.06 分子/100eV、0.03 分子/100eV とする</u>ことを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>いることを確認。</p> <p>④ 金属腐食による水素生成の条件を確認。</p>	<p>た。原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッションプール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サプレッションプール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.1 水の放射線分解の評価について」において、有効性評価に用いるG値の設定根拠が示されている。また、放射線吸収割合について、サプレッションプール以外の核分裂生成物については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果を保守的に考慮して0.1としたこと、サプレッションプール内の核分裂生成物については水中に分散していることを考慮し保守的に1としたことが示されている。</p> <p>④ 格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しないことを確認した。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。</p> <p>③ サプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>※「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	
<p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p>	
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系による原子炉注水操作の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>① 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （f）原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。 2-4 上記2-3（f）の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。 （a）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合) 対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ウェット） ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ドライ）</p> <p>記載要領</p> <p>・ トレンド図の変曲点等については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること</p>	<p>1) 1) （i）事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 申請者が行った事象進展解析の結果は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展に伴う水素ガス及び酸素ガスの発生について、時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.4-3図及び第7.2.4-4図にウェット条件、第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にドライ条件に換算した場合の原子炉格納容器内の気相濃度の推移が示され、水素濃度が事象初期に上昇し、酸素濃度が徐々に上昇していることを確認した。 「添付資料 3.4.7 格納容器内における気体のミキシングについて」において、格納容器内ミキシング確認試験に関する結果等から気体が成層化する等の位置的な濃度の偏りが生じる可能性が低いとする根拠が示されている。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認</p>	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 格納容器内水素及び酸素濃度割合（ドライ換算）</p> <p>② 原子炉格納容器圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器温度</p>	<p>全ジルコニウム量の約13%が水と反応して水素が発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素及び酸素が発生する。また、ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生約11時間後から約24時間後まで5vol%を上回るが、この期間はLOCA破断口からの水蒸気でドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約0.007vol%（ウェット条件）である。事象発生から7日後におけるドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は約2.8vol%（ドライ条件）、サブプレッションチェンバ内の酸素濃度は約3.4vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4-4図にあるとおり、原子炉格納容器内（サブプレッションチェンバ内）の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、格納容器の初期酸素濃度である2.5vol%を上回ることなく、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.4vol%であり、可燃限界を下回る。第7.2.4-5図にあるとおり、ドライ条件における酸素濃度について、事象発生約11時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5.0vol%を上回る。この間は、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライウエル内のドライ条件での気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満（約0.007vol%）である。事象発生約24時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約2.8vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.4vol%である。従って、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはないことを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足していることを確認した。具体的には、第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にあるとおり、事象発生から7日後における原子炉格納容器内酸素濃度（ドライ）はドライウエルにおいて約2.8vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.4vol%、また、第7.2.4-3図及び第7.2.4-4図にあるとおり、原子炉格納容器内酸素濃度（ウェット）は約2.4vol%であることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度</p>	<p>1) (i) 安定状態になるまでの評価について、事象発生から7日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能であり、安定した状態となっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4-3図、第7.2.4-4図、第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にあるとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から7日後までにおいて水素</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。 （BWR 水素燃焼の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度の低下傾向若しくは 7 日後においても評価項目を満足していることを確認 	<p>の爆轟を防止できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

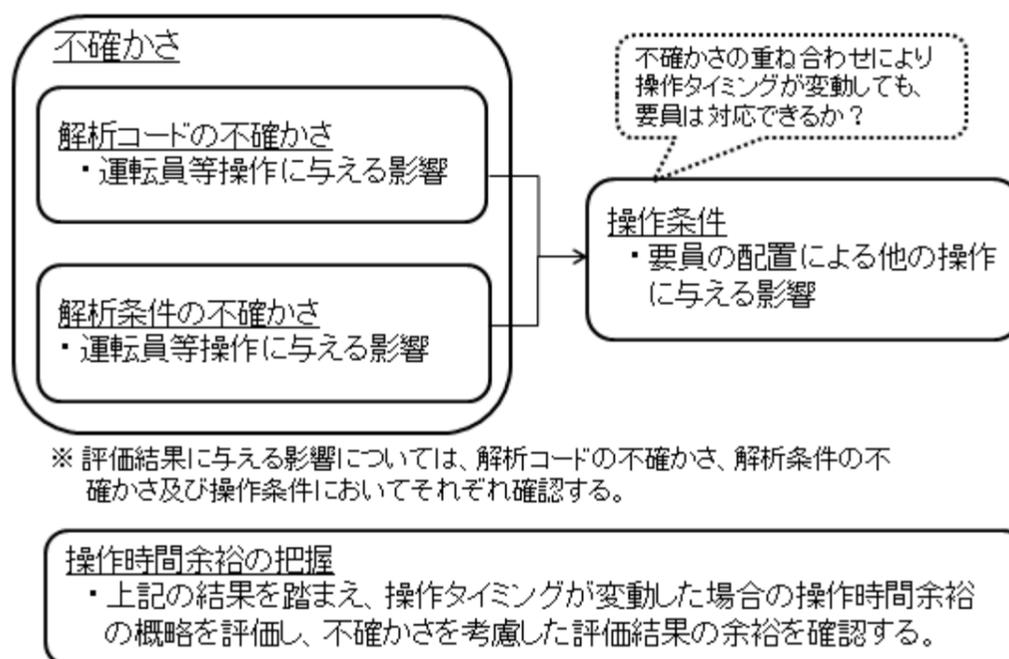
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 初期酸素濃度</p> <p>② 炉心内の金属水-反応による水素発生量</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量</p> <p>④ 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（G 値）</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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 G 値等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% に対して最確条件 2.5vol% 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移は低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の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ことを確認した。</p> <p>② 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 13% が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は、事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が増加する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては、水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0.06 分子/100eV、酸素：0.03 分子/100eV に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、原子炉格納容器フィルタベント系に係る運転員等操作については、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用しない場合において、成立性を確認している。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いて</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素ガスの発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>いる条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 初期酸素濃度</p> <p>② 炉心内の金属水一反応による水素発生量</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量</p> <p>④ 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（G 値）</p>	<p>内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（（沸騰状態の場合）水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器からの除熱を開始した後、事象発生から約 48 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することで、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇は抑制され、事象発生から 7 日後までのドライウエル内の酸素濃度の最高値は約 4.1vol%（ドライ条件）、サプレッションチェンバ内の酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回ることから、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%に対して最確条件は 2.5vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 炉心内のジルコニウム一水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 13%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム一水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム一水反応による水素発生量に与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、全炉心内のジルコニウムの約 17%が水と反応し、炉心内のジルコニウム一水反応による水素発生量は 3 割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.3vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。さらに、仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、全炉心内のジルコニウム量の約 8%が水と反応し、炉心内のジルコニウム一水反応による水素発生量は 4 割程度減少するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.7vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.6 原子炉注水開始時間の評価結果への影響」において、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった場合及び遅れた場合の評価結果に与える影響が示されている。</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>④ G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（沸騰状態の場合 水素:0.4 分子/100eV、酸素:0.2 分子/100eV、非沸騰状態の場合 水素:0.25 分子/100eV、酸素:0.125 分子/100eV）とした場合について感度解析を実施した。格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件では、事象発生から約 3 時間後から約 24 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は約 0.05vol%である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素、酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満）である。この間のサプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 2.4vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が 0.38MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも 0.37MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生から約 48 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され、7 日間の酸素濃度の最高値は、ドライ条件を仮定してもドライウエルにおいて約 4.1vol%、サプレッションチェンバにおいて約 4.0vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合と同じであり、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合における格納容器ベントの実施時間（事象発生から約 45 時間）よりも、遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への Cs-137 の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用しない場合の評価結果である約 3.2×10^{-1} TBq を超えることはなく、判断基準である 100TBq を十分に下回ることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.5 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」において、感度解析を実施した解析結果が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>※「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※「格雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に原子炉格納容器調気系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.5-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.5-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.5-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.5-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.5-9
(1) 有効性評価の方法	3.5-9
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.5-11
(3) 有効性評価の結果	3.5-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-24
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	3.5-24
b. 操作条件	3.5-28
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-29
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-30
5. 結論	3.5-31

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点、審査確認事項等の整理表案 (格納容器破損防止対策の有効性評価：MCCI)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p>	<p>1) 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の9つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ 長期 TB ・ TBD ・ TBU ・ TBP ・ AE ・ SE1 ・ SE2

(添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」)

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／炉年)	該当する PDS	破損モード内 CFF に対する割合 (%)	最も厳しい PDS の考え方	評価対象と選定した PDS
熔融炉心・コンクリート相互作用	1. 1E-10	TQUV	25.7%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MCCI については、過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 ・ TQUV は、事象進展が早く、対応時間の余裕が少なくかつ大量の熔融炉心が格納容器下部に落下する。 <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。 ・ この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD, TBU, 長期 TB は、厳しくならないことから選定対象から除外した。 ・ LOCA は格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から外した。 <p>なお、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きい PDS は、長期 TB, TQUV 及び TQUX である。長期 TB の寄与割合が 53.3%と高いが、事象進展が遅く格納容器破損防止対策を講じる時間余裕があると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。TQUX の寄与割合が 13.1%と高いが、高圧シーケンスであり熔融炉心の重量及び保有エネルギーが小さくなると考えられることから、本破損モードに対する評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能を維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	13.1%		
		長期 TB	53.3%		
		TBD	4.0%		
		TBU	0.6%		
		TBP	0.4%		
		AE	<0.1%		
		S1E	2.8%		
		S2E	<0.1%		

