実線・・設備運用又は体制等の相違(設計方針の相違)

波線・・記載表現, 設備名称の相違(実質的な相違なし) まとめ資料比較表 〔有効性評価 2.4.1. 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)〕 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4.1 取水機能が喪失した場合 2.4.1 取水機能が喪失した場合 2.4.1 取水機能が喪失した場合 2.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策 2.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 2.4.1.1 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 (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設 る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の 設定」に示すとおり、①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」、② 定」に示すとおり、①「過渡事象+RHR失敗」、②「過渡事 設定」に示すとおり、①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」、②「過 「過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」,③「通常停 象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗」、③「外部電源喪 渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,③「過渡事 止+崩壊熱除去失敗」, ④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊 失+DG失敗(HPCS成功)」, ④「外部電源喪失+DG失 象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去 熱除去失敗」,⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」,⑥ 敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)」、⑤「外部電 失敗」、④「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉) 「サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「小 源喪失+直流電源喪失(HPCS成功)」,⑥「手動停止/サ 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」, 破断LOCA+崩壊熱除去失敗」,⑧「中破断LOCA+RHR 失敗」 ⑤「手動停止+崩壊熱除去失敗」,⑥「手動停止+高圧炉心 ポート系喪失(手動停止)+RHR失敗」、⑦「手動停止/サ 冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑦「手動停止+圧力バウンダ 及び⑨「大破断LOCA+RHR 失敗」である。 ポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RH R失敗」, ⑧「サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗」, リ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑧「手動 ⑨「サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗 停止+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心 +RHR失敗」、⑩「サポート系喪失(直流電源故障)(外部 冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」,⑨「サポート系 喪失+崩壊熱除去失敗」,⑩「サポート系喪失+高圧炉心冷 電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)」、⑪「サポート系喪 失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全 却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑪「サポート系喪失+圧力バウ 弁再閉鎖失敗(HPCS成功)」、⑫「小破断LOCA+RH ンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑩「サ R失敗」、③「中破断LOCA+RHR失敗」及び④「大破断 ポート系喪失+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+ LOCA+RHR失敗」である。 高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑬「冷 却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, ⑭「冷却 材喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去 失敗」, ⑤「冷却材喪失(中破断LOCA)+崩壊熱除去失 敗」、⑥ 「冷却材喪失(中破断LOCA )+高圧炉心冷却失 敗+崩壊熱除去失敗」, ⑰「冷却材喪失(大破断LOCA) +崩壊熱除去失敗」,⑱「冷却材喪失(大破断LOCA)+ 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑩「外部電源喪失+ 交流電源(DG-A, B)失敗」, 20「外部電源喪失+交流 電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV 再閉)失敗」及び②「外部電源喪失+直流電源(区分1,2) 失敗」である。

本事故シーケンスグループは、LOCAを起因事象とする

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基

本的考え方

(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

・記載方針の相違

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基

本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が 喪失した場合)」では、運転時の異常な過渡変化又は設計基 準事故(LOCA を除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定 する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸 気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容 器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、 炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って 炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により 炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、取水機能の喪失を想 定することから、あわせて非常用ディーゼル発電機も機能喪 失する。ここで、対応がより厳しい事故シーケンスとする観 点から,外部電源の喪失を設定し,全交流動力電源喪失が生 じるものとした。

本事故シーケンスグループは、取水機能を喪失したことによ って最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。 このため、重大事故等対策の有効性評価には、取水機能に対す る重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時 冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつ つ、常設代替交流電源設備による給電及び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水の準備が完了したところで、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)及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除 去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉 心損傷の防止を図る。

また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格 納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サ

事故シーケンスも含め炉心冷却に成功する。中長期的な格納 容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点では、崩壊熱が支配要因 となることからLOCAも過渡事象も同等となり、崩壊熱除 去機能喪失に対する重大事故等対策に違いはないが、LOC A時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷(格 納容器過圧・過温破損)にて、LOCAに加えて崩壊熱除去 機能が喪失した場合の重大事故等対策の有効性を確認してい る。以上を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機 能喪失(取水機能が喪失した場合)」では、運転時の異常な過 渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、炉心 冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能 が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の 上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により格納容器に放 出され,格納容器圧力が上昇することから,緩和措置がとら れない場合には、炉心損傷より先に格納容器が破損する。こ れに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の 低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、評価上、 非常用ディーゼル発電機等の取水機能も喪失するものとす る。ここで、対応がより厳しい事故シーケンスとする観点か ら,外部電源の喪失を設定し,全交流動力電源喪失が生じる ものとした。

本事故シーケンスグループは、取水機能を喪失したことに よって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループであ る。このため、重大事故等対策の有効性評価には、取水機能 に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離 時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持 しつつ、常設代替交流電源設備による給電及び低圧代替注水 系(常設)による原子炉注水の準備が完了した後に、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)及び緊急用海水系を用いた残留熱除 去系(低圧注水系)により炉心を冷却することによって炉心 損傷の防止を図る。

また,緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプ レイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール冷

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能 │ 温度による静的負荷(格 が喪失した場合)」では、運転時の異常な過渡変化又は設計│納容器過圧・過温破損)」 基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功す るが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失すること を想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生 | する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され, 格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場 合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これ に伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低 下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、取水機能の 喪失を想定することから, 併せて非常用ディーゼル発電機等 も機能喪失する。ここで、対応がより厳しい事故シーケンス とする観点から,外部電源の喪失を設定し,全交流動力電源 喪失が生じるものとした。

本事故シーケンスグループは、取水機能を喪失したことに よって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループであ る。このため、重大事故等対策の有効性評価には、取水機能 に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離 時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持 しつつ、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系 (低圧注水モード)による原子炉注水の準備が完了したとこ ろで, 逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し, 原 子炉減圧後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を │除去系(低圧注水モード) 冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(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除

#### 【東海第二】

島根2号炉は,LOCAを 起因とし崩壊熱除去に失 敗するシーケンスが抽出 され, その対策の有効性 は「LOCA 時注水機能喪 失」及び「雰囲気圧力・ にて、LOCA に崩壊熱除去 機能喪失を重畳させるこ とで確認している。

・設備設計の相違

#### 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,高圧炉 心スプレイ系ディーゼル 発電機もある。

・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,残留熱 による原子炉注水を実 施。

解析結果の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
プレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉	<u>却系)</u> による <u>格納容器除熱</u> を実施する。	熱を実施する。	島根2号炉は,残留熱
格納容器除熱を実施する。			除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ
			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
			・解析結果の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,格納容
			器スプレイの実施基準に
			格納容器圧力が到達しな
			いが、サプレッション・
			プール水冷却の実施基準
			に到達するため、残留熱
			除去系(サプレッショ
			ン・プール水冷却モード)
			にて格納容器除熱を実
			施。
(3) 炉心損傷防止対策	(3) 炉心損傷防止対策	(3) 炉心損傷防止対策	
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	
が喪失した場合)」における機能喪失に対して、炉心が著しい	が喪失した場合)」における機能喪失に対して,炉心が著しい	が喪失した場合)」における機能喪失に対して,炉心が著しい	
損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、	損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、	損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、	
初期の対策として原子炉隔離時冷却系,低圧代替注水系(常	初期の対策として原子炉隔離時冷却系, <u>低圧代替注水系(常</u>	初期の対策として原子炉隔離時冷却系, <u>残留熱除去系(低圧</u>	・解析条件の相違
<u>設)</u> 及び逃がし安全弁による原子炉注水手段を整備し、安定	<u>設)</u> 及び逃がし安全弁( <u>自動減圧機能</u> )による原子炉注水手	<u>注水モード)</u> 及び逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き)</u> による	【柏崎 6/7,東海第二】
ー 状態に向けた対策として, 逃がし安全弁を開維持することで,	 段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁( <u>自</u>		島根2号炉は,残留熱
低圧代替注水系(常設)及び代替原子炉補機冷却系を介した	<u>動減圧機能</u> )を開維持することで, <u>低圧代替注水系(常設)</u>	がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き)</u> を開維持することで, <u>残留</u>	除去系(低圧注水モード)
<u> 残留熱除去系(低圧注水モード)</u> による炉心冷却を継続する。	及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系) によ		による原子炉注水を実
	る炉心冷却を継続する。	また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態	施。
また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態	また、 <u>格納容器</u> の健全性を維持するため,安定状態に向け	に向けた対策として原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除	
に向けた対策として <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に</u>	た対策として緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器	去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉	・解析結果の相違
よる原子炉格納容器冷却手段,代替原子炉補機冷却系を介し	スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プー	格納容器除熱手段を整備する。	【柏崎 6/7】
た残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却	<u>ル冷却系</u> )による <u>格納容器除熱</u> 手段を整備する。		島根2号炉は,残留熱
モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備する。			除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ
			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器代替ス
			プレイを実施しない。
			・解析結果の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			【東海第二】
			島根2号炉は、格納容
			器スプレイの実施基準に
			格納容器圧力が到達しな
			いが, サプレッション・
			プール水冷却の実施基準
			に到達するため、残留熱
			除去系によるサプレッシ
			ョン・プール水冷却モー
			ドにて格納容器除熱を実
			施。
これらの対策の概略系統図を第2.4.1.1 図から第2.4.1.4	これらの対策の概略系統図を <u>第 2.4.1-1 図</u> に, 手順の概	これらの対策の概略系統図を第 2.4.1.1-1(1)図及び第	
図に, 手順の概要を <u>第2.4.1.5</u> 図に示すとともに, 重大事故	要を第 2.4.1-2 図に示すとともに, 重大事故等対策の概要	2.4.1.1-1(2)図に,手順の概要を第2.4.1.1-2 図に示すと	
等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における	を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手	ともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事	
設備と操作手順の関係を第2.4.1.1 表に示す。	順の関係を第2.4.1-1 表に示す。	故等対策における設備と操作手順の関係を第 2.4.1.1-1 表	
	72( × 727)	に示す。	
本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい	本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい	本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい	
て,事象発生10 時間までの6 号及び7 号炉同時の重大事故等	て、重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員(初動)	て、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及	- 体制の相違
対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要	20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運	び緊急時対策要員で構成され、合計31名である。その内訳は	【柏崎 6/7】
員で構成され、合計28 名である。その内訳は次のとおりであ	転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対	次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名、当	
る。中央制御室の運転員は、当直長1 名 <u>(6 号及び7 号炉兼</u>	応を行う当直運転員4名である。発電所構内に常駐している	直副長1名,運転操作対応を行う運転員5名である。発電所	参集に期待せずとも必要
<u>任</u> ), 当直副長 <u>2 名</u> , 運転操作対応を行う運転員 <u>12 名</u> である。	要員のうち、通報連絡等を行う要員は <u>4 名及び現場操作を行</u>	構内に常駐している要員のうち,通報連絡等を行う <u>緊急時対</u>	な作業を常駐要員により
発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊	<u>う重大事故等対応要員は 10 名</u> である。必要な要員と作業項	策本部要員は <u>5名</u> , 緊急時対策要員(現場)は <u>19名</u> である。	実施可能である。
急時対策本部要員は5名,緊急時対策要員(現場)は8名で	目について第2.4.1-3 図に示す。	必要な要員と作業項目について <u>第2.4.1.1-3図</u> に示す。	・運用及び設備設計の相
ある。		ZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZZ	達
また,事象発生10時間以降に追加で必要な要員は,代替原			<sup>]</sup>  【柏崎 6/7,東海第二】
子炉補機冷却系作業を行うための参集要員26名である。必要			プラント基数、設備設
な要員と作業項目について第2.4.1.6図に示す。			計及び運用の違いにより
な安良と「F未気日に グバーケル・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・			必要要員数は異なるが、
			タイムチャートにより要
			うイムテヤードにより安   員の充足性を確認してい
			る。なお、これら要員31
かせ、	わせ、 舌面重抜き (一ケンフリタの重要さん ケンファ ヘンプ	なむ 舌画車技シーケンフリがの車サン ケンファーング	名は夜間・休日を含め発電ボに登取している要員
なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて	なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、佐業項目な重要性シーケンスト比較し、以西な更具数	なお, 重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて	
は、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数	は、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数	は,作業項目を重要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を 変製したは思 21名で対処可能でたる	
を確認した結果, <u>28名</u> で対処可能である。	を確認した結果, <u>20 名</u> で対処可能である。	確認した結果, <u>31名</u> で対処可能である。	<ul><li>体制の相違</li><li>【均体 6/7 東海第二】</li></ul>
			【柏崎 6/7,東海第二】
			運用及び設備の相違に

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			伴う,必要要員数の相違
a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	
外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル	外部電源が喪失するとともに,全ての非常用ディーゼル	外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼ	
発電機が機能喪失する。これにより,所内高圧系統(6.9kV)	発電機等が機能喪失する。これにより, <u>所内高圧系統</u>	ル発電機等が機能喪失する。これにより、非常用高圧母線	・設備設計の相違
の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。全	(6.9kV) の母線が使用不能となり, 全交流動力電源喪失に		【柏崎 6/7】
交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたこと	至る。全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラム	全交流動力電源喪失の発生により原子炉がスクラムしたこ	島根2号炉は,高圧炉
を確認する。	したことを確認する。 <u>また,全交流動力電源喪失の確認よ</u>	とを確認する。	心スプレイ系ディーゼル
	り,低圧代替注水系(可搬型)の準備を開始する。		発電機もある。
原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,	原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,	原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、	
<u>平均出力領域モニタ等</u> である。	<u>平均出力領域計装等</u> である。	平均出力領域計装である。	・設備の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は、中性子
			源領域計装(SRM)及
			び中間領域計装(IF
			M),柏崎 6/7,東海第二
			は起動領域計装(SRN
			M)を採用している。 和
			崎 6/7, 東海第二は, 遺
			転時挿入されているSF
			NMにより確認が可能な
			設備として, 等を記載し
			ているが,島根2号炉は
			SRM及びIRMが運転
			時引き抜きのため, 平均
			出力領域計装(APRM
			により確認することとし
			ている。
b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	
原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	
位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原子	位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動	位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原	
炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。	し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復	子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。	
	する。		
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために	
必要な計装設備は,原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系	必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉隔離時冷	必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉隔離時冷	
統流量等である。	却系系統流量等である。	却ポンプ出口流量等である。	
原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベ	原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低( <u>レベ</u>	原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベ	・解析条件の相違
ル2) から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	<u>ル3</u> )から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	$\underline{{\mathcal N}2}$ )から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	【東海第二】
			解析における水位制御

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			の相違。
c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず,非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合,早期の電源回復不能と判断する。これにより,常設代替交流電源設備,代替原子炉補機 冷却系,低圧代替注水系(常設)の準備を開始する。	c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 中央制御室からの操作により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,早期の電源回復不能と判断する。これにより,常設代替交流電源設備の準備を開始する。	c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 中央制御室からの操作により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,早期の電源回復不能と判断する。これにより,常設代替交流電源設備,原子炉補機代替 冷却系の準備を開始する。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7】
	d. 取水機能喪失の確認 常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後,残 留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)による格納 容器除熱の準備として,中央制御室からの遠隔操作により 残留熱除去系海水系を手動起動するが,これに失敗し,機 能喪失していることを確認する。これにより,緊急用海水 系及び低圧代替注水系(常設)の準備を開始する。 取水機能喪失を確認するために必要な計装設備は,残留 熱除去系海水系系統流量等である。		・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は,早期の 電源回復不能判断により 原子炉補機代替冷却系の 準備を開始。
d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 常設代替交流電源設備による交流電源供給を確認後, <u>低</u> <u>圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水の準備として,中 央制御室からの遠隔操作により <u>復水移送ポンプ2 台</u> を手動 起動する。また,原子炉注水に必要な電動弁(残 <u>留熱除去</u> <u>系注入弁及び残留熱除去系洗浄水弁</u> )が開動作可能である ことを確認する。 <u>低圧代替注水系(常設)のバイパス流防止系統構成のた</u> めにタービン建屋負荷遮断弁を全閉にする。	e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 取水機能喪失を確認後,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備として,中央制御室からの遠隔操作により 常設低圧代替注水系ポンプ2台を手動起動する。また,原子 炉注水に必要な電動弁(残留熱除去系注入弁)が開動作可能 であることを確認する。	d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び原子炉補 機代替冷却系の準備完了を確認後、残留熱除去系(低圧注 水モード)による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去ポンプを手動起動する。また、原子炉注水に必要な電動弁(C-RHR注水弁)が開動作可能であることを確認する。	【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 残留熱 除去系(低圧注水モード)
原子炉隔離時冷却系 <u>による原子炉注水停止を確認し、サ</u> プレッション・チェンバのプール水の熱容量温度制限により、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 <u>2個</u>	サプレッション・プール熱容量制限により、中央制御室からの遠隔操作によって低圧代替注水系(常設)による原子炉 注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個を	原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を手	違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
を手動開操作し原子炉を急速減圧する。	手動開操作し原子炉を急速減圧する。また,原子炉隔離時冷 却系による原子炉注水が停止したことを確認する。	動開操作し原子炉を急速減圧する。	島根2号炉は,原子炉 隔離時冷却系が機能維持
原子炉急速減圧を確認するために必要な計測設備は,原	原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子	原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原	
子炉圧力である。	炉圧力である。	子炉圧力(SA),原子炉圧力,サプレッション・プール水	
	,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,	温度 (SA) である。	除去系(低圧注水モード)
			を用いて注水を実施。
			  ・解析条件の相違
			【柏崎 6/7】
			│ │ 島根2号炉は,手順上
			の弁数を設定。
			  ・運用の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,原子炉
			   隔離時冷却系の機能維持
			   不可を判断するため,サ
			   プレッション・プール水
			温度を監視。
e. <u>低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水	<u>f. 低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水	<u>e.残留熱除去系(低圧注水モード)</u> による原子炉注水	・解析条件の相違
逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力	【柏崎 6/7,東海第二】
が <u>低圧代替注水系(常設)</u> の系統圧力を下回ると,原子炉	が <u>低圧代替注水系(常設)</u> の系統圧力を下回ると,原子炉	が <u>残留熱除去系(低圧注水モード)</u> の系統圧力を下回ると、	島根2号炉は,残留熱
注水が開始され,原子炉水位が回復する。	注水が開始され、原子炉水位が回復する。	原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。	除去系(低圧注水モード
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するた	<u>低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水を確認するた	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を確	による原子炉注水を実
めに必要な計装設備は,原子炉水位,復水補給水系流量(RHR	めに必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),低圧代替注	認するために必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)、原	施。
B 系代替注水流量)等である。	水系原子炉注水流量(常設ライン用)等である。	子炉水位 (燃料域), 残留熱除去ポンプ出口流量等である。	
原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベ	原子炉水位回復後は,原子炉水位を原子炉水位低(レベ	原子炉水位回復後は,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) の間で維持する。	ル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	ル3) から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	
<u>f. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納</u>			・解析結果の相違
容器冷却			【柏崎 6/7】
崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び			島根2号炉は、残留熱
温度が上昇する。格納容器圧力が13.7kPa[gage]到達後に,			除去系による格納容器隊
原子炉水位が原子炉水位高(レベル8)に到達した場合は、			熱実施前に格納容器スプ
中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷			レイの実施基準に到達し
却系(常設)による原子炉格納容器冷却を実施する。 (************************************			ないため格納容器スプレ
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納			イを実施しない。
容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
圧力,復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)等であ			
<u>る。</u>			
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納			
容器冷却時に,原子炉水位が原子炉水位低(レベル3)まで			
低下した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格			
納容器スプレイ冷却系(常設)を停止し,原子炉注水を実			
施する。原子炉水位高(レベル8)まで原子炉水位が回復し			
た後,原子炉注水を停止し,格納容器スプレイを再開する。			
g. 残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷	g残留熱除去系( <u>格納容器スプレイ冷却系</u> )による格納容	f . 残留熱除去系( <u>サプレッション・プール水冷却モード</u> )	・解析結果の相違
<u> 却モード</u> ) 運転	器除熱	運転	【東海第二】
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完	<u>緊急用海水系を用いた</u> 残留熱除去系の準備が完了後,中	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系の準備が完	島根2号炉は,格約
了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(サ	央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系( <u>格納容器ス</u>	了後,中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系( <u>サ</u>	器スプレイの実施基準
プレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転を開	プレイ冷却系) による格納容器除熱を開始する。	プレッション・プール水冷却モード) 運転を開始する。	格納容器圧力が到達し
始する。			いが、サプレッション
残留熱除去系( <u>サプレッション・チェンバ・プール水冷</u>	残留熱除去系( <u>格納容器スプレイ冷却系</u> ) <u>による格納容</u>	残留熱除去系( <u>サプレッション・プール水冷却モード</u> )	プール水冷却の実施基
<u> 却モード</u> ) 運転を確認するために必要な計装設備は, <u>サプ</u>	<u>器除熱</u> を確認するために必要な計装設備は, <u>ドライウェル</u>	運転を確認するために必要な計装設備は, サプレッション・	に到達するため,残留
レッション・チェンバ・プール水温度等である。	圧力等である。	プール水温度(SA)等である。	除去系によるサプレッ
			ョン・プール水冷却モ
			ドにて格納容器除熱を
			施。
h. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	<u>h. 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水</u>		・解析条件の相違
サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容		【柏崎 6/7,東海第二
-1m に到達後,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	器除熱を開始した後、原子炉水位が原子炉水位高(レベル		島根2号炉は,残留
を停止し,代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低	8) に到達した時点で,低圧代替注水系(常設)による原		除去系(低圧注水モー
圧注水モード) による原子炉注水を開始する。	子炉注水を停止する。		による原子炉注水を網
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を確	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)運転時に,原		する。
認するために必要な計装設備は,原子炉水位及び残留熱除	子炉水位が原子炉水位低(レベル3)まで低下した場合は,		
去系系統流量等である。	中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(格納容器		
原子炉水位回復後は,原子炉水位低(レベル3)から原子	スプレイ冷却系)の運転を停止し,残留熱除去系(低圧注		
炉水位高(レベル8)の間で維持する。原子炉水位高(レベ	水系)による原子炉注水を実施する。		
ル8) まで原子炉水位が回復した後,原子炉注水を停止し,	残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水を確認す		
サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を再	るために必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),残留熱		
開する。	除去系系統流量である。		
	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。原子炉水位高(レ		
	ベル8)まで原子炉水位が回復した後、原子炉注水を停止		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	し、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の運転を再		
	<u>開する。</u>		
	また, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の運転		
	時に,格納容器圧力が 13.7kPa [gage] まで低下した場合		
	は、残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)によ		
	る格納容器除熱に切り替える。		
以降、炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は、残留熱除去	以降,炉心冷却及び格納容器除熱は,残留熱除去系によ	以降,炉心冷却及び原子炉格納容器除熱は,残留熱除去	
系により継続的に行う。	り継続的に行う	系により継続的に行う。	
2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価	   2.4.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価	
(1) 有効性評価の方法	(1) 有効性評価の方法	(1) 有効性評価の方法	
本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事	本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事	本事故シーケンスグループを評価するうえで選定した重要	
故シーケンスは,「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」	故シーケンスは,「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」	事故シーケンスは,「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設	
に示すとおり、過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給	に示すとおり、過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給	定」に示すとおり,過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい	
水流量の全喪失を選定)を起因事象とし、逃がし安全弁再閉	水流量の全喪失を選定)を起因事象とし、逃がし安全弁再閉	給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし,逃がし安全弁再閉	
失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の	失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の	失敗を含まず高圧状態が継続される「 <u>過渡事象+崩壊熱除去</u>	
全喪失)+崩壊熱除去失敗」である。	<u>全喪失)+RHR失敗</u> 」である。	失敗」である。	
なお、取水機能を喪失することで、非常用ディーゼル発電機	なお、非常用ディーゼル発電機等の取水機能も喪失するも	なお、取水機能を喪失することで、非常用ディーゼル発電	
も機能喪失することから、本評価では、より厳しい条件とする	<u>のとし</u> ,本評価では、より厳しい条件とする観点から外部電	機等も機能喪失することから、本評価では、より厳しい条件	・設備設計の相違
知よなと見如意返の前出も記点し、取む機や前出に入去ば動力	源の喪失も設定し、取水機能喪失に全交流動力電源喪失が重	とする観点から外部電源の喪失も設定し、取水機能喪失に全	【柏崎 6/7】
観点から外部電源の喪失も設定し、取水機能喪失に全交流動力	[	, , , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	
電源喪失が重畳するものとして, 取水機能喪失時の炉心損傷防	畳するものとして、取水機能喪失時の炉心損傷防止対策の有		島根2号炉は,高圧炉
			島根2号炉は,高圧炉 心スプレイ系ディーゼル
電源喪失が重畳するものとして、取水機能喪失時の炉心損傷防	畳するものとして、取水機能喪失時の炉心損傷防止対策の有	交流動力電源喪失が重畳するものとして, 取水機能喪失時の	

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、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・ボイド率変化、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・ボイド率変化、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、サプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER、シビアアクシデント総合解析コードMAAP により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、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・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流及び三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、冷却材放出(臨界流・差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに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、スプレイ冷却及びサプレッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過

・解析条件の相違【柏崎 6/7, 東海第二】解析条件の相違による

重要現象の対象の相違。

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・ボイド率変化、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・

ボイド率変化, 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、サプレ

ッション・プール冷却が重要現象となる。よって、これらの

現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変

化解析コードSAFER、シビアアクシデント総合解析コー

ドMAAPにより原子炉圧力,原子炉水位,燃料被覆管温度,

格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

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

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

#### a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。

#### a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

しかし、本評価では、事故直後から原子炉隔離時冷却 系により炉心は冠水維持され、原子炉減圧により炉心は 露出するが、低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が 継続されることから外部電源の有無の影響は小さい。

#### b) 重大事故等対策に対する影響

本解析においては、取水機能の喪失を仮定しており、 原子炉隔離時冷却系を除く非常用炉心冷却系及び非常 用交流電源設備は使用できない。よって、外部電源なし 渡応答を求める。

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

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.4.1-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

#### a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。

#### a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

このため、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環系ポンプトリップは、原子炉水位異常低下(レベル2)信号にて発生するものとする。

#### b) 重大事故等対策に対する影響

本解析においては、<u>評価上、非常用ディーゼル発電</u>機等の取水機能も喪失するものとし、非常用炉心冷却 系及び非常用交流電源設備は使用できない。よって、 また,解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として,本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響,評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.1.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

#### a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するもの とする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できないものと仮定する。

a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

このため、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする。

# 解析条件の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉は,事象を 厳しくする観点から,再 循環ポンプは原子炉水位 低(レベル2)でトリッ プするものとしている。

b) 重大事故等対策に対する影響

本解析においては,取水機能の喪失を仮定しており, 非常用炉心冷却系及び非常用交流電源設備は使用できない。よって,外部電源なしを仮定することにより,常

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
を仮定することにより、常設代替交流電源設備等の更な る重大事故等対策が必要となることから要員、資源等の 観点で厳しい条件となる。	外部電源なしを仮定することにより,常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となることから要員,資源等の観点で厳しい条件となる。	設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要 となることから要員,資源等の観点で厳しい条件とな る。	
b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、 <u>タービン蒸気加減弁急速閉</u> 信号によるものとする。	b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。	b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,原子炉 水位を厳しくする観点で スクラム信号を設定。
(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低 (レベル2) で自動 起動し, <u>182m³/h (8.12~1.03MPa[dif]</u> において) の流量 で注水するものとする。	<ul> <li>(b) 原子炉隔離時冷却系</li> <li>原子炉隔離時冷却系は、原子炉水位異常低下(レベル</li> <li>2)で自動起動し、136.7m³/h(7.86MPa[gage]~1.04MPa [gage] において)の流量で注水するものとする。</li> </ul>	(b) 原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系が <u>原子炉水位低</u> (レベル2)で自動起動し、 <u>91m³/h(8.21~0.74MPa[gage]</u> において)の流量で注水するものとする。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 実運用 と解析条件が相違するこ とについて理由を記載。
(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて,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。	(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁( <u>安全弁機能</u> )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。	(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁 <u>(逃がし弁機能)</u> 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。	・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,逃がし 弁機能での圧力制御を想 定している。
また,原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2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5%を処理するものとする。	また,原子炉減圧には <u>逃がし安全弁(自動減圧機能)</u> (7個)を使用するものとし,容量として,1個当たり 定格主蒸気流量の <u>約6%</u> を処理するものとする。	また,原子炉減圧には <u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(6個)</u> を使用するものとし,容量として,1個当たり定格主蒸気流量の <u>約8%</u> を処理するものとする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,手順上 の弁数を設定 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(d) <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁による原子炉減圧後に, <u>最大300m³/h</u> にて 原子炉注水し,その後は炉心を冠水維持するように注水 する。	(d) <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧後に, <u>最大 378m<sup>3</sup>/h</u> にて原子炉注水し,その後は炉心を冠水 維持するように注水する。	(d) <u>残留熱除去系(低圧注水モード)</u> 逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き)</u> による原子炉減圧 後に, <u>1,136m³/h</u> (0.14MPa[dif] において)(最大 <u>1,193m³/h)</u> にて原子炉注水し,その後は炉心を冠水維持 するように注水する。	島根2号炉は,残留熱
なお、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は、 格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。  (e) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)  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、140m³/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。			・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,残留熱 除去系による格納容器除 熱実施前に格納容器スプ レイの実施基準に到達し ないため格納容器スプレ イを実施しない。
<ul><li>(f) 代替原子炉補機冷却系</li><li>伝熱容量は<u>約23MW</u>(サプレッション・チェンバ・プール水温100℃,海水温度30℃において)とする。</li></ul>	<ul> <li>(e) 緊急用海水系     伝熱容量は約 24MW (サプレッション・プール水温度 100℃,海水温度 32℃において)とする。</li> </ul>	(e) 原子炉補機代替冷却系 伝熱容量は <u>,事象発生後8時間から24時間において約16MW,事象発生24時間以降において約11MW(サプレッション・プール水温度100℃</u> ,海水温度 <u>30℃</u> において)とする。	
(g) 残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水 冷却モード) 伝熱容量は,熱交換器1 基あたり <u>約8MW</u> (サプレッショ ン・チェンバ・プール水温52℃,海水温度30℃において) とする。	<ul> <li>(f) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系) 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)を使用する場合は、1、692m³/hにて格納容器内にスプレイするものとする。また、伝熱容量は、熱交換器1基当たり約24MW(サプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)とする。</li> </ul>	(f) 残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却モード) 伝熱容量は、熱交換器 1 基 <u>あたり事象発生後 8 時間から24時間において約16MW、事象発生24時間以降において約11MW(サプレッション・プール水温度100℃</u> 、海水温度30℃において)とする。	・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器スプレイの実施基準に 格納容器圧力が到達しないが、サプレッション・ プール水冷却の実施基準

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			に到達するため, 残留熱
			除去系によるサプレッシ
			ョン・プール水冷却モー
			ドにて格納容器除熱を実
			施。
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,事象発
			生24時間以降において,
			原子炉補機代替冷却系に
			よる燃料プール冷却系熱
			交換器の冷却を開始する
			ため、伝熱容量が変化す
			る。
(h) 残留熱除去系(低圧注水モード)	(g) 残留熱除去系 (低圧注水系)		・解析条件の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
チェンバ・プール水位が真空破壊装置-1m に到達した時			島根2号炉は、残留熱
点で手動起動し, 954m³/h (0.27MPa[dif]において) の流	ものとする。		除去系(低圧注水モード)
量で注水するものとする。			による原子炉注水を継続
			する。
c. 重大事故等対策に関連する操作条件	c. 重大事故等対策に関連する操作条件	c. 重大事故等対策に関連する操作条件	
運転員等操作に関する条件として, 「1.3.5 運転員等の	運転員等操作に関する条件として,「1.3.5 運転員等の操	運転員等操作に関する条件として,「1.3.5 運転員等の操	
操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり	作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設	作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設	
設定する。	定する。	定する。	
(a) 交流電源は,事象発生から70分後に常設代替交流電源			・運用の相違
設備によって供給を開始する。			【柏崎 6/7】
(b) 低圧代替注水系(常設)起動操作は,事象発生から70			島根2号炉は,原子炉
分後の常設代替交流電源設備からの給電の直後に開始す			隔離時冷却系が機能維持
る。なお、サプレッション・チェンバ・プール水位が真			できる時間まで、原子炉
空破壊装置-1mに到達した場合, 低圧代替注水系 (常設)			隔離時冷却系による原子
による原子炉注水を停止する。			炉注水を継続する。
			5
(c) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, <u>低圧代替注水</u>	(a) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は, <u>低圧代替</u>	(a) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は,原子炉補機代	
系 (常設) 起動操作後,原子炉水位がレベル8に到達する	注水系 (常設) 起動操作後, サプレッション・プール水	替冷却系起動後に実施する残留熱除去系(低圧注水モー	・解析条件の相違
事象発生から約3時間後に開始する。	温度が 65℃に到達した場合に開始する。	<u>ド)</u> 起動操作後, <u>サプレッション・プール水温度が 100℃</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
		に到達する事象発生から8時間後に開始する。	島根2号炉は、原子炉
		· Fare / Sarangement / Sarangement / Sarangement	補機代替冷却系の系統構

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			成等に必要な準備時間等
			を考慮し設定。
(d) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格			・解析結果の相違
納容器冷却操作は,原子炉水位高(レベル8)に到達した			【柏崎 6/7】
場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、事象発生			島根2号炉は,残留熱
から約25時間後に停止する。			除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ
			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
( ) / / / / / / / / / / / / / / / / / /	(1) 取名田海上五十田、上下町村八十五(45小市町~)。	(1) 医乙烷铁板(N. 铁水和水泥料和(P. N. ) 古色水瓜(2) > 0 叶	
(e) 代替原子炉補機冷却系運転操作は,事象発生から <u>20時</u>	(b) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレ	(b) 原子炉補機代替冷却系運転操作は,事象発生から <u>8時</u>	
間後に開始する。 (S) (A 共原スに対象があれるよう) お歌の教験大変 (サプト)	イ冷却系)による格納容器除熱操作は、余裕時間を確認 オス知よる仏芸物物容器スプレイの実体基準でよる物物	間後に開始する。	【東海第二】
(f) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サプレ ッション・チェンバ・プール水冷却モード)の起動操作	する観点で代替格納容器スプレイの実施基準である格納	(c) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレンシュンシュア・ルナ冷却エード)のお動場作は、原子原	島根2号炉の原子炉代 替補機冷却系は可搬型設
	容器圧力 0.279MPa [gage] に到達した場合に開始する。 また、残留熱除去系による格納容器除熱の開始後に、原	ッション・プール水冷却モード)の起動操作は、原子炉 補機化粧冷却変起動後の東角発生から 8 時間後に開始す	
は, 事象発生から <u>20時間後</u> に開始する。	子炉水位が原子炉水位高(レベル8)に到達した場合は,	<u>補機代替冷却系起動後の</u> 事象発生から <u>8時間後</u> に開始する。	備である。    ・運用の相違
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常	ఎ₀	【柏崎 6/7,東海第二】
	設)による原子炉注水を停止し、以降は残留熱除去系に		原子炉補機代替冷却系
	よる原子炉注水により原子炉水位を維持する。		の系統構成等に必要な準
	よる床」が任かにより床」が小匠を作りする。		備時間等を考慮し設定。
			<ul><li>・解析結果の相違</li></ul>
			【東海第二】
			器スプレイの実施基準に
			格納容器圧力が到達しな
			いが、サプレッション・
			プール水冷却の実施基準
			に到達するため、残留熱
			除去系によるサプレッシ
			ョン・プール水冷却モー
			ドにて格納容器除熱を実
			施。
			VEIII or leave.
(g) 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注			・運用の相違
水モード)による原子炉注水は、サプレッション・チェン			【柏崎 6/7,東海第二】
バ・プール水位が真空破壊装置-1mに到達後に開始する。			島根2号炉は、残留熱

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考

#### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シ ュラウド内及びシュラウド内外)※1, 注水流量, 逃がし安全 弁からの蒸気流量,原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.4.1.7図から第2.4.1.12図に,燃料被覆管温度,燃料被覆管 の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高 温度発生位置におけるボイド率、平均出力燃料集合体のボイ ド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移及び燃料被覆管 に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周 方向の応力の関係を第2.4.1.13図から第2.4.1.18図に、格納 容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ・プー ル水位及び水温の推移を第2.4.1.19図から第2.4.1.22図に示 す。

※1 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュ ラウド内の水位を示す。シュラウド内は、炉心部から発 生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュ ラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、 非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計(広帯 域)の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認 する原子炉水位計(広帯域・狭帯域)の水位は、シュラ ウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を 併せて示す。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった 場合には、原子炉水位計(燃料域)にて監視する。6号 炉の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド内を,7号炉 の原子炉水位計(燃料域)はシュラウド外を計測してい る。

#### a. 事象進展

取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後、タービン蒸 気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし,また, 原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動 して原子炉水位は維持される。

再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発

#### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シ ュラウド内及びシュラウド内外)※, 注水流量, 逃がし安全 弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を 第2.4.1-4 図から第2.4.1-9 図に、燃料被覆管温度、高出 力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率 の推移を第2.4.1-10 図から第2.4.1-12 図に,格納容器圧 力,格納容器雰囲気温度,サプレッション・プール水位及び サプレッション・プール水温度の推移を第2.4.1-13 図から 第2.4.1-16 図に示す。

※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二 相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見 かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起 動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が 炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯 域),原子炉水位(狭帯域)の水位は、シュラウド外の水 位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。 なお, 水位が燃料有効長頂部付近となった場合には, 原 子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃料域) はシュラウド内を計測している。

#### a. 事象進展

取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後、原子炉水位 低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムし、また、 原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が 自動起動して原子炉水位は維持される。

再循環系ポンプについては、原子炉水位異常低下(レベ

#### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シ ュラウド内及びシュラウド内外)※, 注水流量, 逃がし安全弁 からの蒸気流量,原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.4.1.2-1(1) 図から第2.4.1.2-1(6) 図に, 燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイ ド率の推移を第2.4.1.2-1(7)図から第2.4.1.2-1(9)図に, 格納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プール水位 及びサプレッション・プール水温度の推移を第2.4.1.2-1(10)図から第2.4.1.2-1(13)図に示す。

※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ · 解析結果の相違 二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、 見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系 の起動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運 の冠水は維持される。 転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位 (広帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位で あることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。 なお,水位が燃料棒有効長頂部付近となった場合には, 原子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃 料域) はシュラウド内を計測している。

#### a. 事象進展

取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後、原子炉水位 低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラムし、また、 原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起 動して原子炉水位は維持される。

再循環ポンプについては、原子炉水位低(レベル2)で スクラム信号を設定。

による原子炉注水を実

除去系(低圧注水モード)