(注) 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)」に対する格納容器破損防止対策については、格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の一連の重大事故等対策の有効性評価の中で確認したことから、一部の参照する表等は、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のものを用いている。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることを確認した。具体的には、「発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モード内のPDSの特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要があることを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が必要であること、安定状態に向けた対策としては、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードでは、ECCS 機能喪失、炉心損傷等を判断する必要があり、このための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」において、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</u>原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。原子炉圧力容器破損後には、<u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水に切り替えるとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。</u>このため、<u>原子炉格納容器下部水位計、ドライウェル水位計、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却については、「技術的能力 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」及び「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及び大容量送水ポンプ（タイプ I）等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器からの除熱を実施するため、代替循環冷却系により、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内のスプレイを同時に行う。</u>このため、<u>代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッションチェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、代替循環冷却ポンプ、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電設備軽油タンク、タンクローリ及びサプレッションチェンバが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱により、最終ヒートシンクに熱を逃がせること等から長期的に安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料 3.5.1）において、残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態の更なる維持が可能となることが示されている。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>認。</p>	<p>補足説明資料（添付資料3.5.1）には、本評価事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・格納容器安定状態：</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水を監視するための計装設備として、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部注水流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力及び線量を監視するための計装設備として、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の監視のために、原子炉格納容器代替スプレイ流量、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力等を挙げていることを確認した。また、代替循環冷却系の監視のために、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、サプレッションプール水温度、圧力抑制室水位、代替循環冷却ポンプ出口流量等を挙げていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉補機代替冷却水系の準備が完了し、代替循環冷却系の運転の準備が完了した時点（解析上は事象発生から24時間後）で代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器からの除熱へと移行することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室からの高圧代替注水系起動 ・ 原子炉格納容器内 pH 調整 ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱 ・ 原子炉格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエルへの注水 ・ 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 ・ 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 ・ 淡水貯水槽を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの補給等 ・ 高圧注水/低圧注水機能回復操作 <p>② 「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力1.11</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認を確認。</p>	<p>使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順も含めて実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。 ※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>（i）本格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関する設備として、代替循環冷却系が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.2-5図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.2.2-5 図「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」、「7.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」及び「7.2.5.1(3) 格納容器破損防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉スクラム・タービントリップ</u>： 平均出力領域モニタ指示降下等で確認する。</p> <p><u>高圧注水／低圧注水機能喪失</u>： 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により、高圧注水／低圧注水系等の安全機能の喪失を確認する。</p> <p><u>炉心損傷</u>： 格納容器内雰囲気放射線モニタで、格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合、炉心損傷と判断する。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧の判断</u>： 原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>損傷炉心冷却未達成</u>： 原子炉水位レベル0未満及び原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する。</p> <p><u>損傷炉心冷却失敗</u>： 原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）で失敗を確認する。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水開始の判断</u>： 原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）により実施する。その後、ドライウェル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達するまで水張りを実施する。</p> <p><u>原子炉圧力容器破損</u>： 原子炉圧力容器破損判断パラメータにより判断する。 原子炉圧力容器破損判断パラメータは、以下のとおり。 原子炉格納容器下部温度（格納容器下部水温）の「急激な上昇又は指示値喪失」 原子炉圧力の「急激な低下」（原子炉圧力容器高圧時） ドライウェル圧力の「急激な上昇」 格納容器下部の雰囲気温度の「急激な低下」 格納容器内水素濃度の「急激な上昇」</p> <p>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水を停止後、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水を実施し、ドライウエル水位 0.02m（原子炉格納容器下部水位 3.67m）からドライウエル水位 0.23m（原子炉格納容器下部水位 3.88m）に維持する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却開始の判断： 格納容器圧力 0.64MPa[gage]到達により、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の判断： 原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。運転準備の完了後、代替循環冷却系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。（解析上は事象発生から 24 時間後）</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii) 及び (vi) ② で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ (3)1) (vi) ① で挙げられた、中央制御室からの高圧代替注水系起動等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。 ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しいプラント損傷状態は、「TQUV」である。評価事故シーケンスは、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」を選定したことを確認した。</p> <p>② 本格格納破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 FP 挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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、本評価事故シーケンスにおける運転員等の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方針が示されていることを確認した。また、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始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を確認する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。</p> <p>（注）原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉格納容器下部注水設備</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリの防護</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モ</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>ードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとしていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、原子炉水位の低下を厳しくする観点から給水流量の全喪失が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定することを確認した。さらに、重大事故等対処設備による原子炉注水に期待しないものとする（原子炉格納容器下部注水系（常設）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。なお、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。）ことを確認した。</p> <p>② 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合)</p> <p>① 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 第 7.2.5-2 図にあるとおり、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下は、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉圧力容器破損時に生じていることを確認した。なお、その際の落下する溶融炉心量については、補足説明資料（「19. 格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮」）において、全溶融炉心が一度に落下することで保守的に評価していることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、格納容器下部への注水を行うこと及び原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が格納容器下部に落下した場合、格納容器下部への崩壊熱相当以上の流量で注水を行うこととしており、溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器→原子炉建屋への漏えい量の評価条件を確認。</p> <p>④ 原子炉建屋→環境への漏えい条件を確認。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とすることを確認した。</p> <p>② Cs-137は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵されるCs-137が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465の放出割合よりも大きい値を示す傾向のあるMAAPを用いて算出する。また、原子炉格納容器内でのCs-137除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッションプールでのスクラビング等による効果を考慮することを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いることを確認した。また、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は10とすることを確認した。非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率0.5回/日を考慮することを確認した。</p> <p>④ 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しないことを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。（格納容器圧力逃がし装置は使用しない。）</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び最終ヒートシンクに関する流量等の設定を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>原子炉圧力容器破損前の機器条件は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮して 50m³/h とする。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して 88m³/h とする。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器内のスプレイに 100m³/h、原子炉圧力容器への注水に 50m³/h の流量配分とし、同時に注水及びスプレイを実施する</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の流量：</u> 格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して 88m³/h とする。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の流量：</u> 格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して 88 m³/h とする。</p> <p><u>原子炉格納容器下部注水系（常設）の流量：</u> 溶融炉心の冠水が継続可能な流量として 50 m³/h とする。</p> <p><u>代替循環冷却系の流量：</u> 設計値として、循環流量は全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 50m³/h、格納容器スプレイへ 100 m³/h にて流量を配分し、スプレイ及び注水を同時に実施する。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能、低圧注水機能及び外部電源について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器下部への注水の開始時間等）を確認する。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異</p>	<p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>原子炉急速減圧操作：</u> 「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、逃がし安全弁の手動操作に5分以内を設定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水操作：</u> 「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器内の冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、系統構成、ポンプ起動等に20分以内を設定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水操作：</u> 「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器内の冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、系統構成、ポンプの起動等に5分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却操作：</u> 「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対応要員9名であり、大容量送水ポンプ（タイプI）の移動・設置、注水ヘッダの運搬・設置、ホースの敷設・接続等に385分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉補機代替冷却水系（A系）による補機冷却水確保：</u> 「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、取水口から海水を取水する場合（山側ルート）の場合、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員6名であり、大容量送水ポンプ（タイプI）及び熱交換器ユニットの移動・設置、ホースの敷設・接続に535分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱操作：</u> 「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、系統構成、ポンプ起動等に20分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対応設備の操作条件として、<u>原子炉圧力容器破損前の操作条件は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達した場合に停止する。破損原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ドライウエル水位が0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）まで低下した場合に実施し、ドライウエル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達した場合に停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合に開始し、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を開始した場合に停止する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却水系への切替えの準備時間等を考慮して、事象発生から24時間後とすることを確認した。また、原子炉格納容器下部への注水の時間余裕は「3.（3）操作時間余裕の把握」で確認する。</u></p> <p>③ 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水供給は、重大事故等対応要員の現場での連続した操作（アクセスルート復旧、大容量送水ポンプ（タイプI）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>の準備、原子炉補機代替冷却水系の準備、可搬型窒素ガス供給装置の準備等）を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （i） 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i） 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (BWR MCCI の場合) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の圧力及び温度 ・ 格納容器下部水位の推移 ・ 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移</p> <p>記載要領 ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.2.2.2(3)有効性評価の結果」及び「7.2.5.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損のおそれに至るプロセス、初期の格納容器破損防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.2.5-2図により、給水流量が全喪失し、逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。 ③ 第7.2.2-13図により、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、代替循環冷却系が作動していることを確認した。 ④ 第7.2.5-11図及び第7.2.5-12図及び7.2.5.2(3)有効性評価の結果より、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水位は約3.8m確保されていること、これにより溶融炉心は冷却され、格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量は約2cmであることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。事象発生から約2.5時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約4.3時間後）において約3.8mの原子炉格納容器下部水位が確保され、溶融炉心は冷却される。コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約2cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。</p> <p>b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から7日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は13vol%を超えるが、ドライエル内の酸素濃度は約2.3vol%、サプレッションチェンバ内の酸素濃度は約3.2vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移</p> <p>② 格納容器圧力及び温度</p> <p>③ 格納容器内の気相濃度</p> <p>④ 環境への Cs-137 の放出量</p>	<p>c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧カスパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 0.23MPa[gage]、温度は約 128°Cに抑えられる。</p> <p>d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで溶融炉心を冷却するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却することから、原子炉格納容器内の最高圧力は 0.640MPa[gage]、最高温度は約 180°Cに抑えられる。</p> <p>e. 事象発生から 24 時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。</p> <p>f. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約 1.2×10^{-1} TBq（7 日間）となり、100 TBq を下回っている。</p> <p>① 第 7.2.5-12 図にあるとおり、溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食量は床面及び壁面共に約 2cm に抑えられるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>② 第 7.2.5-3 図にあるとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる最大圧力は、約 0.640MPa[gage]に抑えられ、限界圧力 0.854MPa[gage]を下回っていることを確認した。第 7.2.5-4 図にあるとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる最大温度は、約 180°Cであり、限界温度 200°Cを下回っていることを確認した。</p> <p>③ 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食量が約 2cm であるため、約 11kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約 487kg の水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 11kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が全てを占める。なお、格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに 13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約 7 時間後から約 23 時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間は、ウェット条件での酸素濃度は約 0.004vol%であり、ドライウェル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満）である。この間のサプレッションチェンバ内のウェットの条件での水蒸気の濃度は約 8.5vol%であり、サプレッションチェンバ内の全圧が 0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも 0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生約 23 時間以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度はドライウェルで約 2.3vol%、サプレッションチェンバで約 3.2vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回る。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはないことを確認した。</p> <p>④ 環境への Cs-137 の放出は、代替循環冷却系を使用しており、放出は漏えいのみであり、放出量は約 1.2×10^{-1} TBq（7 日間）となり、100 TBq を下回ることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)、(f)、(g)及び(i)を満足していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>② 事象発生7日以降も含めて環境へのCs-137の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>事象発生から24時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.5-3図及び第7.2.5-4図にあるとおり、事象発生から24時間後、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され、低下傾向にあることを確認した。</p> <p>② 事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.3×10^{-1}TBq(30日間)及び約1.3×10^{-1}TBq(100日間)であり、100TBqを下回っていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

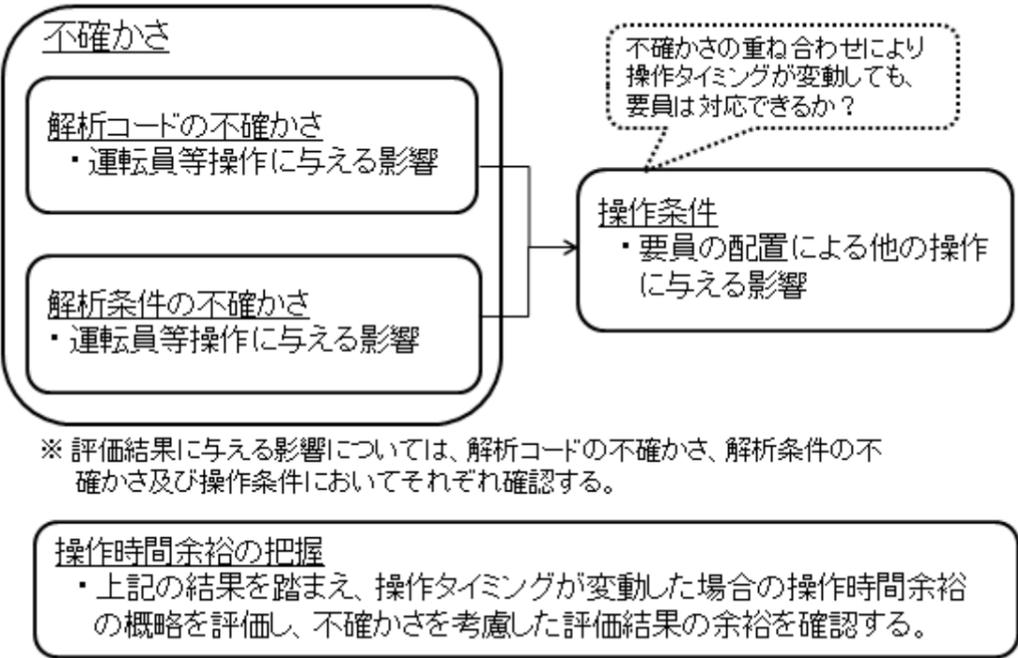
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等の操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「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の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を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられ操作として、熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランクH、ランクMに該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コー</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERとの比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、FP挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析によりFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数等の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、最大ひずみを低下させた場合、原子炉圧力容器破損時間が早くなる。これは、原子炉圧力容器破損の時間（事象発生から約4.3時間後）が、十数分早まる程度である。格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>ドの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OEGD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 18cm であり、評価項目 (i) を満足することには変わりはない。また、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 3.2vol% 以下であり、評価項目 (f) を満足することには変わりはない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故及び CORA 実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である SAFER との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなるものの、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.3 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用によ

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>る侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数等の感度解析により熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認した。また、熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、上面熱流束及び熔融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からのプール水への熱流束について、不確かさに関する感度解析を行った。その結果、熔融炉心からのプール水への熱流束の感度解析については、コンクリートの侵食量は床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉格納容器の構造部材の支持機能への影響はないことを確認した。また、他の不確かさを考慮した場合は、評価結果に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.5.3 熔融炉心の崩壊熱及び熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリートの侵食量及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価」において、不確かさ評価を検討した評価条件が示されている。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、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に関する解析条件の設定にあたっては、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崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束の影響を確認。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いを確認。</p>	<p>① 炉心崩壊熱について、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）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ことを確認した。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束について、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m² 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ コンクリート以外の構造材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕が大きくなる。また、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、コンクリート以外（内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板）は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板はコンクリートより融点が高いため、コンクリート侵食量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が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早い原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.0 時間と短くなり、熔融炉心の崩壊熱が大きくなるが、熔融炉心によるコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約 3cm であり評価項目 (i) を満足することには変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol%以上及び約 3.2vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目 (f) を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>なお、コンクリート侵食量については、原子炉格納容器下部において、熔融炉心が均一に堆積する場合を想定して解析を実施している。仮に熔融炉心が均一に堆積しない場合を想定すると、熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、熔融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目 (i) 及び (f) を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心崩壊熱について、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 熔融炉心からプール水への熱流束について、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して、最確条件は 800kW/m² 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>③ コンクリート以外の素材の扱いによる影響を確認。</p> <p>④ 事故シーケンスの影響を確認</p> <p>⑤ 溶融炉心の堆積に関する影響を確認</p>	<p>認した。また、コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 18cm、壁面で約 18cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 124kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 487kg の水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ コンクリート以外の構造材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食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。</p> <p>④ 事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンス（「TQUV」）の評価条件と同様に電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果、コンクリートの侵食量は床面で約 3cm に抑えられ、壁面では約 3cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件で 13vol% を上回る。一方、酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においてもウェット条件で 2.1vol% であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約 7 時間後から約 23 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol% を上回る。この間、ウェット条件での酸素濃度は約 0.004vol% であり、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェットの条件での水蒸気の濃度は約 8.5vol% であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が 0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも 0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol% を上回ることはない。事象発生約 23 時間以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し、事象発生から 7 日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約 2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約 3.2vol% であり、可燃限界である 5vol% を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはないことを確認した。</p> <p>⑤ 溶融炉心の堆積に関して、<u>コンクリート侵食量については、原子炉格納容器下部において、溶融炉心が均一に堆積する場合を想定して解析を実施している。仮に溶融炉心が均一に堆積しない場合を想定すると、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、溶融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目（i）及び（f）を満足することには変わりはない</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、解析コード資料「第 5 部 MAAP 添付 3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」において、溶融炉心の拡がり距離と粒子状ベッドの堆積形状の不確かさを踏まえ、水と溶融炉心の伝熱面積について検討されていることを確認した。</p> <p><溶融炉心の床ドレンサンプへの影響について></p> <p>補足説明資料「20. 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウエル床ドレンサンプの影響について」において、格納容器下部からドライウエル床ドレンサンプへの配管内での溶融炉心の凝固距離に関して、配管内での模擬溶融炉心の凝固距離に関連する既往実験の知見を基に、実機における溶融炉心の物性及び流路構造を踏まえて溶融炉心の凝固距離を評価した。その結果、原子炉格納容器下部とドライウエル床ドレンサンプを接続するドレン配管内に流入した溶融炉心はドレン配管内で凝固し、ドライウエル床ドレンサンプには到達しないことを確認した。</p> <p>また、<u>仮にドライウエル床ドレンサンプに溶融炉心が流入した場合を想定し、ドライウエル床ドレンサンプのコンクリート侵食量を評価した。その</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>結果、侵食量は壁面で約16cm、床面で約20cmであり、この場合であっても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はないことを示した。これらにより、規制委員会は、熔融炉心挙動の不確かさを考慮し、仮にドライウェル床ドレンサンプに熔融炉心が流入した場合でも原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響がないことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始することとしているため、解析コード及び解析条件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。</p> <p>② 溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、中央制御室の運転員で行う操作であり、他の操作との重複もないことから操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>1. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作については、実際の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作については、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部の水張り操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 溶融炉心落下前及び溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）による水張りの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約2.5時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は低い。また、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約10分であり、原子炉格納容器下部への注水水位の下限であるドライウェル水位0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）までの注水は約1.2時間で完了する（事象発生から約3.7時間後）ことから、事象発生から約4.3時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約0.6時間の時間余裕があることを確認した。また、溶融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作については、原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02m（原子炉格納容器下部水位3.67m）に低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>確認結果 (女川2号)</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスにおいて、対応及び復旧作業に必要な要員は、30名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は30名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対処と1号炉及び3号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、<u>重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きい</u>ため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等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、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、<u>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉格納容器下部への注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間継続した場合に必要な水は、約590m³である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m³、淡水貯水槽に約10,000m³、合計約11,192m³の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッションプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である</u>ことを確認した。</p> <p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、<u>常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ(タイプI)を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、原子炉補機代替冷却水系を7日間連続運転した場合に必要な軽油量は約42kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約834kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能である</u>ことを確認した。</p> <p>水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」において、原子炉格納容器への下部注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を満足している。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故1）

1. 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策	4.1-2
(1) 想定する事故	4.1-2
(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4.1-3
(3) 燃料損傷防止対策	4.1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4.1-11
(1) 有効性評価の方法	4.1-11
(2) 有効性評価の条件	4.1-12
(3) 有効性評価の結果	4.1-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.1-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.1-21
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	4.1-21
b. 操作条件	4.1-23
(3) 操作時間余裕の把握	4.1-24
4. 必要な要員及び資源の評価	4.1-25
5. 結論	4.1-26

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故1）

1. 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1：</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、使用済燃料プール※の冷却機能又は注水機能の喪失により燃料プールの水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故1の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故1の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る</u>ものであることを確認した。具体的には、「想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール内の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プール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、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。」ものであり、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う</u>ことを確認した。</p>

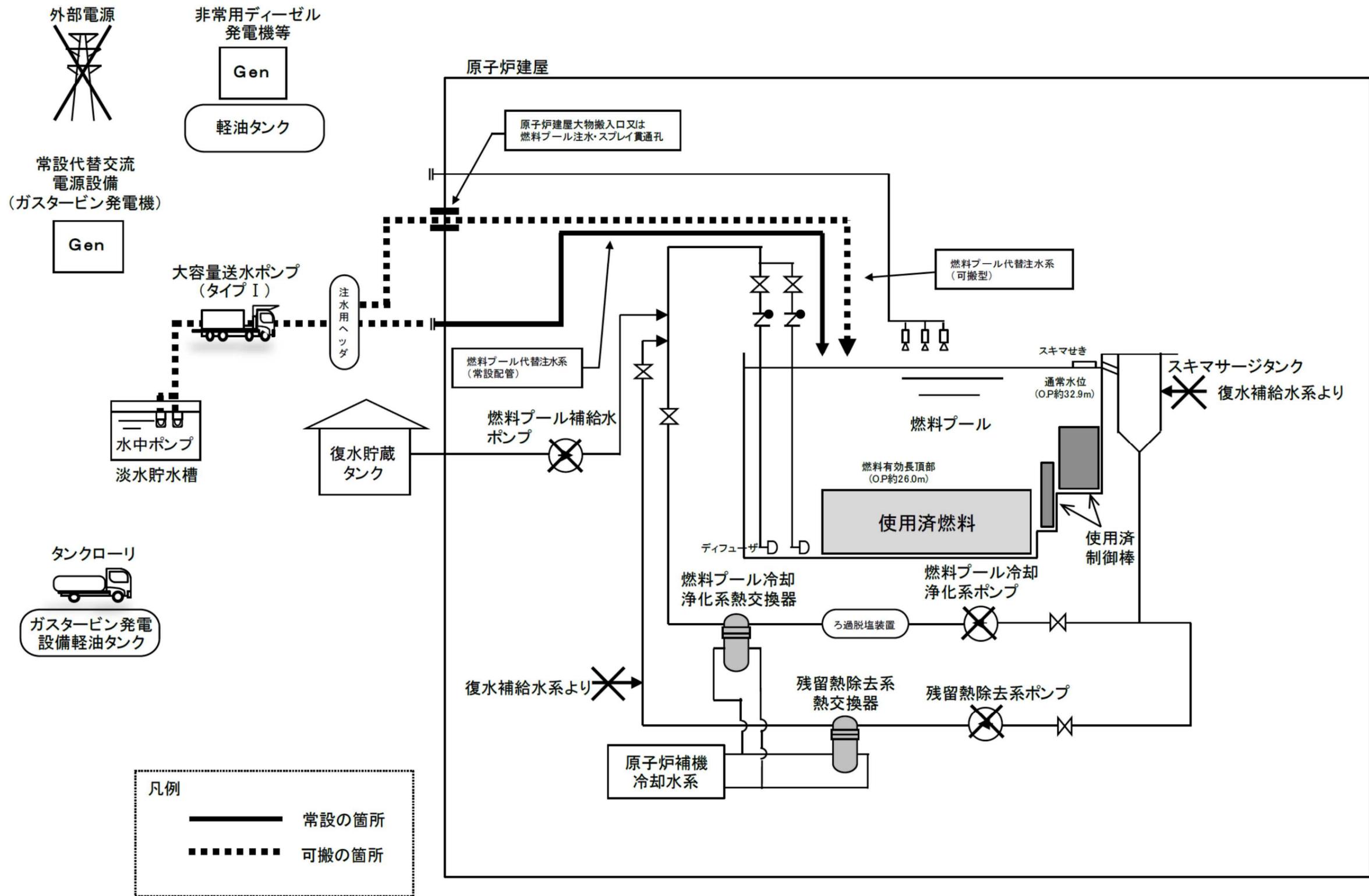
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 想定事故1における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 想定事故1では、使用済燃料プール冷却機能又は注水機能の喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系ポンプ出口圧力、残留熱除去系出口流量、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行う。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、大容量送水ポンプ（タイプI）への燃料補給に係る手順については、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、燃料プール代替注水系（可搬型）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プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料4.1.4）において、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却浄化系を復旧し、復旧後は復水補給水系等によりスキマーサージタンクへの補給を実施する。燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となることが示されている。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水設備による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料貯蔵プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料貯蔵プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料貯蔵プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 事象発生13時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策へ切り</p>

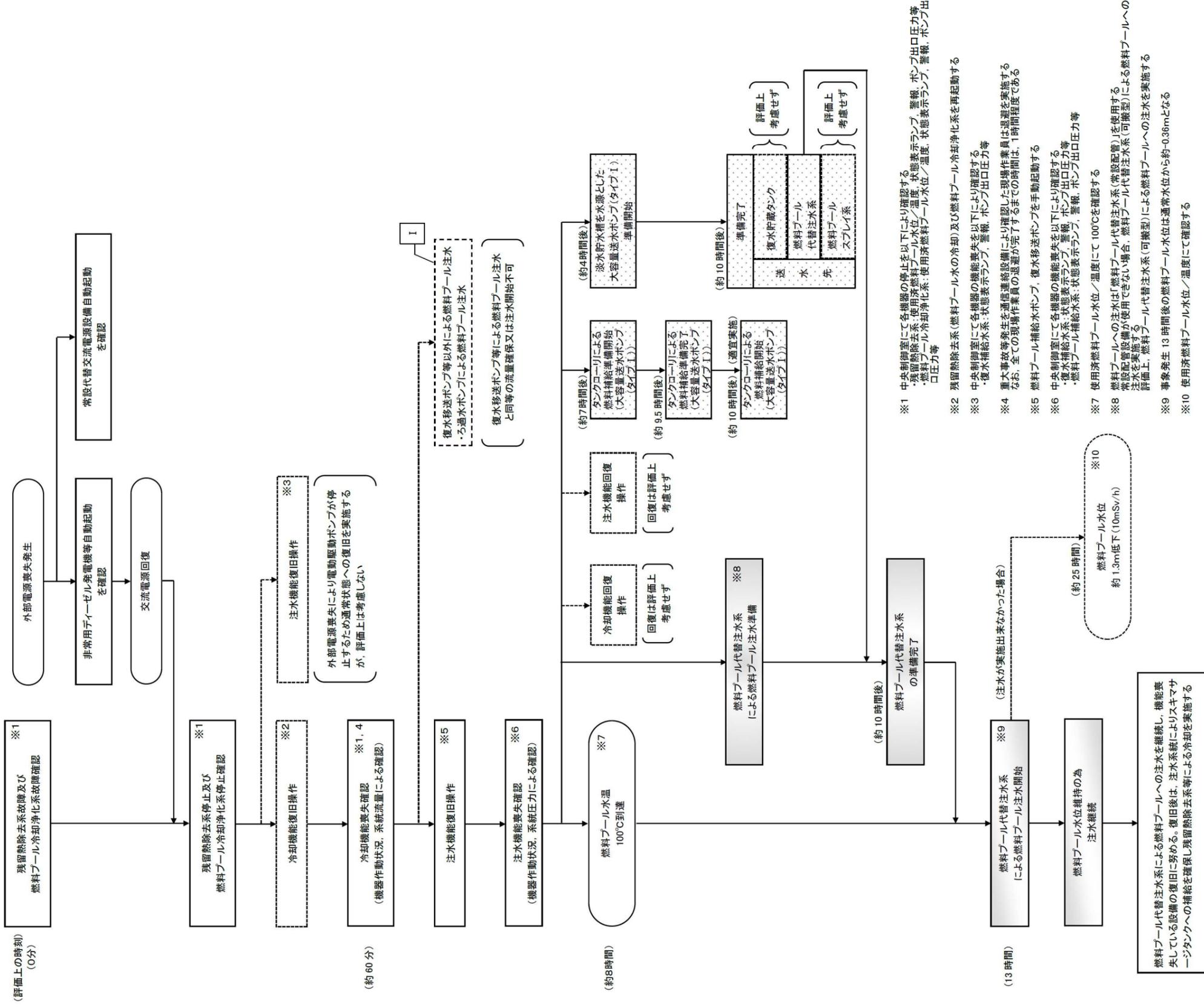
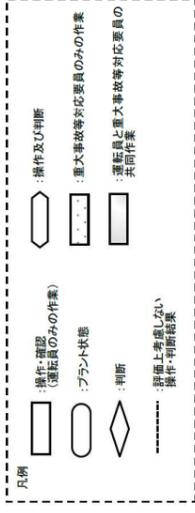
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 燃料プール注水機能の回復操作 ・ ろ過水ポンプによる燃料プール注水 ・ 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの水の補給 <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて想定事故1における手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 <p>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲み</p>	<p>3)</p> <p>（i）使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、淡水貯水槽及び注水用ヘッド及びホースが概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>されていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 <p>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.3.1-2 図「想定事故1」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.3.1-2 図「想定事故1」の対応手順の概要」、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>燃料プールの冷却機能喪失</u>：中央制御室にて各機器の停止を以下による確認する。</p> <p> 残留熱除去系：使用済燃料プール水位／温度、状態表示ランプ、ポンプ出口圧力等</p> <p> 燃料プール冷却浄化系：使用済燃料プール水位／温度、状態表示ランプ、ポンプ出口圧力等</p> <p><u>燃料プールの注水機能の喪失</u>：中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。</p> <p> 復水補給水系：状態表示ランプ、ポンプ出口圧力等</p> <p> 燃料プール補給水系：状態表示ランプ、ポンプ出口圧力等</p>
<p>5) 想定事故1の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、燃料プール冷却系及び注水機能回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故1の対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。 b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。 <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



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 (燃料プールへの注水)



- ※1 中央制御室にて各機器の停止を以下により確認する
 - ・残置熱除去系: 使用済燃料プール水位/温度、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
 - ・燃料プール冷却浄化系: 使用済燃料プール水位/温度、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
- ※2 残置熱除去系(燃料プールの冷却)及び燃料プール冷却浄化系を再起動する
- ※3 中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する
 - ・復水補給水系: 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
 - ・燃料プール代替注水系統: 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
- ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である
- ※5 燃料プール補給水ポンプ、復水移送ポンプを再起動する
- ※6 中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する
 - ・復水補給水系: 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
 - ・燃料プール補給水系: 状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等
 - ・使用済燃料プール水位/温度にて100°Cを確認する
- ※7 燃料プールへの注水は「燃料プール代替注水系統(常設設備)」を使用する。常設設備が使用できない場合、燃料プール代替注水系統(可搬型)による燃料プールへの注水を実施する。評価上、燃料プール代替注水系統(可搬型)による燃料プールへの注水を実施する
- ※8 事象発生13時間後の燃料プール水位は通常水位から約-0.36mとなる
- ※9 使用済燃料プール水位/温度にて確認する
- ※10 燃料プール水位(10mSv/h) 約1.3m低下(約25時間)

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】
I 耐震性はないが通水ポンプを用いた燃料プール注水も可能である

第7.3.1-2 図 「想定事故1」の対応手順の概要

作業項目	必要な要員と作業項目			経過時間(分)											備考										
	実施箇所・必要員数	責任者	補佐	10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h		7h	8h	9h	10h	11h	12h	13h	14h	15h	
状況判断	2人 AB	-	-	▽約10分 プラント状況判断																				燃料プールの冷却系復旧作業 (評価上考慮せず) 燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	
	1人 [A]	-	-	▽約60分 注水機能喪失確認、冷却機能喪失確認																					
	2人 [B,C]	-	-	▽約8時間 燃料プール水温100℃到達																					
	1人 [A]	-	-	▽約10時間 大容量送水ポンプ(タイプ1)準備完了																					
燃料プールの冷却系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	2人 [B,C]	-	▽13時間 燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プール注水開始																				作業時間が最大となるルートを設定 復旧が不要な場合は以降の作業の余裕時間 となる	
燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	燃料プールの冷却系停止確認 (燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ)																					
アクセスルート確保	-	-	6人 JK,N~Q	燃料プール水位、温度監視																				適宜実施	
代替注水等確保	-	-	9人 A~I	燃料プールの冷却系 機能回復 (燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ)																				適宜実施	
燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水	-	2人 [B,C]	1人 [A]	燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)																				適宜実施	
燃料プール注水系(常設配管)による燃料プールへの注水 (評価上考慮せず)	1人 [A]	-	2人 [B,C]	燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)																				適宜実施	
燃料補給準備	-	-	2人 LM	燃料プール注水																				適宜実施	
燃料補給	-	-	2人 [LM]	燃料プール注水																				適宜実施	
必要員数 合計	3人 A~C			17人 A~Q																					

重大事故等対策要員	運転員	5
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		28
発電所常駐要員		28

【 】は他作業後移動してきた要員

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の前壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く(原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故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、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員により対応可能である。