解析結果の相違

#### 【柏崎 6/7】

島根2号炉は, 炉心は 露出せず, 冠水維持する。

解析結果の相違

#### 【柏崎 6/7】

島根2号炉は、高出力 燃集合体にPCTが発生 している。

【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心

・解析条件の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,原子炉 水位を厳しくする観点で

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
生とともに10 台全でがトリップする。	ル2)により2 台全てがトリップする。	2台すべてがトリップする。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,事象を厳しくする観点から, 循環ポンプは原子炉水(低(レベル2)でトリープするものとしている。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 再循環ポンプの個数の相違。
事象発生から <u>70分</u> 経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、原子炉急速減圧及び <u>低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水を開始する。	事象発生から 104 分経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、原子炉急速減圧及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。	事象発生から20分経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、その後、事象発生から8時間経過した時点で、原子炉急速減圧及び残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始する。	【柏崎 6/7,東海第二】
原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって 逃がし安全弁 <u>2個</u> を手動開することで実施する。	原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって 逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 個を手動開することで実 施する。	原子炉急速減圧は、中央制御室からの遠隔操作によって 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を手動開すること で実施する。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,手順 の弁数を設定。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し,有効燃料棒頂部を下回るが,低圧 代替注水系(常設)による原子炉注水が開始されると原子 炉水位が回復し,炉心は再冠水する。	原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が開始されると原子炉水位が回復し,炉心の 冠水は維持される。	原子炉急速減圧を開始すると,原子炉冷却材の流出により原子炉水位が <u>低下するが,燃料棒有効長頂部は下回らず,</u> 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水が開始 されると原子炉水位が回復し, <u>炉心の冠水は維持される</u> 。	
燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により,原子炉水位が低下し,炉心が露出することから上昇する。その結果,燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から蒸気冷却となり熱伝達係数は低下する。その後,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水により,燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると,ボイド率が低下し,熱伝達係数が上昇することから,燃料被覆管温度は低下する。	燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により上昇する。その後, <u>低圧代替注水系(常設)</u> による原子炉注水により,燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は増減する。	燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は,原子炉減圧により上昇する。その後,残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水により,燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は増減する。	
平均出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。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で、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却及び事象発生から20時間経過した時点での代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行う。	高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。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 <u>格納容器内</u> に流入することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、事象発生から約13時間経過した時点での緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱を行う。	高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い変化する。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で、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、事象発生から8時間経過した時点での原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(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除熱を行う。	【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,高出力 燃集合体に P C T が発生 している。 ・解析条件の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
b. 評価項目等 燃料被覆管の最高温度は、第2.4.1.13 図に示すとおり、 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427℃に到達するが、 1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、平均出力燃 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。	b. 評価項目等 燃料被覆管の最高温度は,第2.4.1-10 図に示すとおり, 初期値(約309℃)を上回ることはなく,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。	b. 評価項目等 燃料被覆管の最高温度は、第2.4.1.2-1(7)図に示すとおり、初期値(約309℃)を上回ることなく、1,200℃以下となる。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。	ないため格納容器スプレイを実施しない。 ・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は,格納容器圧力が到達しないが,サプレッショ基基では、がが、サプレッショ基をはいが、サプール水冷却の実施基部にはるサプレッション・プール水冷却をといって格納容器除熱を実施。
原子炉圧力は、第2.4.1.7 図に示すとおり、逃がし安全 弁の作動により、約7.52MPa[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7.82MPa[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。	原子炉圧力は,第 2.4.1-4 図に示すとおり,逃がし安全弁(安全弁機能)の作動により,約 7.79MPa [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 8.09MPa [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。	原子炉圧力は,第2.4.1.2-1(1)図に示すとおり,逃がし安全弁 (逃がし弁機能)の作動により,約7.59MPa[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7.89MPa[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。	・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,逃がし 安全弁機能での圧力制御 を想定している。 ・解析結果の相違 【柏崎6/7,東海第二】
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	容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入す	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、 <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原</u>	ることによって、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上 昇するが、緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納	流入することによって,格納容器圧力及び <u>温度</u> は徐々に上 昇するが,原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系に	<ul><li>・解析結果の相違</li></ul>
ガッるが, <u>N官省MI合命へノレイ印列ポ(市政)による原</u>	ガッ 3/1º, <u>煮心川畑小木佐川いた</u> な笛然  広右米  よる <u></u> 竹	オッるが, <u>你」が開放し食用型水で</u> 別した残留然除去米に	ガチガールロオックが日建

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
子炉格納容器冷却及び代替原子炉補機冷却系を介した残留	<u>容器除熱</u> を行うことによって、格納容器バウンダリにかか	よる原子炉格納容器除熱を行うことによって、格納容器バ	【柏崎 6/7】
熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって,	る圧力及び温度の最大値は <u>, 約 0.28MPa[gage]</u> 及び <u>約 141℃</u>	ウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約	島根2号炉は,残留熱
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	に抑えられ, <u>格納容器の</u> 限界圧力及び限界温度を下回る。	<u>132kPa[gage]</u> 及び <u>約117℃</u> に抑えられ, <u>原子炉格納容器</u> の限	除去系による格納容器除
は, <u>約0.30MPa[gage]</u> 及び <u>約143℃</u> に抑えられ, <u>原子炉格納</u>		界圧力及び限界温度を下回る。	熱実施前に格納容器スプ
容器の限界圧力及び限界温度を下回る。			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
			・解析結果の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
第2.4.1.8 図に示すとおり、 <u>低圧代替注水系(常設)</u> に	<u>第 2.4.1-5 図</u> に示すとおり, <u>低圧代替注水系(常設)</u>	<u>第2.4.1.2-1(2)図</u> に示すとおり, <u>残留熱除去系(低圧注</u>	<ul><li>解析条件の相違</li></ul>
よる注水継続により約4時間後に炉心が <u>冠水</u> し,炉心の冷	による注水継続により炉心の冷却が維持される。その後は,	<u>水モード)</u> による注水継続により炉心が <u>冠水維持</u> し,炉心	【柏崎 6/7,東海第二】
却が維持される。その後は、 <u>20時間後</u> に <u>代替原子炉補機冷</u>	<u>約 13 時間後</u> に <u>緊急用海水系を用いた</u> 残留熱除去系による	の冷却が維持される。その後は、 <u>8時間後</u> に <u>原子炉補機代</u>	島根2号炉は,残留熱
<u>却系</u> を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開	格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、	<u> </u>	除去系(低圧注水モード)
始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持で	安定状態を維持できる。	水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を開始すること	による原子炉注水を実
きる。	(添付資料 2. 4. 1. 1)	で安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。	施。
(添付資料2.4.1.1)			・解析結果の相違
			【柏崎 6/7】
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,原子炉
			補機代替冷却系の系統構
			成等に必要な準備時間等
本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項	本評価では,「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目	本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目	を考慮し設定。
目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について,対策の	の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について,対策の有	の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有	
有効性を確認した。	効性を確認した。	効性を確認した。	
2.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	
解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、	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、	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	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	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。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では、炉心冷	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では,炉心冷	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)では、炉心冷	
却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失	却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失	却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失	
することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員	することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員	することが特徴である。また,不確かさの影響を確認する運転員	
等操作は, <u>事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作</u>	等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作とし	等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作とし	・記載方針の相違
<u>及び</u> 事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, <u>常</u>	て,逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び緊急用海水系を用い	て、逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱除去系(低圧	【柏崎 6/7】
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)に	た残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱	注水モード) による原子炉注水開始操作,原子炉補機代替冷却系	島根2号炉は,事象発
	18 (6.2.2.2.2)	1 2 4 2 2 75 77 74 74 74 74 74 74 74 74 74 74 74 74	Lara caracteristics

を介した残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)

生から 12 時間までの操

よる原子炉注水操作,逃がし安全弁による原子炉減圧操作,代替 操作とする。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作		による格納容器除熱操作とする。	作に限らず、事象進展に
及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。			有意な影響を与えると考
			えられる操作を抽出。
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,残留熱
			除去系(低圧注水モード)
			による原子炉注水を実
			施。
			・解析結果の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,残留熱
			  除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ
			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
			・解析結果の相違
			【東海第二】
			島根2号炉は,格納容
			器スプレイの実施基準に
			格納容器圧力が到達しな
			いが, サプレッション・
			プール水冷却の実施基準
			に到達するため, 残留熱
			除去系(サプレッショ
			ン・プール水冷却モード)
			にて格納容器除熱を実
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	施。
本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	
重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの	重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影	重要現象とは、「1.7解析コード及び解析条件の不確かさの影	
影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影	響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響	響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響	
響評価は以下のとおりである。	評価は以下のとおりである。	評価は以下のとおりである。	
a. 運転員等操作時間に与える影響	a.運転員等操作時間に与える影響	a.運転員等操作時間に与える影響	
<b>炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析</b>	炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして,解析	炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 解析	
コードは実験結果の燃料被覆管温度に比べて+50℃高めに	コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は	コードは炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は上	・解析結果の相違
評価することから、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を	上昇しないため不確かさは小さい。操作手順(原子炉減圧		【柏崎 6/7】

小さく評価する可能性がある。よって, 実際の燃料棒表面 での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、操 作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること) 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、運転員等操作時間に与 える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって、実際の燃料被覆管温 度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行す 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。

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 さとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は 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を確認し 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 析で確認し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から,格納容器圧力及び温度を操作開 始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設) に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格 納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一 致することを確認しており、その差異は小さいことから、 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)に係る運転員等操作時間に 与える影響は小さい。

(添付資料2.4.1.2)

後速やかに低圧注水に移行すること)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, 運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって、実際の燃料被覆管温 度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行す 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。

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並びに気液界面の熱伝達の不確かさ として、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はH DR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を 確認しているが、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 この解析で確認し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雰囲気温度の 傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操 作開始の起点としている緊急用海水系を用いた残留熱除去 系(格納容器スプレイ冷却系)に係る運転員等操作時間に 与える影響は小さい。

また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析によ り格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定デー タと良く一致することを確認しており、その差異は小さい ことから, 格納容器圧力を操作開始の起点としている緊急 用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系) に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.4.1.2)

速やかに低圧注水に移行すること)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, 運転員等操作時間に与える影響はない。

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって、実際の燃料被覆管温 度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行す 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。

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 さとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は 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を確認し 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 解析で確認し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 に再現できており, また格納容器圧力及び温度を操作開始 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 操作時間に与える影響はない。

また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び┃除去系による格納容器除 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析によ り格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良 レイの実施基準に到達し く一致することを確認しており、その差異は小さいこと、 また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている↓イを実施しない。 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。

(添付資料 2.4.1.2)

解析結果の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

島根2号炉は、残留熱 熱実施前に格納容器スプ ないため格納容器スプレ 柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉 b. 評価項目となるパラメータに与える影響

備考

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、<u>実験</u>解析では熱伝達モデルの保守性により燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被覆管温度を高めに評価することから,評価項目となるパラメータに<u>対する</u>余裕は大きくなる。

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として、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は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を確認しているが、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し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、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の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致する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。

(添付資料2.4.1.2)

- (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

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、炉心部の冠水は維持されるため、燃料被覆管の最高温度は、初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに<u>対する</u>余裕は大きくなる。

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並びに気液界面の熱伝達の不確かさ として、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はH DR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を 確認しているが、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 この解析で確認し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雰囲気温度の 傾向を適切に再現できているため、評価項目となるパラメ ータに与える影響は小さい。また、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の不確かさにおいて は、CSTF実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝 縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認し 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。

(添付資料 2.4.1.2)

- (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

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、<u>炉心が</u> が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等 に評価する。有効性評価解析においても、炉心部の冠水は

維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃) を上回ることはないことから,評価項目となるパラメータ に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コードは燃料被覆管の酸化について,酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被覆管温度を高めに評価するが,原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく,炉心は冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約  $309^{\circ}$ C)を上回ることはないことから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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として、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は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を確認しているが、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し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、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の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致する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。

(添付資料 2.4.1.2)

- (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

解析結果の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

解析結果の相違【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第2.4.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設 定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。ま た、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメ ータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに 対して最確条件は約42kW/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、燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、操作手順(原子炉減圧後速やかに 低圧注水に移行すること) 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、運転員等操作時間に与える影響はない。

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30GWd/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 度の上昇が遅くなるが、操作手順(原子炉減圧後速やか に低圧注水に移行すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納 容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サプ レッション・チェンバ・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、

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.4.1-2 表に示すとおりであり、それらの条 件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m~約 41kW/m 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 被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順(原子炉減 圧後速やかに低圧注水に移行すること)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、運転員等操作時間に与える影響はな V )

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、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 び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順(原子炉減 圧後速やかに低圧注水に移行すること) 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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納 容器体積(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液 相部,サプレッション・プール水位,格納容器圧力並び に格納容器雰囲気温度は、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

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第2.4.1.2-1表に示すとおりであり、それらの条 件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。 また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に 対して最確条件は約 40.6kW/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、燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、操作手順(原子炉減圧後速やかに 低圧注水に移行すること) 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、運転員等操作時間に与える影響はない。

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 30GWd/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し【東海第二】 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、それに伴う原子炉冷しを記載。 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(原子炉減圧後速やかに 低圧注水に移行すること)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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプト・整理方針の相違 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、運転員等操作 時間に与える影響は小さい。

実績値の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉の最確条件

実績値の相違

島根2号炉の最確条件

解析結果の相違

### 【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

解析条件の相違

#### 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,原子炉 補機代替冷却系の系統構 成等に必要な準備時間等 を考慮するため。

# 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は、サプレ ッション・チェンバの空 間部及び液相部のゆらぎ

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
運転員等操作時間に与える影響は小さい。	とから,運転員等操作時間に与える影響は小さい。		を, サプレッション・フ
			ール水位のゆらぎで代表
			させていることから, 記
			載していない。
事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電	事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電	事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電	
源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態	源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態	源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態	
を設定している。	を設定している。また、原子炉スクラム及び再循環系ポ	を設定している。また、原子炉スクラム及び再循環ポン	
	ンプトリップについては、起因事象発生から原子炉スク	プトリップについては、起因事象発生から原子炉スクラ	
	ラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件と	ムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件とし	
	して、外部電源がある場合を包含する条件を設定してい	て,外部電源がある場合を包含する条件を設定している。	
	る。 		を設定。
なお,外部電源がある場合は,原子炉水位の低下が早	なお、外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉	なお、外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉	
<u>くなるが</u> ,事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子	隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され,原子炉減圧後	隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され,原子炉減圧後	
炉水位が維持され, <u>原子炉減圧により炉心は露出するも</u>	も低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が継続される	も残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心冷却が継	・解析結果の相違
のの、低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が継続さ	ため,事象進展に影響はないことから, 運転員等操作時	続されるため、事象進展に影響はないことから、運転員	【柏崎 6/7】
れるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操	間に与える影響はない。	等操作時間に与える影響はない。	島根2号炉では,炉心
作時間に与える影響はない。			の冠水は維持される。
機器条件の <u>低圧代替注水系(常設)</u> は,解析条件の不	機器条件の低圧代替注水系(常設)は、解析条件の不	機器条件の残留熱除去系 (低圧注水モード) は,解析条	<ul><li>解析条件の相違</li></ul>
確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合(注水	確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水	件の不確かさとして,実際の注水量が解析より多い場合	
特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早くな	特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早くなる。	(注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復は早く	   島根2号炉は,残留熱
る。 <u>冠水後</u> の操作として冠水維持可能な注水量に制御す	<u> 冠水後</u> の操作として冠水維持可能な注水量に制御する	なる。 <u>水位回復後</u> の操作として冠水維持可能な注水量に	  除去系(低圧注水モード
るが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等	が, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操	 制御するが,注水後の流量調整操作であることから,運	による原子炉注水を実
操作時間に与える影響はない。	作時間に与える影響はない。	転員等操作時間に与える影響はない。	施。
(添付資料2.4.1.2)	(添付資料 2.4.1.2)	(添付資料 2. 4. 1. 2)	・解析結果の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉では,炉心
			の冠水は維持される。
b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	
初期条件の最大線出力密度は,解析条件の44.0kW/mに	初期条件の最大線出力密度は,解析条件の 44.0kW/m	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 <u>約42kW/m以下</u> であり,解析条件の不確	に対して最確条件は <u>約 33kW/m~約 41kW/m</u> であり,解	対して最確条件は <u>約40.6kW/m以下</u> であり,解析条件の不	・実績値の相違
かさとして、最確条件とした場合 <u>は、燃料被覆管温度の</u>	析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料	確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度	【柏崎 6/7,東海第二】
<u>上昇は緩和される</u> ことから、評価項目となるパラメータ	被覆管温度の上昇は緩和されるが, 炉心部の冠水は維持	の上昇は緩和される。また,炉心部の冠水は維持される	島根 2 号炉の最確条件
に対する余裕は大きくなる。	されるため,燃料被覆管の最高温度は初期値(約309℃)	ため,燃料被覆管温度は初期値(約 309℃)を上回るこ	を記載。
	を上回ることはないことから、評価項目となるパラメー	<u>とはない</u> ことから、評価項目となるパラメータに <u>与える</u>	・解析結果の相違
	タに与える影響はない。	影響はない。	【柏崎 6/7】
			島根2号炉では,炉心

の冠水は維持される。

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30GWd/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 度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対す る余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納 容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サプ レッション・チェンバ・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。

事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電 源喪失となり事象進展が厳し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,原子炉水位の低下が早 くなるが、事象発生初期は原子炉隔離時冷却系にて原子 炉水位が維持され,原子炉減圧により炉心は露出するが, 低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が継続されるた 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。

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,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 び雰囲気温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメ ータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納 容器体積(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液 相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力並び に格納容器雰囲気温度は、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 V)

事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電 源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態 を設定している。また、原子炉スクラム及び再循環系ポ ンプトリップについては、起因事象発生から原子炉スク ラムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件と して,外部電源がある場合を包含する条件を設定してい

なお、外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉 隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、原子炉減圧後 も低圧代替注水系(常設)により炉心冷却が継続される 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。

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 30GWd/t であり、解析条件の不確かさと ・実績値の相違 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、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り、評価項目となるパラメータに対 【柏崎 6/7】 する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプト レッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温 【柏崎 6/7、東海第二】 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、評価項目となり、ション・チェンバの空 るパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、全交流動力電 源喪失となり事象進展が厳しくなる外部電源がない状態 を設定している。また,原子炉スクラム及び再循環ポン プトリップについては, 起因事象発生から原子炉スクラ ムまでの期間の原子炉水位の低下を厳しくする条件とし て、外部電源がある場合を包含する条件を設定している。

なお、外部電源がある場合は、事象発生初期は原子炉 隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、原子炉減圧後 も残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心冷却が継 続されるため、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。

#### 【東海第二】

島根2号炉の最確条件 を記載。

・解析結果の相違

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

# ・ 整理方針の相違

島根2号炉は、サプレ 間部及び液相部のゆらぎ を、サプレッション・プ ール水位のゆらぎで代表 させていることから, 記 載していない。

# ・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7】

島根2号炉は、外部電 源ありを包含する条件を 設定。

解析結果の相違

#### 【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心 の冠水は維持される。

解析条件の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,残留熱

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			除去系(低圧注水モード)
			による原子炉注水を実
			施。
機器条件の低圧代替注水系(常設)は、解析条件の不	機器条件の低圧代替注水系(常設)は、解析条件の不	機器条件の残留熱除去系(低圧注水モード)は、解析	・解析条件の相違
確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水	確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水	条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場	【柏崎 6/7,東海第二】
特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くな	特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早くなる	合 (注水特性(設計値)の保守性),原子炉水位の回復が早	島根2号炉は,残留熱
ることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は	ことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大	くなることから、評価項目となるパラメータに対する余	除去系(低圧注水モード)
大きくなる。	きくなる。	裕は大きくなる。	による原子炉注水を実
(添付資料2.4.1.2)	(添付資料 2. 4. 1. 2)	(添付資料 2. 4. 1. 2)	施。
1 HP (4- Ø /4).	1 40 to 0 to	1	
b. 操作条件	b. 操作条件	b. 操作条件	
操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、	操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「無人不可以」、「現代不可以以上」、「他の共利提作方	操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「無性系では関す」「他の共利提供	
「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列	「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有	「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作	
操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これら	無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要用が運転号符場作時間に与えて影響が評価する。また。	有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要用が運転号符場が時間に与える影響な評価する。また、運転	
の要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメー	因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運 転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータ	因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運転 員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに	
タに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	に与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。	
(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	(a) 運転員等操作時間に与える影響	
操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、	(4) 在均分分外目 引用10 7 / 0 2 / 目		  ・運用の相違
解析上の操作開始時間として事象発生から70分後に低圧			【柏崎 6/7】
代替注水系(常設)への電源供給が完了することを設定			島根2号炉は,原子炉
している。運転員等操作時間に与える影響として、実態			減圧操作及び残留熱除去
の運転操作は約30分間で完了可能であり、解析上の受電			系(低圧注水モード)に
完了時間(70分後)は 時間余裕を含めて設定しているこ			よる注水開始として事象
とから、低圧代替注水系(常設)の起動操作が早まる可			発生から8時間後を設定
能性がある。これにより、逃がし安全弁による原子炉減			しており、常設代替交流
圧操作が早まる可能性があるが、当該操作は原子炉水位			電源設備による交流電源
高 (レベル8) 到達後に,原子炉隔離時冷却系から低圧代			の供給開始(事象発生か
替注水系(常設)に切り替えるための減圧操作であり,			ら 20 分) に左右されな
原子炉水位維持の観点では問題とならない。			٧١°
操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作 <u>は,解</u>	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、 <u>解</u>	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残	・解析条件の相違
析上の操作開始時間として事象発生から約3時間後を設	析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水温	留熱除去系(低圧注水モード)による注水開始は、解析	·
定している。運転員等操作時間に与える影響として,実	度 65℃到達時を設定している。運転員等操作時間に与え	上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定し	島根2号炉は,原子炉
態の運転操作においては、原子炉水位維持を優先するた	る影響として,取水機能喪失の認知に係る確認時間及び	ている。運転員等操作時間に与える影響として、実態の	補機代替冷却系の系統構
		and the state of t	I to be a control of the control of

運転操作においては、残留熱除去系(低圧注水モード)

成等に必要な準備時間等

低圧代替注水系(常設)による原子炉注水準備の操作時

め,原子炉水位高(レベル8)到達後に原子炉隔離時冷却

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
系から低圧代替注水系(常設)に切り替えるための原子	間は時間余裕を含めて設定しており、また、その後に行	による注水のための準備操作時間は解析上の設定に対し	を考慮し設定。
炉減圧操作を行うこととしており,原子炉隔離時冷却系	う原子炉急速減圧操作は同一の運転員による並列操作は	てほぼ同等であり,操作開始時間に与える影響は小さい。	
による原子炉注水の状況により原子炉減圧の操作開始時	ないことから、不確かさ要因により操作開始時間に与え		
間は変動する可能性があるが,原子炉水位維持の点では	る影響は小さく,実態の操作開始時間は解析上の設定と		
問題とならない。	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。		
41.1kg 14.の15.4kg 4kg 4kg 4kg 12.1 / 2.1			
操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子に投始容器冷却操作は、紹振しの操作問か時間し			<ul><li>解析結果の相違</li><li>【this 6/7】</li></ul>
る原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間と			【柏崎 6/7】
して格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高			島根2号炉は、残留熱
(レベル8) 到達時を設定している。運転員等操作時間に			除去系による格納容器除
与える影響として、実態の運転操作においては原子炉注			熱実施前に格納容器スプ
水を優先するため、原子炉水位高(レベル8)到達後に低			レイの実施基準に到達し
圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ冷却系			ないため格納容器スプレ
(常設) へ切り替えることとしており、原子炉注水の状			イを実施しない。
況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力			
13.7kPa[gage]到達後の原子炉水位高(レベル8)到達付			
近となるが、運転員等操作時間に与える影響はない。当			
該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く)			
の不確かさにより操作開始時間は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。	担 16 夕 14 小野 夕 田 16 1 4 7 7 + 田 1 1 1 2 1 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	47 14 の民フに兌機 15 共災 11 ず と 人 1 よ 投 17 対 15 人	
操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の提供は、水のは関係はでは、	操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納	操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去	・解析条件の相違
の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定して	容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱操作は、解析	系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子 における。	【柏崎 6/7,東海第二】
いる。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子	上の操作開始時間として格納容器圧力 0.279MPa [gage]	<u> </u>	島根2号炉は,原子炉
炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、	到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響	事象発生から8時間後を設定している。運転員等操作時間はようスト級トレス、大学のないではいません。	
その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、	として、操作開始時間は、時間余裕を含めて設定してお	間に与える影響として、実態の残留熱除去系の起動操作	成等に必要な準備時間等
準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始 世間が日本スマないがよることで、	り、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作	は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与え	を考慮し設定。
時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間	開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作	る影響は小さい。	・解析結果の相違
に対する余裕は大きくなる。	時間に対する余裕は大きくなる。	(37.1 L./fc W. 0 4 1 0)	【柏崎 6/7,東海第二】
(添付資料2.4.1.2)	(添付資料 2. 4. 1. 2)	(添付資料 2. 4. 1. 2)	島根2号炉は、格納容
			器代替スプレイの実施基
			準に格納容器圧力が到達しないことを表現が
			しないこと及び崩壊熱が
			蓄熱しているサプレッシ
			ョン・プールを直接冷却
			するため、サプレッショ
			ン・プール水冷却モード

拉林坦羽原子力於秦莊(6/7月辰 (9017-19-90 年)	★海体   秋春元 (2012 0 10 年)	自担医乙九双霉甙 0.日后	/
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			にて格納容器除熱を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を乳を
			施。
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	
操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、			・運用の相違
運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電			【柏崎 6/7】
源設備からの受電操作について、実態の運転操作は約30			
分で完了可能であり、解析上の受電完了時間(70分後)			   減圧操作及び残留熱除:
は時間余裕を含めて設定していることから、低圧代替注			系(低圧注水モード)に
水系(常設)の起動操作が早まる可能性がある。これに			  よる注水開始として事
より、逃がし安全弁による原子炉減圧操作が早まる可能			発生から8時間後を設定
性があるが、当該操作は原子炉水位高(レベル8)到達後			しており、常設代替交流
に、原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系(常設)に			電源設備による交流電流
切り替えるための減圧操作であり、事象進展はほぼ変わ			の供給開始(事象発生)
<u>らないことから、</u> 評価項目となるパラメータに与える影			ら 20 分) に左右され
響は小さい。			V V <sub>o</sub>
操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は, <u>運</u>	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残	・解析条件の相違
転員等操作時間に与える影響として,原子炉減圧時点に	転員等操作時間に与える影響として, 取水機能喪失の認	留熱除去系(低圧注水モード)による注水開始は、運転	【柏崎 6/7,東海第二】
おいて崩壊熱は十分減衰していることから、評価項目と	知に係る確認時間及び低圧代替注水系(常設)による原	<u>員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間</u>	島根2号炉は,原子
なるパラメータに与える影響は小さい。	子炉注水準備の操作時間は時間余裕を含めて設定してお	は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目と	補機代替冷却系の系統
	り, また, その後に行う原子炉急速減圧操作は同一の運	なるパラメータに与える影響は小さい。	成等に必要な準備時間
	転員による並列操作はないことから、不確かさ要因によ		を考慮し設定。
	り操作開始時間に与える影響は小さく、実態の操作開始		
	時間は解析上の設定とほぼ同等となることから、評価項		
	目となるパラメータに与える影響は小さい。		
操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ			・解析結果の相違
る原子炉格納容器冷却操作は,運転員等操作時間に与え			【柏崎 6/7】
る影響として,原子炉注水の状況により格納容器スプレ			島根2号炉は,残留
イの操作開始は格納容器圧力13.7kPa[gage]到達後の原			除去系による格納容器
子炉水位高 (レベル8) 到達付近となるが格納容器圧力の			熱実施前に格納容器ス
上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早く			レイの実施基準に到達
なる場合,遅くなる場合のいずれにおいても,事象進展			ないため格納容器スプ
はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータ			イを実施しない。
に与える影響は小さい。			
操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は,運転員	操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納	操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去	・解析条件の相違
等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は	容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱操作は,運転	<u>系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
解析上の設定から早まり、格納容器圧力及び温度を早期	員等操作時間に与える影響として,操作開始時間は,時	炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響	島根2号炉は,原子

	distribute and the first transfer of the second sec		III. la
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
に低下させる可能性があることから、評価項目となるパ	間余裕を含めて設定しており、準備操作が想定より短い	として、実際の原子炉格納容器の除熱開始時間は解析上	補機代替冷却系の系統構
ラメータに対する余裕は大きくなる。	時間で完了することで、実態の操作開始時間は解析上の	<u>の設定とほぼ同等であり、</u> 評価項目となるパラメータに	成等に必要な準備時間等
(添付資料2.4.1.2)	設定から早まり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に	与える影響は小さい。	を考慮し設定。
	<u>低下させる可能性があることから、評価項目となるパラ</u>	(添付資料 2. 4. 1. 2)	
	<u>メータに対する余裕は大きくなる。</u>		
	(添付資料 2. 4. 1. 2)		
(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	
操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点か	操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点か	操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点か	
   ら,評価項目となるパラメータに対して,対策の有効性が確	ら, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確	   ら,評価項目となるパラメータに対して,対策の有効性が確	
認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下	認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下	   認できる範囲内での操作時間余裕を確認し,その結果を以下	
に示す。	に示す。	に示す。	
操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作について			・運用の相違
は、低圧代替注水系(常設)の運転に必要な常設代替交流電			【柏崎 6/7】
源設備からの受電は、初期の原子炉隔離時冷却系による注水			島根2号炉は,原子炉
可能継続時間(24時間)内に実施することで炉心損傷を回避			減圧操作及び残留熱除去
することが可能であることから、時間余裕がある。			系(低圧注水モード)に
<u>,                                    </u>			よる注水開始として事象
			発生から8時間後を設定
			しており、常設代替交流
			電源設備による交流電源
			の供給開始(事象発生か
			ら 20 分) に左右されな
			٧٠ <sub>°</sub>
操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作について	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作について	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び残留熱	
は,低圧代替注水系(常設)への移行は,初期の原子炉隔離	は,低圧代替注水系(常設)への移行は,初期の原子炉隔離	除去系(低圧注水モード)による注水開始については、初期	
時冷却系による注水可能継続時間( <u>24時間</u> )内に実施するこ	時冷却系による注水可能継続時間(事象発生から少なくとも	の原子炉隔離時冷却系による注水可能継続時間(8時間)内	・解析条件の相違
とで炉心損傷を回避することが可能であることから,時間余	8 時間程度)内に実施することで炉心損傷を回避することが		【柏崎 6/7,東海第二】
裕がある。	 可能であることから,時間余裕がある。	から,時間余裕がある。	島根2号炉は,原子炉
			補機代替冷却系の系統構
			成等に必要な準備時間等
			を考慮し設定。
			- 1,2, 2, = 5
操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原			・解析結果の相違
子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始ま			【柏崎 6/7】
での時間は事象発生から約5時間あり、準備時間が確保できる			島根2号炉は、残留熱
ことから、時間余裕がある。			除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ

レイの実施基準に到達し ないため格納容器スプレ イを実施しない。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作については、代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は、事象発生から20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。また、操作が遅れる場合においても、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、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約38時間後であり、約18時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

(添付資料2.4.1.2)

操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱操作については、格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達するまでの時間は、事象発生から約 13 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。また、操作が遅れる場合においても、格納容器圧力は約 0.28MPa [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、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器スプレイの実際の実施基準である 0.245MPa [gage] から解析条件で設定した 0.279MPa [gage] 到達までの時間が約 0.9 時間であることを考慮すると、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] に到達するまでに 9 時間程度の準備時間が確保でき、残留熱除去系の起動操作に要する時間は 2 分程度であることから、時間余裕がある。

(添付資料 2.4.1.2)

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

#### 2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.4.1.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

## (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

#### 2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「2.4.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 20 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員(初動)の39名で対処可能である。

操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作については,原子炉補機代替冷却系運転操作までの時間は,事象発生から8時間あり,準備時間が確保できることから,実態の運転操作は解析上の設定とほぼ同等である。また,本操作が解析上の設定より遅れ,格納容器圧力が上昇した場合においても,格納容器代替スプレイの実施基準である384kPa[gage]に至るまでの時間は,同様の事象進展となる「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」において事象発生から約19時間後であり,約11時間以上の余裕があることから,時間余裕がある。

(添付資料 2.4.1.2) 時間を記載。

#### (4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

#### 2.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

#### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「2.4.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり31名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の45名で対処可能である。

# 解析条件の相違

# 【柏崎 6/7,東海第二】

原子炉補機代替冷却系の操作が遅れた場合,格納容器圧力が上昇することから,島根2号炉は,格納容器圧力基準で実施する格納容器代替スプレイ実施操作に対する余裕時間を記載。

# ・体制の相違

## 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,要員の 参集に期待せずとも必要 な作業を常駐要員により

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			実施可能である。
			・運用及び設備設計の相
			違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			プラント基数、設備設
			計及び運用の違いにより
			   必要要員数は異なるが,
			タイムチャートにより要
			員の充足性を確認してい
			る。なお,これら要員 31
			名は夜間・休日を含め発
			電所に常駐している要員
			である。
また,事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり,			・運用の相違
発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保			【柏崎 6/7】
可能である。			島根2号炉は、要員の
			参集に期待せずとも必要
			な作業を常駐要員により
			実施可能である。
(2) 必要な資源の評価	(2) 必要な資源の評価	(2) 必要な資源の評価	
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能	
が喪失した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源は、	が喪失した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源は	が喪失した場合)」において,必要な水源,燃料及び電源は,	
「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その結果	「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その結果	「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その結果	
を以下に示す。	を以下に示す。	を以下に示す。	
a. 水源	a. 水 源	a. 水源	
原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系(常設)による	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水については,7		・解析条件の相違
原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ	日間の対応を考慮すると、合計約 620m3の水が必要となる。		【柏崎 6/7,東海第二】
る格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮する	水源として,代替淡水貯槽に約 4,300m3の水を保有して		島根2号炉は,残留熱
<u>と, 号炉あたり合計約3,500m3の水が必要となる。6号及び7</u>	いる。これにより、必要な水源は確保可能である。		除去系(低圧注水モード)
号炉の同時被災を考慮すると、合計約7,000m3の水が必要で	原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系(低圧注水系)に	原子炉隔離時冷却系,残留熱除去系(低圧注水モード)	による原子炉注水を実
<u>ある。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m3及び淡</u>	よる原子炉注水については、サプレッション・チェンバの	による原子炉注水及び残留熱除去系(サプレッション・プ	施。
水貯水池に約18,000 $m^3$ の水を保有している。これにより、 $6$	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	<u>ール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱については,</u>	・解析条件の相違
号及び7号炉の同時被災を考慮しても,必要な水源は確保可	ことはない。	サプレッション・チェンバのプール水を水源として循環す	【柏崎 6/7】
能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、	(添付資料 2. 4. 1. 4)	ることから,水源が枯渇することはないため,7日間の運	島根2号炉は,原子炉
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) により復水貯蔵槽へ給水す		転継続実施が可能である。	隔離時冷却系の水源にS
ることで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を			/C水源を使用。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復			・解析結果の相違
水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としている			【柏崎 6/7】
が,これは,可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用			島根2号炉は,残留熱
できなかった場合においても,その他の設備にて重大事故			除去系による格納容器除
等に対応できるよう設定しているものである。			熱実施前に格納容器スプ
(添付資料2.4.1.3)			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
b. 燃料	b. 燃料	b. 燃料	
常設代替交流電源設備による電源供給については、保守	常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置 5 台)に	常設代替交流電源設備による電源供給については、保守	
的に事象発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継	よる電源供給については、保守的に事象発生直後からの運	的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7	
続に <u>6号及び7号炉において合計約504kL</u> の軽油が必要とな	転を想定すると、7 日間の運転継続に <u>約 352.8kL</u> の軽油が	日間の運転継続に <u>約352m³</u> の軽油が必要となる。 <u>ガスタービ</u>	・燃料評価結果の相違
る。 <u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への</u>	必要となる。 <u>軽油貯蔵タンク</u> にて <u>約 800kL</u> の軽油を保有し	ン発電機用軽油タンクにて <u>約450m³</u> の軽油を保有しており、	【柏崎 6/7,東海第二】
<b>給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替</b>	ており,この使用が可能であることから,常設代替交流電	この使用が可能であることから常設代替交流電源設備によ	
注水ポンプ(A-2級)の運転を想定すると,7日間の運転継	源設備 (常設代替高圧電源装置 5 台) による電源供給につ	る電源供給について、7日間の運転継続が可能である。	
続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。代替原子炉補	いて,7日間の継続が可能である。	原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については,	
機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後		保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想	
からの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約		定すると、7日間の運転継続に約53m3の軽油が必要となる。	
37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容		非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて <u>約730m</u> 3の	
<u>量送水車(熱交換器ユニット用)</u> については、保守的に事		軽油を保有しており、この使用が可能であることから <u>原子</u>	
象発生直後からの <u>大容量送水車(熱交換器ユニット用)</u> の		<u>炉補機代替冷却系の運転</u> について,7日間の <u>運転</u> 継続が可	
運転を想定すると、7日間の運転継続に <u>号炉あたり約11kL</u>		能である。	
の軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可			
<u>搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u> による電			・設備設計の相違
源供給については,事象発生直後からの運転を想定すると,			【柏崎 6/7】
7日間の運転継続に <u>合計約13kL</u> の軽油が必要となる <u>(6号及</u>			島根2号炉は、モニタ
<u>び7号炉合計約643kL)。</u>			リングポストの電源は非
			常用交流電源設備又は常
			設代替交流電源設備の電
			源負荷に含まれる。
6 号及び7 号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及び常設代	緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象	緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守	
替交流電源設備用燃料タンク(約100kL)にて合計約 <u>2,140kL</u>	発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に <u>約</u>	的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると,7	・設備設計の相違
の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることか	70.0kL 軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯	日間の運転継続に <u>約8m³</u> の軽油が必要となる。緊急時対策	
ら、常設代替交流電源設備による電源供給、 <u>可搬型代替注</u>	蔵タンクに約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可	所用燃料地下タンクにて約 45m³ の軽油を保有しており、こ	島根2号炉は、緊急時
水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水, 代替原子	能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給	の使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機によ	
炉補機冷却系の運転,5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用	について、7日間の継続が可能である。	る電源供給について、7日間の継続が可能である。	燃料タンクを有してい
可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト	(添付資料 2.4.1.5)	(添付資料 2. 4. 1. 3)	る。また、モニタリング
用発電機による電源供給について,7日間の継続が可能で			ポストは非常用交流電源

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 設備又は常設代替交流電 ある。 (添付資料2.4.1.4) 源設備による電源供給が 可能である。 c. 電源 c. 電源 c. 電源 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故 等対策に必要な負荷として,6号炉で約1,649kW,7号炉で約 等対策に必要な負荷として、約3,186kW 必要となるが、常 等対策に必要な負荷として,約2,966kW必要となるが,常設 ・電源設備容量の相違 1,615kW必要となるが,常設代替交流電源設備は連続定格容 代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり,必要 設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)は連続 【柏崎 6/7,東海第二】 量が1台あたり2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供 定格容量が約5,520kW であり,必要負荷に対しての電源供 負荷に対しての電源供給が可能である。 常設代替交流電源設備 給が可能である。 給が可能である。 から電源供給が必要とな る負荷が異なる。 また,5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設

備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負 荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料2.4.1.5)

また, 緊急時対策所用発電機についても, 必要負荷に対 しての電源供給が可能である。

(添付資料 2.4.1.6)

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対 しての電源供給が可能である。

(添付資料 2.4.1.4)

・設備設計の相違

## 【柏崎 6/7】

島根2号炉は、モニタ リングポストの電源は非 常用交流電源設備又は常 設代替交流電源設備の電 源負荷に含まれる。

#### 2.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪 により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷より先に原子炉格納容 器が破損し、これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原 である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能 が喪失した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対 策として原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系(常設)及び逃が し安全弁による原子炉注水手段,安定状態に向けた対策として低 圧代替注水系(常設)及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱 除去系(低圧注水モード)による原子炉注水手段、代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却手段、代替原 バ・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱手段を整備 している。

### 2.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪 失した場合)」では,炉心冷却には成功するが,取水機能の喪失│失した場合)」では,炉心冷却には成功するが,取水機能の喪失に│ より崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷より先に格納容器が破損 し、これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位 子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴┃の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失し | た場合) 」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として 原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁 (自動減圧機能)による原子炉注水手段,安定状態に向けた対策 として低圧代替注水系(常設)及び緊急用海水系を用いた残留熱 除去系(低圧注水系)による原子炉注水手段並びに緊急用海水系 を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除 子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・チェン│去系(サプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱手段│容器除熱手段を整備している。 を整備している。