第 7.3.1-3 図 「想定事故1」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位(通常水位一約1.3m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料プール水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失として、<u>燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする</u>ことから、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、<u>事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とする。燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする</u>など、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能 (電源及び補機冷却水等) の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件 (容量等) について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値 (添付八) と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、大容量送水ポンプ (タイプI) の流量は114m³/hとすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.3.1-2表 主要評価条件 (想定事故1)」等により、想定事故1の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>燃料プールへの注水流量: 使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ (タイプI) 1台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る114m³/hにて注水する。</p> <p>放射線の遮蔽が維持できる燃料プール最低水位: 放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/h (※) とし、この線量率に対応する水位 (通常水位一約1.3m) を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</p> <p>(※) 原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は3.5時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プール冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>燃料プールへの注水: 「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員 (中央制御室) 1名、運転員 (現場) 2名及び重大事故等対応要員10名で380分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給: 「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の2名であり、保管場所への移動に20分、タンクローリの移動・設置に10分、補給準備に40分、補給に65分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>タンクローリから大容量送水ポンプ (タイプI) への給油: 「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の2名であり、移動に10分、補給準備に10分、補給に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立するこ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>とを確認した。</p> <p>② <u>燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から13時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約18時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から13時間後としているが、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は380分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.1-4図に示されるとおり、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失してから約8時間後に使用済燃料プール水が沸騰し、蒸発による水位低下により事象発生から13時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.36m下まで低下することを確認した。</p> <p>③ 第7.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から13時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約14時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、大容量送水ポンプ（タイプI）による注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約8時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から13時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約0.36m低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は114m³/hであり、崩壊熱により使用済燃料プール水温が100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約12m³/hを上回っていることから、通常水位に回復され、維持される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料有効長頂部の水位は通常水位ー約7.4mである。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位ー約1.3mである。第7.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から13時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.36m低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、また、放射線の遮蔽を維持できる最低</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、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未臨界が維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目（a）、（b）及び（c）を満足していることを確認した。</p>
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位一約1.3m）となるまでに大容量送水ポンプ（タイプI）による代替注水を行えること、大容量送水ポンプ（タイプI）の注水流量（114m³/h）は崩壊熱による水の蒸発率（約12m³/h）よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料は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未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

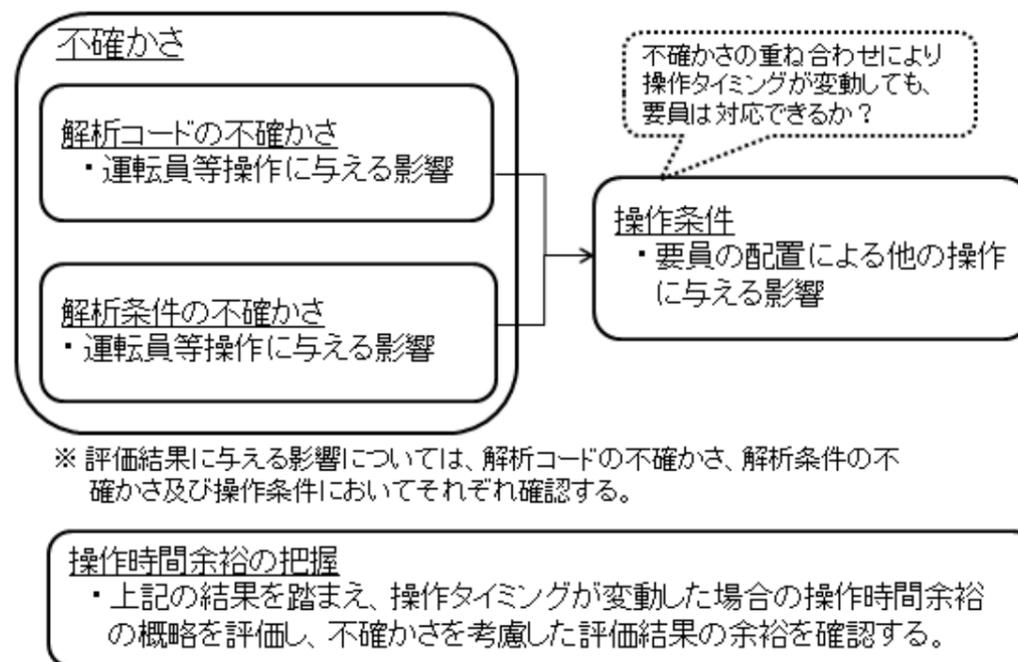
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、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ことを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの冷却機能の喪失の認知を起点に準備を開始する大容量送水ポンプ（タイプI）による注水であることを確認した。本操作は認知の遅れによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウェルの状態の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約27～約43℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、<u>大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、<u>大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>④ 初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約1.8倍となるが、<u>大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発（100℃以下での蒸発）の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約6.4MW以下）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約6.7MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約27～約43℃）を用いた場合、解析条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位—約0.17m）とした場合であっても、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約23時間後であり、十分な時間余裕があるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始するとした場合であっても、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から17時間以上あり、事象発生から13時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>補足説明資料（添付資料 4.1.8 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1））において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故1においては、使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で大容量送水ポンプによる使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員10名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、大容量送水ポンプ（タイプI）への燃料補給操作は重大事故等対応要員2名による操作を想定している。</p> <p>② 大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 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であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から13時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から10時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と使用済燃料プールへの注水操作が開始できる時間から余裕時間を確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から13時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から10時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位ー約1.3m）に到達するのは事象発生から約1日後であり、十分な時間余裕がある</u>ことを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>1) 1) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉及び3号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 大容量送水ポンプ（タイプI）による注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用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、2号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約1,970m³である。これに対して、淡水貯水槽に約10,000m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動する常設代替交流電源設備について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油は約25kLであり、合計約792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約600kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計900kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故1」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策	4.2-2
(1) 想定する事故	4.2-2
(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	4.2-3
(3) 燃料損傷防止対策	4.2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4.2-11
(1) 有効性評価の方法	4.2-11
(2) 有効性評価の条件	4.2-12
(3) 有効性評価の結果	4.2-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.2-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-21
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	4.2-21
b. 操作条件	4.2-23
(3) 操作時間余裕の把握	4.2-24
4. 必要な要員及び資源の評価	4.2-25
5. 結論	4.2-26

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故2：</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料プール※の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>
<p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料プール※の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故2の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故2の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至るものであることを確認した。具体的には、「想定事故2では、使用済燃料プール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プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。このため、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。」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行うことを確認した。</p>

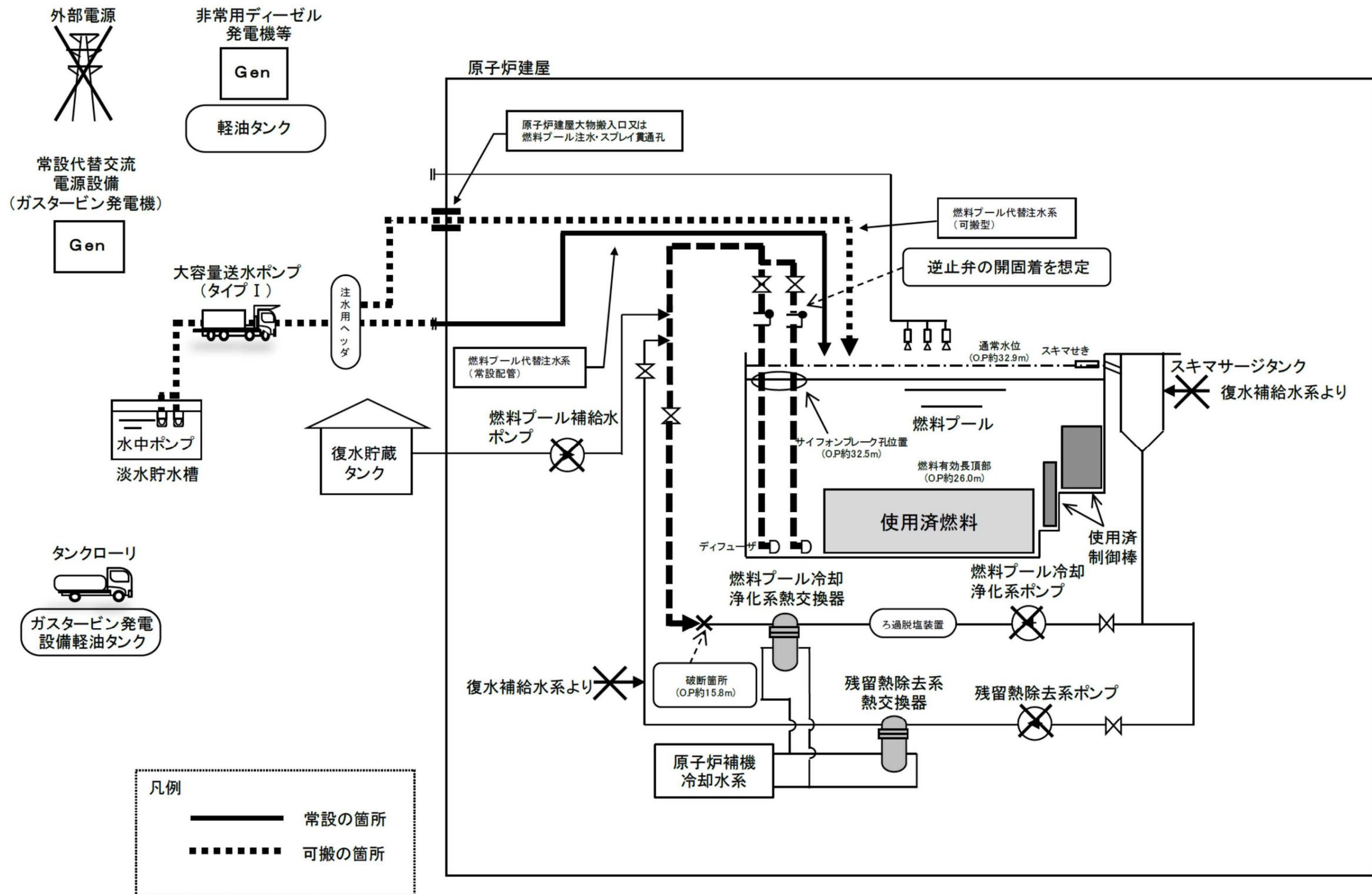
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 想定事故2における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故2における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 想定事故2では、使用済燃料プール水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」において、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）、使用済燃料プール監視カメラ等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行う。このため、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールからの水の漏えいの停止及び使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、大容量送水ポンプ（タイプI）への燃料供給に係る手順については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、燃料プール代替注水系（可搬型）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プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料4.2.5）において、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却浄化系を復旧し、復旧後は復水補給水系等によりスキマーサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料プール水位／温度計（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度計（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）、使用済燃料プール監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明</p>	<p>(v) 事象発生13時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>確に示しているか確認する。</p>	<p>に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 燃料プール注水機能の回復操作 ・ ろ過水ポンプによる注水 ・ 淡水貯水槽から復水貯蔵タンクへの水の補給 <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故2における手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.3.2-1 表「想定事故2」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。な 	<p>3) （i）使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、大容量送水ポンプ（タイプI）、淡水貯水槽、ホース、注水用ヘッド及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>お、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.3.2-2図「想定事故2」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.3.2-2図「想定事故2」の対応手順の概要」、「7.3.2.1(3)燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故2」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>燃料プール水位低下</u>：燃料プール水位低警報により使用済燃料プール水位低下を確認</p> <p><u>サイフォン現象による漏えい</u>：使用済燃料プール本体からの漏えいでは無いことにより、サイフォン現象による漏えいであることを判断</p> <p><u>燃料プールの注水機能喪失</u>：中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。</p> <p>復水補給水系：状態表示ランプ、ポンプ出口圧力等</p>
<p>5) 想定事故2の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、使用済燃料プール注水機能の回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故2の対応に係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整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。 b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。 <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



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 (燃料プールへの注水)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)															備考						
				10m	20m	30m	40m	50m	1h	2h	3h	4h	5h	6h	7h	8h	9h	10h		11h	12h	13h	14h	15h	
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	▽事象発生 ▽約1分 「燃料プール水位低」ANN 警報発生 ▽約4分 サイフォン現象による漏えい停止 ▽約10分 プラント状況判断																				
	責任者	発電課長	1人		中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部連絡	▽約60分 注水機能喪失確認、冷却機能喪失確認																			
	補佐	発電副長	1人		運転操作指揮	▽約7時間 燃料プール水温100℃到達																			
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	6人		初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡	▽約10時間 大容量送水ポンプ(タイプ1)準備完了																			
状況判断	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員	外部電源喪失確認	▽約13時間 燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プール注水開始																				
	2人 A,B	-	-	非常用ディーゼル発電機等自動起動確認																					
燃料プール水位低下要因調査 (評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	常設代替交流電源設備自動起動確認																					
	1人 [A]	-	-	燃料プールの冷却系停止確認 (燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ)																					
燃料プールの冷却系復旧作業 (評価上考慮せず)	2人 [B,C]	-	-	スキマサージタンク水位低下確認																					
	2人 [B,C]	-	-	燃料プール水位がサイフォンブレイク孔位置付近まで低下を確認																					
燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	2人 [B,C]	-	燃料プール水位、温度監視	適宜実施																				
燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	2人 [B,C]	-	警報確認による要因調査	5分																				
アクセスルート確保	-	-	6人 J,K,N~Q	現場確認	60分																				
代替注水等確保	-	-	9人 A~I	隔離操作	適宜実施																				
燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水	-	2人 [B,C]	1人 [A]	燃料プールの冷却系 機能回復 (燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ)	適宜実施																				
燃料プール注水系(可搬型)による燃料プールへの注水	1人 [A]	-	2人 [B,C]	燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)	適宜実施																				
燃料補給準備	-	-	2人 L,M	アクセスルート復旧(復旧が必要な場合)	4時間																				
燃料補給	-	-	2人 [L,M]	可搬型設備保管場所への移動 大容量送水ポンプ(タイプ1)の設置、ホース敷設、接続	380分																				
必要人員数 合計	3人 A~C	-	17人 A~Q	大容量送水ポンプ(タイプ1)監視	以降監視																				
				建屋内ホース敷設、接続	210分																				
				燃料プール注水	適宜実施																				
				燃料プール注水	適宜実施																				
				可搬型設備保管場所への移動 ガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリーへの移送(大容量送水ポンプ(タイプ1)への補給準備)	135分																				
				大容量送水ポンプ(タイプ1)への給油	適宜実施																				

【 】は他作業後移動してきた要員

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故等の対応と、燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プール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(原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故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、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員により対応可能である。

重大事故等対応要員	運転員	5
	重大事故等対応要員	17
	発電所対策本部要員	6
合計		28

発電所常駐要員	28
---------	----

第 7.3.2-3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。(使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方) 	<p>3) 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、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方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもち、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位(通常水位一約1.3m)を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故2では、燃料プール冷却浄化系のうち系統最下部の配管の両端破断を起因とするサイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。これにより、使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>サイフォン現象等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水の補給に失敗すると、使用済燃料貯蔵槽の水位は低下する。その後もプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する。</p> <p>(b) 解析にあたってはサイフォンブレイカーの効果は考慮しない。ただし、地震等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にに行えることが示されれば、その効果を考慮することができる。さらに、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレイカーであれば、その効果を考慮できる。</p> <p>（サイフォン防止用の逆止弁の場合には、開固着等のリスクを考慮する。）</p> <p>(c) 申請書に記載された代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>(d) 地震や建屋の爆発、火災、使用済燃料貯蔵槽からの溢水等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にに行えることが示されれば、その効果を考慮することができる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>③ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとすることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、燃料プール冷却浄化系配管のうち系統最下部の配管の破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系配管に設置された逆止弁が開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。このため、水位は瞬時に低下するが、サイフォンブレイク孔の効果により、通常水位-0.5m で水位の低下が停止すると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮することから、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱は約6.7MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とすることを確認した。</p> <p>③ その他の条件については、使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とするなど、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、大容量送水ポンプ（タイプI）の流量は114m³/hとすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.3.2-2表 主要評価条件（想定事故2）」より、想定事故2の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>燃料プールへの注水流量：使用済燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ（タイプI）1台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る114m³/hにて注水する。</p> <p>放射線の遮蔽が維持できる燃料プール水位：放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/h（※）とし、この線量率に対応する水位（通常水位—約1.3m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</p> <p>（※）原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は3.5時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プールの注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>燃料プールへの注水</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員10名で380分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の2名であり、保管場所への移動に20分、タンクローリの移動・設置に10分、補給準備に40分、補給に65分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>タンクローリから大容量送水ポンプ（タイプI）への給油</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員の2名であり、保移動に10分、補給準備に10分、補給に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② <u>燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から13時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約18時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から13時間後としているが、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は380分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.2-4図に示されるとおり、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水が漏えいし、使用済燃料プール水位は低下するが、サイフォンブレイク孔の効果により、サイフォン現象による漏えいは停止する。事象発生から約7時間後に使用済燃料プール水が沸騰し、蒸発による水位低下により、事象発生から約13時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.89m下まで低下することを確認した。</p> <p>③ 第7.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から13時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約15時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、大容量送水ポンプ（タイプI）による注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、燃料プール冷却浄化系の配管破断により使用済燃料プール内の水位が通常水位から0.5m下まで低下した後、使用済燃料プール内の水温が約7時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から13時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約0.89m低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は114m³/hであり、使用済燃料プール水温が100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約12m³/hを上回っていることから、通常水位に回復され、維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.3.2-4図に示されるとおり、燃料有効長頂部の水位は通常水位-約7.4mである。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位-約1.3m</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>である。第7.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から13時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.89m低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、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未臨界が維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)に示したとおり、放射線の遮蔽を維持できる最低水位(通常水位-約1.3m)となるまでに漏えい箇所を隔離し、大容量送水ポンプ(タイプI)による代替注水を行えること、大容量送水ポンプ(タイプI)の注水流量(114m³/h)は崩壊熱による水の蒸発率(約12m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、燃料は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未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

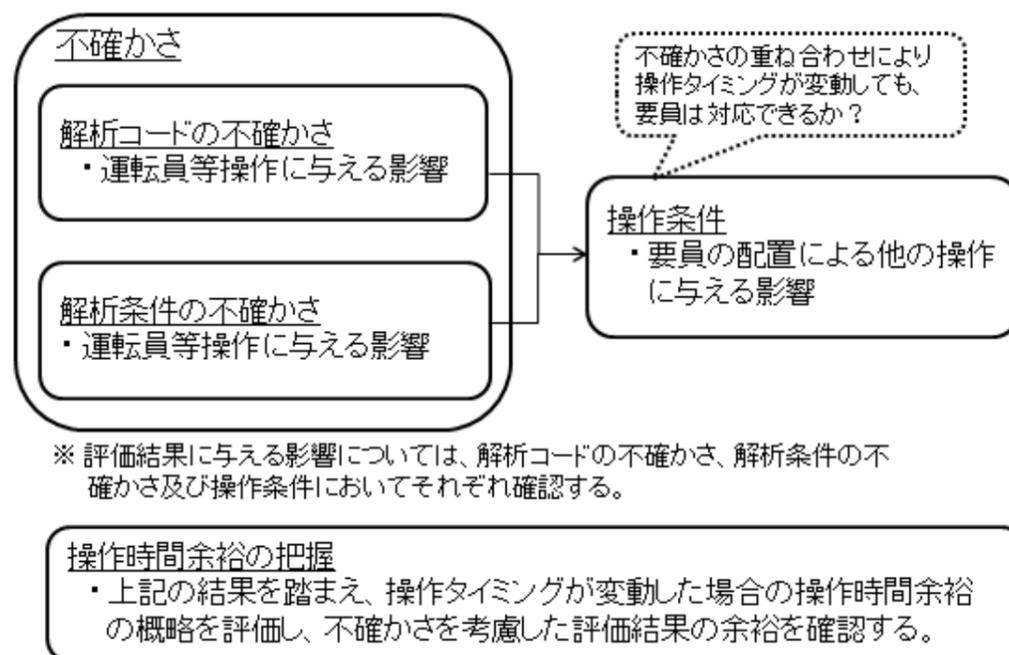
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の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ことを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの水位低下の認知を起点とする漏えい箇所の隔離操作及び大容量送水ポンプ（タイプI）による注水であることを確認した。本操作は認知の遅れによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの状態の影響を確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約27～約45℃）を用いた場合、事故条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。また、大容量送水ポンプ（タイプI）による注水の準備は、冷却機能又は注水機能喪失を認知した時点から準備を開始するため運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約1.8倍となるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、大容量送水ポンプ（タイプI）等を用いた注水操作の開始は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約6.4MW以下）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約6.7MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約27～約43℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位－約0.17m）とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下しサイフォンブレイク孔により通常水位から0.5m下で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰による</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>認。</p>	<p>水位低下が開始するとした場合であっても、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から約10時間以上となり、使用済燃料プールの水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対しても、屋外から燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。また、使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上であり、事象発生13時間後から燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.2.6 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2））において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故2においては、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員10名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、大容量送水ポンプ（タイプI）への燃料補給操作は別の重大事故等対応要員2名による操作を想定している。</p> <p>② 大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 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であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から13時間後としているが、実際には注水機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から10時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故2の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と漏えい箇所 の隔離操作が開始できる時間から時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 大容量送水ポンプ（タイプI）等による燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から13時間後としているが、実際には、注水機能喪失を確認した時点で準備を開始し、事象発生から10時間後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位－約1.3m）に到達するのは事象発生から約18時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。また、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへの注水を開始する時間は、事象発生から13時間後である。これに対し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位－約1.3m）まで低下する時間は、事象発生から約18時間後であるため、十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員等は28名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉及び3号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 大容量送水ポンプ（タイプI）による注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用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、2号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,070m³となる。これに対して、淡水貯水槽に約10,000m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約32kL、外部電源喪失に伴い自動起動するガスタービン発電機について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油量は約25kLであり、合計約792kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="130 415 1003 579">・ 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1080 279 2703 310">使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1080 321 2822 489">「想定事故2」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1080 499 2445 531">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1080 594 2683 625">以上のとおり、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

崩壊熱除去機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 1-2
(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	5. 1-4
(3) 燃料損傷防止対策	5. 1-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 1-12
(1) 有効性評価の方法	5. 1-12
(2) 有効性評価の条件	5. 1-14
(3) 有効性評価の結果	5. 1-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 1-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-22
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	5. 1-22
b. 操作条件	5. 1-23
(3) 操作時間余裕の把握	5. 1-24
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 1-25
5. 結論	5. 1-26

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>② 外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p>

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第3-3表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について」)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①崩壊熱除去機能喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能 ^{※1}	— ^{※1}	中	中	高	<p><a, bの観点> 崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては、最大で約20.8MWtの崩壊熱を除去する必要があり、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、「中」と設定した。</p> <p><cの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p> <p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 ・②「外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、対応する時間余裕については、①の事故シーケンスと同等である。外部電源喪失を起因とするシーケンスについては、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p>
		原子炉への注水機能	・待機中の残留熱除去系 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)				
	◎ ②外部電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	— ^{※1}				
		原子炉への注水機能	・待機中の残留熱除去系 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)				
		原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備				

※1 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施する事で燃料損傷を防止できる。
(原子炉建屋 (原子炉開放時) や格納容器 (原子炉未開放時) へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉压力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するため、燃料の崩壊熱により原子炉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、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉压力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）を用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉压力容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

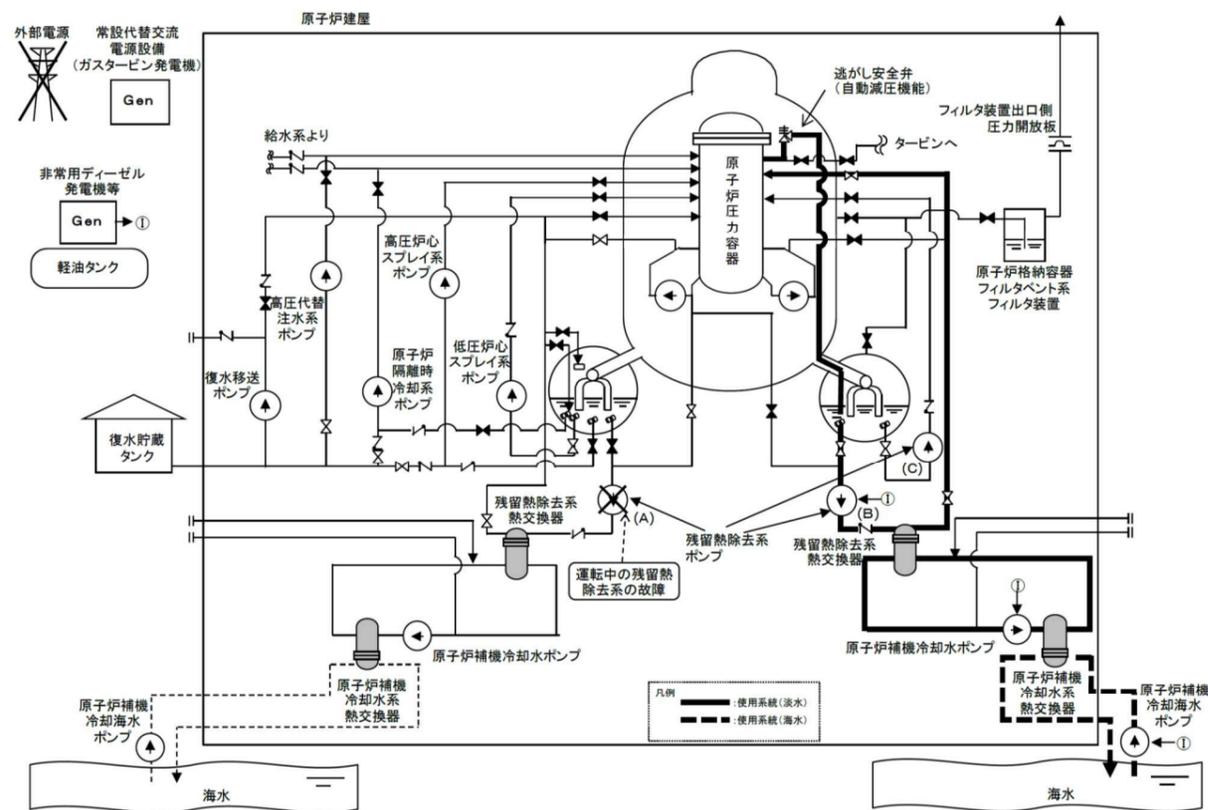
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系ポンプ出口流量及び原子炉圧力容器温度が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、逃がし安全弁の開操作により原子炉を低圧状態に維持した後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力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」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッションチェンバ及び非常用ディーゼル発電機が挙げられていることを確認した。対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場への熱の輸送については、「技術的能力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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料5.1.5 安定状態について）において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となることが示されている。補足説明資料（添付資料5.1.5 安定状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」としてい</p>