#### 2.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪 失した場合)」では、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失 | により崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷より先に原子炉格納容 器が破損し、これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原 子炉水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴 である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機 能が喪失した場合)」に対する炉心損傷防止対策としては、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)及び逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉注水手 段、安定状態に向けた対策として残留熱除去系(低圧注水モード) による原子炉注水手段、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除 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

# 解析条件の相違

# 【柏崎 6/7、東海第二】

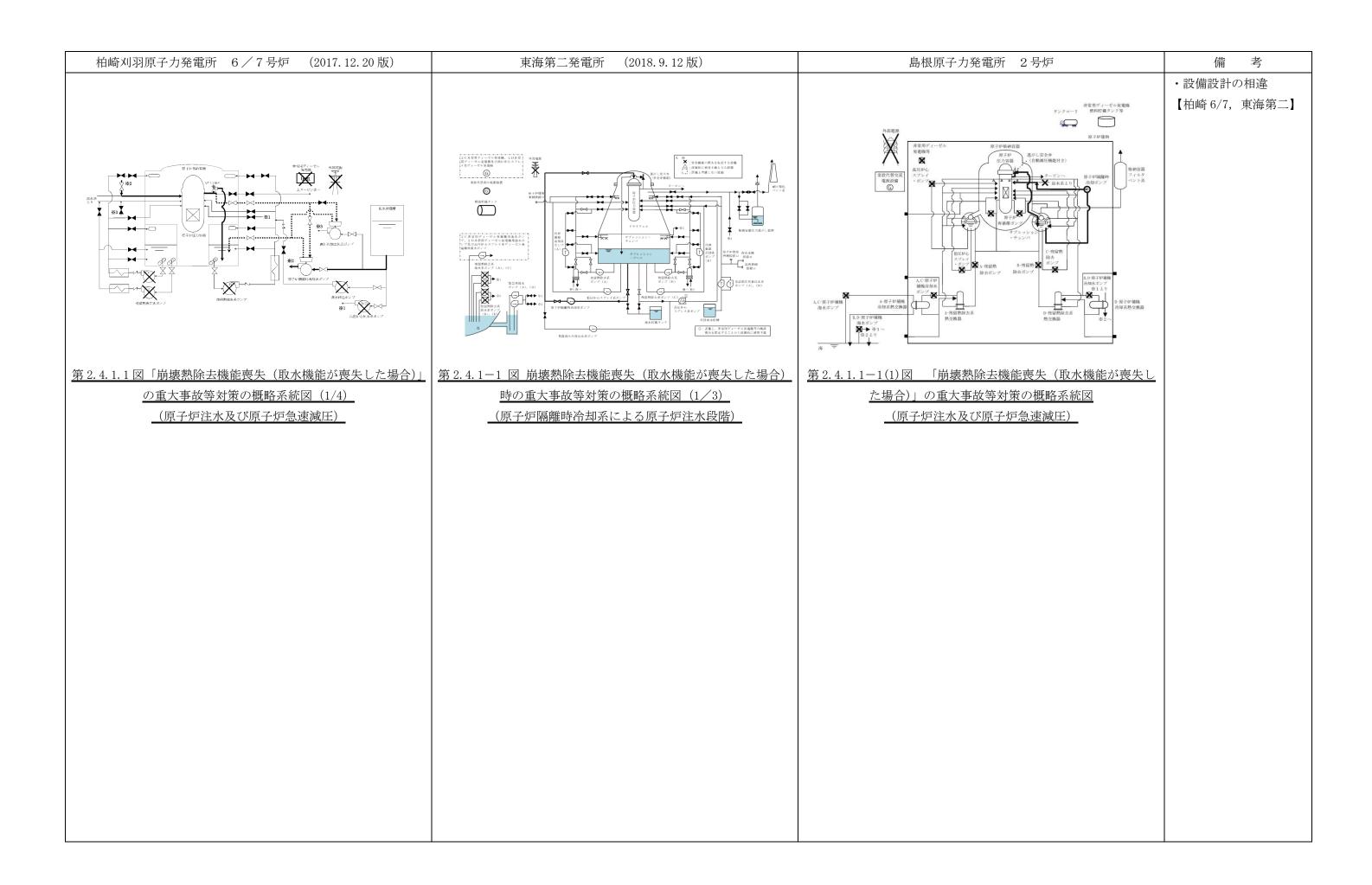
島根2号炉は,残留熱 除去系(低圧注水モード) による原子炉注水を実

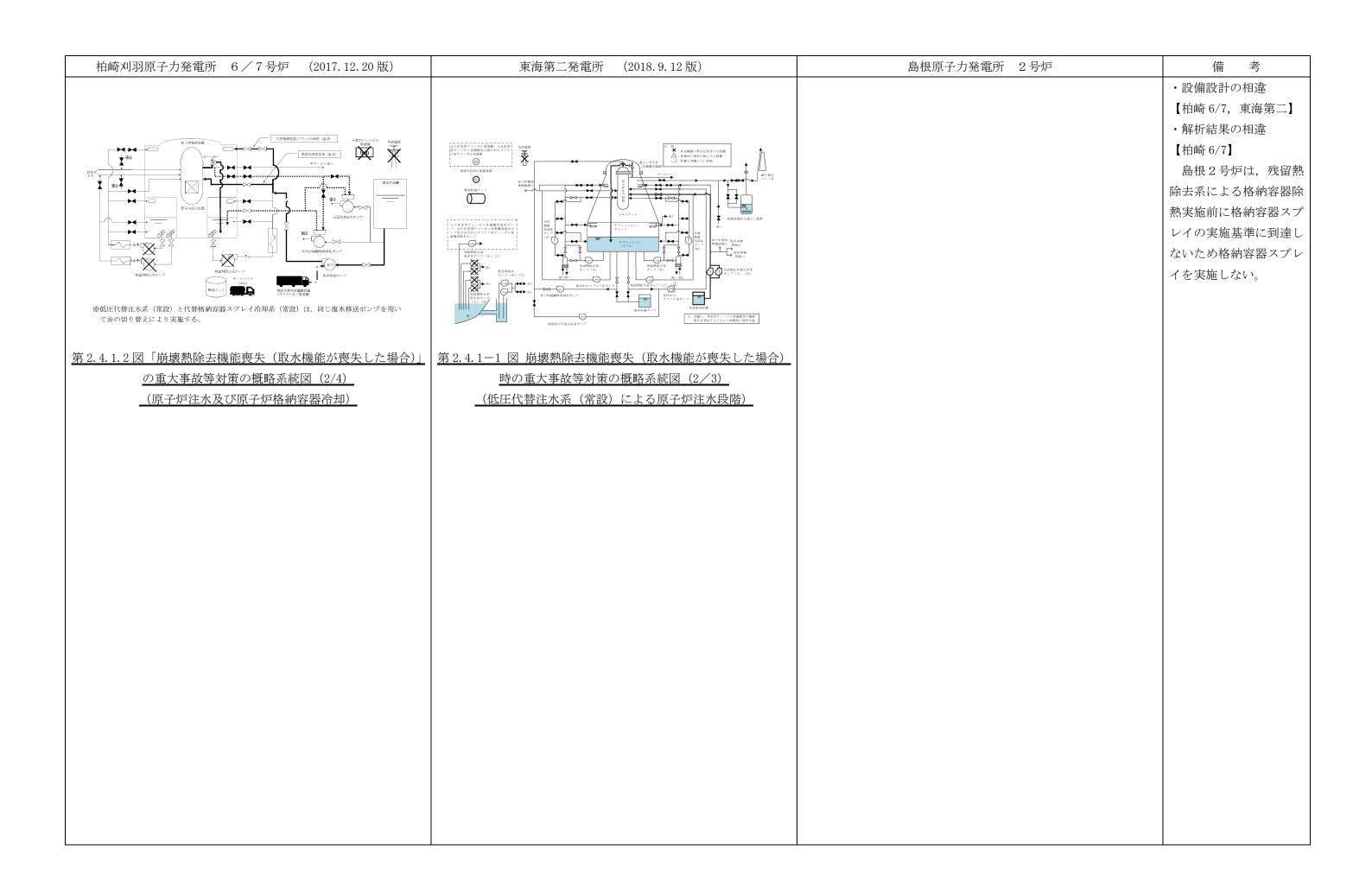
解析結果の相違 【柏崎 6/7】

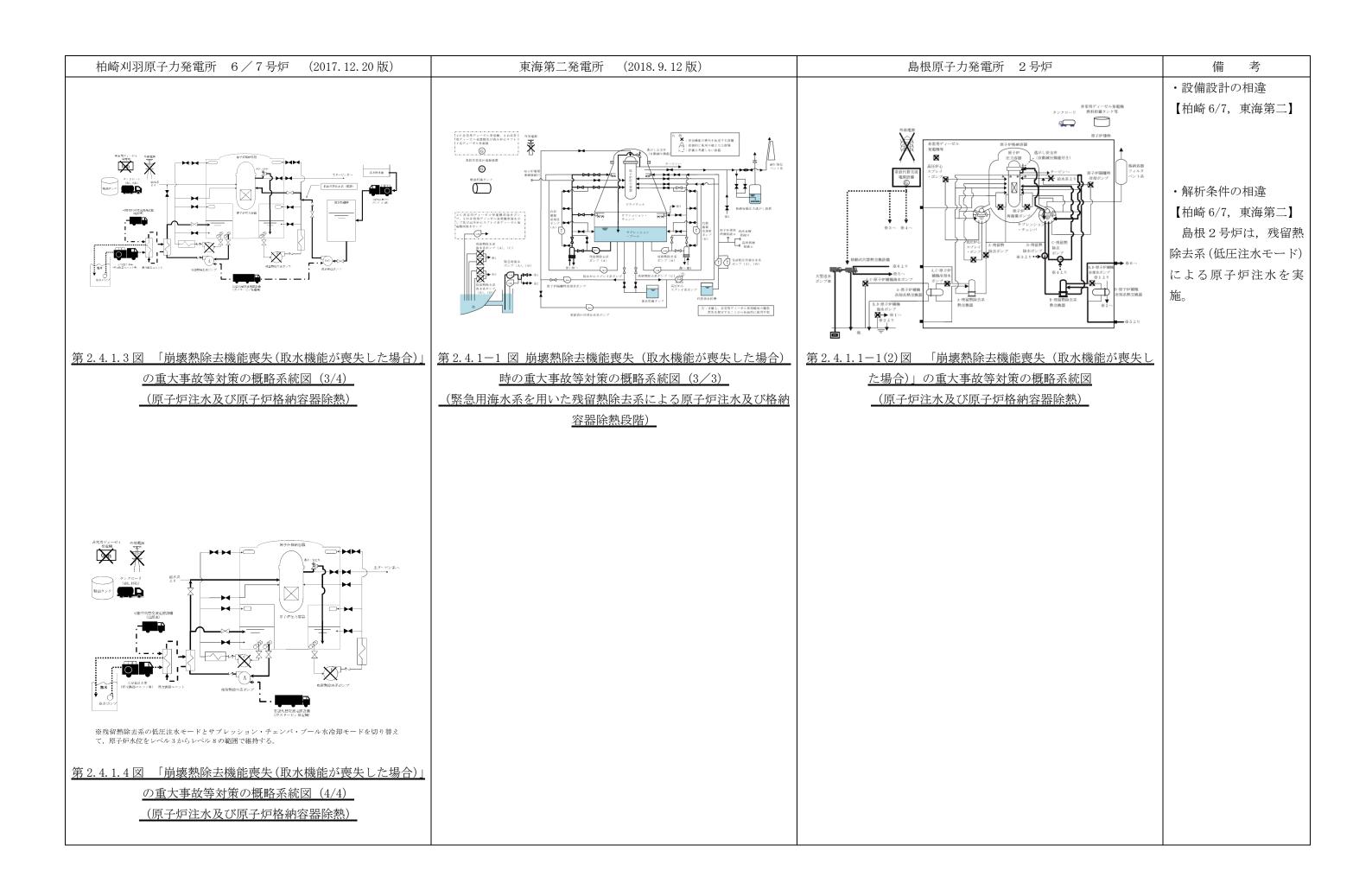
島根2号炉は、残留熱 除去系による格納容器除 熱実施前に格納容器スプ レイの実施基準に到達し

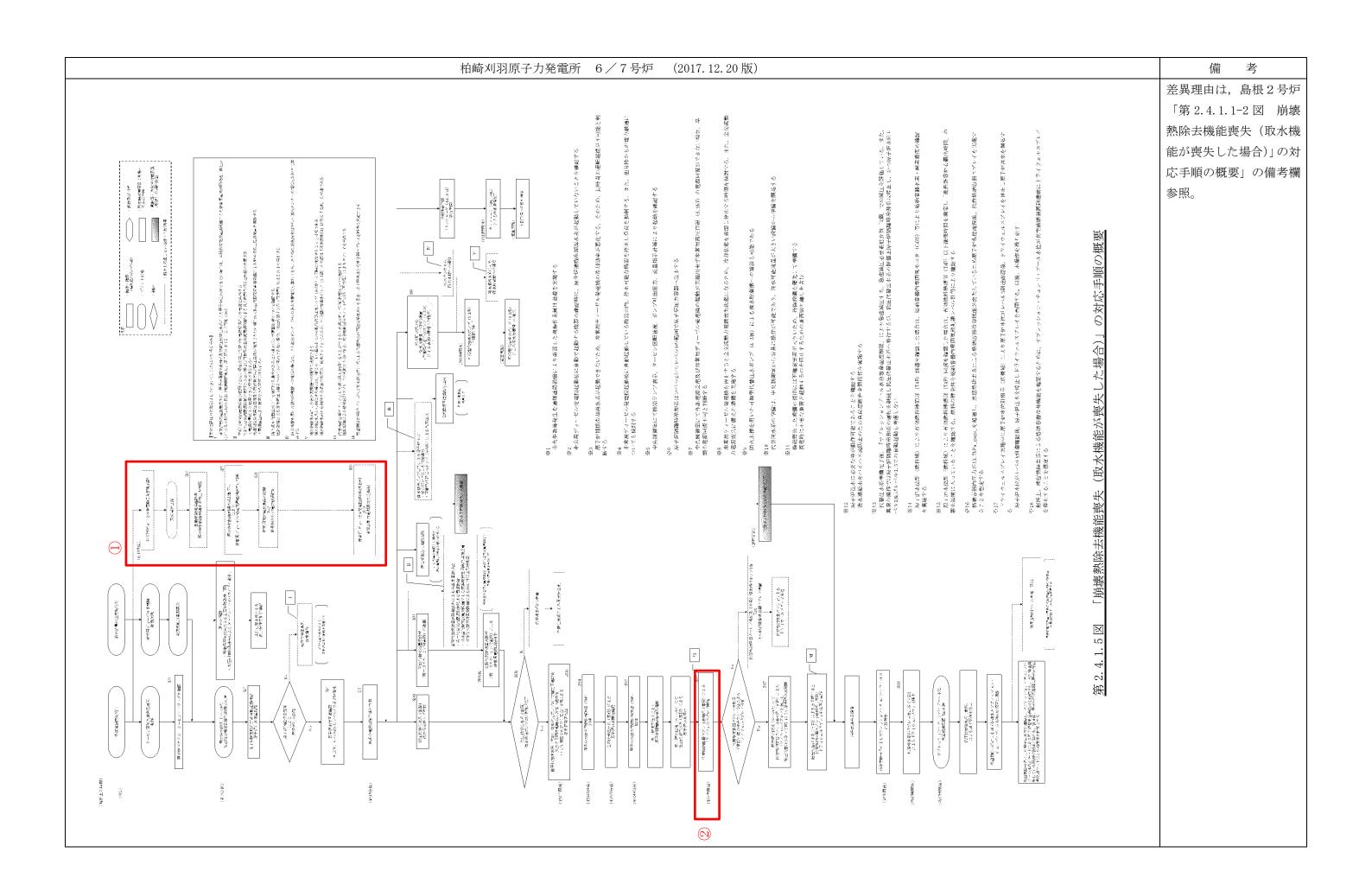
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
			【東海第二】
			島根2号炉は,格納容
			器代替スプレイの実施基
			準に格納容器圧力が到達
			しないこと及び崩壊熱が
			蓄熱しているサプレッシ
			ョン・プールを直接冷却
			するため,サプレッショ
			ン・プール水冷却モード
			にて格納容器除熱を実
			施。
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪	
した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)	した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の全喪失)	失した場合)」の重要事故シーケンス「 <u>過渡事象+崩壊熱除去失</u>	
+崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。	+RHR失敗」について有効性評価を行った。	敗」について有効性評価を行った。	
上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系, <u>低圧代替注水系</u>	上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系, <u>低圧代替注水系</u>	上記の場合においても,原子炉隔離時冷却系,残留熱除去系(低	・解析条件の相違
(常設), 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注	(常設), 緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系) 及び	<u>圧注水モード)</u> 及び逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き)</u> による原	【柏崎 6/7,東海第二】
水モード) 及び逃がし安全弁による原子炉注水, 代替格納容器ス	逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉注水並びに緊急用海	子炉注水,原子炉補機代替治却系を介した残留熱除去系(サプレ	島根2号炉は,残留熱
プレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却,代替原子炉補	水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留	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	除去系(低圧注水モード)
機冷却系を介した残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プ	熱除去系(サプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱	施することにより、炉心損傷することはない。	による原子炉注水を実
<u>ール水冷却モード</u> による原子炉格納容器除熱を実施することに	を実施することにより、 炉心損傷することはない。		施。
より、炉心損傷することはない。			・解析結果の相違
			【柏崎 6/7】
			島根2号炉は,残留熱
			除去系による格納容器除
			熱実施前に格納容器スプ
			レイの実施基準に到達し
			ないため格納容器スプレ
			イを実施しない。
			【東海第二】
			島根2号炉は,格納容
			器代替スプレイの実施基
			準に格納容器圧力が到達
			しないこと及び崩壊熱が
			蓄熱しているサプレッシ
			ョン・プールを直接冷却
			するため,サプレッショ

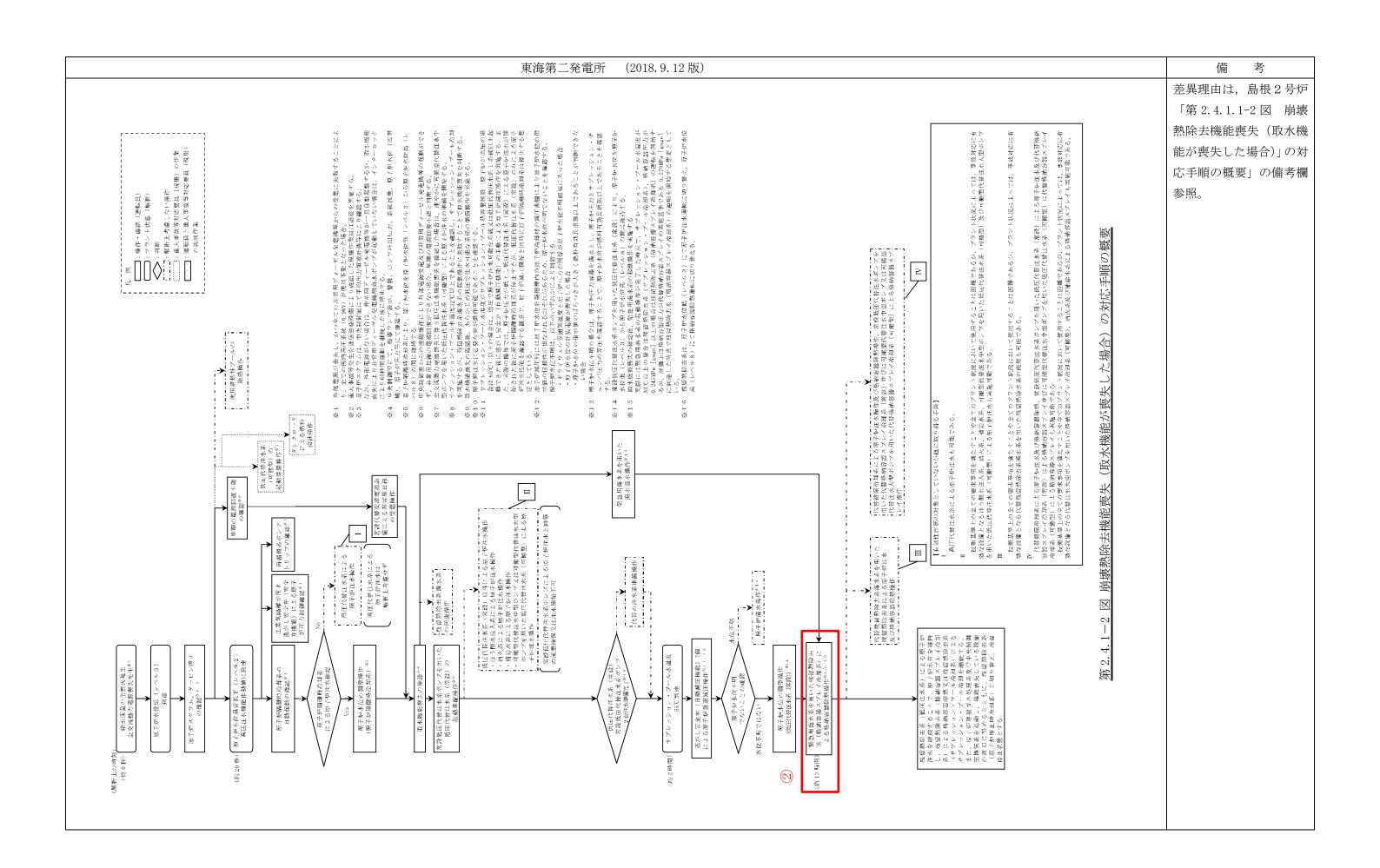
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			ン・プール水冷却モード
			にて格納容器除熱を実
			施。
その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウ	その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウ	その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウ	
ンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及	ンダリにかかる圧力、格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度	ンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及	
び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持でき	は,評価項目を満足している。また,安定状態を維持できる。	び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持でき	
<b>る。</b>		る。	
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運	解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運	解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運	
転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与	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	転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与	
える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお	える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお	える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお	
いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合で	いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合で	いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合で	
も一定の余裕がある。	も一定の余裕がある。	も一定の余裕がある。	
重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員	重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能	重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員	
にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可	である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。	にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可	
能である。		能である。	
以上のことから,原子炉隔離時冷却系, <u>低圧代替注水系(常設),</u>	以上のことから,原子炉隔離時冷却系,低圧代替注水系(常設),	以上のことから,原子炉隔離時冷却系, <u>残留熱除去系(低圧注水</u>	・解析条件の相違
代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系 (低圧注水モード)	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)及び逃がし宏	<u>モード)</u> 及び逃がし安全弁 <u>(自動減圧機能付き)</u> による原子炉注	【柏崎 6/7,東海第二】
及び逃がし安全弁による原子炉注水、代替原子炉補機冷却系を介	全弁(自動減圧機能)による原子炉注水、緊急用海水系を用いた	水,原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(サプレッショ	島根2号炉は,残留熱
した残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モ	残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)による格納容器除熱等	ン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱等の炉心損	除去系(低圧注水モード)
<u>ード)</u> による原子炉格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定	の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有	傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効である	による原子炉注水を実
した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事	効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去	ことが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失	施。
故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失し	機能喪失(取水機能が喪失した場合)」に対して有効である。	(取水機能が喪失した場合)」に対して有効である。	・解析条件の相違
た場合)」に対して有効である。			【東海第二】
			島根2号炉は,格納容
			器代替スプレイの実施基
			準に格納容器圧力が到達
			しないこと及び崩壊熱が
			蓄熱しているサプレッシ
			ョン・プールを直接冷却
			するため、サプレッショ
			ン・プール水冷却モード
			にて格納容器除熱を実
			施。

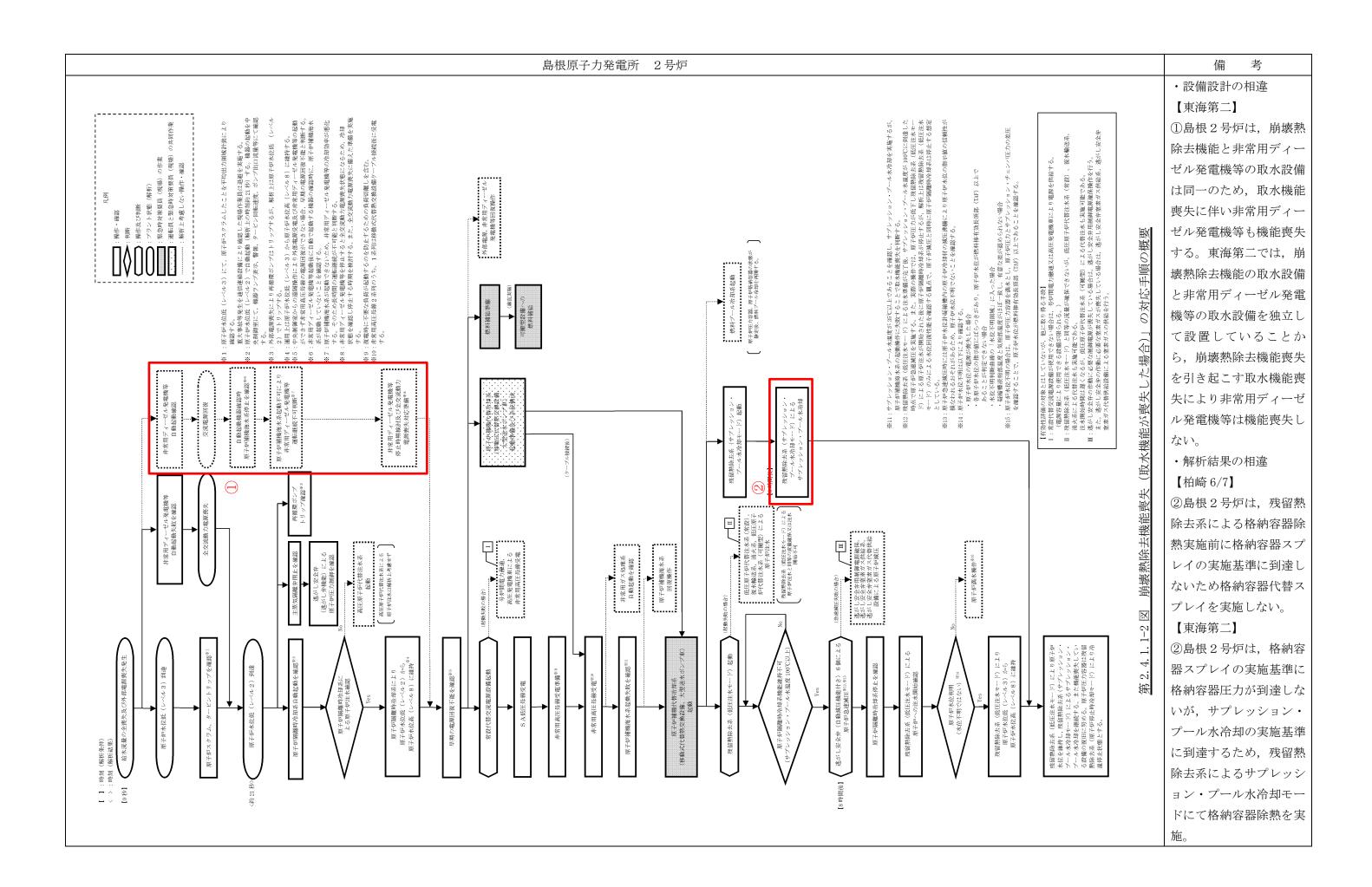










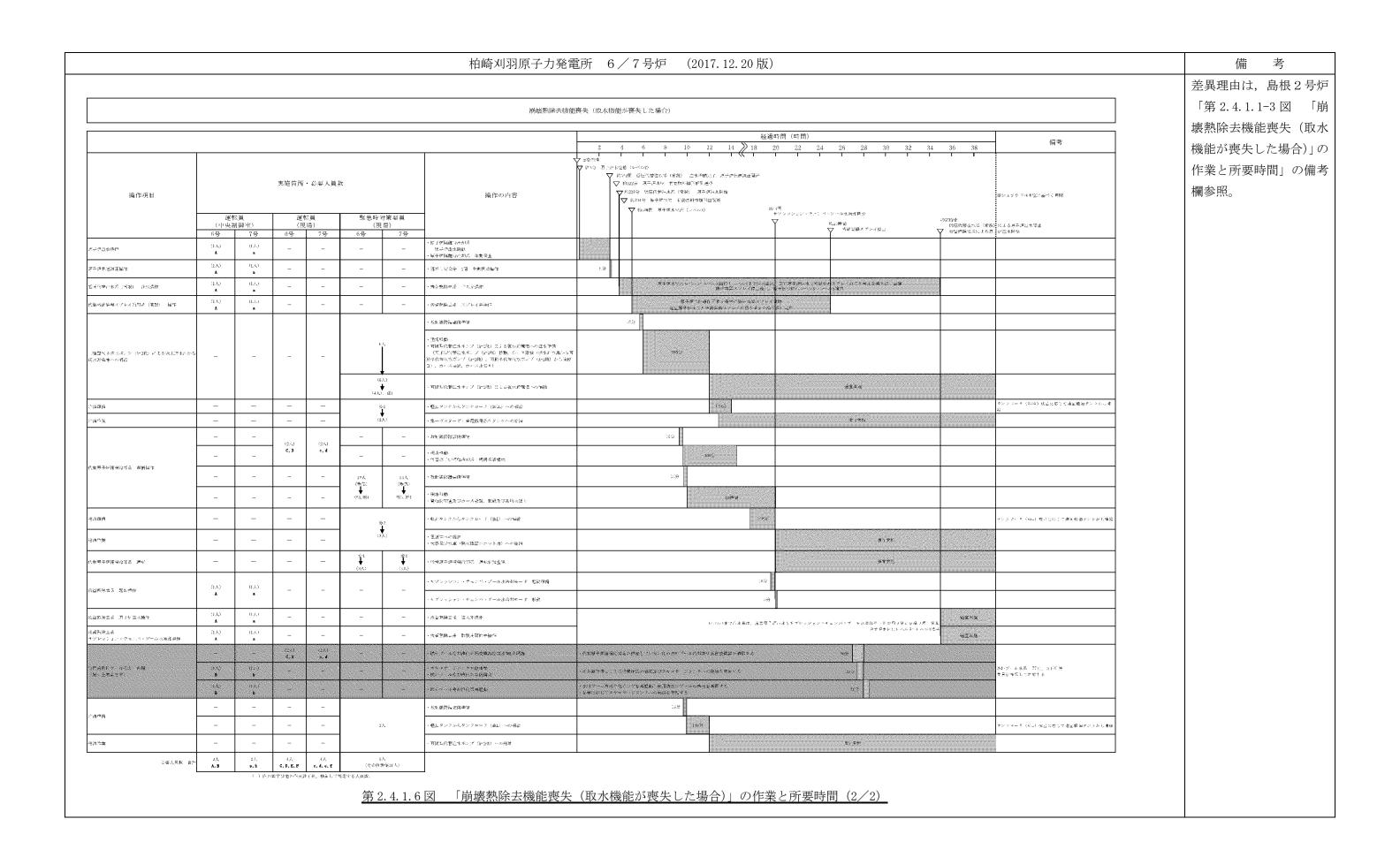


差異理由は、島根2号炉 「第2.4.1.1-3図 「崩 壊熱除去機能喪失(取水 機能が喪失した場合)」の 作業と所要時間」の備考 欄参照。

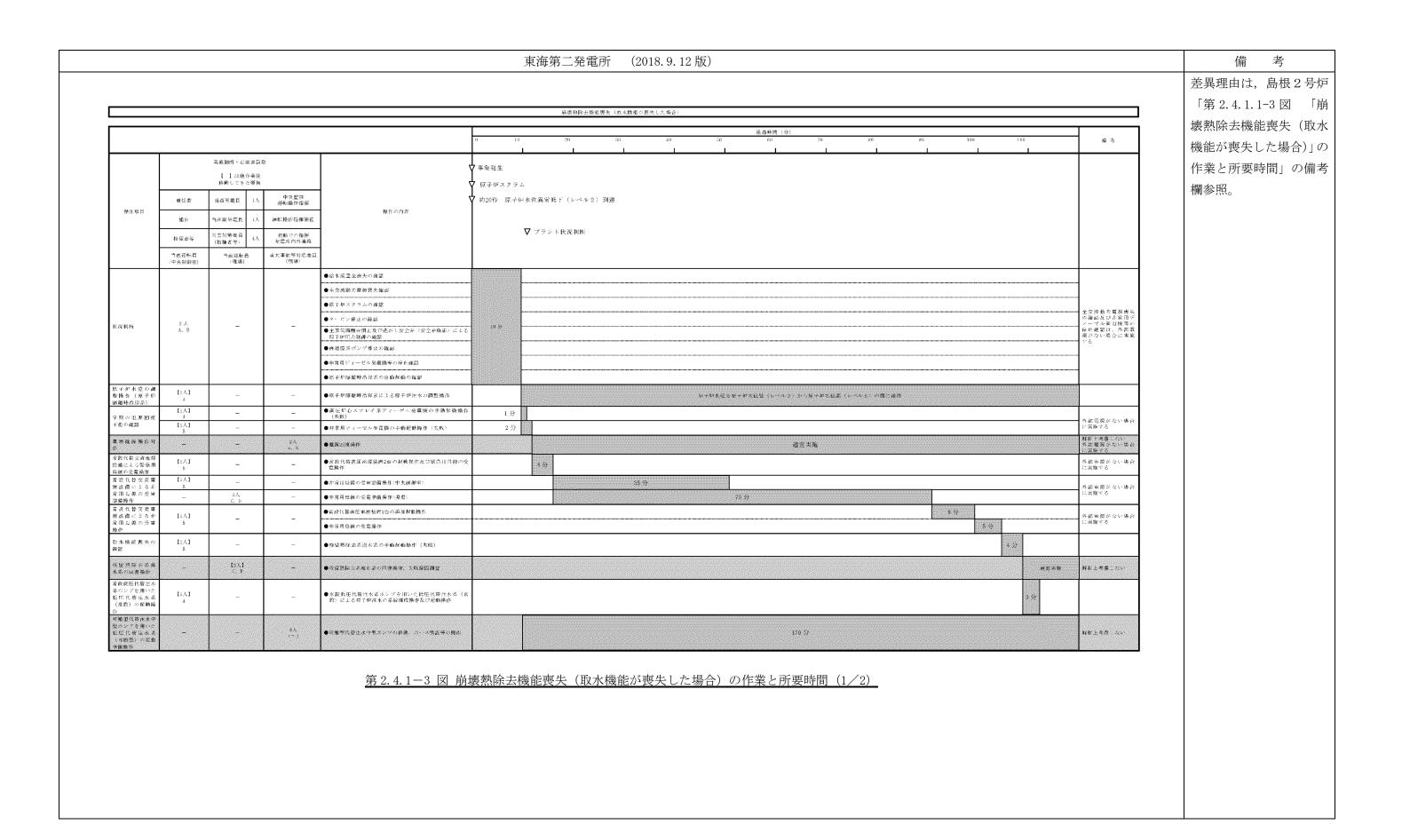
## 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)

											経過時間 (分)			備考
									10 20 30	40 50	60 70 8	0 90 100	110 120 130	C, Hil
			実施箇所	・必要人員	数			- 李泰莽	ME '	1 1		, ,		
	責任者	<u>"</u>	Y.艮	1人		·監視 策本部連絡		▼ 原干炉	i×ケラム					
操作項目	指揮者	6号	当直副長	1人		転操作指揮	操作の内容	納金	原子炉水位低(レベ4.2)					
	<b>通報連絡者</b>		(本部要員	5人		卸室連絡 外部連絡		$\nabla$						
		転員 制御室)		転員 記場)	緊急時刻	対策要員!場}		l l	プラント状況判断		約60分 常設代替交流電源設備日 ▼	よる給電開始		
	6号	7号	6号	7号	6 11	7号		HIIONSHIDVANDS	▽ Seg					
							・結水流量の全喪失確認							
沙判断	2人 A,B	2人 a. b	-	-	_	-	· 全交流動力電源喪失確認	199						
							・原子炉スケラム、ターゼン・トリップ確認							
原子炉连水梯作:	(1人) <b>A</b>	(1 Å) a	-	=	-	-	·厚子炉隔離時希却系 原子炉注水篠路	R T	い記載時給判決でのけれた 好表位しているのにくかりでは	優木保証さいできる。 (即)水	KMなど確認するより方確			
《东亳原山復养作	-	10.2	-	-	-	-	・井志県ティーマル発電機、機能回復							
蘇斯上特度化了。		-	-	-		+	- 养芽菜源、同徒							対応可能な要員により対応する
(設代替交流電源設備準備操作 (第 ガスタービン及階機)	(17)	(14)					・第一カスペービン発電機 加動		30 <del>19</del>					健全性確認さか
高設代督交流重源改備運転 〈第一ガスターズ: 全電機〉	A .	a	-	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 品電			1053				
	(1A) B	(1 Å) b	-	-	-	-	・非常用高圧母線 D系 受難前準備 (中央制御室)		2045					
	-	-	4A, C, D E, F	4人 c, d e, f	-	-	· 放射線防護装備 準備	19 <del>.0</del>						
冷設代替交流電源設備からの 中常用高圧特線 D系 受車準備操作	-	-	(2 A) C, D	(2人) c, d	-	-	· 現據移動 · 非常用高旺转線 D菜 受單節零編 《電源療受選筆館》			<b>杨</b> 芬				
	-	-	(2 <sup>1</sup> \) <b>B, F</b>	(2人) e,f	-	-	- 現場移動 ・非常用高圧録像 D系 交電前準備 (エントロール財兵員荷抑制)			50 /g				
方設代替交流電源設備からの	(1A) B	(1 A.) b	-	-	-	-	・非常用高圧転線 D系 受無確認				1er)			
增用高压压線 D系 受電操作	-	-	(2A) C, D	(2人) c, d	-	-	· 非常用高圧壓線 D系 受電				104			
(設代替交流電源設備からの	(1A) B	(1 A) b	-	-	-	-	· 非常用高圧寿線 (系 交車前準備(中央制御室)				20	<b>3</b>		
#常用高山海線 (系 受電準備操作	-	-	(2人) E, F	(2人) e,f	-	-	・現場移動 ・非常用高圧馬線 『系 受電前準備					90%;		
設代替交流声源設備がらの	(1A) B	(1 Å) b	_	_	-	_	· 非常用高圧伝線 (系:授業確認						lu';	
設代替父派中央政治権がある。 常用高圧馬線 C系 受電操作	-	-	(2,A,) E, F	(2,k) e, f	-	-	・非常用高圧區線 (糸 尖電						LOST.	
	(1 A)	(1人) a	-	-	_	-	- 復水移送ぶンプ (R,C) 起勤/運転確認 - 使圧化棒は水送(常設) 系統構成				15/4			全交流動力電源回復前から前信手段 の作業を実施する
低压代整律水系(常設) 準備操作	_	-	(2,A) C, D	②人) c, d	-	_	・現場移動 ・現場移動 ・現に行けま水系(常設) 規料系成構成 ※役水所蔵側収5ライン切替え			ļ		<b>10</b> %		