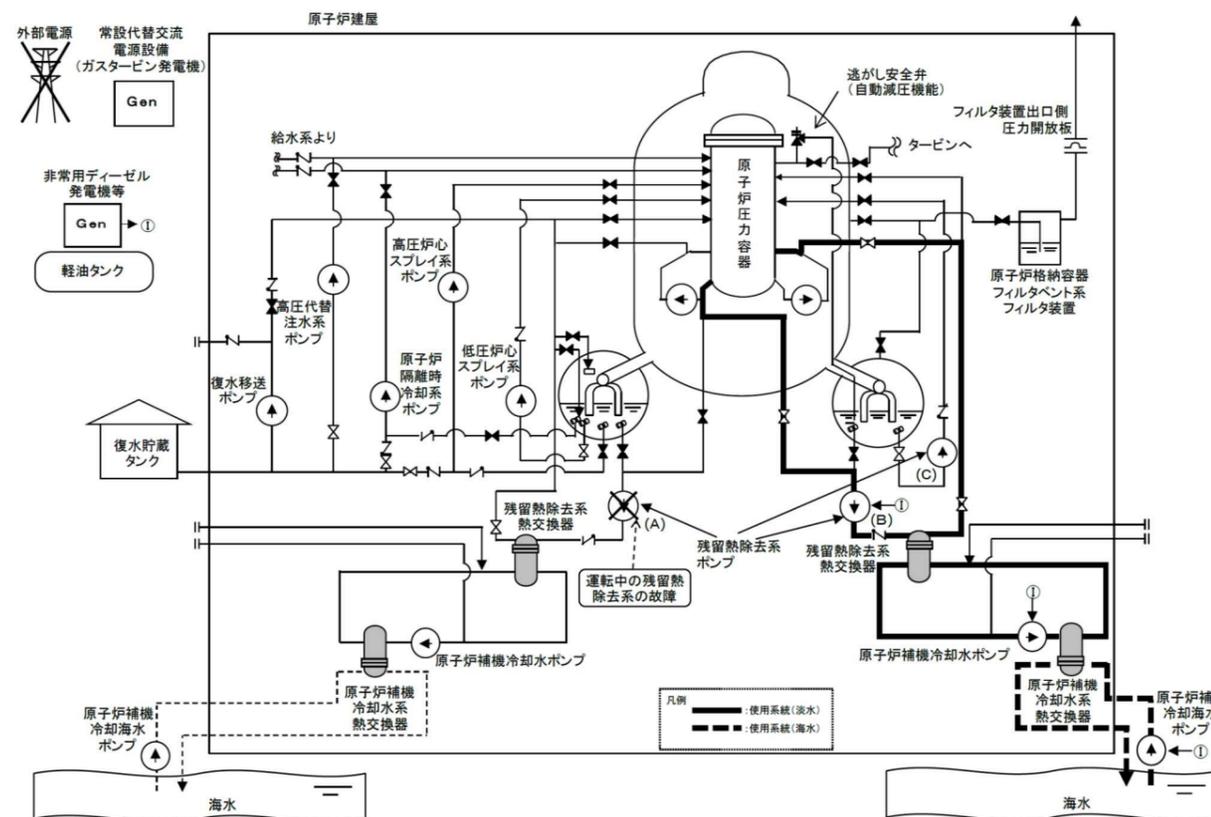
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>ることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 原子炉の注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系(低圧注水モード)に係る計装設備として原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(SA広帯域)、残留熱除去系ポンプ出口流量及び圧力抑制室水位が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に係る計装設備として、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(SA広帯域)、残留熱除去系ポンプ出口流量、残留熱除去系熱交換器入口温度及び原子炉圧力容器温度が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <u>残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施することによって、原子炉水温は低下することが示されており、初期の対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</u></p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)故障による崩壊熱除去機能喪失を確認 ・ 運転していた残留熱除去系の復旧操作 ・ 待機していた残留熱除去系ポンプ以外による原子炉注水 ・ 原子炉補機冷却水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)以外による崩壊熱除去 <p>② 原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力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」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として、残留熱除去系復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i） 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>（i） 待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）及びこれらを接続する配管や弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i） 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4)</p> <p>（i） 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>「第7.4.1-3 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>（ii） 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii） 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.4.1-3 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」及び「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>崩壊熱除去機能喪失の判断</u>：運転員が、残留熱除去系の故障に起因する崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水温の上昇等を確認した場合、崩壊熱除去機能喪失と判断する。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替え判断</u>：運転員が、残留熱除去系（低圧注水モード）による</p>

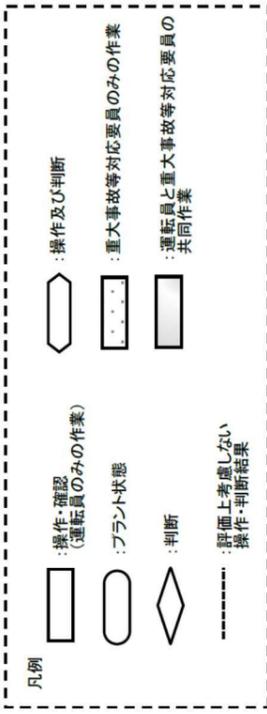
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	原子炉水位回復を確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えを行う。
<p>5)本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 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」及び「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系復旧操作（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応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であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1)有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2)有効性評価における操作時間は、「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」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



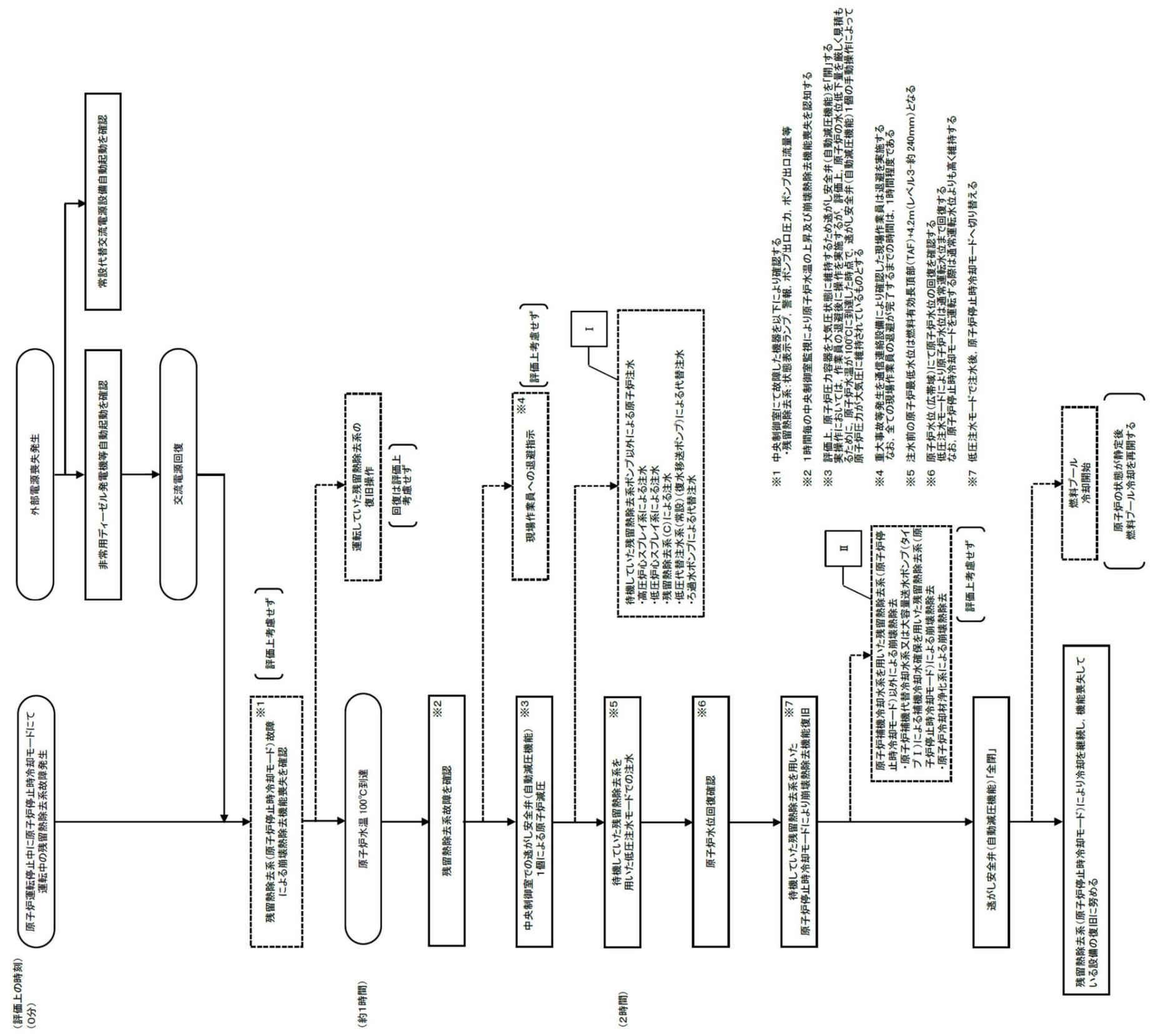
第 7.4.1-1 図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
(原子炉停止時冷却失敗, 原子炉減圧及び原子炉注水)



第 7.4.1-2 図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(原子炉停止時冷却)



プラント前運送条件
 ・プラント停止1日後
 ・原子炉圧力容器閉鎖中
 ・原子炉格納容器開放中
 ・主蒸気隔離弁全開
 ・全ての非常用ディーゼル発電機等 待機中
 ・残留熱除去系(A)(原子炉停止時冷却モード) 運転中
 ・残留熱除去系(B)(低圧注水モード) 待機中
 ・残留熱除去系(C)(低圧注水モード) 待機中
 ・原子炉水位「通常運転水位」(通常、原子炉停止時冷却モード運転時は+1500mm以上)



- ※1 中央制御室にて故障した機器を以下により確認する
 ・残留熱除去系：状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等
- ※2 1時間毎の中央制御室監視により原子炉水温の上昇及び崩壊熱除去機能喪失を認知する
- ※3 評価上、原子炉圧力容器を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁(自動減圧機能)を開閉する実操作においては、作業員の逃避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下を厳しく見積るために、原子炉水温が100°Cに到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能)1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする
- ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は逃避を実施する
 なお、全ての現場作業員の逃避が完了するまでの時間は、1時間程度である
- ※5 注水前の原子炉最低水位は燃料有効長頂部(TAF)+4.2m(レベル3-約240mm)となる
- ※6 原子炉水位(広帯域)にて原子炉水位の回復を確認する
 低圧注水モードにより原子炉水位は通常運転水位まで回復する
 なお、原子炉停止時冷却モードを運転する際は通常運転水位よりも高く維持する
- ※7 低圧注水モードで注水後、原子炉停止時冷却モードへ切り替える

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れ得る手段】

I 高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、残留熱除去系(C)及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉への注水が可能である

II 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水が実施できない場合、同等の量は確保できないが、過水ポンプによる原子炉への注水が可能である

原子炉補機冷却水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機冷却水系又は大容量送水ポンプ(タイプI)による補機冷却水確保を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による崩壊熱除去又は原子炉冷却材浄化系による崩壊熱除去が実施可能である

第7.4.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)												備考		
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	10m												1h													
	責任者	発電課長	1人		▽約10分 プラント状況判断												▽約1時間 原子炉水温100℃到達 過がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧													
	補佐	発電副長	1人														▽2時間 原子炉注水開始													
	通報連絡者等	発電所対策本部要員	6人																											
運転員(中央制御室)		運転員(現場)		重大事故等対応要員																										
状況判断	2人 AB	-	-	-	10分																									
作業員への回避指示 (評価上考慮しない)	-	-	-	-														60分以内に回避完了												中央制御室で発電課長が指示する
原子炉減圧操作	1人 [A]	-	-	-														5分												
原子炉水位回復作業	1人 [A]	-	-	-														通常運転水位まで回復後停止												残留熱除去系ポンプ(B)
残留熱除去系復旧操作 (回復は評価上考慮せず)	-	2人 [B]C	-	-		適宜実施																								
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)運転	1人 [A]	-	-	-														60分												残留熱除去系ポンプ(B)
		-	-	-														30分												残留熱除去系ポンプ(B)
		-	-	-		適宜実施																								残留熱除去系ポンプ(B)
燃料プール冷却 再開 (評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	-														30分												燃料プール水温「65℃」以下維持要員を確保して対応する
		-	-	-														10分												燃料プール水温「65℃」以下維持要員を確保して対応する
必要人員数 合計	3人 A~C			-																										

【 】は他作業後移動してきた要員

重大事故等対策要員	運転員	5
	重大事故等対応要員	0
	発電所対策本部要員	6
合計		11
発電所常駐要員		28

第 7. 4. 1-4 図 「崩壊熱除去機能喪失」 の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。対策の実施に対する余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 該当なし。燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h（※）に対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約 2.0m 上である。原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部の約 2.0m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認することを確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、原子炉水位が燃料有効長頂部約 2.0m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、原子炉水位が燃料有効長頂部約 2.0m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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の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方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例（対策の可否は原子炉の状態及び緩和設備の待機状態に依存する。以下同様。）</p> <p>i. 待機中のRHR 等による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電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が、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>② 「第7.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1系統が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
	<p>発量は約 24m³/h である。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とすることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(BWR 崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）の使用台数及び原子炉注水量の確認 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の使用台数及び熱交換器の伝熱容量の確認 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.4.1-2 表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定期間については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）：残留熱除去系 1 系列 1 台で、原子炉圧力容器への注水流量は、1,136m³/h とする。これは、原子炉停止 1 日後の崩壊熱に相当する蒸発量である約 24m³/h を上回る流量であることを確認した。 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）：残留熱除去系 1 系列 1 台で、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8.8MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 26℃において）とすることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モードの開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉減圧操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（原子炉水位回復作業）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>原子炉減圧操作</u>：原子炉水温が100℃に到達後、原子炉圧力を低圧状態に維持するために、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個を開操作する。本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</u>：運転していた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から約2時間後に原子炉圧力容器への注水を実施する。「技術的能力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」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉からの除熱</u>：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復後に実施する。「技術的能力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」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から2時間後とする</u>ことを確認した。また、原子炉水位回復から約60分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え、原子炉からの除熱を開始することを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象の認知及び注水開始までの一連の操作に要する時間を考慮し、事象発生から2時間後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えは、一連の操作に要する時間を考慮し、原子炉水位回復から約60分後としているが、実態の操作開始時間は早まることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水温 ・ 原子炉水位 動的機器の作動状況： ・ 残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード） 対策の効果： ・ 原子炉水位</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.1.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.4.1-5図より、崩壊熱による原子炉水温の上昇後、蒸発により原子炉水位が低下していることを確認した。 補足説明資料（添付資料5.1.2）では、原子炉圧力容器内が大気圧条件で維持されている場合には、事象発生から約1時間後に原子炉水温が100℃に到達することが示されている。 ③ 第7.4.1-5図より、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始後、原子炉水位が回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の切替えによる原子炉水位に変動がないことを確認した。 ④ 第7.4.1-5図より、機器条件で設定したとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水量が原子炉水の蒸発量に比べて多い（注水流量：1,136m³/h、原子炉停止1日後の崩壊熱に相当する蒸発量：約24m³/h）ことから、短時間で原子炉水位が事象発生前の通常運転水位に回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去を実施し、原子炉水位の変動がないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては以下のとおり。</p> <p>① 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約1時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約0.9m低下して、燃料有効長頂部の約4.2m上となるが、冠水は維持されることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.2m上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.1.7）において、遮蔽維持に必要な原子炉水位が示されている。</p> <p>(*) 原子炉建屋燃料取替床での作業及び退避の時間は3.5時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値。</p> <p>② 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉圧力容器内の水位は評価期間を通じて、燃料有効長頂部以上であり、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界の確保はできていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、第7.4.1-5図にあるとおり、事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、短時間で原子炉水位は回復していることを確認した。その後、第7.4.1-5図に示す事象発生から3時間15分後に、原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

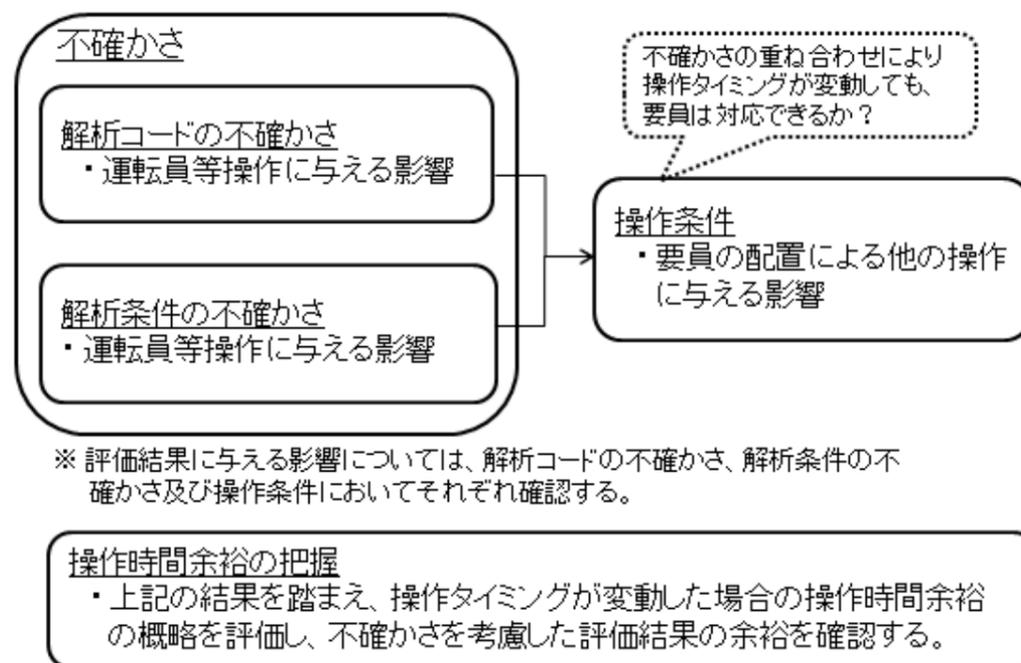
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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ものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の起点が、崩壊熱除去系機能喪失による異常の認知であるため、評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランクH、ランクMに該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 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に関する解析条件の設定にあたっては、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ついて影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止1日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止7時間後の崩壊熱及び水温100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約2.2時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から2時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 操作条件の不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から2時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から2時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約4時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作は、実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。運転員等の操作時間に与える影響として、注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作について、通常運転水位から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から約4時間後であり、これに対して、異常を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間であることから、準備時間が確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) 1) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉及び3号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいことを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サブプレッションプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の水源の充足性については上記（iii）のとおり。資源の充足性については、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約735kL、外部電源喪失に伴い自動起動する常設代替交流電源設備について緊急用電気品建屋に24時間給電を想定した場合に必要な軽油は約25kLであり、合計760kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備用軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 608 399">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 413 1006 577">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1053 279 2840 399">運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1053 413 2840 667">重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に、対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の1系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1053 682 2448 714">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1053 728 2840 802">重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1053 858 2840 932">以上のとおり、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 2-2
(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	5. 2-4
(3) 燃料損傷防止対策	5. 2-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 2-12
(1) 有効性評価の方法	5. 2-12
(2) 有効性評価の条件	5. 2-14
(3) 有効性評価の結果	5. 2-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 2-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-23
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	5. 2-23
b. 操作条件	5. 2-24
(3) 操作時間余裕の把握	5. 2-25
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 2-26
5. 結論	5. 2-27

女川原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・外部電源喪失＋直流電源喪失 ・外部電源喪失＋交流電源喪失

(添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第3-3表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について」)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
全交流動力 電源喪失	①外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より, ①と②の事故シーケンスがともに「中」の数と同じであるが, cの観点から相対的に②の方が①より頻度が高いことから, ②「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 ・①③については, 選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡されると考えられる。 ・有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 起回事象発生後の事象進展が早い②の事故シーケンスは, ④の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧 (D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・ <u>低压代替注水系 (常設)</u> (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプ I)				
	◎ ②外部電源喪失 + 交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・ <u>低压代替注水系 (常設)</u> (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプ I)				
		<p><a, bの観点> 崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては, 最大で約20.8MWtの崩壊熱を除去する必要があり, 余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから, 「中」と設定した。また, 崩壊熱除去・炉心冷却失敗を含まないシーケンスはPOS-Sを含まず, 崩壊熱量は最大でもPOS-A2の約9.9MWtとPOS-Sの約半分であるため「低」とした。</p>					
	③外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	高	
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧 (D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・ <u>低压代替注水系 (常設)</u> (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプ I)				
	④外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中	
		崩壊熱除去機能 ^{※1}	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・ <u>低压代替注水系 (常設)</u> (復水移送ポンプ) ・大容量送水ポンプ (タイプ I)				

※1 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても, 原子炉注水を実施する事で燃料損傷を防止できる。
(原子炉建屋 (原子炉開放時) や格納容器 (原子炉未開放時) へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し, その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、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、原子炉の注水機能及び除熱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原子炉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、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、原子炉圧力容器への注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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を除熱する必要があることを確認した。</p>

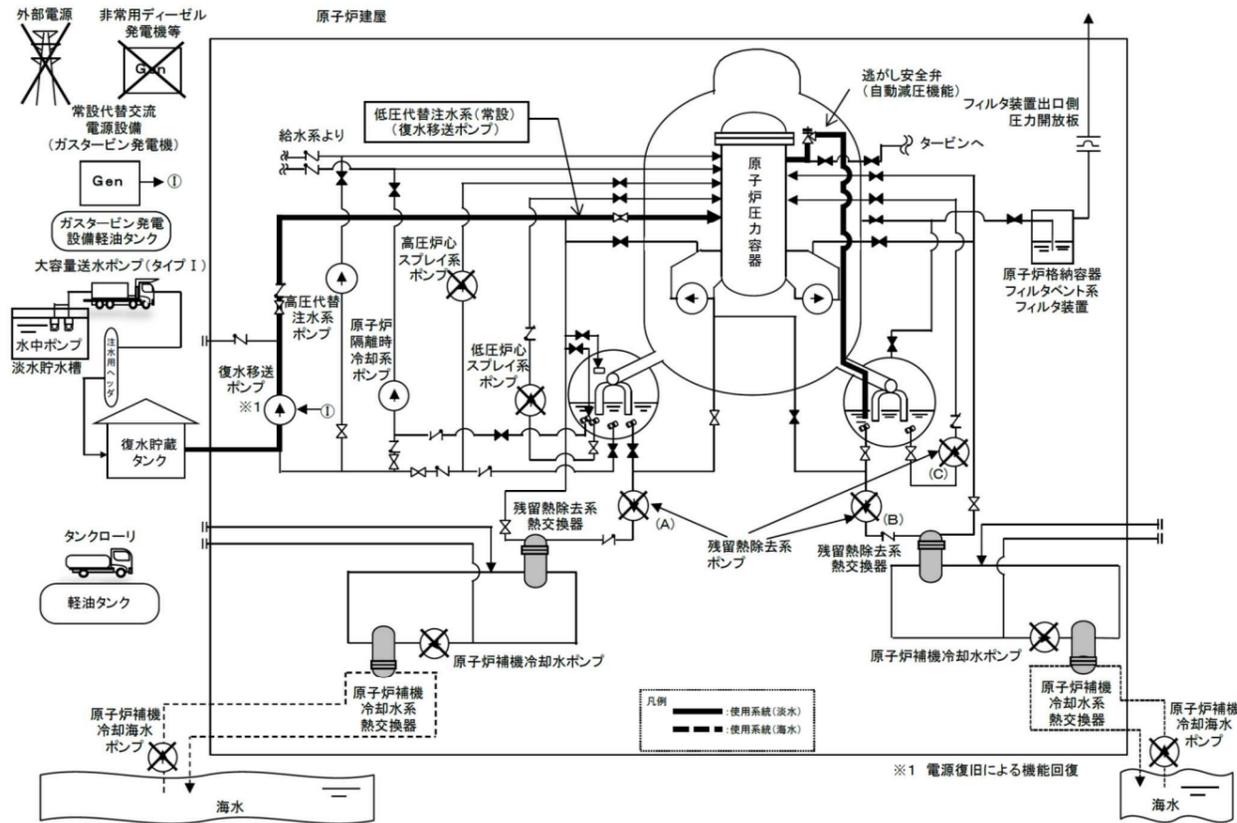
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備は、外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機等からの受電失敗及びすべての非常用母線からの給電に失敗することにより残留熱除去系の原子炉圧力容器への注水機能が喪失することから、「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」において、残留熱除去系ポンプ出口流量が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>ガスタービン発電機による給電を開始した後、</u> <u>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。</u> <u>このため、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、</u> <u>逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は「技術的能力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」で、復水移送ポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「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」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、125V蓄電池2A、125V蓄電池2B、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、復水移送ポンプ及び復水貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.3 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について)において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の運用に対する検討結果が示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する。</u> <u>なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却水系で実施する。</u> <u>このため、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、</u> <u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却については、「技術的能力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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却水系、ガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、タンクローリ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「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」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については、①に示すとおり、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料(添付資料5.2.1 安定状態について)には、<u>原子炉代替補機冷却水系を介した残留熱除去系機能（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となる</u>ことが示されている。</p>

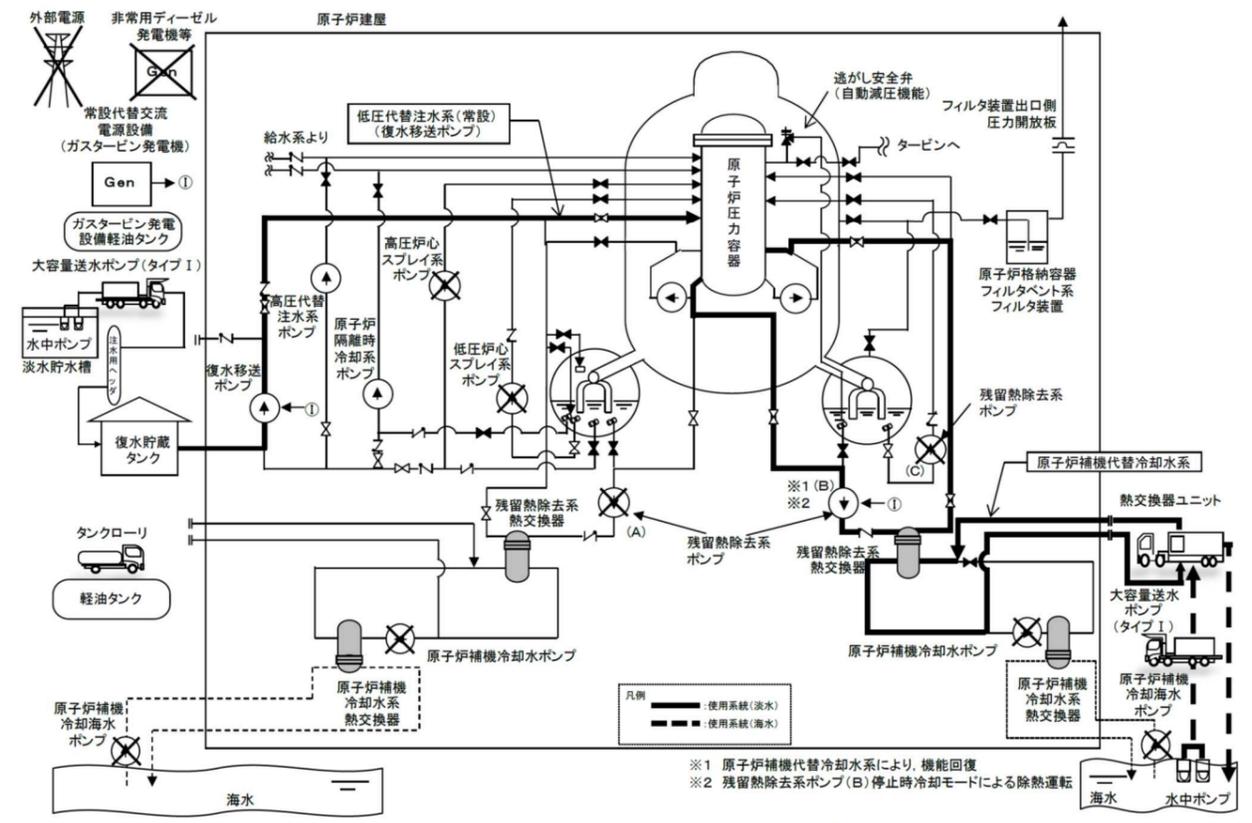
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>認。</p>	<p>補足説明資料(添付資料 5.2.1 安定状態について)には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「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」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA 広帯域）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）及び復水貯蔵タンク水位が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備として、残留熱除去系ポンプ出口流量、残留熱除去系熱交換器入口温度及び原子炉圧力容器温度が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉水位が回復後、原子炉補機代替冷却水系の準備完了を確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めて確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（可搬型）による代替注水 ・ ろ過水ポンプによる代替注水 ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水 ・ 原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系の復旧操作 <p>② 有効性評価上は期待しないが、低圧代替注水系（可搬型）及びろ過水ポンプによる代替注水については、「技術的能力 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」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、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」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「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」で明確にされていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (女川2号)
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水に関連する設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 及び原子炉補機代替冷却水系に関連する設備として残留熱除去系ポンプ、熱交換器ユニット等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要 (フロー) について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり「第7.4.2-3 図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」及び「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」において確認した。</p> <p>① 「第7.4.2-3 図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等 (手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む) について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等 <u>全交流動力電源喪失の判断</u>：中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。 ・原子炉補機冷却水系：状態表示ランプ、警報、原子炉補機冷却水供給圧力等</p>