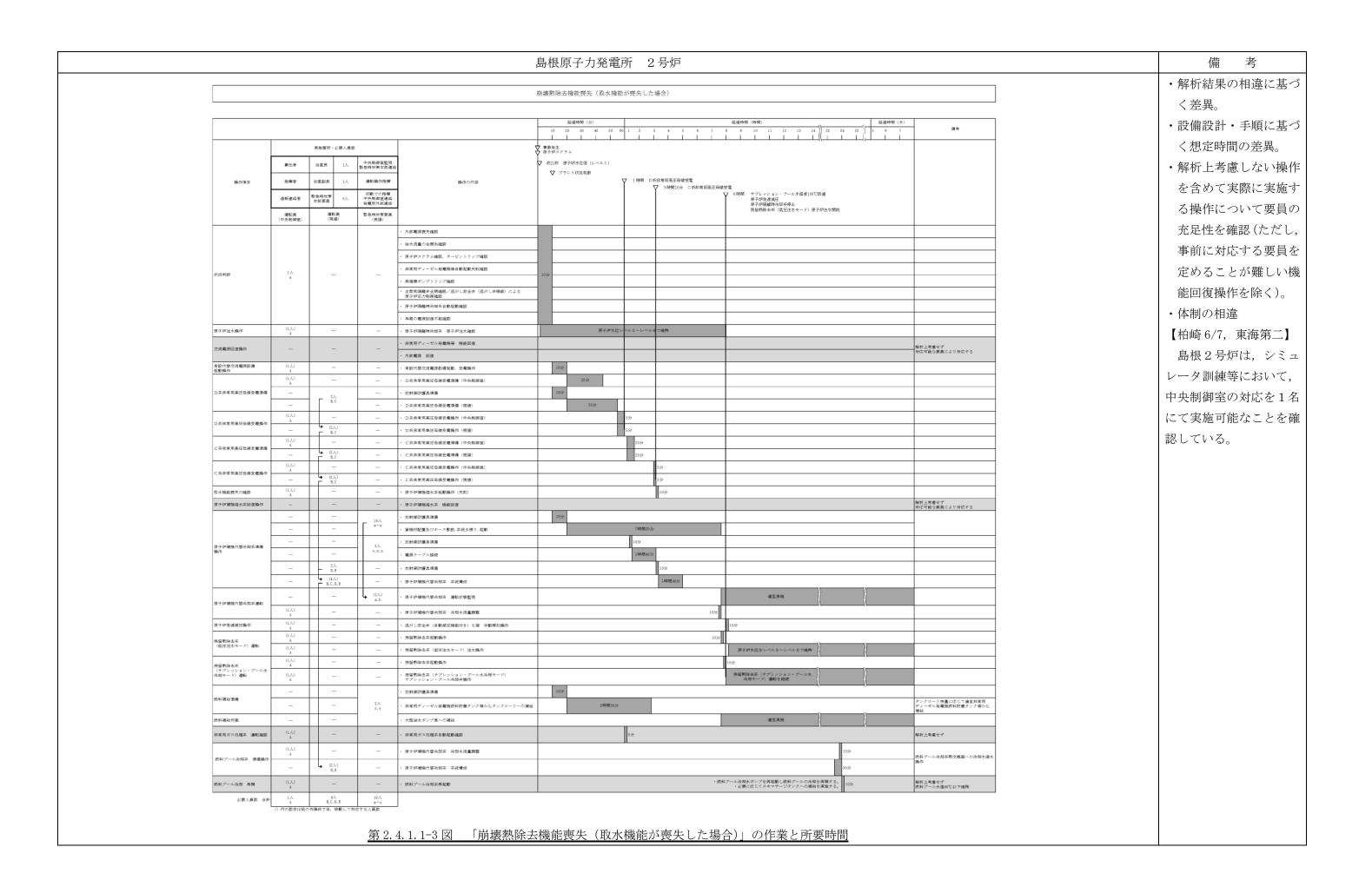
第2.4.1.6 図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の作業と所要時間(1/2)

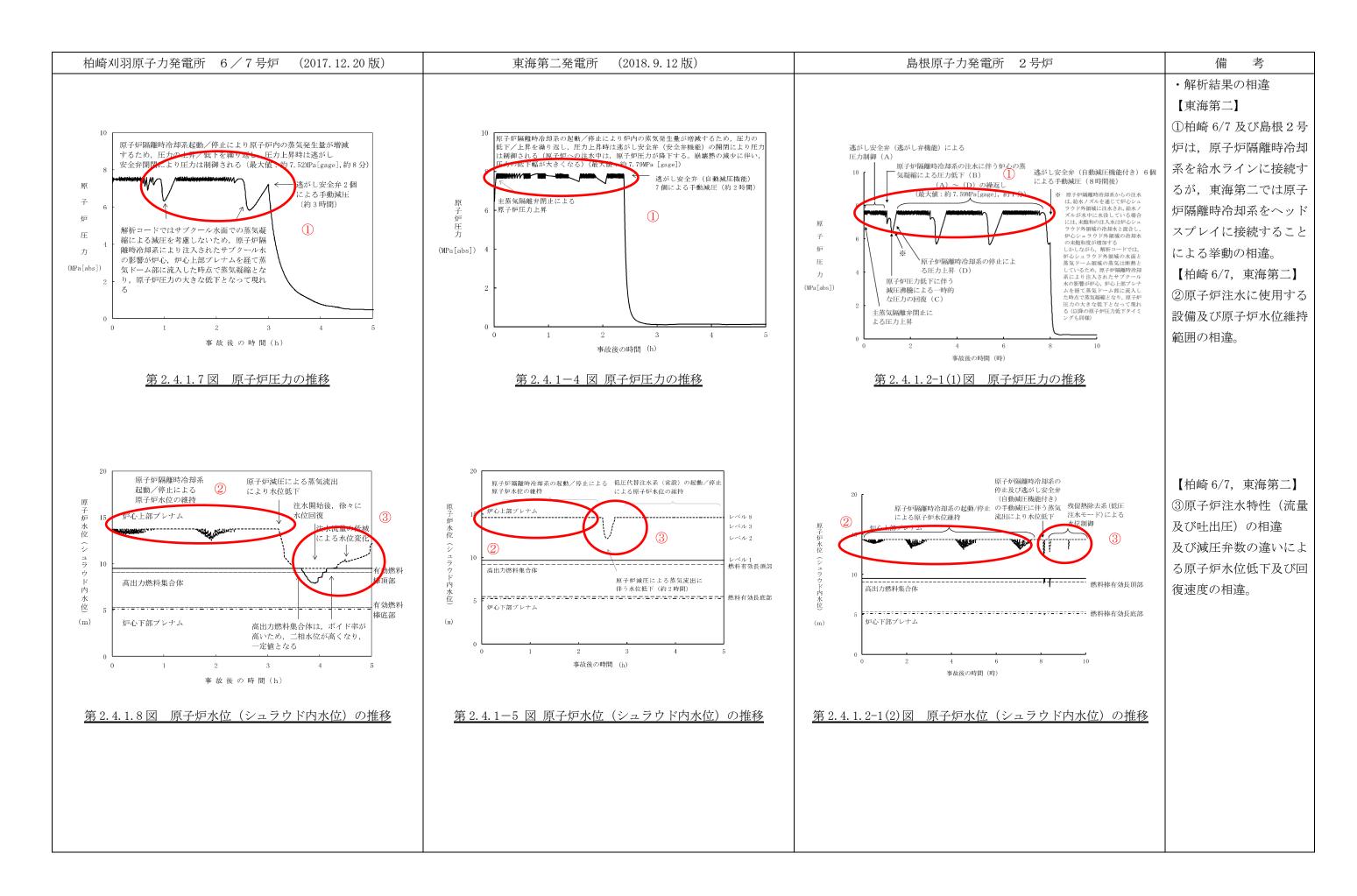


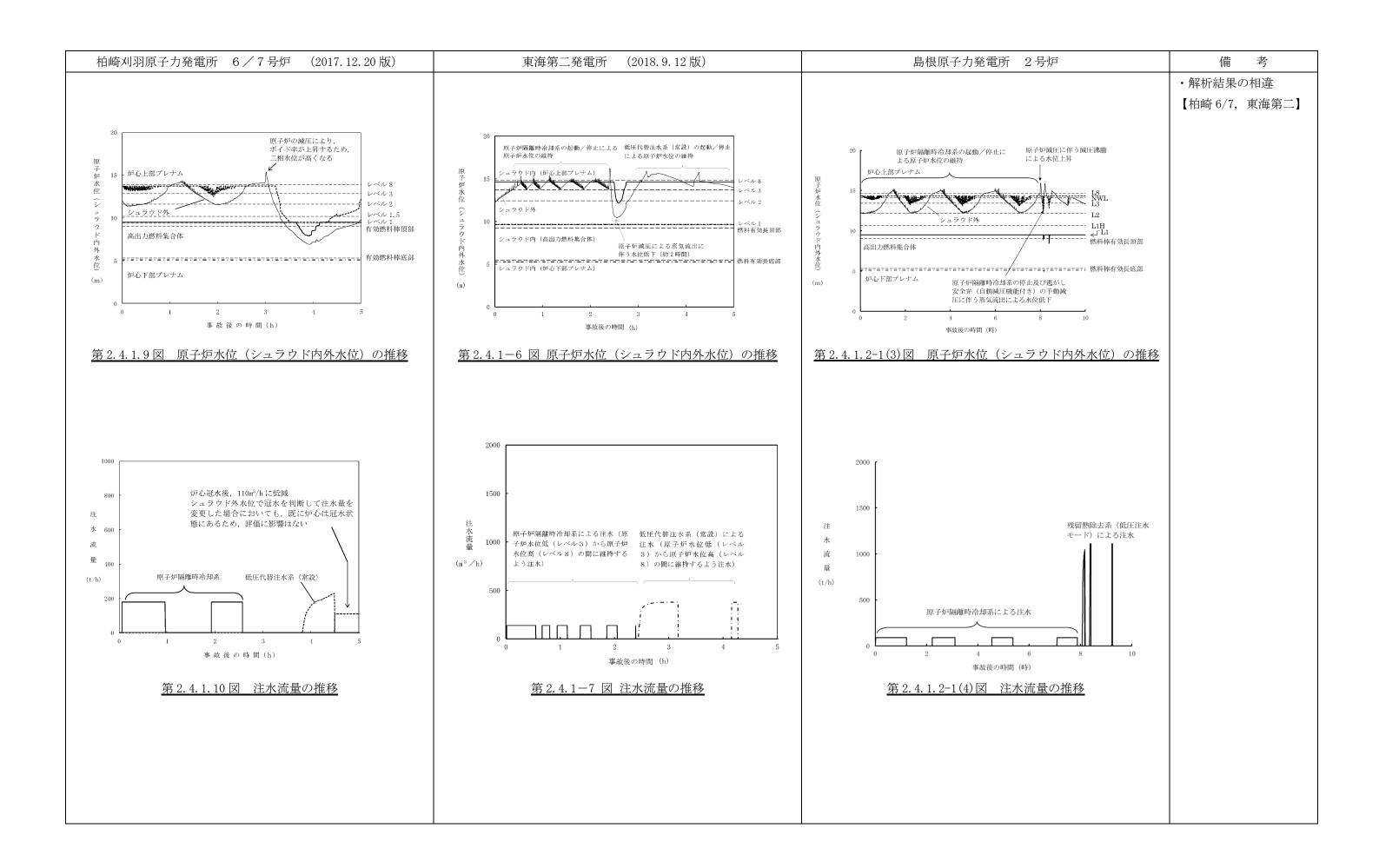
2.4-43

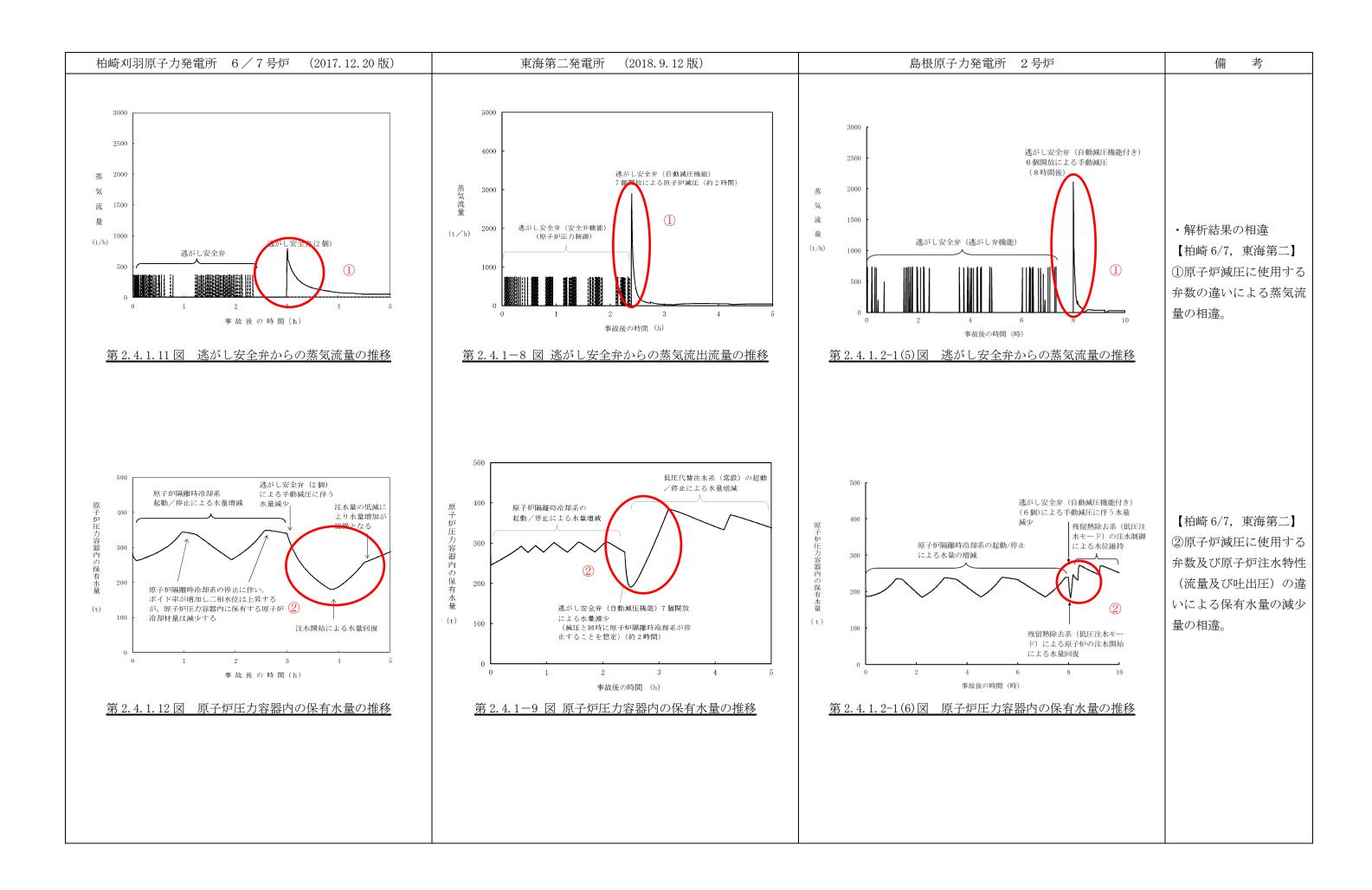


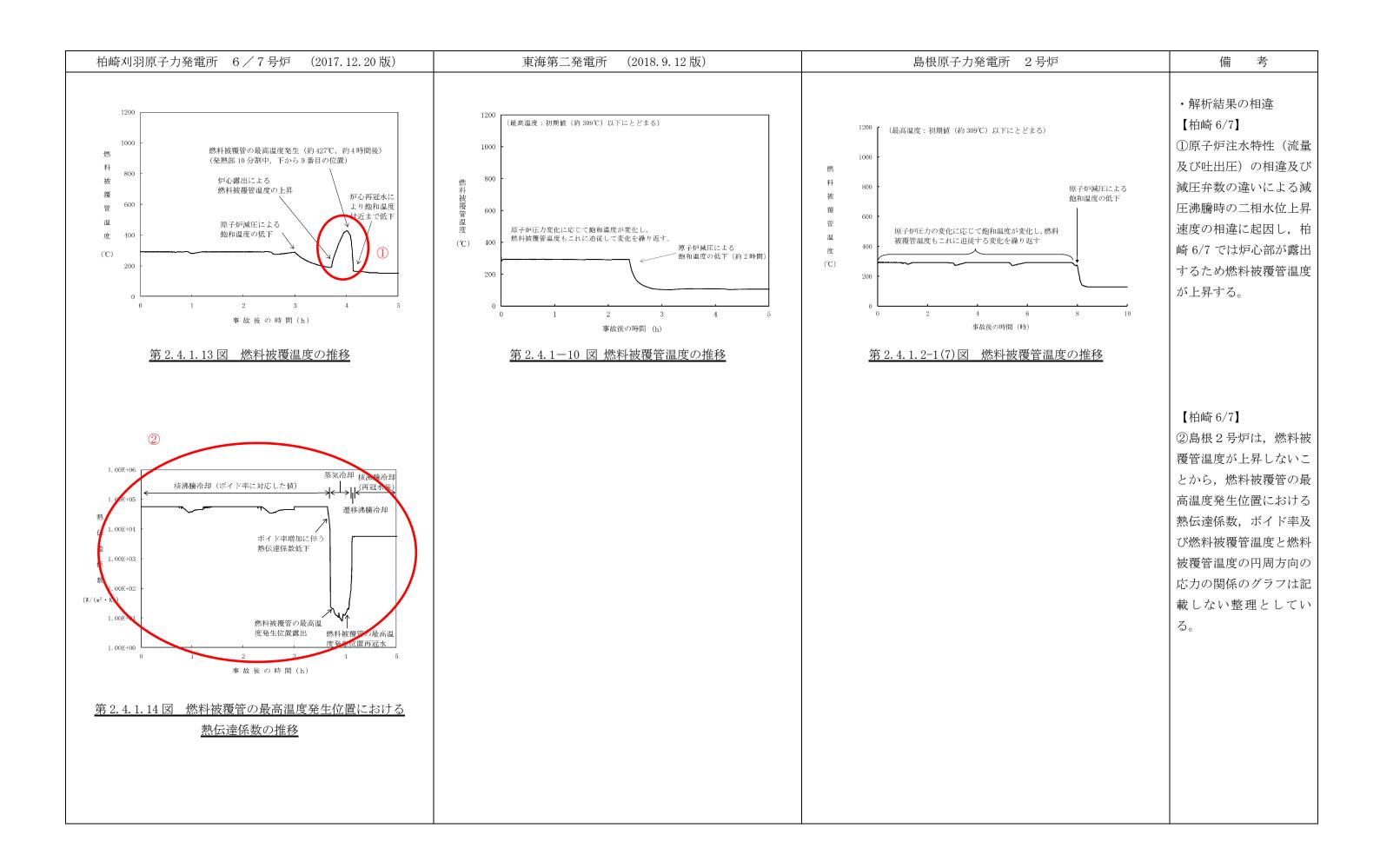
				T		崩暴然除去機能喪力	(版水機能が喪失した場合) 経過時間(時間)		「第 2. 4. 1. 1-3 図 壊熱除去機能喪失(E
				0	4 8 I I	12 	新原写[編] 16 20 24 28 32 36 40 44 41	6 備 考	機能が喪失した場合)
操作項目		実施個所・必要要数 【 】 は他作業 移動してきた要も	Ě	事象を 使性の内容	生 約2時間 サブレッション		<sup>7</sup> 約13時間 - 格納容器圧力0.279MFa [gage] 到達		作業と所要時間」の欄参照。
-	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重人事故等対応要員 (現場)						
原子炉水位の調整 操作(原子炉隔離 時冷却系)	[1人] A	-	=	●原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の 調整操作					
常設低圧代替注水 系ポンプを用いた 低圧代替注水系 (常設)の起動操 作	[1]A]	-	-	● 索慰紙圧代替注水系ポンプを川いた紙圧 代特注水系(常設)による原下炉注水の 系統構収集性及び电勢機作				取水機能喪失の確認後に 実施する	
逃がし安全介(自 動滅圧機能)による原子炉急速減圧 操作	[1]. B	=	-	●逐がし安全弁(自動減圧機能)/個の手動 開放機作 1分					
原子炉水位の調整 操作 (低圧代替注 水系 (常設))	[1 人] A			●客談低圧代替注水系ポンプを用いた低圧 代替注水系 (常設) による原子炉注水の 調整機作	原子如水位が原子が水位能(b・ 原子如水位高(b ベルタ)の側(	である。 C機構する			
緊急用海水系を用 いた残留熱除去系 (低圧注水系)に よる原子炉注水操				●≌急用海水系による海水通水の系統構成 操作及び短動操作		20分			
作並びに残留熱除 去系(格納容器ス プレイ冷却系)に	[1人]	_	-	●残留熱除な系(低圧速水系)の起動操作		2分		]	
よる格納容器除熱 操作又はサプレッション・プールペプレッション・レニン・アールポプレッション・レニン・アールペプレルペプロレー・アールを申操作	А			●残留熱除去系(低圧洋水系)による原子 炉本水並びに技管熱除土系(指前点器ス フレイ希勒系)による格制容器幹熱又は 残密気除土系(サブンッション・ブール 希用系:によるサブンッション・ブール 希知の交互確能操作			原子炉水位高(レベルド)にて格納容器スプレイ又はサブレッション・ブール沿却運転への明替操作を実施し、 原子炉水位極(レベル3)にで原子炉は木べの明替機作を実施する		
使用変換料プール の発熱操作	n (d			● 高級既任代費店永済ポンプによる代替原 料ソール作水系(作木ヴイン)を成用し た使用前原料ブールへの作本機作		適宜実施		解析上地震した() スロッシングによる米位 低トのある場合され代替物 科プール合理系の転動主 でに実施する。	
				●代替燃料ブール常却系の無動機作			15.5)	解析上考慮しない 約38時間報立では実施する	
可翻型化棒法水中 型ポンプを用いた 低圧代替注水系 (可酬型)の起動	-	- 100	#A c~1	●可帳型代替近本中型ポンプの移動。本一 ス最後等の操作	170 分			<b>维护主观点</b> ( 允) (	
李備操作 必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10A u∼j						
•				第 2. 4. 1 — 3 図 貞	射壊熱除去機能	喪失(取水	機能が喪失した場合)の作業と所要時間(2/2)		

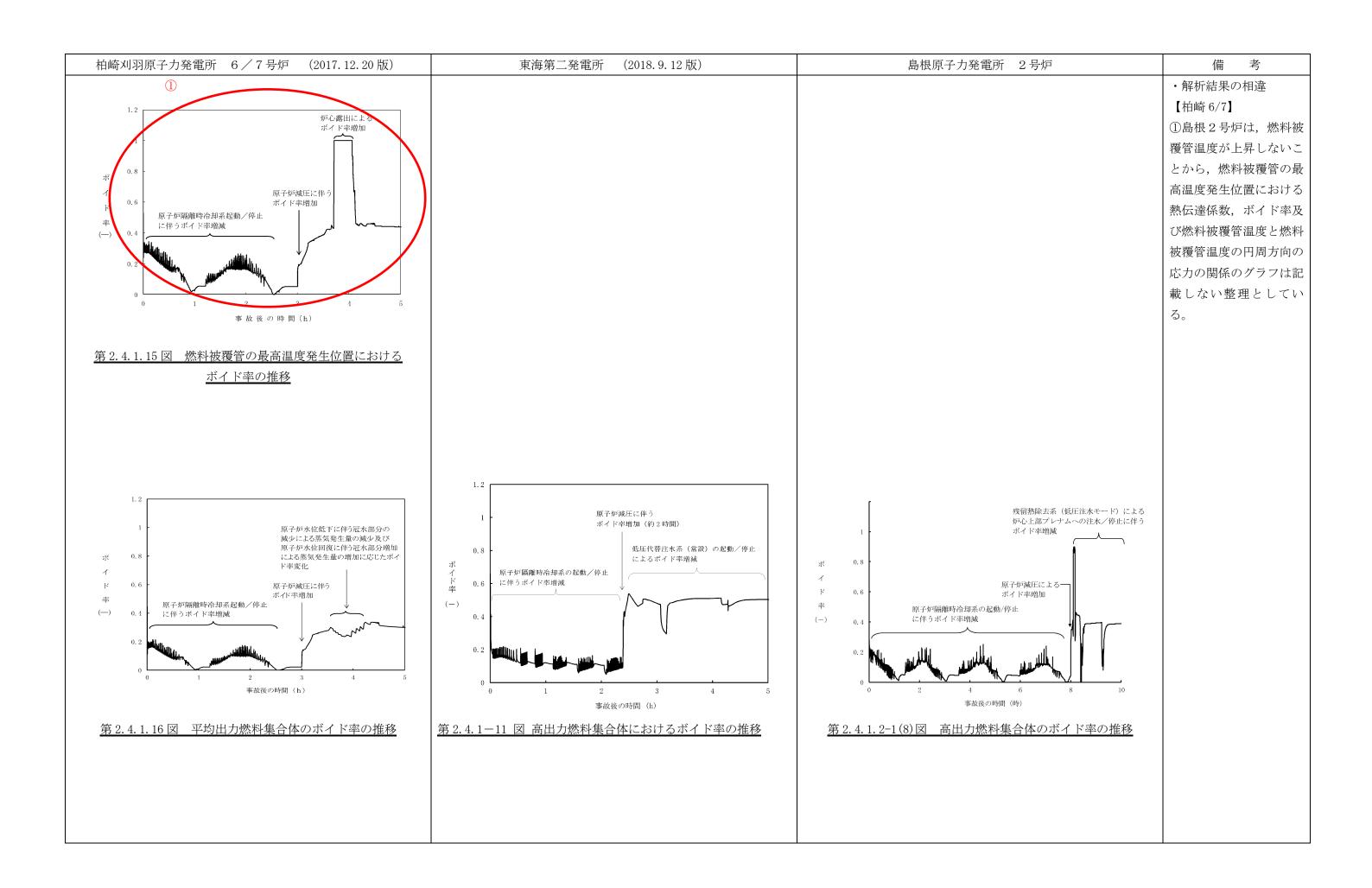


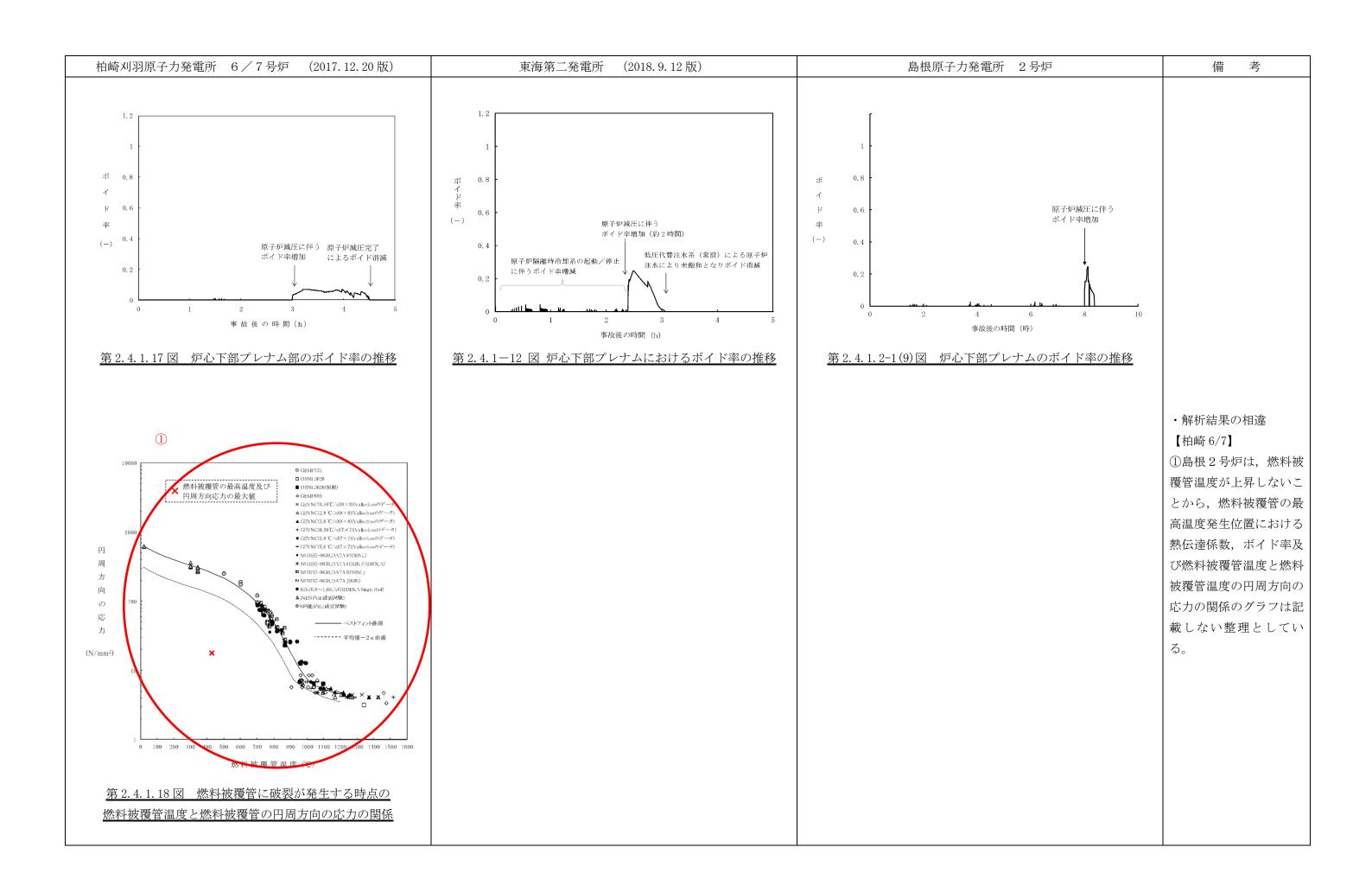


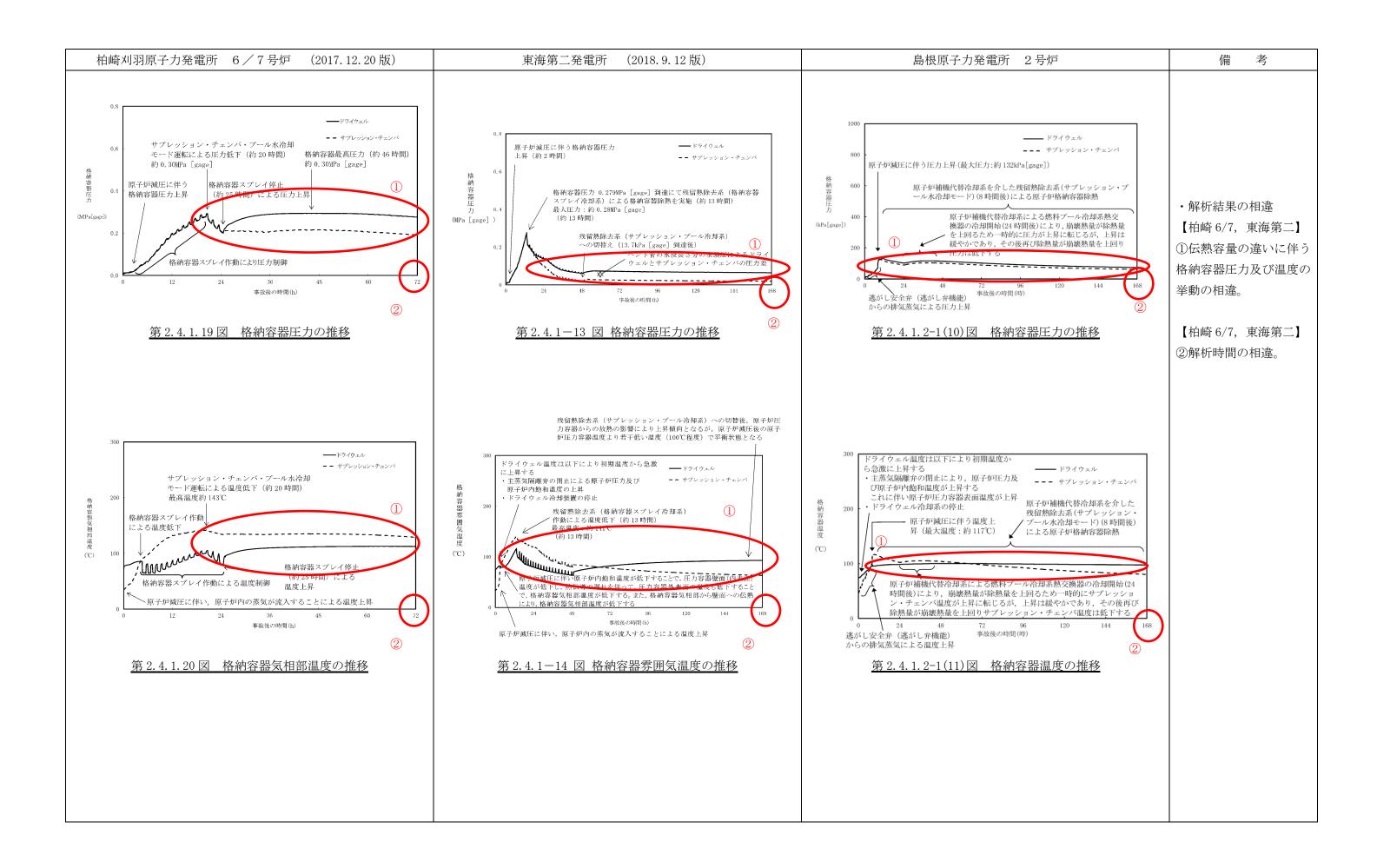


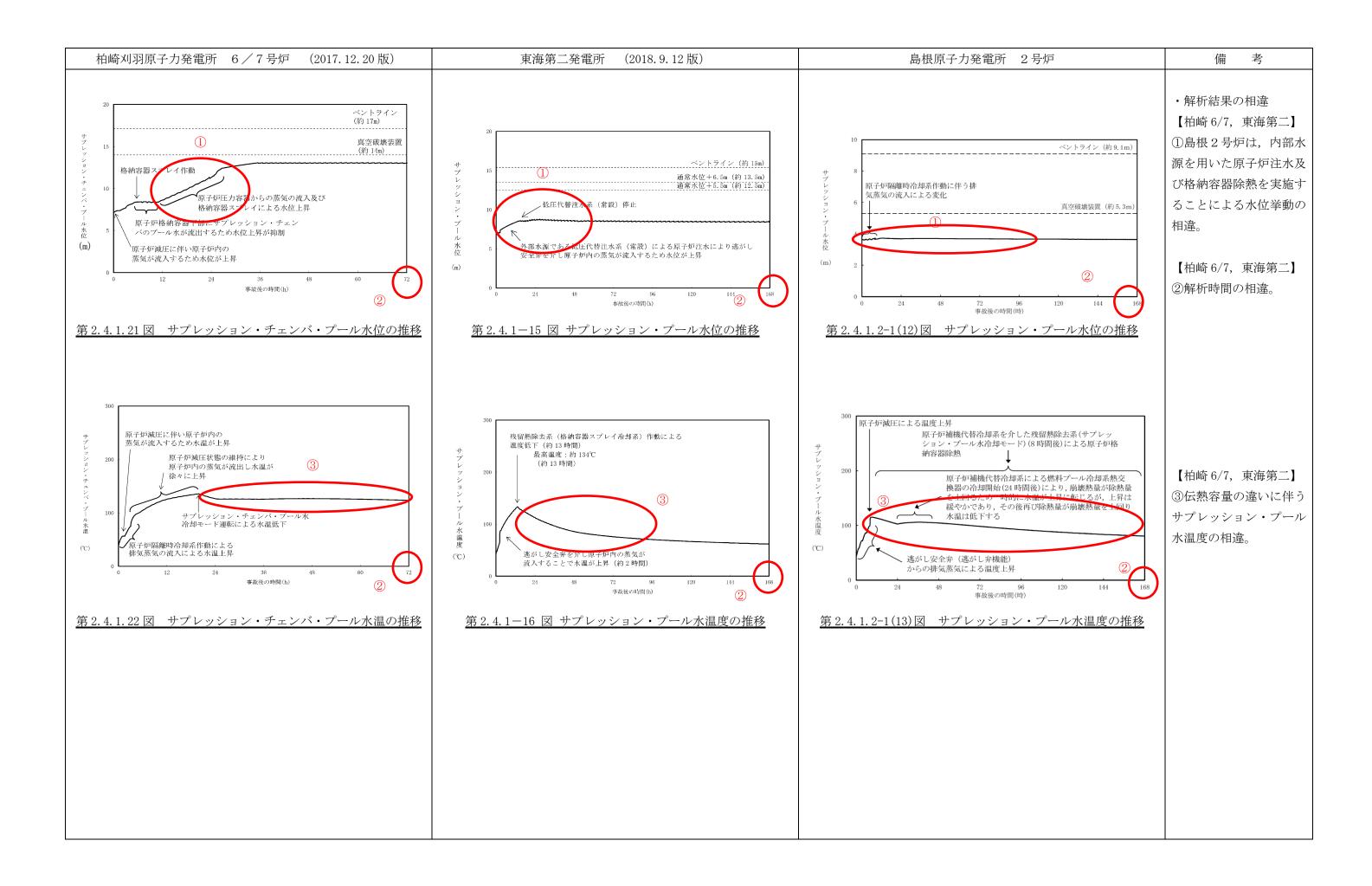


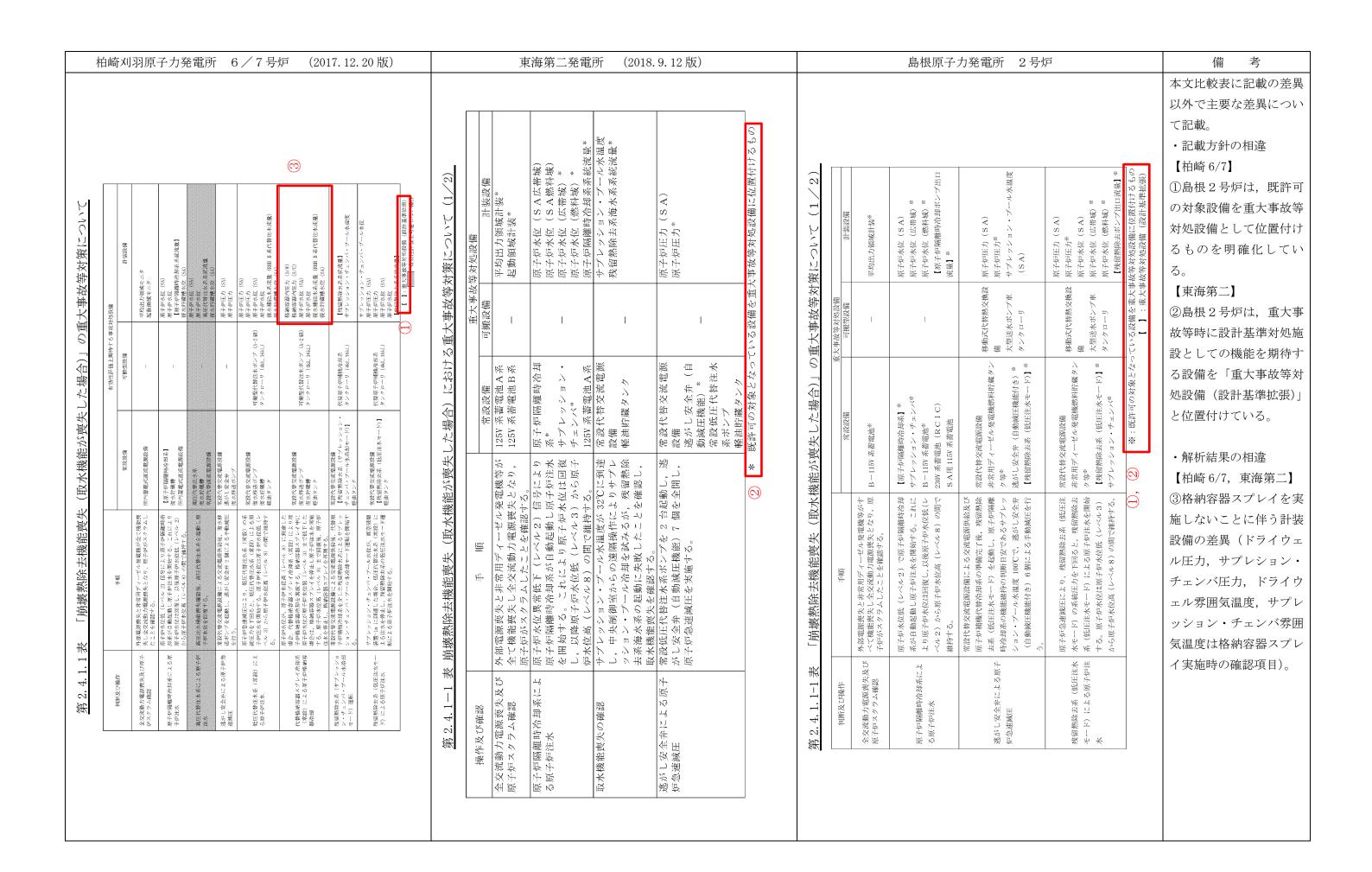








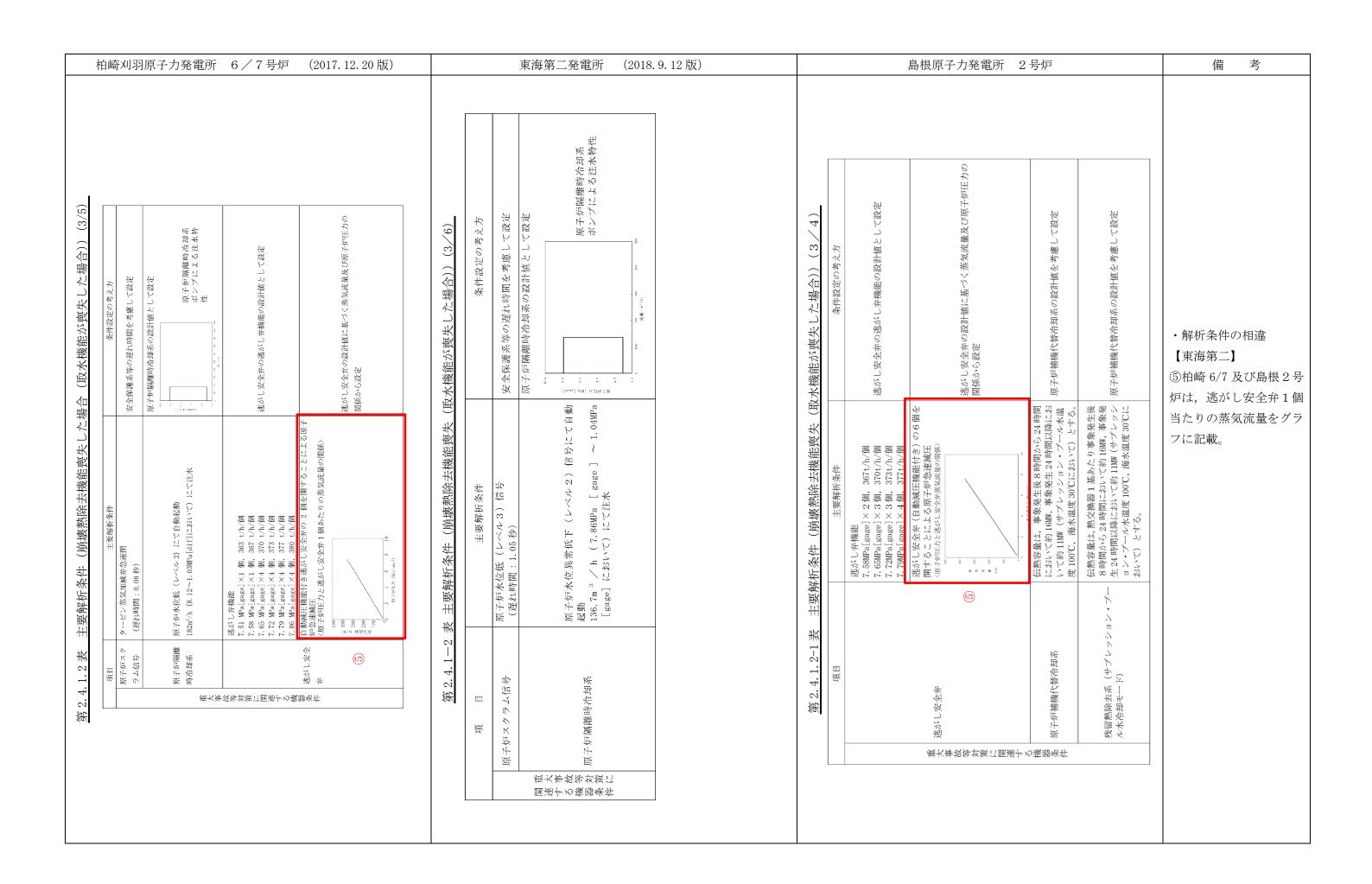


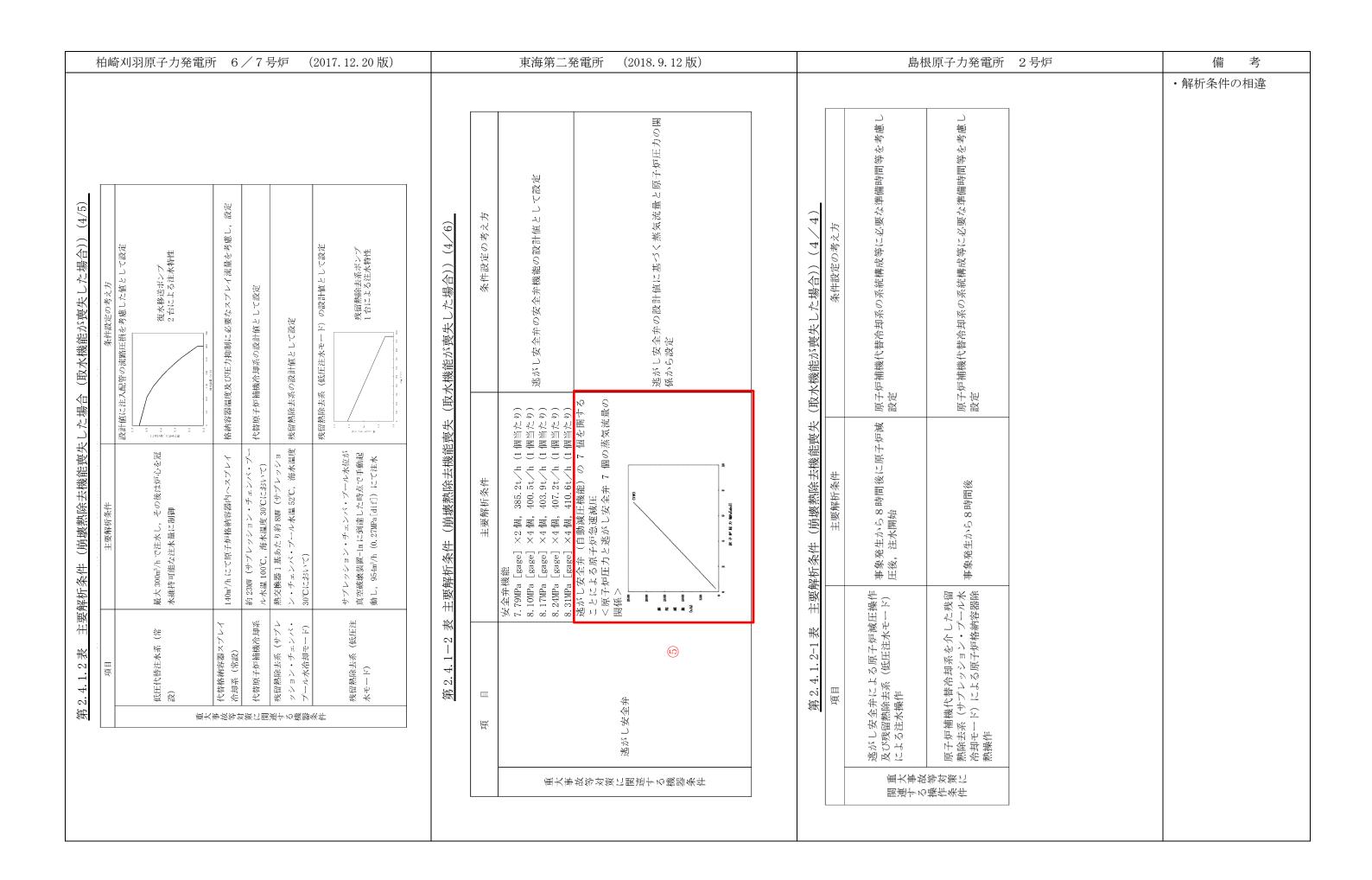


柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	第2.4.1—1 表 前機熟除去機能喪失 (取水機能が影響とした場合) における重大事故等対象値 無性及び確認	第2. 4.1.1-1表 「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」の重大事故等対策について (2 / 2)         利用及び操作       年期       有大事故等対策について (2 / 2)         発電機能は系 (サンン)       原子が語 (1) (2 / 2)       (2 / 2)         発電機能は系 (サンン)       原子が語 (1) (2 / 2)       (2 / 2)         発電機能は系 (サンン)       原子が語 (1) (2 / 2)       (2 / 2)         大きコン・ブール水冷却や 機体特が用系を介した発電機能が対象 (2 / 2)       アンクンコン・プール水温度 (2 / 2)       大力の部 (2 / 2)       (2 / 2)         ード) 運転 (2 / 2)       フール水冷却や (2 / 2)       アンクローリ (2 / 2)       (2 / 2)         ード) 運転 (2 / 2)       フール水油度 (2 / 2)       アフトル水温度 (2 / 2)         インフェン・ブール水油度 (2 / 2)       アンコン・ブール水温度 (2 / 2)       アンコン・ブール水温度 (2 / 2)       (3 / 2 / 2)         本の (2 / 2)       アンコン・ブール水温度 (2 / 2)       (3 / 2 / 2)       (3 / 2 / 2)         (2 / 2)       アンテン・ブール水温度 (3 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 /	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版) 東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
第24.1.2 表 主要格式条件 (前級制格子を発表や、ご様合 (取る機能が再発した場合) (1/5)  ***********************************	# 1 : 2 : 1 次	・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 ①条件設定は同じだが, 通常運転時の熱的制限値 を設定していることを明 確に記載。 【東海第二】 ②条件設定は同じだが, 設定プロセスが異なり, 平衡炉心サイクル末期の 炉心平均燃焼度に対して,ばらつきとして10% の保守性を考慮し設定。 ③柏崎 6/7 及び島根 2 号 炉は,格納容積(サ

柏崎	所刈羽原	<b>F</b> 子力発電原	所 6∕7号炉	(2017.12.20版)			東海	第二系	色電所	(20	18.9	. 12 版	)				É	島根原	子力	<b>発電所</b> 2 号炉	î		備考
条件設定の考え方	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失するものとして設定	取水機能の喪失により非常用ディーゼル発電機が機 能喪失することから,外部電源なしの場合の方が, 全交流動力電源喪失となり,要員,資源等の観点で 厳しいことから設定		去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) (2/6)	条件設定の考え方真空破壊装置の設定値	ション・プール水位の下限値として設定	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定	通常運転時の格納容器圧力を包含する値 通常運転時の格納容器乗開気温度 (ドライウェル内ガス冷却装置の設計温			ひとして設定	見定することから, 要員, 資源等の観点			(4) 通常運転時の格納容器温度として設定 原子炉水が低下の雑点で勝しい事象を影定	(大 M. C. ) サネェル・ 壊滅が去機能が喪失するものとして設定 ゼル発電機等の取水機能喪失を想定するこ の担合パパチの途断十審審率よしたり。 面	できた。 タン, タ		S ((+a-a) AN) AN	残留熱除去系(低圧注水モード)の設計値として設定	Contrain consequence of the cons	・解析条件の相違
主要解析条件	給水流量の全喪失	崩壞熟除去機能喪失	外部電源なし		主要解析条件(崩壊熱除去機	主要解析条件 (ドライウェルーサプン・エーン、間半に)	(通常運転範囲の下限値)3	ŢŢ.	[gage]	#	流量の全喪失	关	計画	主要解析条件(崩壊熱除去機	主要解析条件 5 kPa[gage]	57°C 給水流量の全轉失		子炉水位	達化時间:	原子炉水位低(レベル2)信号により自動起動 91㎡/h(8.21~0.74MPa[gage]において)にて注水		s) 1,136m³/h (0.14MPa[dif]に3 (最大1,193m³/h) にて注水	
項目	起因事象	安全機能の喪失に対する仮定	外部電源		第2.4.1-2表 主	項目     B       真空破壊装置     3. 45kPa	サブレッション・プール 6.983m 水位	サプレッション・プール 水温度		格納容器雰囲気温度 57℃外部水源の水温 35℃		の喪失に対する仮定	外部電源	表	Æ	件期 格納容器温度 起因事象	<ul><li>事 たいはまた</li><li>女全機能の喪失に対する仮定</li><li>条 A かつ書が</li></ul>			重 本 な な な 変 変 変 変 選 調 に の の の の の の の の の の の の の		勝 条 件 残留熱除去系(低圧注水モード)	
		事故	<b>然</b> 年					初期	<b>《</b> 生			事故《	<b>米</b> 世										





泊崎	刈羽原	原子力発 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11年 11	電所	6/7号	炉	(2017. 12.	20版)			東海第二発電	所 (2018. 9. 12 片	反)	島根原子	·力発電所 2 号	炉	備
条件設定の考え方	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	低圧代替注水系(常設)起動操作後,原子炉水位が レベル8に到達した時点	原子炉水位制御 (レベル3からレベル8) が可能であり, 原子炉格納容器除熱機能が喪失し設計基準事故時の最高圧力に到達することを踏まえて設定	代替原子炉補機冷劫系の準備期間を考慮して設定	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による 原子炉格納容器除熱機能回復を踏まえて設定	格納容器圧力抑制機能維持を踏まえて設定	(取水機能が喪失した場合))(5/6)		設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定	熱交換器の設計性能に基づき、残留熱除去系の除熱性能を 厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度 を設定 残留熱除去系の設計値として設定 伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき、過去の実績を 包含する高めの海水温度を設定 残留熱除去系(低圧注水系)の設計値として設定	残留熱除去系ポンプ   台による注水特性   による注水特性   1 日				・解析条件の相
主要解析条件	事象発生70分後 全交	常設代替交流電源設備による交流電源 の供給開始後	毎条発生約3時間後 レベ	備納容器圧力 13. 7kPa [gage] 到達後の 原子炉水位高 (レベル 8) 到達時 故時	事象発生 20 時間後 代替	事象発生 20 時間後 原子	サプレッション・チェンバ・プール水 位が, 真空破壊装置-1mに到達した 格納 時点	件 (崩壞熱除去機能喪失 (取水機	主要解析条件	が が が が が が が が が が が が が が	W ・プール水温度 100°C、海水温 C格約容器内にスプレイ i交換器 1 基当たり約 24MW (サ プール水温度 100°C、海水温	(0.14MPa [dif] において) (最大 (最大 ) にて往水 ) にて往水 ( で				
項目	常設代替交流電源設備からの受電	低压代替注水系(常設)起動操作	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転操作	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱 除去系の低圧注水モード運転操作	第2.4.1-2 表 主要解析条		低压代替注水系(常設) 最大 378m3/	緊急用海水系伝熱容量:約24M(サプレッション度 32℃において)(サプレッション度 32℃において)水田 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	現留熱除去系(低圧注水系) 1,676m <sup>3</sup> ∕h)				
			重大事故》	市 衣 猴 と 圏 無	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十				,	放等対策に関連する機器を					

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第	第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備
	(取水機能が喪失した場合)) (6/6)	プレッション・プール熱容量制限を踏まえて設定	余裕時間を確認する観点で代替格納容器スプレイの実施基準である格納容器圧力 0.279MPa [gage] に到達した場合に開始するものとして設定		・解析条件の相
	主要解析条件(崩壞熱除去機能喪失主要解析条件主要解析条件	サプレッション・プール水温度 65℃到達時 サブ	条本   条本   条本   条本   乗車   乗車   乗車   乗車   乗車   乗車   乗車   乗		
	第2.4.1-2 表項 目	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	緊急用海水系を用いた残留熱 除去系(格納容器スプレイ冷 却系)による格納容器除熱操 作		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料2.4.1.1	添付資料 2.4.1.1	添付資料 2. 4. 1. 1	
安定状態について	安定状態について	安定状態について	
	(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))	
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の安定状態に	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の安定状態に	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時の安定状態に	
ついては以下のとおり。	ついては、以下のとおり。	ついては以下のとおり。	
原子炉安定停止状態:事象発生後,設計基準事故対処設備及び	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	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	重大事故等対処設備を用いた <u>炉心冷却が</u>	重大事故等対処設備を用いた <u>炉心冷却</u>	
より、炉心冠水が維持でき、また、冷却	<b>維持可能であり、</b> また、冷却のための設	により、炉心冠水が維持でき、また、冷	
のための設備がその後も機能維持できる	備がその後も機能維持でき、かつ、必要	却のための設備がその後も機能維持で	
と判断され、かつ、必要な要員の不足や	な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじ	きると判断され、かつ、必要な要員の不	
資源の枯渇等のあらかじめ想定される事	め想定される事象悪化のおそれがない場	足や資源の枯渇等のあらかじめ想定さ	
象悪化のおそれがない場合,安定停止状	合に安定停止状態が確立されたものとす	れる事象悪化のおそれがない場合、安定	
態が確立されたものとする。	る。	停止状態が確立されたものとする。	
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	格納容器安定状態 : 炉心冷却が維持された後に,設計基準事故	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	対処設備及び重大事故等対処設備を用い	備及び重大事故等対処設備を用い	
原子炉格納容器除熱機能(格納容器	た <u>格納容器除熱</u> により格納容器圧力及び	た原子炉格納容器除熱機能(格納容	
<u>圧力逃がし装置等</u> , 残留熱除去系又	温度が安定又は低下傾向に転じ,また,搖	器フィルタベント系,残留熱除去系	・運用の相違
は <u>代替循環冷却系</u> )により,格納容	納容器除熱のための設備がその後も機能	<u>又は残留熱代替除去系)</u> により、格	【柏崎 6/7】
器圧力及び温度が安定又は低下傾向	維持でき、かつ、必要な要員の不足や資源	納容器圧力及び温度が安定又は低	島根2号炉は,耐圧強
に転じ、また、原子炉格納容器除熱	の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪	下傾向に転じ、また、原子炉格納容	化ベントを使用しない。
のための設備がその後も機能維持で	化のおそれがない場合 <u>に</u> 安定状態が確立	器除熱のための設備がその後も機	
きると判断され、かつ、必要な要員	されたものとする。	能維持できると判断され、かつ、必	
の不足や資源の枯渇等のあらかじめ		要な要員の不足や資源の枯渇等の	
想定される事象悪化のおそれがない		あらかじめ想定される事象悪化の	
場合、安定状態が確立されたものと		おそれがない場合,安定状態が確立	
する。		されたものとする。	
【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	
原子炉安定停止状態の確立について	原子炉安定停止状態の確立について	原子炉安定停止状態の確立について	
逃がし安全弁を開維持することで,低圧代替注水系(常設)に		原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により炉心冷却が維持され	・解析条件の相違
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	   る。サプレッション・プール熱容量制限に到達後,原子炉を減	る。事象発生から8時間後に原子炉を減圧し,残留熱除去系(低	【柏崎 6/7,東海第二】
子炉安定停止状態が確立される。	圧し, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常	<u>圧注水モード)</u> による原子炉注水を実施することで、引き続き	島根2号炉は,残留熱
	設)による原子炉注水を実施することで、引き続き炉心の冷却		   除去系(低圧注水モー
	は維持され、原子炉安定停止状態が確立される。		ド)による原子炉注水を
	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,		想定。
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			島根2号炉は,原子炉 補機代替冷却系の系統 構成等に必要な準備問 間等を考慮し設定。
京子炉格納容器安定状態の確立について <u></u>	格納容器安定状態の確立について	原子炉格納容器安定状態の確立について	
炉心冷却を継続し,事象発生から <u>20 時間後</u> に <u>代替原子炉補機冷</u>	炉心冷却を継続し、緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納	炉心冷却を継続し、事象発生から <u>8時間後</u> に <u>原子炉補機代替冷</u>	・解析条件の相違
<u>却系</u> を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開始す	<u>容器スプレイ冷却系)及び</u> 残留熱除去系 (サプレッション・プ	<u> 却系を介した</u> 残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モ	【柏崎 6/7,東海第二】
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、	<u>ール冷却系)</u> による格納容器除熱を <u>実施</u> することで,格納容器	<u>ード)</u> による <u>原子炉</u> 格納容器除熱を <u>開始</u> することで,格納容器	島根2号炉は,原子炉
格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウェル温度は、	圧力及び雰囲気温度は安定*又は低下傾向となる。格納容器雰囲	圧力及び温度は安定又は低下*傾向となり、格納容器温度は	補機代替冷却系の系統
氐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	気温度は150℃を下回るとともに、ドライウェル雰囲気温度は、	150℃を下回るとともに,ドライウェル温度は,低圧注水継続	構成等に必要な準備時
る126℃を上回ることはなく,原子炉格納容器安定状態が確立さ	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	のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている 126℃を上	間等を考慮し設定。
れる。	る126℃を上回ることはなく、格納容器安定状態が確立される。	回ることはなく、原子炉格納容器安定状態が確立される。	
	なお,残留熱除去系による格納容器除熱開始後の原子炉注水は,		・解析条件の相違
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)にて実施す		【柏崎 6/7, 東海第二】
	<u> </u>		島根2号炉は,残留熱
			除去系(低圧注水モー
			ド)による原子炉注水を
また,重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり,また,	また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要	また, 重大事故等対策に必要な要員は確保可能であり, また,	継続する。
必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。 	な水源、燃料及び電源を供給可能である。	必要な水源,燃料及び電源を供給可能である。 	
	(※) 残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)に切り	   (※) 事象発生から 24 時間後に,原子炉補機代替冷却系によ	・解析結果の相違
	替えると、原子炉圧力容器からの放熱の影響によりドラ	る燃料プール冷却系熱交換器の冷却を開始することにより、崩	【柏崎 6/7 東海第二】
	イウェル雰囲気温度は僅かに上昇傾向となる。ただし、	壊熱量が除熱量を上回るため一時的に格納容器温度はわずか	
	程留熱除去系による格納容器除熱は確立しており,長期	に上昇傾向となる。ただし、残留熱除去系による格納容器除熱	
	的には減圧後の原子炉圧力容器温度 (100℃程度) より若	は確立しており、長期的には再び除熱量が崩壊熱量を上回り、	
	干低い温度で平衡状態となることから, この状態も含め	格納容器温度は低下傾向となる。	
	安定傾向とする。		
	<u> </u>		
【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	【安定状態の維持について】	
上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持	上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持	上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維	
できる。	できる。	持できる。	
また,残留熱除去系機能を維持し,除熱を行うことによって,	また、残留熱除去系の機能を維持し炉心治却及び除熱を継続す	また、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことによって、	
安定状態の維持が可能となる。	ることで,安定状態の維持が可能となる。	安定状態の維持が可能となる。	
(添付資料2.1.1 別紙1)	(添付資料2.1.2 別紙1)	(添付資料 2.1.1 別紙 1 参照)	
			Í

まとめ資料比較表 「有効性評価 添付資料 2 4 1 2]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉	備考
タに与える影響	<ul> <li>(1 た場合))</li> <li>影響 (SAFER) (1/2)</li> <li>影響 (SAFER) (1/2)</li> <li>影響 (SAFER) (1/2)</li> <li>影響 (SAFER) (1/2)</li> <li>(なるパラメータに与える影響 (* 1 が Page) (* 2 が Page) (*</li></ul>	備考・相違理由は本文参
解析コード及び解析条件の不確かきの影響評価について(崩壊熱除主機能的で表(取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が現失 (取水機能が)	1	

柏崎	刈羽原子力発電所	↑ 6 / 7 号炉	(2017. 12	2.20版)		東海第二発電所 (2	2018. 9. 12 版	)			島根原	子力発電所 2号炉		備者
	ラメータに与える異 することから, 評	主蒸気逃がし非流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように 力で設定するため不確かるの影響なたり、機能口からの流出は 実験結果と良い一致をみつず臨界池・デルを適用している。有効性 評価解析でも圧力変化を適切に評価・原子がへの社水のタイミ ング展び社水流量を適切に評価するため、評価項目となるバラメ 一夕に与える影響は小さい。 破断口及び主蒸気逃が上非からの流出流量は、圧力容器ノメル又 成が「及び社水流・多のに一部からの流出流量は、圧力容器ノメルス はノメルに接続する配管を通過し、平衡均質流に強するのに十分 な長さたることから、管入口付近の非平衡の影響は無視できる と考えられ、平衡均質臨界流モデルを適用可能である。	合の運転員等操作 警」にて確認。	(の) (日日 (の) (日日 (の) (日日 (の) (日日 (の) (の) (日日 (の)	ータに子んの取響(SAF LK	ATD 14の / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 / 2 /	発売コードは、ダウンカウ部の二抽水店(ショウウド外水店)から適切に実価することから、評価項目となるパラメークに与える影響は小さい。	解析コードは、原子炉圧力変化を適切に評価することから、評価 項目となるパラメータによる影響はかきい。 破磨し及びあかし安全からの流出は、田方器型メブル又はノズ といるである。であって、他の質能に選するのに「分な長さ であることから、管人口付近の非子衛の影響は無視できると考え であることから、管人口付近の非子衛の影響は無視できると考え しず、半部以質階界流で大心を適用可能である。 同解析表積価条件とした場合の運転員等操作時間及び評価 質出となるパラメータに与える影響」にて確認。		, ************************************	評価項目となるパラメータに与える影響	述がし安全弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す 臨界流手がを適用している。有効性評価解析でも 正力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び社本流量を適切に評価するため、評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。 評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。 評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。 評価項目 となるパラメータに与える影響は小さい。 野州項目 となるパラメータに与える影響は小さい。 であり質流に達けるのに十分な長さであることから、管入口付近の 非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質流に達するのに十分な長さであることから、管入口付近の 非平衡の影響は無視できると考えられ、平衡均質流に達するため、健村被覆値の はなく、がらは温度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから影響を与えることはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	
能喪失(取水機能が喪失した場合)) (2/2)	運転員等操作時間に与える影響 動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉線圧 位低下塗動が早い場合であっても、これら操作手順(原子炉線圧後速やすること)に変わりはないことから、運転員等操作に与える影響はな でした。 では、場合においては操作に対する時間会終は大きくなる。なお、解析コ ド外水位は現実的に評価されることから不確かさは小さい。	からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。関連する運転操作とし 操作があるが、注水手段が確立してから減圧を行うことが手順の前提で び原子炉水位の変動が運転員等操作時間に与える影響はない。	件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与え	日 休 七 11・1・1・1・1・1・1・2・1・2・1・3・2・1・2・1・3・1・3・1		連載に乗業中が同じた。	カマの 解析コードは、グランカや部の一曲本位を化を適切に評価するこ イでは、 では、 でいて、 ※流動や 及び水 後でが数	53.7. 解析コードは、原子が圧力変化を適切に評価することから、運転 新装果 [19%操作時間に与える影響は小さい。 特度の 微断 14.02を介からの流出は、圧力容器ノズレスはノズ ルに接続する配番の上、平衡的質能に基するのに「分れ長さ であることから、ボスロ付近の非平衡の影響は無視できると考え られ、半元的質鑑表述エブトを適用である。 「解析条件を設備条件とした場合の運転回業機件時間及び評価項 日となるパラメータに与える影響」にて確認。	田田山土一村、宮、村、田、田田田、田、村、田、田田田、田田田、田田田田、田田田田、田田田	・で // 生性 月 寸珠   F 切 目 次 0 計画 写 日 安 ( 取 水機能 が 喪失 した 場合 ) ) ( 2 /	運転員等操作時間に与える影響  「原子が隔離時冷却系による注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時 をに与える影響は大水、原子が減圧後の注水開始は、原子が在位でカラウド をに手える影響はない、原子が減圧後の注水開始は、原子が近に低圧対金 を行すること)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 とい。水位低下浮動が遅い場合においては操作に対する時間余緒は大きくな なお、解析コードでは、シュラウド外水位は現実的に評価されることからす かさはかるい。	<ul><li>解析コードは原子炉からの蒸気及び冷却材流出を現実的に評価する。逃 全弁流量の変動により、原子が圧力及び原子炉木位の変動が生じる可能 るが、その影響は小さく運転員等操作時間に与える影響はない。</li></ul>	度 「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目と	
(崩壊熱除去機	不確かさ 二相水位、(シュラケ)を外投)に関す 流動さを取り扱う。シュラウド分水位 がは、燃料破煙管温度及び運転員線 やでは、燃料破煙電温度及び運転員線 やとちらに対しても、日相水位及びにれ だする二相流動モデルの妥当性の有 で発する二相流動モデルの妥当性の有 で発するコラブス本位が取り扱えれ 分である。このため、特段の不確かさ 持ては、シュラウ 分でもある。このため、特段の不確かさ	存なもる い面子 み	入力値に含まれる。各条緒の設計条件に基づく原子的工力を正力と生光水温の関係を使用 づく原子的力、実機影幅仕様に対して注水流量 を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに 評価する。	#氏だれ、と考上 ラ 女 田 単 中 へ	<b>○里安児家</b> の小価//	7. 下降から 7. 下降から 7. 下降から 7. 下降が多に 7. 大野精帯を対すがある 7. 行の人を除いて、実験精界と対さが到 7. 行の人でいる。 7. 近年代 特殊未然の対 5. 年か、19. 下上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上上	4、2、2、2、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4、4	。 - 繰り補 - 2 - 2 - 2 - 2 - 3 - 3 - 3 - 4 - 5 - 6 - 7 - 7 - 7 - 7 - 7 - 7 - 7 - 7	十分 サ田田 中 へ ナバイ・バー・エ	コード におい 3 単矢 3. (崩壊熱)	デル 下部プレナムの二相本位を除き、ダウンカマの二相本位を除き、ダウンカマの二相本位といまって不確かさを取り扱う。シュラウド外本位については、総料板 関令環境及び運転員操作のどちらに対しても二相 木位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性 ウイ無 大直要でなく、質量及び水頭のパランスだけでまるコラブス本位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要は	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実 等子 験解析において、圧力を化注実験結果とおおむね 同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに 関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	↑力値に含まれる。各系権の設計条件に基づく原 が注水 子が圧力と注水流量の関係を使用しており、実機 デル 設備仕様に対して注水流量の関係を使用しており、実機 被優管温度を高めに評価する。	
	解析モブル 下部 マのカー お不ら 関モブル 関モブル 無対け が対け がでが がでが がでか がでが がでが がでが がでが がでが がでが がでが	TBL, いて, かて, の解析 に関 はない	入力 原子 存 注 水 ※	2		金 ・	遊廳、裝體、水子 下半変化、 双線分 羅 (水何效化) · 対向流	帝却材放出(臨界 消・港圧消) 当中的。 BCCS 注水(輸水 系・代替注水系含 註。)	-		国	冷却材放出 (酪界流・終 及 正流)	E C C S 社 木 (総水系・ 原子炉 代替荘水設・系モディ 編含む)	
	分類 連要現象 湯騰・凝縮・ボ イド學変化、気 液分離(水位変 化)・対向消	海石石石石	ECCS 注水 (給水 系・代替注水設 備含む)	<del> </del>	平 以 7-1 形	14. T. A.	<b>三</b>	 		-	分類	原子型圧力容器		

## 1982 1990 1990 1990 1990 1990 1990 1990 199	拍崎刈	羽原子力発電所	f 6 / 7 号炉 (20 <sub>.</sub>	17. 12. 20	版)			東海第	第二発電所 (2018.9.	12版)				Į	島根原子力	発電所 2号炉		備老
1995年   1995	機能やでも114~ マム)	5.基等操作時間及で評価項目となるパラメータ 5.3.等操作時間及で評価項目となるパラメータ	を十数で程度。 30、不はこの解析 31、「してはた解析 11、「しては体験を 所で速 レットリー が発酵を成立しては が発酵を が発酵を が発酵を が発酵を が発酵を が発酵を があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 があるが、 がか、 がか、 がか、 がか、 がか、 はい、 がか、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい、 はい	5具等操作時間及び評価項目となるパラメータ	元員等級 伊藤 間及 び経 信波 目 となる パサメータ	ラメータに与える影響(MAA	評価項目となるパラメータに与える形	作案作を政権条件とした場合の通転員等権行同因及び群なるパラメータに与える影響して確認。 行るパラメータに与える影響して確認。 析条件を政権条件とした場合の運転員等機作時間及び評なるパラメータに与える影響」にて確認。	- Fith Hou 実験権をにおいて区面によって格権発導を開発を開発のでの点、BNR の各権等的の区面とは取れる等、実践でにおいては不確かまでものと考えられ、支機を発出がつは下離があるものと推っされ、大機を発出がつは、存在が、大体を確認にあれては不確かはあるのと推っされ、一種をして存存が維維にあり、は無国日となるがあるのを構造のでは、「STL 実際権所により、推進国目となる業権をは、「STL 実際権所により、推進国目となる業権を対しては、「STL 実際権所により、存業が維持を同等基本をはないでは、「STL 実際権所により、企業を登りました。 ・、これのよりには、「STL 実際権所により、企業を登りには等等を認っている。 ・、これのよりには、「STL 実際権所により、「ATL 対象を発展が用が、 ・、これが、「STL 支援権所をしている。」は、「ATL 対象を表している。」は、「ATL 対象を表している。」は、「ATL 対象を表している。」は、「ATL 対象を表している。」は、「ATL 対象を表している。」は、「ATL 文本、「ATL 」を表しているこれが、計画は日となる、「ATL 」を表していることが、計画は日となる、「ATL 」を表していることが、計画は日となる、「ATL 」を表していることが、「ATL 」を表していることが、ATL 」を表していることが	解析条件を披離条件とした場合の運転員等操作時間及び部。 となるパラメータに与える影響」にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の適転員学験作時間及び群となるパッメータになる影響」にて確認。	るパラメータに与える	評価項目となるパラメータに与える影響	所条件を最確条件とした場合の運転員等操作 び評価項目となるパラメータに与える影響」に	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作 開及び評価項目となるパラメータに与える影響」に 確認。	HDR実験解析では医画によって格線容器等開気 度を十載で程度、格線容器圧力を1 態程度高めに耐 する面の存職としているが、BWRの格域をあれる 即とは異なる等、実機体系に起因するものと考え れ、実験体系においてはこの解析で確認された不確 さは小さなものと指定される。しかし、4年と ははかさなるものと指定される。しかし、4年と はなるため、評価項目となるパラメータに与える形 はかるため、評価項目となるパラメータに与える形 はかまた。格線容器圧力及び温度の面向を適切に再収 はかまた。 また、格等容器を領域間の流動、構造材との熱低速 はかました。 また、格等容器を領域間の流動、構造材との熱低速 でからたり、評価項目となるパラメータに与える影 がによった。 また、格等容器を領域間のが当め、構造材との熱低速 でデータと良く一数することを確認しての楽態的は でデータと良く一数することを確認しての楽態的は ら、評価項目となるパラメータに与える影響になる。 等が高口となるパラインの楽態のは	り。 「解析条件を最離条件とした場合の運転員等操作 間及び評価項目となるパラメータに与える影響」に 確認。	
1992年   1992年   1992年   1993年   19	マンた場合)) 	「海が条件を募集条件とした基合の資本 に4大る形態」に7番馬。 「7年大の形態」に7番馬。 「条所条件を設備条件とした場合の通常 に5支え砂筋制」に7番尾。	IRR 発酵酵では区間によって体験的 液のと同様である。 対に関わる。かりと表える。 対に関わる。かりと様なる。 がくならいと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないと様なる。 では、ないて、ないでは、 では、ないて、ないでは、 では、ないて、ないでは、 ない、なっことが、 では、ないて、ないでは、 では、ないて、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、 では、ないでは、ないでは、 では、ないでは、 では、ないでは、 では、ないでは、 では、ないでは、 では、ないでは、 では、 では、ないでは、 では、 では、 では、 では、 では、 では、 では、	42	条件や最階条の影響」につ	となる	水る影響	自等操作時間及 57評編認。 員等操作時間及 57評解認。	器する不力容系さ部求こ及格秀る等確及器にい熱用とび制	板員等操作時間及び評で確認。	<b>員好換作時間及⊙</b> 確認。	及び評価項目 さした場合))	ネる影響	び評価項目とな	操作時間及び評価項目となる	温度を十数C程度、格納 たいるが、BWRの格納 のと考えられ、実験体系 からものと推定される。 を適切に再現できており している運転員等操作注 速及び内部熱伝導の不確 温度及び内部熱に対している運転員等操作すスの。 19、その差異はれないこしている運転員等操作すとにしている運転員等操作すとしている運転員等操作する。	操作時間及び評価項目とな	
Application	大(月入八八茂)日にノノ・丁文 ※権作時間に与える影響	作さした総合の連続国等条件専団及び製価項目となるバラメで で開設。 で作とした総合の連続国等機が印刷及び経過項目となるバラメ で確認。	よって検査管理国産会十級で国際、検査管理日から 機能している前、国民の存在が認めの区間とは異なる 考えられ、実現を指しまれては、の整件で確認して されるした。一般本としては存金等部目が される。した。一般本としては存金等部目が のことが、機等を開発に対しては存金等部目が のことが、機等の国産を機能が対して でのでは、機能は、のこのでは、 のでは、 にの機能に対して他に関係を にがある。 とのでは、 にの機能に対して他に関係を には、 にの機能に対していて、 にの機能に対していて、 にて、 にて、 にて、 にて、 にて、 にて、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、		<b>作むした場合の選集団 等職行時間及び評価項目となるメラメーズ語</b> 。 で講説。	]等操作時間及	運転員拳機作	解十条件を設備条件とした場中の   日となるパラメータに与える影響」   解析条件を設備条件とした場合の   日となるパラメータに与える影響	海内 「大型の 「大型の 「大型の 「大型を 「大型を 「大型を 「大型を 「大型を 大型で で で で で で で で で が が が が が が が が が が が が が	「解析条件を最確条件とした場合の通 日となるパラメータに与える影響」に	「解析条件を設備条件とした場合の口となるパラメータにりえる影響」	転員等操作 (取水機能が	運転員等操作時間にも	条件を最確条件とした場合の運転 タに与える影響」にて確認。	条条件とした場合の運転員 S影響」にて確認。	HDR実験解析心 器圧力を1部程度 器圧力を1部程度 おいてはこの採用 かし、全体として、 かし、全体として、 かた、格整体器や また、格整体器や また、格整体器や また、格整体器や また、格整体器や また、格整体器や かにおいては、 多はおいては、 のから、存着を器や	「解析条件を提牒条件とした場合の運転 パラメータに与える影響」にて確認。	
A	(朋務然)(所)	等をもデント (所 等機能) 発機性) 発達性 (非常用から (非常用から (非常用から (非常用から (非常用から (非常用がら (非常用がら (情報素的 (情報素の (情報 (情報素の (情報素の (情報 (情報素の (情報素の (情報 (情報素の (情報 (情報 (情報 (情報 (情報 (情報 (情報 (情報	7. 所で表現でして、「「「「「「「」」」」 ことで表現でした。 ことで表現でした。 をデードで関係がした。 他のできます。 他のできます。 他のできます。 他のできます。 一点できまます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できまます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できまます。 一点できます。 一点できます。 一点できまます。 一点できます。 一点できます。 一点できます。 一点できまままままままままままままままままままままままままままままままままままま	金巻モデル 人力概に合業なり。 ・一学が0~12年間に、 一学が0~12年間に、 一学が0~12年に、 一学が0~12年に、 一学の 大力・12年に対して、 一学の 一会派をデーター の できた データの できた データの できた データの できまた いっぱい かいしょく いいき はいかい いいき はい いいき にない いいき はい いいき にない いいき はい いいき はい いいき にない いい いいき にない いい い	(解析条件を 	る重要現象の不確かさ		国に合まれる。解析 的な動機熱を入力値に用いており、解析 の不確かさの影響はない。 望に合まれる。 物な末本特性を入力値に用いており、解 やの不確かさの影響はない。	然のでなる を を を を を を を の が が が が が が が が が が が が が	雰囲気温度との不確かさは	力値に合まれる。 ンプ消量及び原拠量は、設計値に基づき予れており、解析モデルの不確かさの影響は れており、解析モデルの不確かさの影響は。	こおける重要現象の不確 (崩壊熱除き	不願かさ	入力値に含まれ	入力値に合まれる。	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成階化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数で程度高がら、格納容器温度を十数で程度高がら、格納容器記力を一類程度高が正確で活動である。ものと考えられ、実験体系においてはこの値の不確かされる。実験体系においてはこの値の不確かは、は、なると考えられる。また、非様能性が、数度の楽動について、解析は果が測定をがりが開発を荷銭的可能動、構造材との熱度溶液が付け、格納容器に違いていて、解析はより熱度溶液ががあった。ことを確認して、STF実験解析のは、格納容器に強度の影響について、解析はより熱度を受けていて、解析はより表現を受けていて、STF実験解析では、格納容器は更なび非確値性があった。まかまままが測定す。カシーをは、ATF生が過度の多数について、解析は表現を可能を対して、ATF生が過度の多数について、解析は表現を可能を対して、ATF生が過度を受けませば、ATF生が過度を受けませば、ATF生が過度の多数について、解析は表現を可能を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を表現を		
	重要現象	掛據熱 ECCS 往水(輸水 系・代替注水設 備合む) 枚 動 参 製 及 額	高温の企業を 定業がよりの需 ではまないので を心臓をいるので を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしるが を心臓をしたが をいるが をいが をいるが	メゾアイ治哲	m 型 次 必	£	# .	· (교   2 교	発発器モデル 存储な器の無 カキデル)	デル (ね ブレイ)	<u> </u>	<u>27</u>	(単析モデル	心モデル (原 出力及び崩) )	安全系モデル (非常用炉心 却系) 安全系モデル (代替注水設値)	格納谷器・子 (格制な器の 木力・デン)	安全系モブル (非常用炉心) 却系)	
本						第 1-2	分類	百 一 一 一 一 一 一 一	S47 47 194 B/E									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(前級)	第2 表 解析条件を最高を	# 2.2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響	

崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	
の考え方 の考え方 の考え方 最高条件とした場合は、解析条件で設定している本温よりも協 権格の個別が選(なるが、そのが第はから、通転の数様件的 同じたえる影響はかさい。 最高条件とした場合は、解析条件で設定している本温よりも協 権格の個別が選(なるが、その影響はから、通転の数様件的 による影響はかさい。 をおっているが温はとしてあるでは、 を表しているといるが を表しているといるが を表しているといるが を表しているといるが を表しているといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるといるとい	□ 株式 (本田) 日本 (大田) (大田) 日本 (	重転与 等換 ( 取 水 機	
条件設合 通常運転時のサイエンバ・プー として設定 として設定 を関係体を包絡 産産運転時の格 上て設定 して設定 は、対象をボンプ 最高条件を包絡 を大きたボンプ を大きたボンブ を大きたボンブ を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがある。 を大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがをは、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、大きたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、アンプ を、たきたがを、ためで、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で、で	日本   日本   日本   日本   日本   日本   日本   日本	\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\\	
(権力) を (権力) を ((本) を ((本) を ((本) を) (2000 で ) を ((本) を) (2000 で ) を ((本) を) (2000 で ) を ((本) を) ((本) を) を ((本) を)	本条件とした大 基本件とした大 基本条件 表面条件 (実績値) (実績値) (実績値) (実績値) ( 実績値) ( 実績値) ( 実績値) ( 実績値) ( 大線値) ( 大線値)	(	
解析条件 (初期条件, 事首 解析条件 3.5℃ 5.2kba [gage] 5.2kba [gage] (ドライウェルーサブレ ッション・チェンバ間接 圧) 所は45℃ (事象開始12時間以 降は45℃、事象開始24時 周以降は40℃)		解析	
田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田田		长 20	

崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原子力発電所 2 号炉 	備老
(2.8.9.	### D	
議転員等権作時間に与ってなる機能力能能をとなっ。 無限, 3 なる機能力能能を大きなり。 無限, 3 なるが無限力がある。 1 との、外部を関係している。 1 の、 1 の、 1 の、 1 の、 1 の、 1 の、 1 の、 1 の、	通転式   等件設定の考え方	
# 新年記記の再込力		
# 解析条件 (3700条件、3	( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( ( (	
一個   一個   一個   一個   一個   一個   一個   一個	1	
	大・	
	<u> </u>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所	(2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/5) 運転員常機作時間に与える影響 解析条件と設備条件は同様であることから、事象進履に 整質なく、運転員等機作時間に与える影響はない。 期本なく、評価項目となるパラメータに与える影響はな い。 解析条件は最確条件は同様であることから、事象進展に 解析条件は最確条件は同様であることから、事象進展に 解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に 解析条件は最確条件と同等であることから、事象進展に 別事はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 い。 影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 い。 い。 い。 い。 い。 い。 い。 い。 い。	解析条件は最確条件と同等であることから、事象進版に 影響はなく、運転債等機作時間に与える影響はない。 い。 い。 解析条件と最低条件は同様であることから、事象進展に 解析条件と最低条件は同様であることから、事象進展に 解析条件と最低条件は同様であることから、事象進展に 解析条件と最低条件は同様であることから、事象進展に 解析条件と最低条件は同様であることから、事象進展に 関立なく、評価項目となるバラメータに与える影響はない。 い。		
	場合 (ご運転員等操作時 条件設定の考え方 文全株商系等の遅れ時間を考慮し で設定 進がし安全介の安全介機能の設計 値として設定	遊がし安全弁の設計値に基づく原 正炉圧力と素気流量の関係から設 に 以計値を設す 原子炉隔離時冷却多は、タービン回 転数制御により原子が上力に依ら 学一定の流量にで注水する認計と なっている		
	で催条件とした 最確条件 原子が本位低 (レベル3)信号 (原子が圧力制御時) 火全弁解問1.05 秒) (原子が圧力制御時) 7.79MP(ほ母し) 8.31MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] ~ 8.21人的(「個当たり)(「個当たり)(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))(「個当たり))	(110.6 f y h (1 何当たり) (原書値) (原子が子動薬圧操作時) 選がし安全年 (1 動薬 上機時) 2 ととによる原子が (1 小人ル2) 信号にて (1 小人ル2) 信号にて (1 小人ル2) 信号にて 自動起動 (7.8 f y h (1 にて注水 で ) にて注水 (7.8 f y h (1 にて注水 (1 にて注水 (1 にて注水 (1 にて注水 (1 にて注水 (1 に に (1 に (1 に (1 に (1 に (1 に (1 に (		
	表 解析条件を最確条件         解析条件の不確かさ         原子が出りのあり       原子が出りのあり         (原子が圧力制御時)       (成下が圧力制分を弁機能         7.79MP (は2020)       8.3.1MPa [5030]         8.3.1MPa [5030]       8.3.1MPa [5030]         8.3.1MPa [5030]       8.3.1MPa [5030]         8.3.1MPa [5030]       8.3.1MPa [5030]         1.985.21人り [1 個当たり]       385.21人り [1 個別をある。	(原子が下旬 歯当たり) (原子が子動蔵圧操 作時) 総がし安全弁(白動蔵 上機能) 7 個を開放す 5 ことによる原子や 原子 がた と による原子や 所子 がん と 発帯 低下 (レベル2) 信号にて 自動起動 (1.8 d) 18 d) 18 c) (1.8 d) 18 c) (1.8 d) 18 c) (2 d) (3 d) (4 d		
	第2 3 項 H 原子やスクラム信号	<b>高がし安全介</b> 原子好醫醫時冷却系		
	<b>三人中</b> 按称交	<b>送い超過する機能坐在</b>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(C 与 え る 景 2 響 (5 / 5)		
	等操作時間及び評価項目となるパラメータ 定転員等機作時間に与える影響 変務の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値) の展守性)、原丁炉水位の回復は早くなる。這水後の鰻 作として選水機を引き、原丁炉水位の回復は早くなる。超水後の鰻 作として選水機を引きなることから、運転員等機作時間に与える影響はない。 る影響はない。 が展開に与えることから、運転員等機作時間に与えるの が展開に与えるによりない場合(注水特性(設計値) の設計性能に カスケがはない。 カスケがのがはない。 カスケがのがはない。 カスケがはない。 カスケがのがはない。 カスケがのがはない。 カスケががはない。 カスケががのがはない。 カスケががのがはない。 カスケががのがががががががない。 カスケがががががががががががががががががががががががががががががががががががが		
	場合 ( ) 運転員等操作時 ※件設定の考え方 設計値に注入配管の流解圧損を考 應した値として設定 基づき,過去の設計性能に 基づき,過去の設計性能に 類交換器の設計性能に の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定 の所本進度を設定		
	解析条件		
	(3)   (2)   (3)   (4		

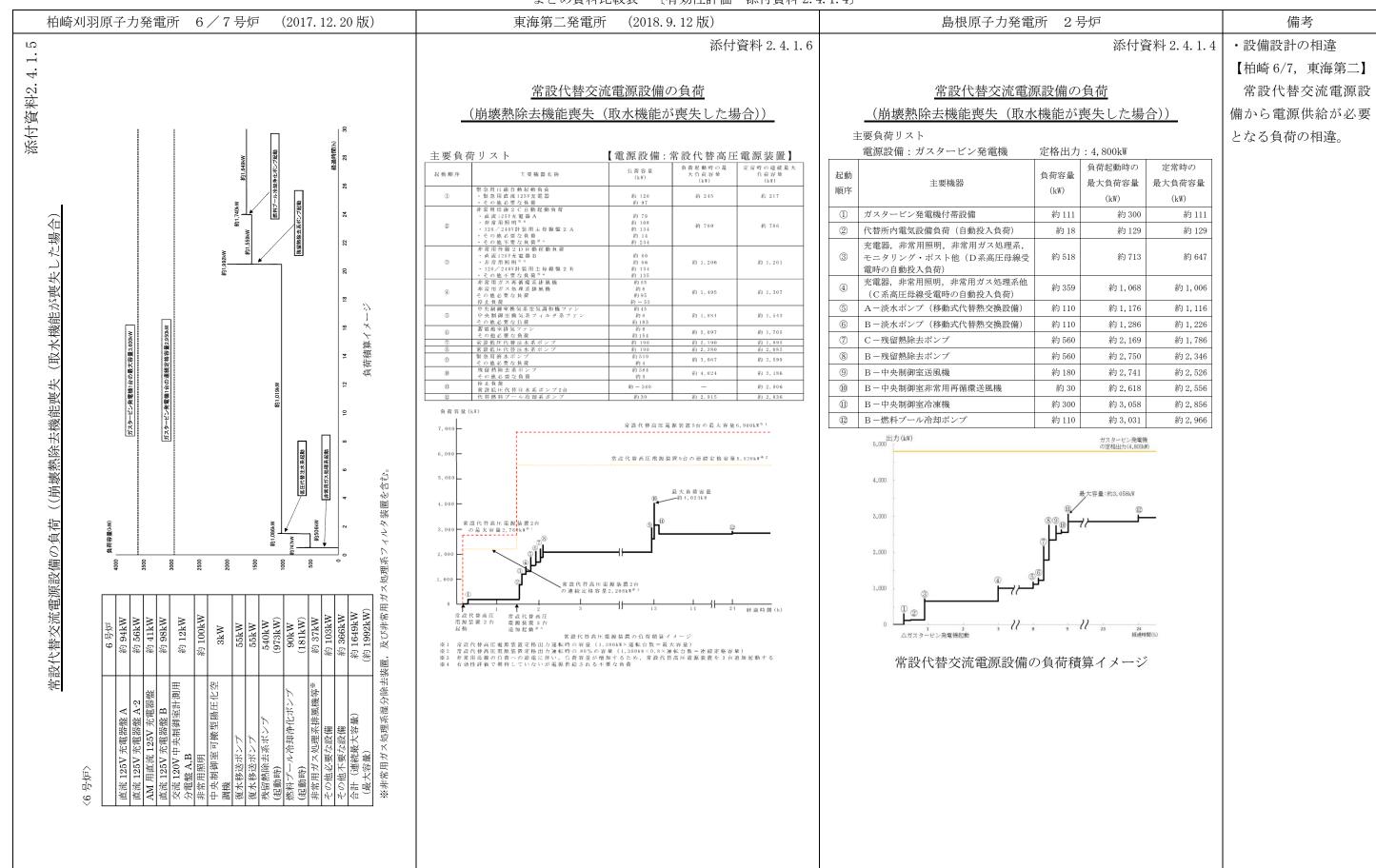
柏崎刈羽原子力発育	電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)			島根原子力発電所 2号炉	備考
終		響 (1/2)	作時間余裕 回線尖積等	・特法水系(油 の参右は、砂塊 の が付は、砂塊 の	农			
本の本語の表示の音楽を記録を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を表示を		こ与える影	ロとなる ミータに る労働	認及、注は数そ心の機不扱るの情が描し木知び常水時定の運運作能体を調査に対する。 知び常水時定の運運作能作影響上と項グさ低設の系統少度であこめ 住人原に時なった。	び操作時間余	100	国家衛 「大学」 「大学」 「大学」 「大学」 「大学」 「大学」 「大学」 「大学」	
(1/4) 運転環等機件時間に与える影響 間に与える影響 はなり運転機件 にはおりの運転機件 かんてはおりの運転機件	・ (水) 工商報告、で発売工の の (水) 工商報 (ハ) 佐藤 (水) 下 (京 )	び操作時間余裕		対び常水時定の速速作権作影様にでにい機響では 取に低速準間し後減転はか閉響作のな目にい か中に、値ででは、ままなされば作品をできます。	与える影響及1	1 2   評価項目   評価項目   またが   またが	第 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	
した場合) 後ができない場合、早期 いる。この認知に係る時間	(7. 10 元 20 元 30 元 30 元 30 元 30 元 30 元 30 元 3	パラメータ及び	運収員等機   車収員等機	職業機能 に第一等 に第一等 に第一等 に第一等 に第一等 に第一等 に第一等 には一次 にはの数 にからし、 をにから でしており、 は一の数 にから をにから をにから をにから をにから をにから をでした。 ないにしから をでがっ かない でいること をでしている でしている	パラメータに	した場合))	(1) (1) (1) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	
	が保存性を実施設施しるの機構がである。 中が振度し、現場にて発放性を実施が開放機がものの機構を行っている期間、他の衛性 場所面的側による影響はた。 を開発する。 を設定する。 を記述する。	-よる他の操作, 評価項目となる	操作不確かさ要凶	「認知」 事故時の記載となるカーケンしてサブレッション・ブール水温度を維修 しており、また、透がし安全年による原子が心速域圧操作の操作実施記 ブレッション・ブール水温度 65℃)に到達するのは事象発化が2時間後で 作教的鏡やかなパラメータ変化であることから、認知遅れが操作開始時間 響を及ぼす可能性は非常に小さい。 「要[12配置) 中央制御室での機作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。 [整析] 中央制御室内での機作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はでい。 「整備 一数に配置しての機作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。 「整備 一型化に非常に小さい。 「他の並列操作は重にかまた。他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 他の並列操作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 他の並列操作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 他の並列操作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 他の並列操作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 世央制御章の制御鑑のスイッチによる簡易な操作であり、誤操作は起こりいことから、誤操作達が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は相当によった。 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	<b>・間に与える影響,評価項目となる</b> 、	(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失	「総別」 「総別」 「総別」 中央機関地にて原子やスラムを確認した場合に影急申首策度 (現場)を指揮すること 中機能が表記動気化により形成機能疾失を開した場合に関立している。そのため、 中学の上としている。この認知に係る時間として10分間を想じている。そのため、 を構成して、 に不動作するが要はよっている。この認知に係る時間として10分間を想じている。そのため、 を関本的によるを認明された。この認知に係る時間として10分間を超にている。そのため、 を構成的には、 を構成的には、 を構成的には、 に不動作するが自身を構成と対象では、 を構成的には、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に、 に	
解析条件 (操作条件) の不識から 解析上の機能調 条件能能で 始時間 考え方	等	操作条件が要員の配置に	条件設定の 考え方	・ できた。 できます できます できます できます できます できます できます できます	運転員等操作時間に	条件 (操作条件) 不確かな ( )   ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) ( ) (	を を を を を を を を を を を を を を を を を を を	
斑	(株) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本) (本	第3表操作条	解析上の操作開始条件	キン イン・ イン・ ジャン	米の		業任帐士	
		<b>4</b> 1π/	四	様年条件 選 年 下 送 年 下 「				

· 高刈羽	原子力発電所	f 6/7号炉 (2017.12.20版)			東海第二発電所 (2018.9.12版)				島根原子	力発電所 2 号炉	備考
訓練実績等	訓練実績等より, 仮圧代 者性大系(課款)による原 手が主水の系統構成に約 2 分で機作可能である見 込みを得た。 減値で意図している運転 構作が実施可能なことを 確認した。	中央側御窓における操作 のため、シミュレータに て間線実績を取得。 副線 では、億本移送ポンプの 極勢を確認し、遊がし女 全動を確認し、遊がし女 倫理で第図している運転 機能でする同でいる運転 機能で実施可能なことを 離認した。	(2/2)	訓練光績等	本名、 英雄 維度 という はいい はい			4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4	成立性を繋 から 8 時間 、 このうか。 ブーニーの約 20時間 2 時間 中間 12 分で 確図している 「確なしている	より. 投資機 注水モード) 37 L安全争に 37 L安全争に でいる運転 でいる運転	
操作時間余裕	ı	低圧代替注水系 (第 政) への移行は、初期 の原子対水 単純・治 がによる 近水 単純・ 総時間 (24 時間) 内に 実施する とで呼ん 実施する とで呼ん が可能であることか が可能であることか ら、時間余裕がある。	える影響(	操作時間余裕	春 第 20 2290012 1893 日 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	時間余裕			評価上往作業成立性を関 まえ事象発生から8時間 後としており、このうか、 大型送水ボンブ軍への終 通作業は、所受時間12時間 30 分類症のところ、調練 実績では約2時間12分で ある。過程で意図している ある。過程で意図している に乗が実施可能なことを 確認した。		
項目となるパラ タに与える影響	ſ	<b>角 瀬 圧 時 点 に お 均 様 熟 は 中 か 版</b> 所 時 素 熟 は 十 分 蔵 な い わ な た と か ら い わ な た と か ら か が に 与 え る 影 響 さ い。	が	価項目となる パラメータに 与える影響	の の の の の の の の の の の の の の	響及び操作時間		る操作時間余裕	ı	実施の基本し安全弁 開版の機器を大式 原正在水水ー 上の設定しに再画等 計算の数でして再画等 は、よる注水開始は解析 、	
作時間に与い評価を影響を表する。		実態の運転操作において、 原子が大位維持を優先するため、原子が大位維持を優先するため、原子が大位 レベルの 別連後 に原子が開発時が対対 から位正代替社本派(席 原子科 設して切り、増えるための いて(の アイ・カー アー がっており、原子が 解しか はいかるが、原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が増加が、 原子が大口が大口が、 原子が大口が大口が、 原子が大口が大口が、 原子が大口が大口が、 原子が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が大口が	及び操作時間余裕。	操作時間に	整合な時間は、 を分かるであれば、 を分かるであれる。 であっかくのができます。 での「からのは、 での「からのは、 でのでいる。 でのでいる。 でのでいる。 でのでいる。 でのでした。 でのでいる。 でのでは、 でいるが、 でいが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 でいるが、 で	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -	(2/2)	計画項目Cなる ラメータに与え 影響	1	<ul> <li>実験の残留熱解</li> <li>が、低圧性水平</li> <li>に、いの起動操作は</li> <li>が、の起動操作は</li> <li>が、上の段がでは</li> <li>に、 により</li> <li>でとから、対率</li> <li>に しとから、対率</li> <li>は に なるベッメー</li> <li>は に なる、メッメー</li> <li>は に なる、メッメー</li> <li>は に なる、メッター</li> <li>は に なる、メッター</li> <li>は に なる、多数響は</li> <li>い。</li> </ul>	
運転員等操える	·		* - *	運転員等担	機会で定了始性転引る作者をよりできた。	× - ×	√□   }	連転員寺採作 時間に与える 影響	1	実態の発態の表示が、 水本を 大本・一いの 野藤本が(低圧 野藤本で の関本で ののででとは ののででとは ののででとは かったいの のでいる。 ののでして がいる。 ののでは、 の。 ののでは、 のので。	
操作の不繕かさ要因	流電豚設備からの受電までの時間想定として, 事象発生から十分な時間	(認知) 低圧代替注水系(常設)起動操作完了から時間余裕があること及び事故時の重要監視 マラメータとして原子存水位を維滯監扣しているため認知に共構が建立が生るこ とは考えてくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 「要員配置」 中央制御室内での操作のみであり、連転員は中央制御室に常駐していることから、操 作開始時間に与える影響はなし。 「移動」 「格介致時間に与える影響はなし。 「格介の要時間 「他心並列操作有無」 「他心並列操作有無」 原子が位在代替注水系(常設)に切替えるための原子が底下線下の操作的がの 即本時間に与える影響はなし。 はの並列操作者無】 原子が位在代替注水系(常設)に切替えるための原子が底下度子原隔離時冷 和系から位在代替注水系(常設)に切替えるための原子が底圧操作を行うこととして おり、原子が隔離時為都系による原子存注なめが原子が原来で行うこととして おり、原子が隔離時為都系による原子が注める状況により、原子が減圧の操作開始時 間接数のし得る。 「操作の定支」 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、観操作は起こりに くく、そのため影操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	こよる他の操作, 評価項目となるパラ	操作不確か為要因	振知 一版和 一版和 大元、格特容器スプレイの操作実施工程(格特容器圧力の2.2794Pa[ggg]) に到達 するの工事業生力 3. 時間後であり、1. 成的競換やなイタイータ変化である 中央制御業の機構の 一型口配置 一型口配置 一型口配置 一型口配置 一型用配送機作用が時間に分離を及ぼす可能性は非常にかさい。 「型口配置」 一次制御業の砂板でのみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること から、要員配配が操作用が時間に与える影響はない。 「機作所要時間」 一次制御業のマイッチによる簡易な操作のあり、競やかな圧力上昇に に他立動機作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 「他企業の機作はまます。 一次制御室の制御雑のスイッチによる簡易な操作であり、競やかな圧力上昇に だいさい。 「他企業の機作は大く、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 「他企業の機作は大く、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 「他企業の機作は大く、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 「他企業の機作はなく、他の並列操作が操作開始時間に与える影響はない。 「他企業の機能を及ばす可能性は非常にからい。 「決定からい。 「機能性が構造しませた。 「大きい。 「大きい。 「大きい。 「機能性が関連の制御機能のスイッチによる簡易な操作であり、誤操作は超こりにく いことから、誤機性等が機作開始時間に影響を及ばす可能性は非常にからい。 いことから、誤機性等が機作開始時間に影響を及ばす可能性は非常にからい。 いことから、誤機性等が機作開始時間に影響を及ばす可能性は非常にからい。	こ与える影響, 評価項目となるパラ	複熱除去機能喪失(取水機能が喪失し 	操作の不確かさ要因	ボヘ 析象 大型送水ボンブ車の燃料枯渇までに実施すれば良い作業であり、 析で 大型送水ボンブ車による送水開始は7時間40分の時間があり、 でな 十分な時間会俗がある。	(認知) (2.20年) 原子が指機代替冷却系による組織冷却水循床後に行う操作であることから、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 (要員配置) (予め) (予め) (予め) (予め) (本の)	
#	原 常設代替交流電源 会格がある。	(認知などなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなど	真の配置に	6	後々 大 舞 毘 神 淫 古 ち で 散 替 レ で 用 励 化 青 記 し 寸 設	等操作時間	(崩) (崩	不確かさ 条件設定の考え方	大型送水ボンブ の燃料補給に解 中ではないが, 解 想定している機 成立や継続に必 作業。作業成立性	原子が	
#)の不確かさ 条件設定の考え	常設代替交流電源 設備からの受電後 として設定	低圧代替注水?(希政) 起動機後,原子が水位でから、原子が水位でから、原子が水位でから、アイン 8 に到達たた時点	操作条件が要員	条件設定   考え方	条すを移り出した。 を存むを入り、 のでは、 ので	運転員等	解析条件(	操	事象発生から 7 時間 40 分後	事業務在から が 1.0 な 日本 1.0 は 日本 1	
解析条件(操作条件 解析上の操作開始 時間	設代替交流電源 備による交流電 の供給開始後	象発生約3時間	表 操作条	解析上の機作開始条件	6 27947a East 0.27947a East 1 到薛時 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	表 33		項目	型送木ボンブ	がし安全弁開 で残留熱除去 (低圧注水モー )による注水圏	
項目解析	低圧代替注 常部 水系 (常設) 設備 起動操作 源の	海がし安全 中でによる頭 事 作 作 作	無	班目	報告条件 を を を の の の の の の の の の の の の の			_	, <del>X</del>	議作条件	
		<b>禁</b> 告张在			##-m#-						

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(前葉粉除に時間   (上文	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考

# まとめ資料比較表 「有効性評価 添付資料2.4.1.3]

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.1	2版)		島根原子力発電所 2	号炉		備考
孫付資料2.4.1.4	7 日間における燃料の対応に	ついて	資料 2. 4. 1. 5	7日間における燃料の対応	について	<b>计資料 2. 4. 1. 3</b>	【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 緊急時
	(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪保守的に全ての設備が、事象発生直後から7ものとして評価する。			(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が 保守的にすべての設備が、事象発生直後 するものとして評価する。			トは非常用交流電源認
制定 制定 1. (7. 号を軽離タ 1. (2. 3.) 及 1. (2. 3.) 及 1. (2. 3. ) で 1. (2. 3. ) で	時系列	合計	判定	時系列	合計	判定	備又は常設代替交流電
合計   合計   合計   合計   合計   合計   合計   合計	常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率)×168h (運転時間)×5 台 (運転台数) =約 352.8kL	7日間の 軽油消費量 約352.8kL	軽油 貯蔵 タ ンクの 800kL であり,7日 間対応可能 緊急 時 発 電機	大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m³/h×24h×7日×1台=52.08m³	7日間の 軽油消費量 約 53m³	非常用ディーゼ ル発電機燃料貯 蔵タンク等の容 量は約730m <sup>3</sup> で あり,7日間対 応可能	源設備による電源供給が可能である。 ・評価結果の相違
(日文	緊急時対策所用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率)×168h (運転時間)×1 台 (運転台数) =約 70.0kL	7日間の 軽油消費量 約70.0kL	燃料油貯蔵 タンクの容 量は約 75kL であり,7日 間の対応可能	ガスタービン発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) 2.09m³/h×24h×7日×1台=351.12m³	7日間の 軽油消費量 約 352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m <sup>3</sup> であり,7 日間対応可能	【柏崎 6/7,東海第二】
( )				緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) 0.0469 m³/h×24h×7日×1台=7.8792m³	7日間の 軽油消費量 約8㎡	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約 45m <sup>3</sup> であり,7日間 対応可能	
本子  の 大十元   た つ レ ・							
7 日   日   (こようけ え)   次   大き   大き   大き   大き   大き   大き   大き							



(協議関係共後の代表した場合)    (四年20年20年20年20年20年20年20年20年20年20年20年20年20年	(() () () () () () () () () () () () ()	17.5   17.5	柏崎	·刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
株   大   大   大   大   大   大   大   大   大	(7 号行〉 (7 号行〉 (7 号行〉 (7 号行〉 (1 125V 方電器盤A 約		() 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	7 号标   10 kW   100 kW   10	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考

実線・・設備運用又は体制等の相違(設計方針の相違)

備考

まとめ資料比較表 [有効性評価 2.4.2.崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)]

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

波線・・記載表現, 設備名称の相違(実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)

- 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

2.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設 定」に示すとおり、①「過渡事象+崩壊熱除去失敗」、②「過 渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」,③「通常停止+崩 壞熱除去失敗」,④「通常停止+SRV 再閉失敗+崩壞熱除去失 敗」,⑤「サポート系喪失+崩壊熱除去失敗」,⑥「サポート 系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗」,⑦「小破断 LOCA +崩壊熱除去失敗」、⑧「中破断 LOCA+RHR 失敗」及び⑨「大 破断 LOCA+RHR 失敗」である。

東海第二発電所 (2018.9.12 版)

- 2.4.2.1 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

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設 定」に示すとおり、①「過渡事象+RHR失敗」、②「過渡事 象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RHR失敗」、③「外部電源喪 失+DG失敗(HPCS成功)」, ④「外部電源喪失+DG失 敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗(HPCS成功)」,⑤「外部電 源喪失+直流電源喪失(HPCS成功)」,⑥「手動停止/サ ポート系喪失(手動停止)+RHR失敗」,⑦「手動停止/サ ポート系喪失(手動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+RH R失敗」, ⑧「サポート系喪失(自動停止)+RHR失敗」, ⑨「サポート系喪失(自動停止)+逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗」、⑩「サポート系喪失(直流電源故障)(外部 電源喪失)+DG失敗(HPCS成功)」、⑪「サポート系喪 失(直流電源故障)(外部電源喪失)+DG失敗+逃がし安全 弁再閉鎖失敗(HPCS成功)」、⑫「小破断LOCA+RH R失敗」、③「中破断LOCA+RHR失敗」及び⑭「大破断 LOCA+RHR失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基 本的考え方

(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

本事故シーケンスグループは、LOCAを起因事象とする 事故シーケンスも含め炉心冷却に成功する。中長期的な格納

- 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

島根原子力発電所 2号炉

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に含まれ る事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の 設定 | に示すとおり、① 「過渡事象+崩壊熱除去失敗」、② 「過 渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,③「過渡事 象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去 失敗」、④「過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉) 失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑤「手動停止+崩壊熱除去失敗」,⑥「手動停止+高圧炉心 冷却失敗+崩壊熱除去失敗」,⑦「手動停止+圧力バウンダ リ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」,⑧「手動 停止+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心 冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」、⑨「サポート系 喪失+崩壊熱除去失敗」,⑩「サポート系喪失+高圧炉心冷 却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑩「サポート系喪失+圧力バウ ンダリ健全性(SRV再閉)失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑫「サ ポート系喪失+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+ 高圧炉心冷却(HPCS)失敗+崩壊熱除去失敗」、33「冷 却材喪失(小破断LOCA)+崩壊熱除去失敗」, ⑭「冷却 材喪失(小破断LOCA)+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去 失敗」, ⑤ 「冷却材喪失(中破断LOCA)+崩壊熱除去失 敗」, ⑯「冷却材喪失(中破断LOCA)+高圧炉心冷却失 敗+崩壊熱除去失敗」、①「冷却材喪失(大破断LOCA) +崩壊熱除去失敗」,®「冷却材喪失(大破断LOCA)+ 高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗」, ⑩「外部電源喪失+ 交流電源(DG-A, B)失敗」, 20「外部電源喪失+交流 電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV 再閉)失敗」及び②「外部電源喪失+直流電源(区分1,2) 失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基 本的考え方

> ・記載方針の相違 【東海第二】

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では,運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後,炉心冷却には成功するが,残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため,原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され,格納容器圧力が上昇することから,緩和措置がとられない場合には,炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には,原子炉水位の低下により炉心が露出し,炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、残留熱除去系が故障したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、残留熱除去系の有する炉心冷却及び原子炉格納容器除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置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。

容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点では、崩壊熱が支配要因 となることからLOCAも過渡事象も同等となり、崩壊熱除 去機能喪失に対する重大事故等対策に違いはない。また、L OCA時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) にて、LOCAに加えて崩壊熱 除去機能が喪失した場合の重大事故等対策の有効性を確認し ている。以上を踏まえ,事故シーケンスグループ「崩壊熱除 去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では、運転時の 異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生 後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩 壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉 冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により 格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩 和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に格納容器が 破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、 原子炉水位の低下により炉心が露出し, 炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、残留熱除去系が故障したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、残留熱除去系の有する炉心冷却及び<u>格納容器除熱機能</u>に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離 時冷却系及び<u>高圧炉心スプレイ系</u>により炉心を冷却すること によって炉心損傷の防止を図る。また、代替格納容器スプレ イ冷却系(常設)による<u>格納容器冷却</u>、格納容器圧力逃がし 装置等による格納容器除熱を実施する。 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除 去系が故障した場合)」では,運転時の異常な過渡変化又は設 圧・過温破損)」にて,LOCA 計基準事故(LOCAを除く)の発生後,炉心冷却には成功 に崩壊熱除去機能喪失を するが,残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失す ることを想定する。このため,原子炉冷却材温度の上昇によ り発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出 され,格納容器圧力が上昇することから,緩和措置がとられ ない場合には,炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には,原子炉水位 の低下により炉心が露出し,炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、残留熱除去系が故障したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、残留熱除去系の有する炉心冷却及び原子炉格納容器除熱機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離 時冷却系及び<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>により炉心を冷 却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器 代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、格納 容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施す る。

島根2号炉は、LOCAを起因とし崩壊熱除去に失敗するシーケンスが抽出され、その対策の有効性は「LOCA時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」にて、LOCAに崩壊熱除去機能喪失を重畳させることで確認している。

### 解析条件の相違

#### 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

・ 運用の相違

# 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,耐圧強化 ベントを自主設備として 位置付けている。

(以降,同様な相違については記載省略)

# (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除 去系が故障した場合)」における機能喪失に対して、炉心が著 しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするた め、初期の対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水 系による原子炉注水手段を整備し, 安定状態に向けた対策と して、逃がし安全弁を開維持することで、高圧炉心注水系に よる炉心冷却を継続する。

また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態 に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に よる原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置等に よる原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概 略系統図を第2.4.2.1 図から第2.4.2.3 図に, 手順の概要を 第2.4.2.4 図に示すとともに, 重大事故等対策の概要を以下 に示す。また, 重大事故等対策における設備と操作手順の関 係を第2.4.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい て, 事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故 等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策 要員で構成され、合計 24 名である。その内訳は次のとおり である。中央制御室の運転員は、当直長1名(6号及び7号 炉兼任), 当直副長2名, 運転操作対応を行う運転員8名で ある。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を 行う緊急時対策本部要員は5名,緊急時対策要員(現場)は 8 名である。

また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は、フィ ルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。 必要な要員と作業項目について第2.4.2.5 図に示す。

# (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除 去系が故障した場合)」における機能喪失に対して、炉心が著 しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするた め、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレ イ系、低圧代替注水系(常設)及び逃がし安全弁(自動減圧 機能)による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対 策として、逃がし安全弁(自動減圧機能)を開維持すること で、低圧代替注水系(常設)による炉心冷却を継続する。

また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向け た対策として代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格 納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容 器除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 2.4.2-1 図に、手順の概要を第 2.4.2-2 図に示すととも に, 重大事故等対策の概要を以下に示す。また, 重大事故等 対策における設備と操作手順の関係を第 2.4.2-1 表に示 す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい て、事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は、 災害対策要員(初動)18名である。その内訳は次のとおりで ある。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電 長 1 名及び運転操作対応を行うための当直運転員 4 名であ る。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行 う要員は 4 名及び現場操作を行うための重大事故等対応要 員は8名である。

また、事象発生2時間以降に追加で必要な参集要員は、タ ンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応 要員 2 名及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除 熱操作を行うための重大事故等対応要員3名である。必要な 要員と作業項目について第2.4.2-3 図に示す。

## (3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除 去系が故障した場合)」における機能喪失に対して、炉心が著 しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするた め、初期の対策として原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替 注水系(常設)及び逃がし安全弁(自動減圧機能付き)によ る原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、 逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開維持することで、低 圧原子炉代替注水系(常設)による炉心冷却を継続する。

また,原子炉格納容器の健全性を維持するため,安定状態 に向けた対策として格納容器代替スプレイ系(可搬型)によ る原子炉格納容器冷却手段、格納容器フィルタベント系によ る原子炉格納容器除熱手段を整備する。これらの対策の概略 系統図を第 2.4.2.1-1(1)図から第 2.4.2.1-1(3)図に、手順 の概要を第2.4.2.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の 概要を以下に示す。また, 重大事故等対策における設備と操 作手順の関係を第2.4.2.1-1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおい て, 重大事故等対策に必要な要員は, 中央制御室の運転員及 び緊急時対策要員で構成され、合計28名である。その内訳は 次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名、当 直副長1名,運転操作対応を行う運転員3名である。発電所│集に期待せずとも必要な 構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対 策本部要員は5名,緊急時対策要員(現場)は18名である。

必要な要員と作業項目について第2.4.2.1-3図に示す。

## ・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため、原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

・ 運用及び体制の相違

# 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,要員の参 作業を常駐要員により実 施可能である。

• 運用及び設備設計の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

プラント基数, 設備設計 及び運用の違いにより必 要要員数は異なるが,タイ ムチャートにより要員の 充足性を確認している。な お, これら要員 28 名は夜

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			間・休日を含め発電所に常
			駐している要員である。
なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて	なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて	なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについて	
は、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数	は、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数	は,作業項目を重要事故シーケンスと比較し,必要な要員数を	
を確認した結果、24名で対処可能である。	を確認した結果, 18 名で対処可能である。	確認した結果,28名で対処可能である。	- 体制の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			運用及び設備の相違に
			伴う,必要要員数の相違
a. 原子炉スクラム確認	a. 原子炉スクラム確認	a. <u>外部電源喪失及び</u> 原子炉スクラム確認	・解析条件の相違
運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原	原子炉の出力運転中に外部電源喪失となり、運転時の異	【柏崎 6/7,東海第二】
子炉がスクラムしたことを確認する。	子炉がスクラムしたことを確認する。	常な過渡変化又は設計基準事故が発生して原子炉がスクラ	島根2号炉は, SA 事象
		ムしたことを確認する。	を鑑みて,外部電源の喪気
原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は,	原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、	原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、	を仮定している。
<u>平均出力領域モニタ等</u> である。	<u>平均出力領域計装等</u> である。	平均出力領域計装である。	・設備の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は,中性子液
			領域計装 (SRM) 及び口
			間領域計装(IRM), 柞
			崎 6/7,東海第二は起動領
			域計装 (SRNM) を採り
			している。柏崎 6/7,東洋
			第二は,運転時挿入されて
			いるSRNMにより確認
			が可能な設備として,等る
			記載しているが,島根2号
			炉は、SRM及びIRM7
			運転時引き抜きのため,
			均出力領域計装(API
			M) により確認すること
			している。
b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	b. 原子炉隔離時冷却系 <u>及び高圧炉心スプレイ系</u> による原子	b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	<ul><li>解析条件の相違</li></ul>
			【柏崎 6/7,東海第二】
原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	原子炉スクラム後,原子炉水位は低下するが,原子炉水	島根2号炉は,高圧炉
位低 (レベル 2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動し,原	<u>位異常低下(レベル2)</u> で原子炉隔離時冷却系 <u>及び高圧炉</u>	位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原	スプレイ系及び低圧炉心
子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。	<u>心スプレイ系</u> が自動起動し,原子炉注水を開始することに		スプレイ系に期待しない
	より、原子炉水位が回復する。		想定としているため,原子