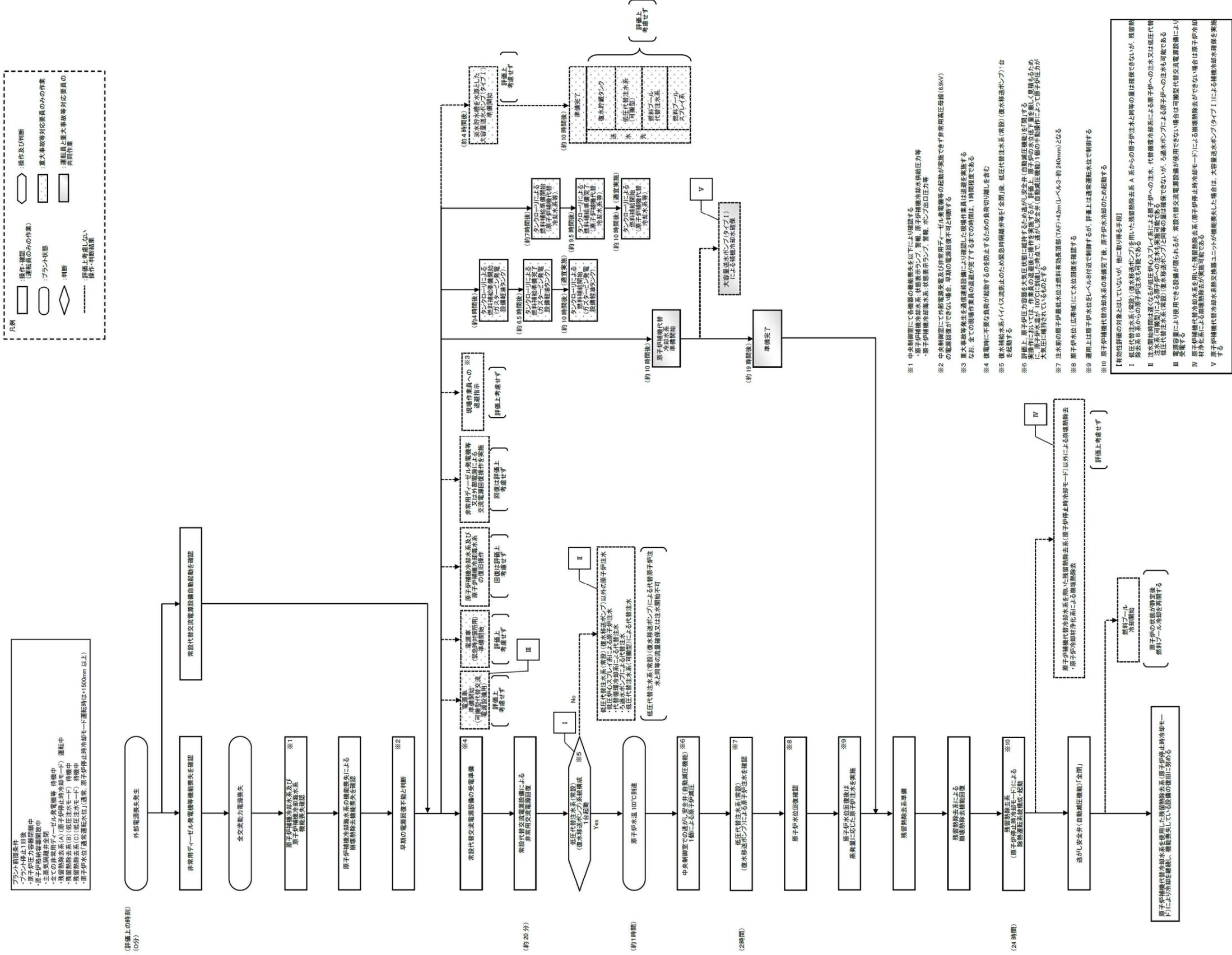
審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>に含めていることを確認。</p>	<p>・原子炉補機冷却海水系：状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等 <u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施できず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復に失敗と判断する。 <u>原子炉安定状態確認</u>：原子炉水位維持及び原子炉水位回復後は蒸発量に応じた注水を実施する。 <u>残留熱除去（原子炉停止時冷却モード）への切替え判断</u>：原子炉補機代替冷却水系の準備が完了後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動操作を実施する。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 外部電源の復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応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であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



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)
(原子炉減圧及び原子炉注水)



第 7.4.2-2 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)
(原子炉停止時冷却及び原子炉注水)



第 7.4.2-3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

作業項目	必要人員と作業項目			経過時間(分)																		備考							
	実施箇所・必要人員数			10m	20m	30m	40m	50m	1h	3h	5h	7h	9h	11h	13h	15h	17h	19h	21h	23h	24h		25h	26h	27h				
	責任者	発電部長	1人																										
作業内容	責任者	発電部長	1人	<ul style="list-style-type: none"> 中央監視 運転操作指揮 発電所対策本部員 運転操作指揮 初期での指揮 中央監視室連絡 発電所対策本部員 運転員 運転員(現場) 重大事故等対応要員 																									
状況判断	2人 AB	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失確認 非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認 常設代替交流電源設備自動起動確認 原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却水系機能喪失確認 早期の電源回復不能判断 																									
作業員への遠隔指示(詳細上考慮せず)	-	-	-	60分以内に遠隔完了																									
アクセスルート確保	-	-	6人 JKM→Q	4時間																									
交流電源回復操作(詳細上考慮せず)	-	2人 [B]C	-	適宜実施																									
原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却水系回復操作(詳細上考慮せず)	-	-	-	適宜実施																									
緊急時対策所(詳細上考慮せず)	-	-	3人 [N→P]	45分																									
電源確保(詳細上考慮せず)	-	2人 [B]C	3人 [O→Q]	2時間																									
常設代替交流電源設備発電機・発電機操作	1人 [A]	-	-	10分																									
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)準備操作	1人 [A]	-	-	5分																									
低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)注水操作	1人 [A]	-	-	原子炉水位回復後、流量量に応じた注水																									
原子炉減圧操作	1人 [A]	-	-	5分																									
代替注水確保(詳細上考慮せず)	-	-	9人 A→I	380分																									
大容量送水ポンプ(タイプ1)による送水貯蔵タンクへの補給(詳細上考慮せず)	-	-	1人 [A]	以降監視																									
原子炉補機冷却水系系準備操作	-	-	2人 [B]C	適宜実施																									
原子炉補機冷却水系系運転	-	-	6人 [D→I]	9時間																									
原子炉補機冷却水系系運転	-	-	2人 [B]C	50分																									
降熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転	1人 [A]	-	-	以降監視																									
燃料プール冷却再開(詳細上考慮せず)	1人 [A]	-	-	30分																									
常設代替交流電源設備負荷抑制操作	-	2人 [B]C	-	45分																									
燃料補給準備	-	-	2人 LM	135分																									
燃料補給	-	-	2人 [O]P	適宜実施																									
燃料補給準備	-	-	2人 [L]M	135分																									
燃料補給	-	-	2人 [L]M	適宜実施																									
必要人員数 合計	3人 A→Q	-	17人 A→Q																										

第 7.4.2-4 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定された最も厳しい事故シーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは上記のとおりであるが、ここでは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失の重畳を考慮することを確認した。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態を選定する。</p> <p>「第 7.4.2-5 図 原子炉水位の推移」において、全交流動力電源喪失時の運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮蔽、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されていることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 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の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方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源が喪失し、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電システムの故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムの機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能（RHR（原子炉停止時冷却モード）、燃料プール冷却浄化系及び原子炉冷却材浄化系）の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失により残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとすることを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失、これにより従属的に発生する原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列のほか、残りの残留熱除去系が待機状態とする。原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約24m³/hである。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、設計温度である52℃とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおり</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>使用している場合には、その考え方を確認。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系の流量とその理由を確認。 <hr/> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 安全施設の適用条件 b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。 c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>りであることを確認した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の100m³/hとする。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>原子炉補機代替冷却水系の伝熱容量は原子炉冷却材温度154℃、海水温度26℃における設計値の約16MWとする。</p> </div> <p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異</p>	<p>3)</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、常設代替交流電源設備による交流電源の供給及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源の供給：「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員2名であり、中央制御室での受電前準備、受電操作等に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水：「技術的能力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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名であり、中央制御室でのポンプ起動等に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の運転：「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場運転員2名、重大事故等対応要員6名により、海水ポンプ室から海水を取水する場合において、ホースの敷設、ポンプの起動等に9時間を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備の準備に要する時間を考慮して、事象発生から2時間後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 常設代替交流電源設備から給電し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から2時間後と</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>する。 常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間は、評価上の想定よりも短いため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 動的機器の作動状況： ・ 注入流量 対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.2.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.4.2-5図より、事象の発生後、1時間経過で原子炉水温が100℃に到達し、より原子炉水位が下降傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により残留熱除去機能が喪失していることを確認した。 ③ 第7.4.2-5図より、機器条件で設定したとおりの低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水流量（約100m³/h）が確保されていることを確認した。 ④ 第7.4.2-5図により、原子炉水位回復後は、原子炉補機代替冷却水系の準備が完了する事象発生から24時間後まで原子炉冷却材の蒸発量に相当する水量を原子炉圧力容器に注水することを確認した。原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉圧力容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（制御棒全挿入状態維持）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約1時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約4.2m上までの低下にとどまり、冠水は維持される。原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはないことを確認した。</p> <p>① 第7.4.2-5図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることに加え、原子炉圧力容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物等により放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽が維持できていること及び事象発生後も、制御棒が挿入維持されており、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉水位が回復後、事象発生から24時間後に原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 事象発生から24時間以降、原子炉補機代替冷却水系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉水温が低下し、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

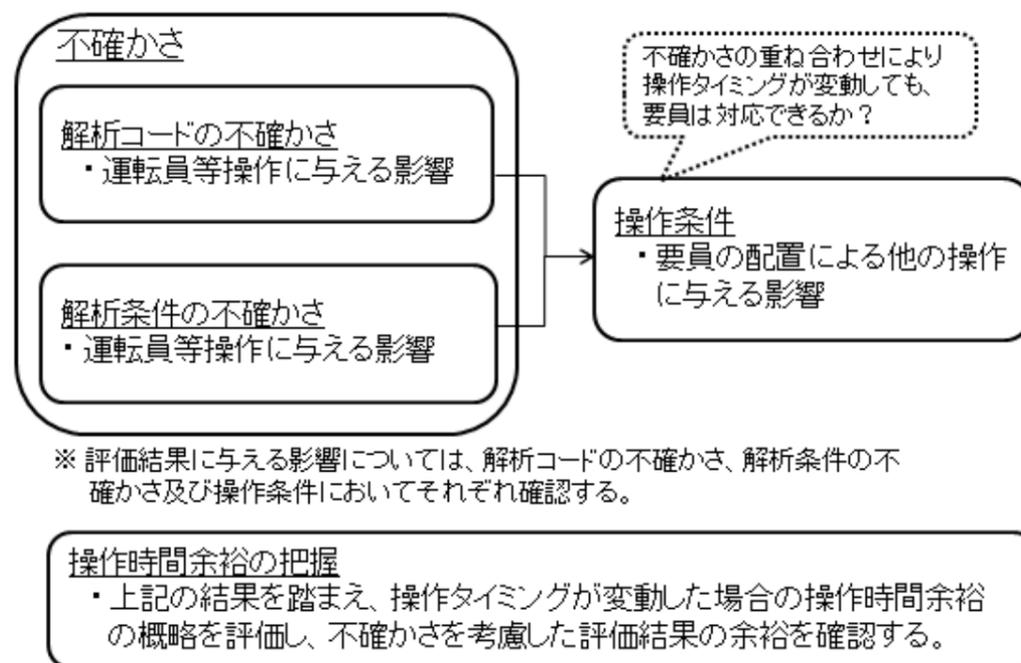
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「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」を踏まえ、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していることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「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ものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「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」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：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)</p> <p>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</p> <p>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。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 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」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 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」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(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

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 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に関する解析条件の設定にあたっては、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ついて影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、解析条件の不確かさによって運転員等の操作時間に影響がないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止1日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止7時間後の崩壊熱及び水温100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約2.2時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から25分後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作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の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失後、ガスタービン発電機から給電し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から 25 分後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 4 時間後であることから、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 原子炉補機冷却水系の系統構成は、常設代替交流電源設備受電操作及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水操作と同じ運転員が行うが、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 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、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水については、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（解析上は事象発生 2 時間後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。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、原子炉圧力容器内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ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.1-5図に示すとおり、事象発生後2時間後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水がされるのに対して、通常運転水位から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から約4時間であり、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水の開始時間余裕を確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.2表2 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（運転停止中 全交流動力電源喪失）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) 1) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員は28名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び3号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉及び3号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）</p> <p>① 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心注水の水源は復水貯蔵タンクであり、原子炉水位回復に必要な水量が確保されていることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約534m³である。これに対して、復水貯蔵タンクに約1,192m³の水を保有しており、対応が可能である。</p> <p>ガスタービン発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約414kL、原子炉補機代替冷却水系用の大容量送水ポンプ（タイプI）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約42kL、大容量送水ポンプ（タイプI）により復水貯蔵タンクへ7日間給水した場合に必要な軽油量は約32kLであり、合計約488kL必要である。これに対して、軽油タンクに約755kL、ガスタービン発電設備軽油タンクに約300kL、合計約1,055kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画しているガスタービン発電機による給電、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却水系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>