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			炉減圧後は低圧原子炉代
			替注水系(常設)による注
			水を実施。なお, 高圧炉心
			スプレイ系が自動起動す
			る水位 (レベル1H) まで
			低下しない。
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を確認するために	
必要な計装設備は,原子炉水位及び原子炉隔離時冷却系系	炉注水を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(広	必要な計装設備は,原子炉水位(広帯域),原子炉隔離時冷	
統流量等である。	帯域),原子炉隔離時冷却系系統流量等である。	却ポンプ出口流量等である。	
原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低(レベ	原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低(レベ	原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低(レベ	
ル2)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	<u>ル3)</u> から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	<u>ル2)</u> から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	【東海第二】 知识にないまでは、
			解析における水位制御の相違。
			▼27日度。 
c. 残留熱除去系機能喪失確認	c. 残留熱除去系機能喪失確認	c. 残留熱除去系機能喪失確認	
原子炉隔離時冷却系運転により, サプレッション・チェ	原子炉隔離時冷却系運転により,サプレッション・プー	原子炉隔離時冷却系運転により, サプレッション・プー	
ンバ・プール水温が上昇するため、残留熱除去系によるサ	ル水温度が上昇するため,残留熱除去系(サプレッション・	ル水温度が上昇するため,残留熱除去系 (サプレッション・	
プレッション・チェンバ・プール水冷却モードを起動する	プール冷却系)を起動するが、残留熱除去系の故障により	プール水冷却モード)を起動するが、残留熱除去系の故障	
が,残留熱除去系の故障によりサプレッション・プール冷	サプレッション・プール冷却は失敗する。	によりサプレッション・プール冷却は失敗する。	
却は失敗する。			
残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備	残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備	残留熱除去系の故障を確認するために必要な計装設備	
は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等である。	は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等である。	は、残留熱除去ポンプ出口流量等である。	
d. 逃がし安全弁による原子炉減圧	d. 逃がし安全弁による原子炉 <u>急速</u> 減圧	d. 逃がし安全弁による原子炉減圧	
	残留熱除去系機能喪失を確認後,低圧代替注水系(常設)	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備**	
	による原子炉注水の準備*として,中央制御室からの遠隔操	として、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電	・設備設計の相違
	作により常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を起動する。ま	源設備を起動しSA低圧母線に給電後,低圧原子炉代替注	【東海第二】
	た、原子炉注水に必要な電動弁 <u>(残留熱除去系注入弁)</u> が	水ポンプを起動する。また,原子炉注水に必要な電動弁 <u>(A</u>	島根2号炉は,外部電源
	開動作可能であることを確認する。	<u>- R H R 注水弁及び F L S R 注水隔離弁</u> ) が開動作可能で	喪失を想定しているため,
		あることを確認する。	常設代替交流電源設備起
			動後,低圧原子炉代替注水
			ポンプへ電源を供給し起
運転時の異常が温液がルマけ設計甘淮東共12 ト b 一 子復	サプレッシュン・プール麹宏長制限17ト 6 中市判御会	原子炉隔離時冷却系の機能維持の判断目安であるサプレ	動操作を実施する。 ・設備設計及び運用の相違
運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故により、主復 水器による原子炉減圧ができないため、中央制御室からの	サプレッション・プール熱容量制限により、中央制御室 からの遠隔操作によって低圧代替注水系(常設)による原	原子炉隔離時行却系の機能維持の刊断日女であるサブレ ッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔	「柏崎 6/7、東海第二】
遠隔操作によって主蒸気隔離弁を手動で全閉し、かつ、逃	子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)7	操作によって逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個を手	
がし安全弁を手動開操作し原子炉を減圧する。	個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。また,原子炉隔	動開操作し原子炉を急速減圧する。	離時冷却系の運転に期待
		MANUALL OWN 1 W CHEKENATT ) O	

できる事象発生8時間後

離時冷却系による原子炉注水が停止したことを確認する。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
原子炉減圧を確認するために必要な計測設備は,原子炉	原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原	原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原	以降は低圧原子炉代替注
圧力である。	子炉圧力である。	子炉圧力 (SA), 原子炉圧力, サプレッション・プール水	水系 (常設) を用いて注水
		<u>温度 (SA)</u> である。	を実施。
	※ 本事故シーケンスでは、低圧で注水可能な系統として、	※ 本事故シーケンスでは,低圧で注水可能な系統として,	・解析条件の相違
	高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系又は残留熱除	高圧炉心スプレイ系,低圧炉心スプレイ系又は <u>C-残</u>	【柏崎 6/7】
	去系(低圧注水系)C系に期待することも可能であるが、	留熱除去系 (低圧注水モード) に期待することも可能	島根2号炉は,手順上の
	原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、注水流	であるが、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観	弁数を設定。
	量の小さい低圧代替注水系(常設)に期待した評価とし	点で、注水流量の小さい低圧原子炉代替注水系(常設)	・運用の相違
	ている。	に期待した評価としている。	【東海第二】
			島根2号炉は,原子炉隔
			離時冷却系の機能維持不
			可を判断するため,サプレ
			ッション・プール水温度を
			監視。
e. 高圧炉心注水系による原子炉注水			<ul><li>・解析条件の相違</li></ul>
原子炉圧力が低下するため、原子炉隔離時冷却系系統流			【柏崎 6/7,東海第二】
量が低下し原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系			島根2号炉は,高圧炉心
が自動起動し、原子炉水位は回復する。			スプレイ系及び低圧炉心
高圧炉心注水系による原子炉注水を確認するために必要			スプレイ系に期待しない
な計装設備は、高圧炉心注水系系統流量等である。			想定としているため、原子
原子炉水位回復確認後,原子炉隔離時冷却系は停止する。			   炉減圧後は低圧原子炉代
			   替注水系(常設)による注
			水を実施。
	e. 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	e. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	・解析条件の相違
	逃がし安全弁による原子炉急速減圧により,原子炉圧力	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉急速減	【柏崎 6/7】
	が低圧代替注水系(常設)の系統圧力を下回ると、原子炉	正により,原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系(常設)の	
	注水が開始され、原子炉水位が回復する。	系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位	
	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するた	が回復する。	スプレイ系に期待しない
	めに必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)、低圧代替注	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を確認	想定としているため、原子
	水系原子炉注水流量(常設ライン用)等である。	するために必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)、原子	炉減圧後は低圧原子炉代
	Tubilities and the state of the	炉水位 (燃料域), 代替注水流量 (常設) 等である。	替注水系(常設)による注
		原子炉水位回復後は、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)の間で維持する。	3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3
f. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容	f. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷	f . 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容	- ・運用の相違
お冷却	コ・ <u>「個情報は保証パントイロの外(市政)</u> による情報は存在日 却	器冷却	【東海第二】
111111111111	<i>-</i> ₩	#다 11 자	▶水14万一】

崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び 温度が上昇する。格納容器圧力が 0.18MPa[gage]に到達し た場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近した場 合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプ レイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却を実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納 容器冷却を確認するために必要な計装設備は、格納容器内 圧力,復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)等であ る。

g. 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱の 準備として、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の 原子炉区域外からの人力操作により開する。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び 雰囲気温度が上昇する。格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接 近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納 容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施す る。また、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を継 続する。

なお, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代 替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却は、 常設低圧代替注水系ポンプ 2 台により同時に実施可能な 設計としている。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷 却を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル圧力、 サプレッション・チェンバ圧力、低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量(常設ライン用)等である。

g. 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備と して、第一弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

島根原子力発電所 2号炉

崩壊熱除去機能を喪失しているため, 格納容器圧力及び 雰囲気温度が上昇する。格納容器圧力が 384kPa[gage]に到 水と格納容器スプレイの 達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 171℃に接近し た場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器代替 スプレイ系 (可搬型) による 原子炉格納容器冷却を実施す る。

備考

島根2号炉は,原子炉注 実施について、別々のポン プを用いることとしてい

・設備設計の相違

【柏崎 6/7, 東海第二】

型式の相違による格納 容器スプレイ実施基準の 相違。

格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容 器冷却を確認するために必要な計装設備は,ドライウェル 圧力(SA), サプレッション・チェンバ圧力(SA), 格 納容器代替スプレイ流量等である。

g. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の 準備として,第2弁を中央制御室からの遠隔操作により開 する。また、FCVS排気ラインドレン排出弁を現場操作 により閉する。

・設備設計の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は,電源があ る場合, 中央制御室で操作 可能である。

・ 運用の相違

# 【東海第二】

島根2号炉は,格納容器 バウンダリの維持及び現 場における炉心損傷後の ベント実施時(準備操作含 すが)の被ばく評価結果を考 慮し、第2弁(ベント装置 側)から開操作する。

・記載方針の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は、排気管へ 流入した雨水の排出のた め、FCVS排気ラインド レン排出弁を常時全開運

伯崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			用とし,格納容器ベント前
			に全閉することを記載。
	サプレッション・プール水位が,通常水位 <u>+6.5m</u> に到達	サプレッション・プール水位が,通常水位 <u>+約 1.3m</u> に	・設備設計の相違
	した場合、中央制御室からの遠隔操作により <u>代替格納容器</u>	到達した場合,中央制御室からの遠隔操作により <u>格納容器</u>	【東海第二】
	スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。	<u>代替スプレイ系(可搬型)</u> による <u>原子炉</u> 格納容器冷却を停	型式の相違による格納
		止する。	容器スプレイ停止基準の
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納	の停止後,格納容器圧力は徐々に上昇する。格納容器圧力		相違。
容器治却を継続しても、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に	<u>が 0.31MPa [gage]</u> に到達した場合, <u>第二弁</u> を中央制御室	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容	・運用の相違
到達した場合,原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室か	からの遠隔操作によって全開操作することで、 <u>格納容器圧</u>	<u>器冷却の停止後、第1弁</u> を中央制御室からの遠隔操作によ	【柏崎 6/7,東海第二】
らの遠隔操作によって <u>中間開操作</u> することで, <u>格納容器圧</u>	力逃がし装置 <u>等</u> による <u>格納容器除熱</u> を実施する。	って <u>開操作</u> することで, <u>格納容器フィルタベント系</u> による	島根2号炉は,格納容器
力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を実施する。		原子炉格納容器除熱を実施する。	代替スプレイ停止基準(サ
			プレッション・プール水位
			通常水位+約1.3m)到達
			により格納容器代替スプ
<u>格納容器圧力逃がし装置等</u> による原子炉格納容器除熱を	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を確認す	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を	レイを停止後,格納容器べ
確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等であ	るために必要な計装設備は, <u>サプレッション・チェンバ圧</u>	確認するために必要な計装設備は、ドライウェル圧力(S	ントを実施する運用とし
る。	力等である。	<u>A</u> ) 等である。	ている。
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施し	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を	
実施している間に炉心損傷していないことを確認するため	ている間に炉心損傷していないことを確認するために必要	実施している間に炉心損傷していないことを確認するため	
に必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル等で	な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)等	に必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラ	
ある。	である。	イウェル)等である。	
サプレッション・チェンバ側からの <u>格納容器圧力逃がし</u>	サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし	サプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベ	
<u>装置等</u> のベントラインが水没しないことを確認するために	<u>装置等</u> のベントラインが水没しないことを確認するために	<u>ント系</u> のベントラインが水没しないことを確認するために	
必要な計装設備は、 <u>サプレッション・チェンバ・プール水</u>	必要な計装設備は、サプレッション・プール水位である。	必要な計装設備は、サプレッション・プール水位(SA)	
位である。		である。	
以降、炉心冷却は、高圧炉心注水系による注水により継	以降,炉心冷却は,低圧代替注水系(常設)による注水	以降, 炉心冷却は, <u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u> によ	・解析条件の相違
続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力	により継続的に行い、また、格納容器除熱は、格納容器圧	る注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、	【柏崎 6/7】
逃がし装置等により継続的に行う。	力逃がし装置等により継続的に行う。	格納容器フィルタベント系により継続的に行う。	島根2号炉は,高圧炉心
<u>たかし表 [] 寺</u> により   杯   が   が   けい   に   1   り   。			スプレイ系及び低圧炉心
			スプレイ系に期待しない
			想定としているため、原子
			炉減圧後は低圧原子炉代
			替注水系(常設)による注
			水を実施。

## 2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の全喪失)+崩壊熱除去失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、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・ボイド率変化、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・ボイド率変化、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、格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

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

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する

# 2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が継続される「過渡事象(給水流量の全喪失)+RHR失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、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・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流及び三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、冷却材放出(臨界流・差圧流)及びECCS注水(給水系・代替注水設備含む)並びに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、スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER及びシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 2.4.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する

# 2.4.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する<u>うえで</u>選定した重要 事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設 定」に示すとおり、過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい 給水流量の全喪失を選定)を起因事象とし、逃がし安全弁再閉 失敗を含まず高圧状態が継続される「<u>過渡事象+崩壊熱除去</u> 失敗」である。

島根原子力発電所 2号炉

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、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・ボイド率変化、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・ボイド率変化、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、スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である長期間熱水力過渡変化解析コードSAFER、シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

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

#### (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.4.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できるものと仮定する。

# a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

しかし、本評価では、初期の炉心冠水維持は原子炉隔 離時冷却系にて行い、その後に高圧炉心注水系による注 水に移行し、炉心冷却が継続されることから、外部電源 の有無の影響は小さい。

### b) 重大事故等対策に対する影響

本解析においては、残留熱除去系の喪失を仮定しており、非常用交流電源設備は使用可能であることから、外部電源の有無によって、常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となることはない。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル 3)信号によるものとする。

(b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉水位の低下に伴い,原子炉水位低(レベル 3) 信号により再循環ポンプ 4 台を自動停止し,原子炉水位 低(レベル 2)信号により残りの再循環ポンプ 6 台を自 動停止するものとする。 東海第二発電所 (2018.9.12版)

ものとする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により使用できるものと仮定する。

a) 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に再循環系ポンプがトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

しかし、本評価では、初期の炉心冠水維持は原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系にて行い、その 後に低圧代替注水系(常設)による注水に移行し、炉 心冷却が継続されることから、外部電源の有無の影響 は小さい。

b) 重大事故等対策に対する影響

外部電源喪失時には、低圧代替注水系(常設)の起動前に常設代替交流電源設備の起動が必要となるが、運転員等操作においては、外部電源喪失についても考慮することで、外部電源がない場合を包含する評価となる。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低 (レベル3) 信号に よるものとする。

(b) ATWS緩和設備(代替再循環系ポンプトリップ機能)原子炉水位の低下に伴い,原子炉水位異常低下(レベル2)信号により再循環系ポンプ2台全てを自動停止するものとする。

ものとする。

(c) 外部電源

外部電源は以下の観点により<u>使用できないもの</u>と仮定する。

島根原子力発電所 2号炉

i 事象の進展に対する影響

外部電源がある場合,事象発生と同時に<u>再循環ポンプ</u>がトリップしないことにより,原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され,原子炉水位の低下が早いため,事象初期の炉心冷却という観点では厳しくなる。

このため、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低(レベル2)信号にて発生するものとする。

ii 重大事故等対策に対する影響

本解析においては、残留熱除去系の喪失を仮定しており、非常用交流電源設備は使用可能であるが、外部電源がない場合には低圧原子炉代替注水系(常設)の起動前に常設代替交流電源設備の起動が必要となることから、要員、資源等の観点で厳しくなる。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。

・解析条件の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

備考

島根2号炉は,重大事故 等対策に対する影響が大 きい外部電源なしを設定。

・解析条件の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

. 島根2号炉は,事象を厳しくする観点から,再循環ポンプは原子炉水位低(レベル2)でトリップするものとしている。

・設備設計の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉は,低圧原子 炉代替注水系(常設)の起 動に常設代替交流電源設 備が必要となる。

・記載方針の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,外部電源 がある場合を包含する条件として,再循環ポンプト リップの条件を設定して いる。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(c)原子炉隔離時冷却系	(c) 原子炉隔離時冷却系	(b) 原子炉隔離時冷却系	
原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低 (レベル 2) で自	原子炉隔離時冷却系が原子炉水位異常低下(レベル2)	原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル2)で自	
動起動し, <u>182m³/h(8.12~1.03MPa[dif]において)</u> の流	で自動起動し, <u>136.7m<sup>3</sup>/h(7.86MPa [gage] ~1.04MPa</u>	動起動し、 $91\text{m}^3/\text{h}$ (8.21~0.74MPa[gage]において) の流	・設備設計の相違
量で注水するものとする。	[gage] において) の流量で注水するものとする。	量で注水するものとする。	【柏崎 6/7,東海第二】
(d)高圧炉心注水系	(d) 高圧炉心スプレイ系		・解析条件の相違
高圧炉心注水系が原子炉水位低 (レベル 1.5) で自動	高圧炉心スプレイ系が原子炉水位異常低下(レベル2)		【柏崎 6/7,東海第二】
起動し,727m³/h (0.69MPa[dif]において)の流量で注水	で自動起動し、1,419m³/h (1.38MPa [dif] において)		島根2号炉は,高圧炉心
<u>するものとする。</u>	(最大 1,419m³/h) の流量で注水するものとする。		スプレイ系及び低圧炉心
			スプレイ系に期待しない
			想定としているため,原子
			炉減圧後は低圧原子炉作
			替注水系(常設)による注
			水を実施。
(e) 逃がし安全弁	(e) 逃がし安全弁	(c) 逃がし安全弁	
逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力	逃がし安全弁( <u>安全弁機能</u> )にて,原子炉冷却材圧力	逃がし安全弁 (逃がし弁機能) にて,原子炉冷却材圧力	・解析条件の相違
バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また,	バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、	バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また,	【東海第二】
原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (1 個)	原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能)(7個)を	原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)(6個)	島根2号炉は,逃がしま
を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸	使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気	を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸	│ │機能での圧力制御を想簿
気流量の <u>約 5%</u> を処理するものとする。	流量の約6%を処理するものとする。	気流量の <u>約8%</u> を処理するものとする。	している。
			・解析条件の相違
			【柏崎 6/7】
			   島根2号炉は,手順上の
			弁数を設定。
			<ul><li>・設備設計の相違</li></ul>
			【柏崎 6/7,東海第二】
			THE OF IT, MINES
	(f) 低圧代替注水系(常設)	(d) 低圧原子炉代替注水系(常設)	
	逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧後に,	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原子炉減圧	
	最大 378m <sup>3</sup> /h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水	後に最大250m³/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水	  ・設備設計の相違
	維持するように注水する。 <u>また、原子炉注水と格納容器</u>	維持するように注水する。	【柏崎 6/7,東海第二】
		が正い フ る ク に仕/ハ ブ る。	・運用の相違
	<u> </u>		【柏崎 6/7,東海第二】
	· YEN Y O.		島根2号炉は,原子炉?
			水と格納容器スプレイの
			実施について、別々のポン
			プを用いることとしてい

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(f) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考 慮し, 140m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。	(g) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設) 格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流 量を考慮し,130m <sup>3</sup> /h」にて格納容器内にスプレイする。	(e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型) 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、 <u>120m³/h</u> にて原子炉格納容器内にスプレイする。	る。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7,東海第二】
(g) 格納容器圧力逃がし装置等 <u>格納容器圧力逃がし装置等</u> により、格納容器圧力 <u>0.62MPa[gage]</u> における最大排出流量 <u>31.6kg/s</u> に対し て、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作(流路面積 <u>70%開*1)</u> にて原子炉格納容器除熱を実施する。  ※1 操作手順においては、原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積70%相当で中間開操作するが、格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は、増開操	(h) 格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 <u>格納容器圧力逃がし装置等</u> により、格納容器圧力 <u>0.31MPa [gage]</u> における排出流量 <u>13.4kg/s</u> に対して、 第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。	(f) 格納容器フィルタベント系 <u>格納容器フィルタベント系</u> により、格納容器圧力 <u>427kPa[gage]</u> における最大排出流量 <u>9.8 kg/s</u> に対して、 第1弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて 原子炉格納容器除熱を実施する。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は,第1 弁を 全開操作することにより 格納容器ベントを実施。
作を実施する。 なお、耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力 逃がし装置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、 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。  c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操	なお、耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。  c. 重大事故等対策に関連する操作条件運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操	c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として,「1.3.5 運転員等の操	
作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。  (a) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、サプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した場合に実施する。	作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。  (a) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、サプレッション・プール水温度が 65℃に到達した場合に実施する。	作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。  (a) 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、事象発生8時間後から開始し、減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により原子炉注水を開始するものとする。なお、低圧原子炉代替注水ポンプ等は常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。	・設備設計及び運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,原子炉隔 離時冷却系の運転に期待 できる事象発生 8 時間後 以降は低圧原子炉代替注 水系(常設)を用いて注水

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> による原子炉格 納容器冷却操作は,格納容器圧力が <u>0.18MPa[gage]</u> に到 達した場合に実施する。	(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> による <u>格納容器</u> 冷却操作は,格納容器圧力が <u>0.279MPa [gage]</u> に到達し た場合に実施する。	(b) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納 容器冷却操作は,格納容器圧力が384kPa[gage]に到達し た場合に実施する。	・設備設計の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 型式の相違による格納 容器スプレイ実施基準の 相違。
なお,格納容器スプレイは, <u>格納容器圧力が</u> 0.31MPa[gage]に到達した後,格納容器ベント実施前に停止する。	なお,格納容器スプレイは,サプレッション・プール水 位が通常水位 <u>+6.5m</u> に到達した場合に停止する。	なお,格納容器スプレイは, <u>サプレッション・プール水</u> 位が通常水位+約1.3m (真空破壊装置下端-0.45m) に到達した場合に停止する。	・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は,格納容器 スプレイにより格納容器 圧力が制御できるため,水 位制限によりスプレイを 停止している。 ・設備設計の相違 【東海第二】 型式の相違による格納 容器スプレイ停止基準の 相違。
(c) <u>格納容器圧力逃がし装置等</u> による原子炉格納容器除熱操作は, <u>格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合</u> に実施する。	(c) <u>格納容器圧力逃がし装置等</u> による <u>格納容器除熱操作</u> は, <u>格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した場合</u> に実施する。	(c) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は,サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m (真空破壊装置下端-0.45m) 到達から10分後に実施する。	・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 有効性計 価の格納容器ベント実施 に係る条件として, 実運用 と同じ想定としている。
(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外) ※2,注水流量,逃がし安全 弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を 第2.4.2.6 図から第2.4.2.11 図に,燃料被覆管温度,高出力 燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の 推移を第2.4.2.12 図から第2.4.2.14 図に,格納容器圧力,	(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)*,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.4.2-4 図から第 2.4.2-9 図に,燃料被覆管温度,高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第 2.4.2-10 図から第 2.4.2-12 図に,格納容器圧	(3) 有効性評価の結果 本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力,原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外) <sup>※</sup> ,注水流量,逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 2.4.2.2-1(1)図から第2.4.2.2-1(6)図に,燃料被覆管温度, 高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第2.4.2.2-1(7)図から第2.4.2.2-1(9)図に,格	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉 備考 納容器圧力,格納容器温度,サプレッション・プール水位及 格納容器温度、サプレッション・チェンバ・プール水位及び 力,格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及び サプレッション・プール水温度の推移を第2.4.2-13 図から びサプレッション・プール水温度の推移を第 2.4.2.2-1(10) 水温の推移を第2.4.2.15図から第2.4.2.18図に示す。 第2.4.2-16 図に示す。 図から第2.4.2.2-1(13)図に示す。 ※2 シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二 ※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二 ※ シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二 相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見 相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見 相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、 見か かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起 かけ上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起 け上高めの水位となる。一方, 非常用炉心冷却系の起動信 動信号となる原子炉水位計(広帯域)の水位及び運転員 動信号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が 号となる原子炉水位(広帯域)の水位及び運転員が炉心冠 が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計(広 炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位(広帯 水状態において主に確認する原子炉水位(広帯域・狭帯域) 帯域・狭帯域)の水位は、シュラウド外の水位であるこ 域),原子炉水位(狭帯域)の水位は、シュラウド外の水 の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウ とから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水 位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。 ド内外の水位を併せて示す。なお、水位が燃料棒有効長頂 位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位 なお、水位が燃料有効長頂部付近となった場合には、原 部付近となった場合には,原子炉水位(燃料域)にて監視 計(燃料域)にて監視する。6 号炉の原子炉水位計(燃 子炉水位(燃料域)にて監視する。原子炉水位(燃料域) する。原子炉水位(燃料域)はシュラウド内を計測してい 料域) はシュラウド内を, 7 号炉の原子炉水位計(燃料 はシュラウド内を計測している。 る。 域) はシュラウド外を計測している。 a. 事象進展 a. 事象進展 a. 事象進展 給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。原 給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。ま 給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下する。原 子炉水位低(レベル 3) 信号が発生して原子炉がスクラム た,原子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がス 子炉水位低(レベル3)信号が発生して原子炉がスクラム し、また、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却 クラムし,原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離 し、また、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却 時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動して原子炉水 系が自動起動して原子炉水位は適切に維持される。 系が自動起動して原子炉水位は適切に維持される。 ・解析条件の相違 位は適切に維持される。 【柏崎 6/7,東海第二】

再循環ポンプについては,原子炉水位低(レベル3)で4 台トリップし,原子炉水位低(レベル2)で残り6台がト リップする。

原子炉水位が回復した時点で、残留熱除去系の早期復旧が期待できないことを考慮して、中央制御室からの遠隔操

再循環系ポンプについては、原子炉水位異常低下(レベル2)で2台全てがトリップする。

低圧代替注水系(常設)を起動し、サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限である

再循環ポンプについては、<u>原子炉水位低(レベル2)で</u> 2台すべてがトリップする。

低圧原子炉代替注水系(常設)を起動し、事象発生から 8時間経過した時点で、中央制御室からの遠隔操作によっ

島根2号炉は,高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系に期待しない想定としているため,原子炉減圧後は低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を実施。なお,高圧炉心スプレイ系が自動起動する水位(レベル1H)まで低下しない。

・設備設計の相違【柏崎 6/7】

・設備設計及び運用の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 作によって逃がし安全弁1個を手動開することで、原子炉を減圧する。原子炉減圧後も原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を継続し、原子炉水位低 (レベル 1.5) で高圧炉心注水系が自動起動した後、原子炉隔離時冷却系を手動停止する。その後は、高圧炉心注水系による原子炉注水によって、原子炉水位は適切に維持される。	東海第二発電所 (2018.9.12版) 65℃に到達した時点で、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁(自動減圧機能)7個を手動開することで、原子炉を減圧する。原子炉減圧により原子炉隔離時冷却系は停止する。その後は、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水によって、原子炉水位は適切に維持される。	島根原子力発電所 2号炉  て逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個を手動開することで、原子炉を減圧する。その後は、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水によって、原子炉水位は適切に維持される。	島根2号炉は,原子炉隔 離時冷却系の運転に期待
高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム <u>部</u> のボイド率については、原子炉減圧により増加する。 <u>また、高圧炉心注水系による原子炉注水時に、炉心上部プレナム部の蒸気が凝縮され、原子炉が減圧されることにより、ボイド率が一時的に増加し、高出力燃料集合体が一時的に露出する。</u>	高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉減圧により増加する。 <u>また、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水時に、炉心上部プレナム部の蒸気が凝縮され、原子炉が減圧されることにより、ボイド率が一時的に増加し、高出力燃料集合体が一時的に露出する。</u>	高出力燃料集合体及び炉心下部プレナムのボイド率については、原子炉減圧により増加する。	替注水系(常設)による注水を実施。 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根 2 号炉は,高圧炉心スプレイ系を使用しないため,同様な挙動は発生しない。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根 2 号炉では,炉心の液水は維持される。
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で、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。	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 <u>格納容器内</u> に流入することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を行う。	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で、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行う。	

原子炉格納容器除熱は,事象発生から<u>約 22 時間</u>経過した時点で実施する。なお,原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は,真空破壊装置(<u>約 14m</u>)及びベントライン(<u>約 17m</u>)に対して,十分に低く推移するため,真空破壊装置の健全性は維持される。

# b. 評価項目等

原子炉水位は おおむね有効燃料棒頂部を下回ることなく,炉心はおおむね冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は,第 2.4.2.12 図に示すとおり初期値(約 310  $^{\circ}$ C) を上回ることはなく,1,200  $^{\circ}$ C以下となる。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。

原子炉圧力は,<u>第 2.4.2.6</u> 図に示すとおり, 7.07MPa[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, <u>約</u> 7.37MPa[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。

また、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、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置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0.31MPa[gage]及び約144℃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。

第2.4.2.7 図に示すとおり、高圧炉心注水系による注水継続により炉心が<u>おおむね</u>冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約22 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料 2.4.2.1)

格納容器除熟は、事象発生から約 28 時間経過した時点で実施する。なお、格納容器除熱時のサプレッション・プール水位は、真空破壊装置(約 15m)及びベントライン(約 15m)に対して、十分に低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。

### b. 評価項目等

原子炉水位は おおむね燃料有効長頂部を下回ることなく,炉心はおおむね冠水維持されるため,燃料被覆管の最高温度は,第 2.4.2-10 図に示すとおり初期値(約 309 ℃)を上回ることはなく,1,200 ℃以下となる。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。

原子炉圧力は,第 2.4.2-4 図に示すとおり,約 7.79MPa [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 8.09MPa [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。

また、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格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を行うことによって、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0.31MPa [gage] 及び約143℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第 2.4.2-5 図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)による注水継続により炉心がおおむね冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 28 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

原子炉格納容器除熱は,事象発生から約30時間経過した時点で実施する。なお,原子炉格納容器除熱時のサプレッション・プール水位は,真空破壊装置(約5.3m)及びベントライン(約9.1m)に対して,低く推移するため,真空破壊装置の健全性は維持される。

## b. 評価項目等

原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は、第2.4.2.2-1(7)図に示すとおり、初期値(約309℃)を上回ることはなく、1,200℃以下となる。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。

原子炉圧力は,第2.4.2.2-1(1)図に示すとおり,逃がし 安全弁(逃がし弁機能)の作動により,約7.59MPa[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7.89MPa[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。

また、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、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、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384kPa[gage]及び約153℃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。

第2.4.2.2-1(2)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系 (常設)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却 が維持される。その後は、約30時間後に格納容器フィルタ ベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定 状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料2.4.2.1)

- 解析結果の相違【柏崎 6/7,東海第二】
- ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 真空破壊装置(弁), ベントラインの高さの相違。
- ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉では, 炉心の

冠水は維持される。

- ・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】
- 解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】

- 解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】
- ・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根 2 号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子

炉減圧後は低圧原子炉代

			T
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			替注水系(常設)による注
			水を実施。
			・解析結果の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の非	格納容器フィルタベント系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、事象発生から格納容器	居住区域境界及び敷地境界での実効線量の評価結果は、サ	地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器	
圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射	プレッション・プールでのスクラビングによる放射性物質	フィルタベント系の使用までの時間が本事象より短く放射	
性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失(外	の除染効果を見込まない厳しい評価としている「2.6 LO	性物質の減衰効果が少ない「2.6 LOCA時注水機能喪	<b>【</b> 水14分 <b>一】</b>
部電源喪失+DG 喪失)」の実効線量の評価結果以下となり,	C A時注水機能喪失」のドライウェルベント時の実効線量	失」の実効線量の評価結果以下となり、5mSvを下回ること	
5mSv を下回ることから,周辺の公衆に対して著しい放射線	の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公		
被ばくのリスクを与えることはない。	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		
以は、シングハンを子んのことはない。	い。	<b>すんることはない。</b>	
	(添付資料 2. 4. 2. 1)		
本評価では,「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目	   本評価では,「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目	   本評価では,「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項	
の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対	   の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対	   目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に	
して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについ	して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについ	対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについ	
て、対策の有効性を確認した。	て、対策の有効性を確認した。	て、対策の有効性を確認した。	
2.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	
解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、	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、	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	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	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。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。	
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)では、炉	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)では,炉	「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」では、	
心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機	心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機	炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去	
能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認す	能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認す	機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認	
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	る運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる	する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられ	・記載方針の相違
<u>待する操作及び</u> 事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作	操作として、逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作、代替格納	る操作として,逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低圧原子	【柏崎 6/7】
として,逃がし安全弁による原子炉減圧操作,代替格納容器スプ	容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容	炉代替注水系(常設)による原子炉注水開始操作,格納容器代替	島根2号炉は,事象発生
レイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器	器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作とする。	スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却操作及び格納容	から 12 時間までの操作に
圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作とする。		器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。	限らず,事象進展に有意な
			影響を与えると考えられ
			る操作を抽出。
(1) 協力につ いアよいよう 毛帯 田井 のてかい シの田畑で ケ	(1) 毎年にっ いけいけて手事用在のでかりをの見郷寺に	(1) 毎年にっ いけいようよう チェロ みって かり シュロ 畑 年 ケ	
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	
本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う	

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響 評価は以下のとおりである。

## a. 運転員等操作時間に与える影響

**炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析** コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は 上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔 離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、 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、運転員等操作時間に与える影響はない。

重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響 評価は以下のとおりである。

## a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして,解析 コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は 上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔 離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により行わ れ、また、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移 行すること) 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 操作時間に与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって,実際の燃料被覆管温 度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプ レイ系の自動起動により行われ、また、操作手順(原子炉 に与える影響はない。 減圧後速やかに低圧注水に移行すること) に変わりはない

重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響 評価は以下のとおりである。

# a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして,解析 コードは、炉心が冠水維持する場合では燃料被覆管温度は 上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔 離時冷却系の自動起動及び低圧原子炉代替注水系(常設) により行われ, また, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低 圧注水に移行すること) 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, 運転員等操作時間に与える影響はない。

・解析条件の相違

### 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため、原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。なお、高圧炉心 スプレイ系が自動起動す る水位 (レベル1H) まで 低下しない。

運用の相違

#### 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,原子炉隔 離時冷却系で機能維持で きる期間注水し、その後速 やかに低圧原子炉代替注 水系 (常設) にて注水を実 施するため。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって, 実際の燃料被覆管温 度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動及び低し 圧原子炉代替注水系(常設)により行われ、また、操作手 順(原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること)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 V)

解析条件の相違

## 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは酸化量及び酸化反応に伴う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。よって,実際の燃料被覆管温 度は低くなり,原子炉水位挙動に影響を与える可能性があ るが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水 系の自動起動により行われることから, 運転員等操作時間

ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認し 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 析で確認し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から, 格納容器圧力及び温度を操 作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系(常 設) 及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時 間に与える影響は小さい。

また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格 納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一 致することを確認しており、その差異は小さいことから、 格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器圧力逃がし装 置等に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 2.4.2.2)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして, 炉心 が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等 に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位はお おむね有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心はおおむね 冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約

数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を 確認しているが、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 この解析で確認した不確かさは小さくなるものと推定され

しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾 向を適切に再現できていることから, 格納容器圧力及び雰 囲気温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレ イ冷却系(常設)及び格納容器圧力逃がし装置等に係る運 転員等操作時間に与える影響は小さい。

また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析によ り格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定デー タと良く一致することを確認しており、その差異は小さい ことから, 格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点 としている代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納 容器圧力逃がし装置等に係る運転員等操作時間に与える影 響は小さい。

(添付資料 2.4.2.2)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、 炉心 が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等 に評価する。有効性評価解析においても, 原子炉水位はお おむね燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心はおおむね 冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約

度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認し 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 解析で確認し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から, 格納容器圧力及び温度を操 作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系(可搬型) 及び格納容器フィルタベント系によるベント操作に係る運 転員等操作時間に与える影響は小さい。

また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び 内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析によ り格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良 く一致することを確認しており、その差異は小さいことか ら,格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格 納容器代替スプレイ系(可搬型)及び格納容器フィルタベ ント系によるベント操作に係る運転員等操作時間に与える 影響は小さい。

(添付資料 2.4.2.2)

# b. 評価項目となるパラメータに与える影響

**炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心** が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等 に評価する。有効性評価解析においても,原子炉水位は燃 料棒有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される ため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回

・解析結果の相違

【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心の

310℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に 伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被覆管温度を高め に評価するが、原子炉水位はおおむね有効燃料棒頂部を下 回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料 被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上回ることはな 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 V)

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 さとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は 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を確認し 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 析で確認し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から, 評価項目となるパラメータに与 える影響は小さい。また、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の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測 定データと良く一致する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。

(添付資料 2.4.2.2)

### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第2.4.2.2表に示すとおりであり、それらの条件 設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

東海第二発電所 (2018.9.12版)

309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラ メータに与える影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは燃料被覆管の酸化について,酸化量及び酸化反応に 伴う発熱量に保守的な結果を与え,燃料被覆管温度を高め に評価するが、原子炉水位はおおむね燃料有効長頂部を下 回ることなく、炉心はおおむね冠水維持されるため、燃料 被覆管の最高温度は初期値(約309℃)を上回ることはな 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

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並びに気液界面の熱伝達の不確かさ として、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はH DR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を 確認しているが、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 この解析で確認し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雰囲気温度の 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。また, 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の不確かさにお いては、CSTF実験解析により格納容器雰囲気温度及び 非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確 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。

(添付資料 2.4.2.2)

### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は、第 2.4.2-2 表に示すとおりであり、それらの条 件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

島根原子力発電所 2号炉

る影響はない。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして,解析コ ードは燃料被覆管の酸化について,酸化量及び酸化反応に 伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高め に評価するが、原子炉水位は燃料棒有効長頂部を下回るこ となく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温 度は初期値(約309℃)を上回ることはないことから、評 価項目となるパラメータに与える影響はない。

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 さとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は 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を確認し 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 解析で確認し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から, 評価項目となるパラメータに 与える影響は小さい。また、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の不確かさにおいては、C STF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙 動は測定データと良く一致する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。

(添付資料 2.4.2.2)

# (2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器 条件は, 第2.4.2.2-1表に示すとおりであり, それらの条 件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。 また,解析条件の設定に当たっては,評価項目となるパラ メータに対する余裕が小さくなるような設定があることか ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

備考

・解析結果の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉では、炉心の 冠水は維持される。

# (a) 運転員等操作時間に与える影響

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 42kW/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, 燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系 及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、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、運転員等操作時間に与える影響はない。

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 30GWd/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、それに伴う原子炉 冷却材の放出も少なくなることから, サプレッション・ チェンバ・プール水温及び格納容器圧力の上昇が遅くな るが、操作手順(サプレッション・チェンバ・プール水 温に応じて原子炉減圧すること及び格納容器圧力に応じ て格納容器ベントを実施すること) 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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納 容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サプ レッション・チェンバ・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、 運転員等操作時間に与える影響は小さい。

# (a) 運転員等操作時間に与える影響

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 33kW/m~約 41kW/m 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 被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動により 行われ、また、操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注 水に移行すること) 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、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、それに伴う原子炉 冷却材の放出も少なくなることから, サプレッション・ プール水温度及び格納容器圧力の上昇が遅くなるが,操 作手順(サプレッション・プール水温度に応じて原子炉 減圧すること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベント を実施すること)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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納 容器体積(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液 相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力並び に格納容器雰囲気温度は、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、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

## (a) 運転員等操作時間に与える影響

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 40.6kW/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,燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系 の自動起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)により行 われ, また, 操作手順(原子炉減圧後速やかに低圧注水 に移行する)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 員等操作時間に与える影響はない。

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 30GWd/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し 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、それに伴う原子炉冷しを記載。 却材の放出も少なくなることから, サプレッション・プ ール水温度及び格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作 手順(サプレッション・プール水温度に応じて原子炉減 圧すること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを 実施すること) 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。

初期条件の原子炉圧力,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、運転員等操作 時間に与える影響は小さい。

実績値の相違

### 【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉の最確条件 を記載。

・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7, 東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

実績値の相違

#### 【東海第二】

島根2号炉の最確条件

・整理方針の相違

### 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,サプレッ ション・チェンバの空間部 及び液相部のゆらぎを,サ プレッション・プール水位 のゆらぎで代表させてい ることから、記載していな

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳 しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがト リップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原 子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を 設定している。

なお,外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機 により電源が供給されることから、運転員等操作時間に 与える影響はない。

機器条件の高圧炉心注水系は、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、運転員等操作時間に 与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

# (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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 42kW/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、燃料被覆管温度の 上昇は緩和されるが、原子炉水位はおおむね有効燃料棒 頂部を下回ることなく, 炉心はおおむね冠水維持される ため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 310℃)を上 回ることはないことから、評価項目となるパラメータに 与える影響はない。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳 しくする観点から、事象発生と同時に再循環系ポンプが トリップせず原子炉水位異常低下 (レベル2) の信号で トリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように 外部電源がある状態を設定している。

なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機 等及び常設代替交流電源設備により電源が供給され、ま た, 低圧代替注水系(常設)の起動準備操作時間は外部 電源がない場合も考慮して設定していることから、運転 員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の高圧炉心スプレイ系は、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, 運転員等操作時 間に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

# (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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33kW/m~約41kW/m 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 被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位はおおむ ね燃料有効長頂部を下回ることなく, 炉心はおおむね冠 水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパ ラメータに与える影響はない。

事故条件の外部電源の有無については、常設代替交流 電源設備の起動が必要となり、要員、資源等の観点で厳 しくなる外部電源がない状態を設定している。また、原 子炉スクラム及び再循環ポンプトリップについては,起 因事象発生から原子炉スクラムまでの期間の原子炉水位 の低下を厳しくする条件として,外部電源がある場合を 包含する条件を設定している。

なお,外部電源がある場合は,事象発生初期は原子炉 隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、また原子炉減 圧後も低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心冷却が 維持されるため、事象進展に影響はないことから、運転 員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)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。水位回復後の操作として冠水維持可能な注水量に制 スプレイ系及び低圧炉心 御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転 員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

# (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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40.6kW/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 | の上昇は緩和される。また,原子炉水位は燃料棒有効長 頂部を下回ることなく、 炉心は冠水維持されるため、 燃 料被覆管の最高温度は初期値(約 309℃)を上回ること 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。

# ・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7, 東海第二】

島根2号炉は,外部電源 ありを包含する条件を設

・解析条件の相違

# 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

- ・解析結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根2号炉では、炉心の 冠水は維持される。
- 実績値の相違

を記載。

- 【柏崎 6/7,東海第二】 島根2号炉の最確条件
- ・解析結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】 島根2号炉では、炉心の 冠水は維持される。

機器条件の低圧原子炉代替注水系(常設)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

解析条件の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

機器条件の高圧炉心スプレイ系は、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

機器条件の高圧炉心注水系は、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。 (添付資料 2.4.2.2)

# b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、 「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有 無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要 因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運 転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータ に与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

# (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解 析上の操作開始時間としてサプレッション・チェンバ・ プール水温 49℃到達時を設定している。運転員等操作時 間に与える影響として、実態の運転操作においては、事 故時の重要監視パラメータとしてサプレッション・チェ ンバ・プール水温を継続監視しており、また、サプレッ ション・チェンバ・プール水温の上昇は緩やかであるこ とから,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等 であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、 運転員等操作時間に与える影響も小さい。

当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除 く) の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があ 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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間と して格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時を設定している。 運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作 においては, 炉心損傷前の格納容器スプレイの操作実施 基準(格納容器圧力 0.18MPa[gage]) に到達するのは、 事象発生の約10時間後であり、格納容器スプレイの準備

# 東海第二発電所 (2018.9.12版)

(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。

(添付資料 2.4.2.2)

# b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、 「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作有 無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要 因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運 転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータ に与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

## (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プー ル水温度 65℃到達時を設定している。運転員等操作時間 に与える影響として、実態の運転操作においては、事故 時の重要監視パラメータとしてサプレッション・プール 水温度を継続監視しており、また、サプレッション・プ ール水温度の上昇は緩やかであることから、実態の操作 開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時 間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に 与える影響も小さい。

当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除 く。)の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があ 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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る格納容器冷却操作は,解析上の操作開始時間として格 納容器圧力 0.279MPa [gage] 到達時を設定している。運 転員等操作時間に与える影響として, 常設低圧代替注水 系ポンプ 2 台により格納容器スプレイと原子炉注水を 同時に実施可能な流量が確保されており、また、並列し て実施する場合がある操作は同一の制御盤による実施が

# 島根原子力発電所 2号炉

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。

(添付資料 2.4.2.2)

# b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作の不確かさを「認知」, 「要員配置」,「移動」,「操作所要時間」,「他の並列操作 有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要 因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また,運転 員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに 与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

### (a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低 圧原子炉代替注水系(常設)による注水開始操作は、解 析上の操作開始時間として,事象発生8時間後から開始 し、減圧後に注水を開始するものとしている。運転員等 操作時間に与える影響として、実際の運転操作において は、事故時の重要監視パラメータとしてサプレッショ 離時冷却系の運転に期待 ン・プール水温度を継続監視しており、また、サプレッ できる事象発生8時間後 ション・プール水温度の上昇は緩やかであることから、 実態の操作開始時間は解析上の設定と同等であり、操作 開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作 時間に与える影響も小さい。

当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除 く。)の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があ 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。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間とし て格納容器圧力が 384kPa[gage]到達時を設定している。 運転員等操作時間に与える影響として, 格納容器圧力の 上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開 始の起点である格納容器圧力384kPa[gage]到達時点で速 やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影

#### 備考

島根2号炉は、高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

・解析条件の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

•設備設計及び運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】

島根2号炉は,原子炉隔 以降は低圧原子炉代替注 水系(常設)を用いて注水 を実施。

設備設計の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

型式の相違による格納 容器スプレイ実施基準の 相違。

運用の相違

【東海第二】

操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじ め操作が可能であることから、実態の操作開始時間は解 析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影 響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響も 小さい。 当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条 件を除く)の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能 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。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格 納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容 器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員 等操作時間に与える影響として、実態の運転操作におい ては、 炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準(格 納容器圧力 0.31MPa [gage]) に到達するのは、事象発生 の約22時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納 容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能 である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を 含めて設定していることから,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。ただし、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20分程度 操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器 の限界圧力は <u>0.62MPa[gage]</u>であることから,原子炉格 納容器の健全性の点では問題とならない。当該操作は、 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさ により操作開始時間は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。なお、格納容器ベント実 施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作に て対応することから,他の操作に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

可能であるため,不確かさ要因により操作開始時間に与 える影響は小さく,実態の操作開始時間は解析上の設定 とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい ことから,運転員等操作時間に与える影響も小さい。当 該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く。) の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性がある が、中央制御室で行う操作であり、並列して実施する場 合がある操作は同一の制御盤により実施可能であること から、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による格納容器 除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達時を設定している。運転員等操作時 間に与える影響として,実態の運転操作においては,炉 心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準(格納容器圧 力 0.31MPa [gage]) に到達するのは, 事象発生の約 28 時 間後であり、格納容器ベントの準備操作はサプレッショ ン・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実 施可能である。また、当該操作は中央制御室からの遠隔 操作により実施可能であることから,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。ただし、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75 分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器 の限界圧力は <u>0.62MPa [gage]</u> であることから,格納容 器の健全性の点では問題とならない。当該操作は、解析 コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさによ り操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で 行う操作であり、並列して実施する場合がある操作とは 同一の制御盤により実施可能であることから、他の操作 に与える影響はない。なお、格納容器ベント実施時に遠 隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応す ることから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

響は小さいことから, 運転員等操作開始時間に与える影 響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件(操 作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は遅れる 可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作 を行う要員を配置しており、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。

島根2号炉は,原子炉注 水と格納容器スプレイの 実施について、別々のポン プを用いることとしてい

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格 納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間としてサプレ ッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達から 10 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響 として,実態の運転操作においては,炉心損傷前の格納 | 価の格納容器ベント実施 容器ベントの操作実施基準(サプレッション・プール水位 が通常水位+約1.3m)に到達するのは、事象発生の約30 時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧 力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能であ る。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含め て設定していることから,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。ただし、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、90分程度操作開 始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の限界 圧力は853kPa[gage]であることから、原子炉格納容器の 健全性の点では問題とならない。 当該操作は、解析コー ド及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操 作開始時間は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。なお、格納容器ベント実施時に 遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応 することから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料 2.4.2.2)

解析条件の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

島根2号炉は,有効性評 に係る条件として,実運用 と同じ想定としている。

・解析結果の相違

【柏崎 6/7、東海第二】

・ 運用の相違

【東海第二】

島根2号炉は、格納容器 ベントの準備操作を格納 容器圧力基準で実施する こととしている。

・ 運用の相違

【柏崎 6/7、東海第二】 現場操作時間の相違。

・設備設計の相違

【柏崎 6/7,東海第二】

島根 2 号炉 (Mark- I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海 第二(Mark-Ⅱ)の最高使 用圧力の相違。

・ 運用の相違

【東海第二】

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運 転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時 間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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与え る影響として,実態の操作開始時間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。格納容器スプレイ開始時間が早くな る場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展は ほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに 与える影響は小さい。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格 納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響とし て、実態の操作開始時間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。

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20分程度操作開始 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 0.31MPa [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 0.62MPa [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。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作 は,運転員等操作時間に与える影響として,事故時の重 要監視パラメータとしてサプレッション・プール水温度 を継続監視しており、また、サプレッション・プール水 温度の上昇は緩やかであることから、実態の操作開始時 間は解析上の設定とほぼ同等であり、評価項目となるパ ラメータに与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る格納容器冷却操作は, 運転員等操作時間に与える影響 として,常設低圧代替注水系ポンプ2台により格納容器 スプレイと原子炉注水を同時に実施可能な流量が確保さ れており、また、並列して実施する場合がある操作は同 一の制御盤による実施が可能であるため、不確かさ要因 により操作開始時間に与える影響は小さく、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。格納容 器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のい ずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による格納容器 除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格 納容器ベントの準備操作はサプレッション・プール水位 の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。 また、当該操作は中央制御室からの遠隔操作により実施 可能であることから,実態の操作開始時間は解析上の設 定とほぼ同等であり、評価項目となるパラメータに与え る影響は小さい。

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75分程度操作開 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 0.31MPa [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、格納容器の 限界圧力は 0.62MPa [gage] であることから、格納容器 の健全性という点では問題とはならない。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作及び低 圧原子炉代替注水系(常設)による注水開始操作は、運 転員等操作時間に与える影響として,実態の操作開始時 間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目│離時冷却系の運転に期待 となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える 影響として, 格納容器圧力の上昇は緩慢であり, 継続監 視していることから, 操作開始の起点である格納容器圧 力384kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であ 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。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納 容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、 実態の操作開始時間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。

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、90分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384kPa[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853kPa[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。

• 設備設計及び運用の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,原子炉隔 できる事象発生8時間後 以降は低圧原子炉代替注 水系(常設)を用いて注水 を実施。

・ 運用の相違

### 【東海第二】

島根2号炉は,原子炉注 水と格納容器スプレイの 実施について、別々のポン プを用いることとしてい

運用の相違

【柏崎 6/7,東海第二】 現場操作時間の相違。

・設備設計の相違

【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉 (Mark- I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(添付資料 2. 4. 2. 2)	(添付資料 2. 4. 2. 2)	(添付資料 2. 4. 2. 2)	第二(Mark-Ⅱ)の最高使
			用圧力の相違。
(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	(3) 操作時間余裕の把握	
操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目	操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目	操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点か	
となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲	となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲	ら、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確	
内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。	内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。	認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下	
操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作について	操作条件の逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作につい		
は、逃がし安全弁による原子炉減圧までの時間は事象発生か	ては、逃がし安全弁による原子炉減圧までの時間は事象発生	操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作 <u>及び低圧原</u>	
ら <u>約1時間</u> であり,準備時間が確保できることから,時間余	から <u>約2時間</u> であり、準備時間が確保できることから、時間	<u>子炉代替注水系(常設)による注水開始操作</u> については、逃	
裕がある。	余裕がある。	がし安全弁による原子炉減圧までの時間は事象発生から <u>8時</u>	
		間であり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。	
			できる事象発生8時間後
			以降は低圧原子炉代替注
			水系(常設)を用いて注水
			を実施。
操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原	操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格	操作条件の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子	
子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始ま	納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時	<u>炉格納容器治却操作</u> については、格納容器スプレイ開始まで	
での時間は事象発生から <u>約10時間</u> あり,準備時間が確保でき	間は事象発生から約 13 時間あり、準備時間が確保できるこ	の時間は事象発生から <u>約19時間</u> あり,準備時間が確保できる	・解析結果の相違
ることから、時間余裕がある。	とから、時間余裕がある。	ことから、時間余裕がある。	【柏崎 6/7,東海第二】
操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容	操作条件の格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	操作条件の格納容器フィルタベント系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	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	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22時間あり、準備時間が確保できるため、時間	から約28時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕		
<ul><li></li></ul>	がある。	<ul><li></li></ul>	【柏崎 6/7,東海第二】
不(日ル・0) (3)。	<i>N-00</i> (3)	スマヤロル→ &グ ' ◇ 。	【但啊 0/1,来得第二】
また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時	また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時	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 <u>おいても</u> ,格納容器圧力は <u>0.31MPa [gage]</u>	間が遅れる場合に <u>おいても</u> ,格納容器圧力は <u>0.31MPa [gage]</u>	間が遅れる場合に <u>は</u> ,格納容器圧力は <u>384kPa[gage]</u> から上昇	・設備設計の相違
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、	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、	するが, <u>原子炉格納容器</u> の限界圧力 <u>853 kPa[gage]</u> に至る <u>の</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
原子炉格納容器の限界圧力 <u>O.62MPa [gage]</u> に至る <u>までの時</u>	格納容器の限界圧力 <u>0.62MPa [gage]</u> に至るまでの時間は,	は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的	島根 2 号炉 (Mark- I 改)
<u>間は</u> ,過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静	格納容器スプレイを停止した時点の格納容器圧力約	負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生から約	と柏崎 6/7 (ABWR), 東海
的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においても事象発生 <u>約</u>	0.256MPa [gage] から 0.31MPa [gage] 到達までの時間が約 1	35 時間後以降であり、約5時間の準備時間が確保できること	第二(Mark-Ⅱ)の最高使
38 時間後であり、 <u>約 16 時間以上</u> の準備時間が確保できるこ	時間であることを考慮すると,0.31MPa [gage] から 0.62MPa	から,時間余裕がある。	用圧力の相違。
とから,時間余裕がある。	[gage] に到達するまでに 5 時間程度の準備時間が確保で	(添付資料 2. 4. 2. 2, 3. 1. 3. 8)	・記載方針の相違
(添付資料 2.4.2.2)	き, 現場操作に要する時間は 75 分程度であることから, 時		【東海第二】
			島根2号炉及び柏崎
	(添付資料 2.1.7, 2.4.2.2)		6/7 では, 3.1 雰囲気圧
			力・温度による静的負荷

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			(格納容器過圧・過温破
			損) の評価結果を引用。東
			海第二は、本シーケンスで
			の評価結果を元に余裕時
			間を算出。
(4) まとめ	(4) まとめ	(4) まとめ	
解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲とし	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	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	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	て, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメ	
ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果,	ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、	ータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果,	
解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与	解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与	解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与	
える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ	える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ	える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラ	
メータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラ	メータに与える影響は小さい。この他,評価項目となるパラ	メータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパ	
メータに対して,対策の有効性が確認できる範囲内において,	メータに対して,対策の有効性が確認できる範囲内において,	ラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内におい	
操作時間には時間余裕がある。	操作時間には時間余裕がある。	て、操作時間には時間余裕がある。	
2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価	2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価	2.4.2.4 必要な要員及び資源の評価	
(1) 必要な要員の評価	(1) 必要な要員の評価	(1) 必要な要員の評価	
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	
去系が故障した場合)」において、6号及び7号炉同時の重大	去系が故障した場合)」において,重大事故等対策時 <u>における</u>	去系が故障した場合)」において、重大事故等対策時に必要な	・運用及び体制の相違
事故等対策時における事象発生 10 時間までに必要な要員は、	事象発生 2 時間までに必要な要員は,「2.4.2.1(3) 炉心損傷	要員は,「2.4.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>28</u>	【柏崎 6/7,東海第二】
「2.4.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり <u>24名</u> である。	防止対策」に示すとおり <u>18 名</u> である。「6.2 重大事故等対策	<u>名</u> である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」	島根2号炉は,要員の参
「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明し	時に必要な要員の評価結果」で説明している <u>災害対策要員(初</u>	で説明している <u>運転員、緊急時対策要員等</u> の <u>45名</u> で対処可能	集に期待せずとも必要な
ている運転員, 緊急時対策要員等の <u>72 名</u> で対処可能である。	<u>動)</u> の <u>39 名</u> で対処可能である。	である。	作業を常駐要員により実
			施可能である。
			【柏崎 6/7,東海第二】
			プラント基数, 設備設計
			及び運用の違いにより必
			要要員数は異なるが、タイ
			ムチャートにより要員の
			充足性を確認している。な
			お, これら要員 28 名は夜
			間・休日を含め発電所に常
			駐している要員である。
また,事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 20 名であ	また,事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 5 名であ		・運用の相違
り, 発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で	り,発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で		【柏崎 6/7,東海第二】
確保可能である。	確保可能である。		島根2号炉は,要員の参

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
			集に期待せずとも必要な
			作業を常駐要員により実
			施可能である。
(2) 必要な資源の評価	(2) 必要な資源の評価	(2) 必要な資源の評価	
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除	
去系が故障した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源	去系が故障した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源	去系が故障した場合)」において、必要な水源、燃料及び電源	
は,「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い,その	は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その	は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。そ	
結果を以下に示す。	結果を以下に示す。	の結果を以下に示す。	
a . 水源	a . 水源	a . 水源	
原子炉隔離時冷却系,高圧炉心注水系による原子炉注水	低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格	・解析条件の相違
及び <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> による格納容器	<u>容器スプレイ冷却系(常設)</u> による格納容器スプレイにつ	<u>納容器代替スプレイ系(可搬型)</u> による格納容器スプレイ	【柏崎 6/7】
スプレイについては,7 日間の対応を考慮すると, <u>号炉あ</u>	いては,7 日間の対応を考慮すると,合計 <u>約 5,410m³</u> の水	については,7日間の対応を考慮すると,合計 <u>約3,600m³</u>	島根2号炉は,高圧炉心
たり合計 <u>約6,200m³</u> の水が必要となる。 <u>6 号及び7 号炉の同</u>	が必要である。	の水が必要となる。	スプレイ系及び低圧炉心
時被災を考慮すると,合計 12,400m3の水が必要である。			スプレイ系に期待しない
			想定としているため,原子
水源として, <u>各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³ 及び淡水</u>	水源として, <u>代替淡水貯槽</u> に <u>約 4,300m<sup>3</sup></u> 及び <u>西側淡水貯</u>	水源として, <u>低圧原子炉代替注水槽に約740m³</u> 及び <u>輪谷貯</u>	炉減圧後は低圧原子炉代
<u>貯水池に約 18,000m³</u> の水を保有している。これにより, <u>6</u>	水設備に <u>約 4,300m³</u> の水を保有している。これにより,必	<u>水槽(西1/西2)に約7,000m³</u> の水を保有している。これ	替注水系(常設)による注
号及び7号炉の同時被災を考慮しても,必要な水源は確保	要な水源は確保可能である。	により、必要な水源は確保可能である。	水を実施。
可能である。			・運用の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
			島根2号炉は、原子炉注
			水と格納容器スプレイの
			実施について、別々のポン
			プを用いることとしてい
			る。
			・水量評価結果の相違
			【柏崎 6/7,東海第二】
また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型	また、西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポン	また、事象発生8時間以降に輪谷貯水槽(西1/西2)	
代替注水ポンプ (A-2 級) により復水貯蔵槽へ給水するこ	プにより代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽を	の水を、低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原スを小井沿水	
とで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源	枯渇させることなく、 <u>代替淡水貯槽</u> を水源とした7日間の	子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水	
とした7日間の注水継続実施が可能となる。	注水継続実施が可能となる。	槽を水源とした7日間の注水継続が可能となる。 原ス原原戦時冷却変による原ス原法がよるいでは、サブ	
	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水については、サプ	
	炉注水については、サプレッション・チェンバのプール水 な水源トレア注水ナスことから、水源が料温ナスことはな	レッション・チェンバのプール水を水源とし循環すること	
	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。なお、外部電源電生を想定した場合でも同様の対応で	から,水源が枯渇することはない。	<ul><li>・解析条件の相違</li></ul>
	い。なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である		・解析条件の相違 【柏崎 6/7,東海第二】
	<u>ある。</u> (添付資料 2. 4. 2. 3)	(添付資料 2. 4. 2. 3)	品根2号炉は, SA 事象
	(がけ) 貝かて 2. 4. 2. 3)	(初河) 貝科 2. 4. 2. 3)	四似ムケがは、34 事家

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			を鑑みて,外部電源の喪気
			を仮定している。
ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生 12 時間後			・解析条件の相違
としているが、これは、可搬型設備を事象発生から 12 時間			【柏崎 6/7】
以内に使用できなかった場合においても,その他の設備に			島根2号炉は,事象発生
て重大事故等に対応できるよう設定しているものである。			後から必要な可搬型設備
なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応であ			を準備し,使用すること
<u>る。</u>			想定。
(添付資料 2. 4. 2. 3)			
b. 燃料	b. 燃料	b. 燃料	
可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への	可搬型代替注水中型ポンプ(1 台)による代替淡水貯槽	常設代替交流電源設備による電源供給については、事象	  ・解析条件の相違
給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替	への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型	発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運	
注水ポンプ (A-2 級) の運転を想定すると,7日間の運転継	代替注水中型ポンプ(1 台)の運転を想定すると,7 日間	転継続に約352m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機	
続に号炉あたり約 15kL の軽油が必要となる。	の運転継続に約 6. 0kL の軽油が必要となる。可搬型設備用	用軽油タンクにて約450m <sup>3</sup> の軽油を保有しており、この使用	
	<u>軽油タンク</u> にて <u>約 210kL</u> の軽油を保有しており, この使用	が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供	
	が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ(1 台)	給について、7日間の運転継続が可能である。	・燃料評価結果の相違
	による代替淡水貯槽への給水について,7 日間の継続が可		【柏崎 6/7,東海第二】
	能である。		
本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定	本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定		  ・解析条件の相違
していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル		非常用ディーゼル発電機等による電源供給については,	【柏崎 6/7,東海第二】
発電機による電源供給 <u>を想定し</u> 事象発生後7日間非常用	発電機等及び常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装	保守的に事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機等を最	島根2号炉は, SA 事績
ディーゼル発電機を最大負荷で運転した場合, <u>号炉あたり</u>	置 2 台) による電源供給 <u>を想定し</u> ,事象発生後 7 日間 <u>これ</u>	大負荷で運転した場合, <u>運転継続に約 700m³</u> の軽油が必要	を鑑みて,外部電源の喪気
<u> </u>	<u> </u>	となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水	を仮定している。
 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び	要となる。	及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後	・設備設計の相違
モニタリング・ポスト用発電機による電源供給については,	<u>軽油貯蔵タンク</u> にて <u>約 800kL</u> の軽油を保有しており,こ	からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続	【柏崎 6/7】
事象発生直後からの運転を想定すると,7 日間の運転継続	の使用が可能であることから,非常用ディーゼル発電機等	に <u>約 12m³</u> の軽油が必要となる。 <u>合計約 712m³の軽油が必要</u>	島根2号炉は,緊急時対
に <u>合計約 13kL</u> の軽油が必要となる <u>(6 号及び 7 号炉合計約</u>	及び常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置 2 台)	となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約	策所用発電機は専用の類
1,549kL)。	による電源供給について,7 日間の継続が可能である。	730m <sup>3</sup> の軽油を保有しており,この使用が可能であることか	料タンクを有している。こ
		ーー ら非常用ディーゼル発電機 <u>等</u> による電源供給, <u>大量送水車</u>	た, モニタリングポストル
		による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレ	非常用交流電源設備又於
		<u>イ</u> について7日間の運転継続が可能である。	常設代替交流電源設備は
			よる電源供給が可能であ
			る。
6 号及び 7 号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL (6 号及	緊急時対策所用発電機による電源供給については,事象	緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守	
<u>び 7 号炉合計約 2,040kL)</u> の軽油を保有しており、これら	発生直後からの運転を想定すると,7日間の運転継続に <u>約</u>	的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7	・設備設計の相違
の使用が可能であることから,可搬型代替注水ポンプ (A-2		日間の運転継続に <u>約8m³の軽油が必要となる。緊急時対策</u>	【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
級)による復水貯蔵槽への給水,非常用ディーゼル発電機	<u>貯蔵タンク</u> にて <u>約 75kL</u> の軽油を保有しており,この使用	<u>所用燃料地下タンクにて約45m</u> 3の軽油を保有しており、こ	島根2号炉は、モニタリ
による電源供給,5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬	が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源	の使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機によ	ングポストの電源は非常
型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発	供給について、7 日間の継続が可能である。	る電源供給について、7日間の継続が可能である。	用交流電源設備又は常設
電機による電源供給について,7 日間の継続が可能である。	(添付資料 2. 4. 2. 4)	(添付資料 2. 4. 2. 4)	   代替交流電源設備の電源
(添付資料 2. 4. 2. 4)			負荷に含まれる。
c. 電源	c. 電 源	c. 電源	
本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定	本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定		  ・解析条件の相違
していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル	していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル	トリップ 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼ	
発電機による電源供給を想定した場合においても、6 号及	発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大	ル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行う	   島根2号炉は, SA 事象
び7 号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号	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	ものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用デ	   を考慮して, 外部電源の喪
	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		   失を想定している。
常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。	よる電源供給が可能である。		  ・設備設計の相違
		_	【柏崎 6/7】
			   島根2号炉は, 高圧炉心
			   スプレイ系ディーゼル発
			   電機もある。
	常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故	常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故	
	等対策時に必要な負荷として、約1,141kW 必要となるが、	等対策に必要な負荷として、 <u>約354kW</u> 必要となるが、常設代	・電源設備容量の相違
	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 2 台) の連	替交流電源設備は連続定格容量 <u>が約4,800kW</u> であり,必要負	【柏崎 6/7,東海第二】
	続定格容量 <u>は約2,208kW</u> であり,必要負荷に対しての電源	荷に対しての電源供給が可能である。	島根2号炉は,常設代替
	供給が可能である。		電源設備から電源供給す
			る負荷が異なる。なお、柏
			崎 6/7 は必要負荷につい
			て外部電源で電源供給を
			行う。
また,5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設	また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対	また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対	
<u>備及びモニタリング・ポスト用発電機</u> についても,必要負	しての電源供給が可能である。	しての電源供給が可能である。	・設備設計の相違
荷に対しての電源供給が可能である。	(添付資料 2. 4. 2. 5)		【柏崎 6/7,東海第二】
		(添付資料 2. 4. 2. 5)	島根2号炉は,モニタリ
			ングポストの電源は非常
			用交流電源設備又は常設
			代替交流電源設備の電源
			負荷に含まれる。
2.4.2.5 結論	2.4.2.5 結論	2.4.2.5 結論	
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	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	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	
が故障した場合)」では、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系	が故障した場合)」では、恒心冷却には成功するが、残忍執除主系	が故障した場合)」では、炉心冷却には成功するが、残留熱除去	

・解析条件の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため、原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

備考

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 が故障した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の 全喪失) +崩壊熱除去失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水 系による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉 格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。

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 が故障した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象(給水流量の 全喪失) + R H R 失敗」について有効性評価を行った。上記の場 合においても,原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系,低圧 代替注水系(常設)及び逃がし安全弁(自動減圧機能)による原 子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器 冷却、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を実施する ことにより, 炉心損傷することはない。

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 が故障した場合)」の重要事故シーケンス「過渡事象+崩壊熱除 去失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替 注水系(常設)及び逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による原 子炉注水、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納 容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱 を実施することにより、 炉心損傷することはない。

・解析条件の相違 【柏崎 6/7】

島根2号炉は,高圧炉心 スプレイ系及び低圧炉心 スプレイ系に期待しない 想定としているため,原子 炉減圧後は低圧原子炉代 替注水系(常設)による注 水を実施。

その結果,燃料被覆管温度及び酸化量,原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及 び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持でき

なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による敷地境界での実 効線量は、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。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運 転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力並びに格納容器バウンダリにかかる圧力及び 温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

なお、格納容器圧力逃がし装置等の使用による非居住区域境界 及び敷地境界での実効線量は、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。

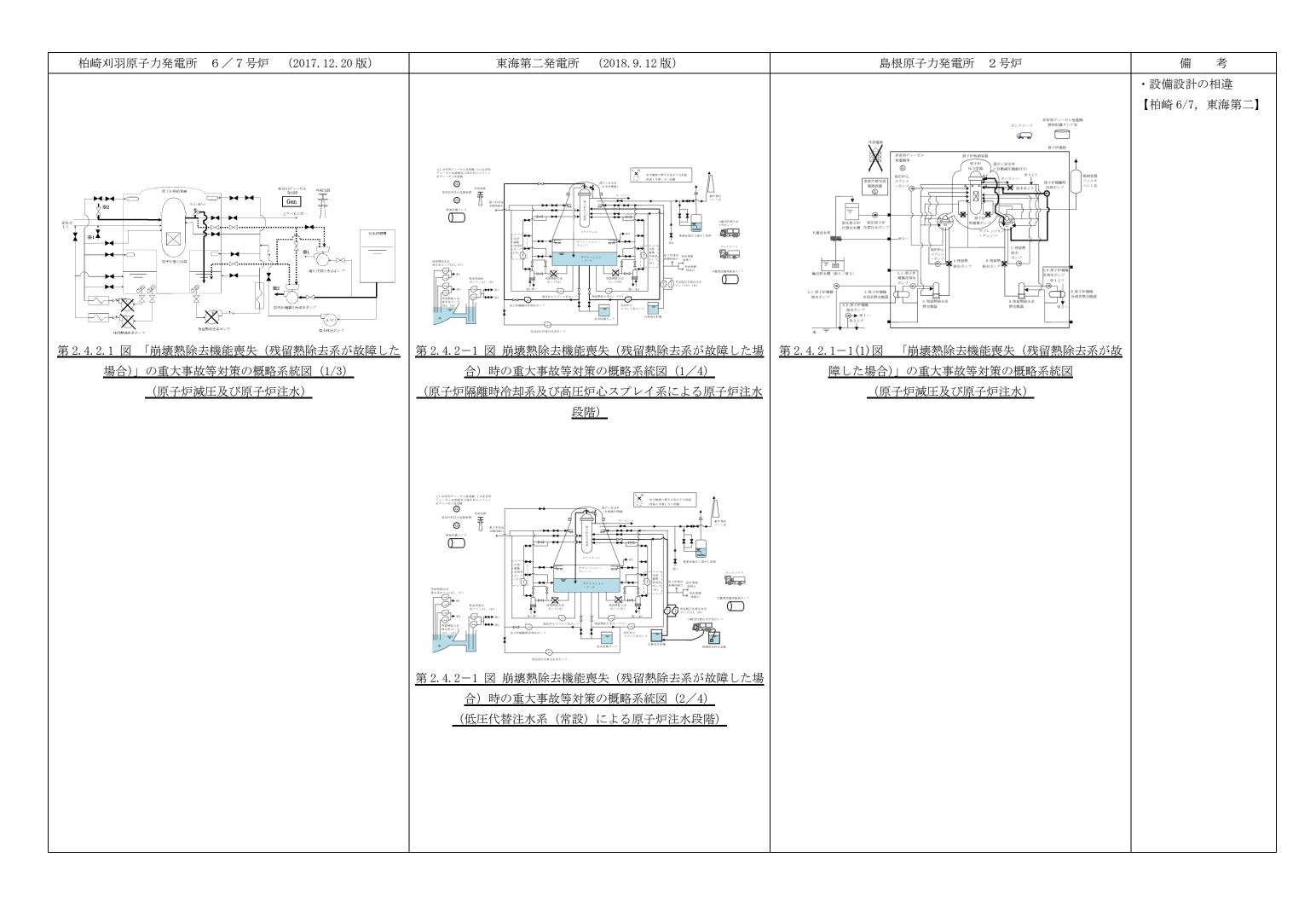
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運 転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与┃転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与

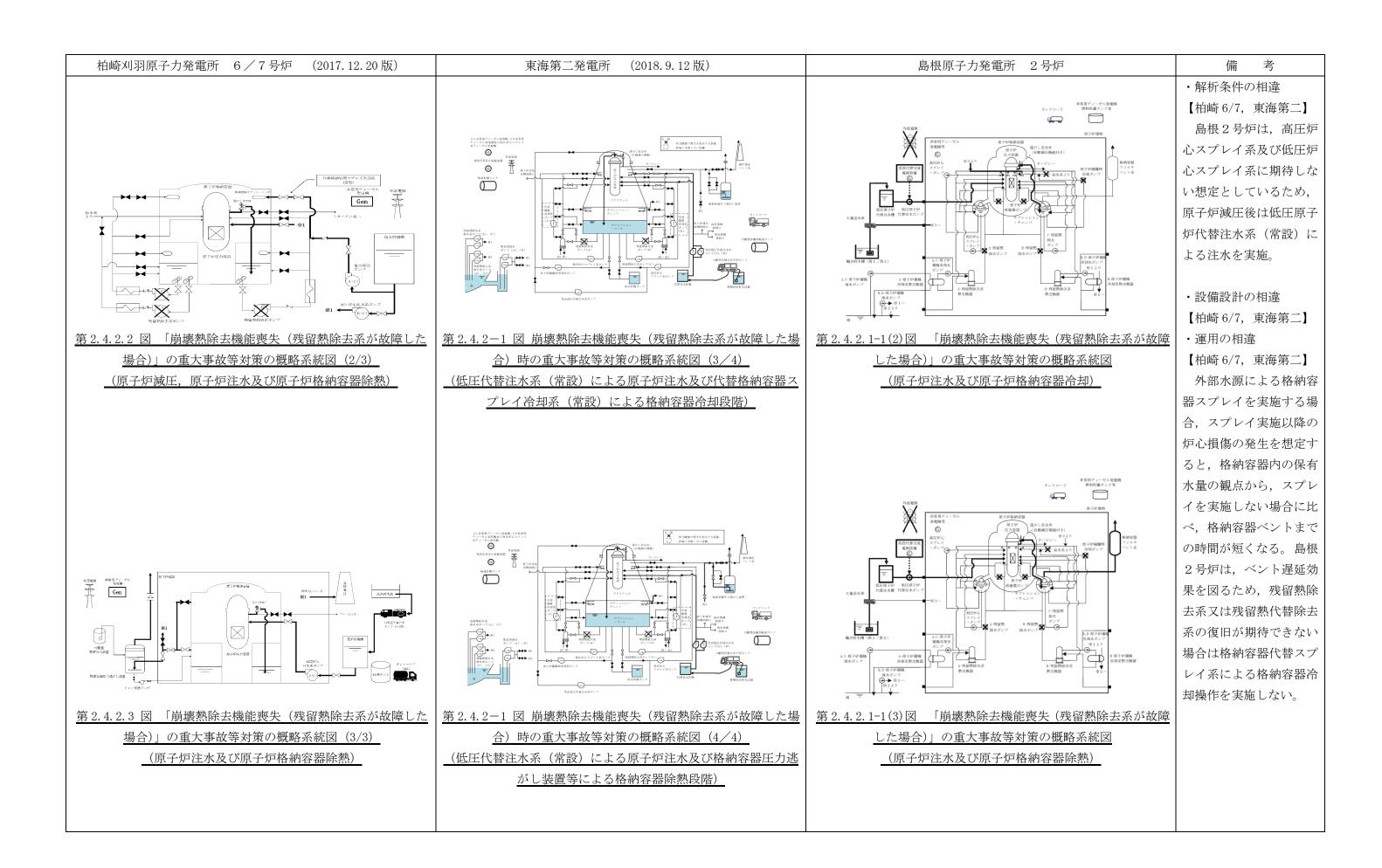
その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及 び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持でき

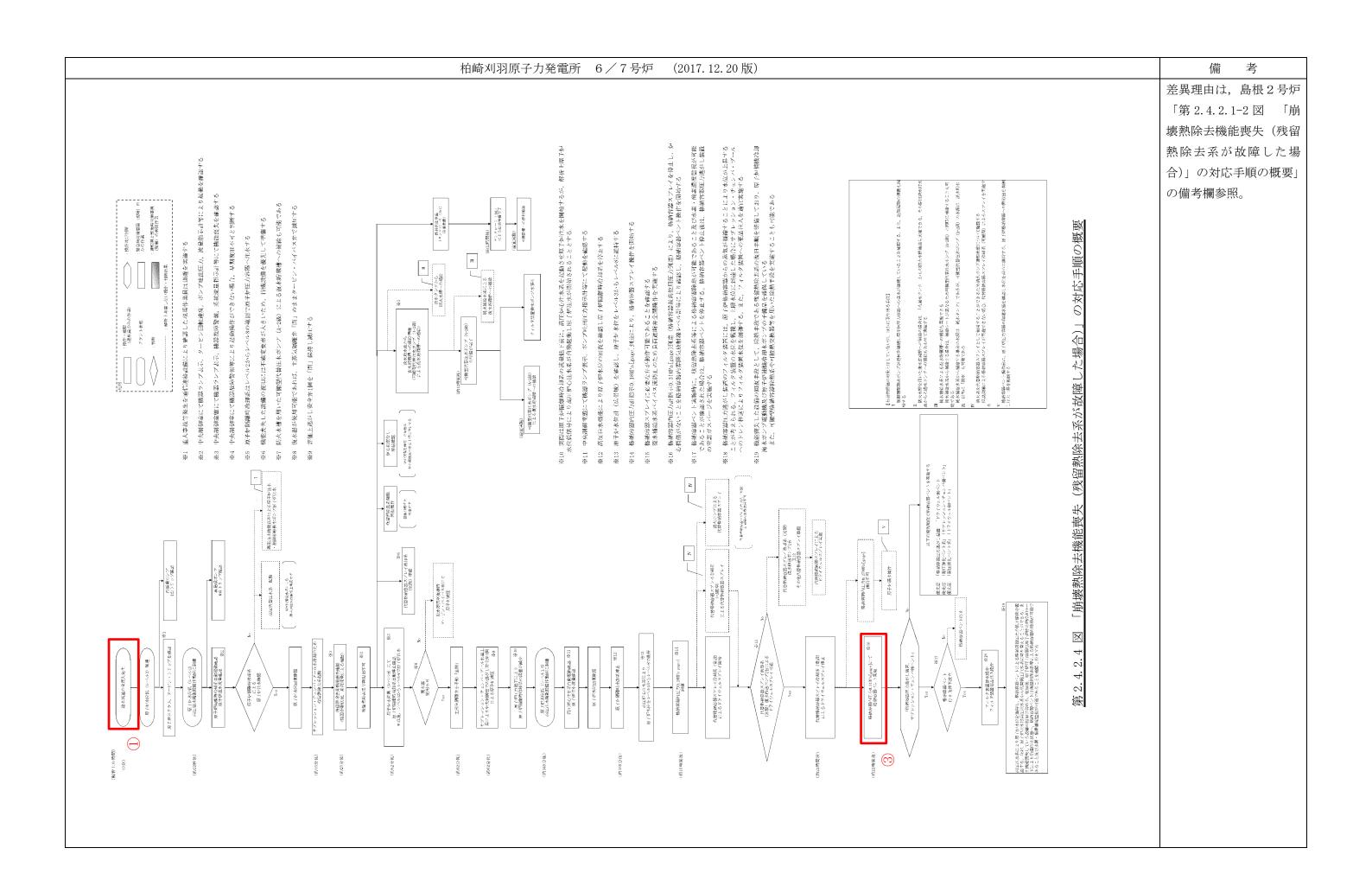
なお、格納容器フィルタベント系の使用による敷地境界での実 効線量は、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与 えることはない。

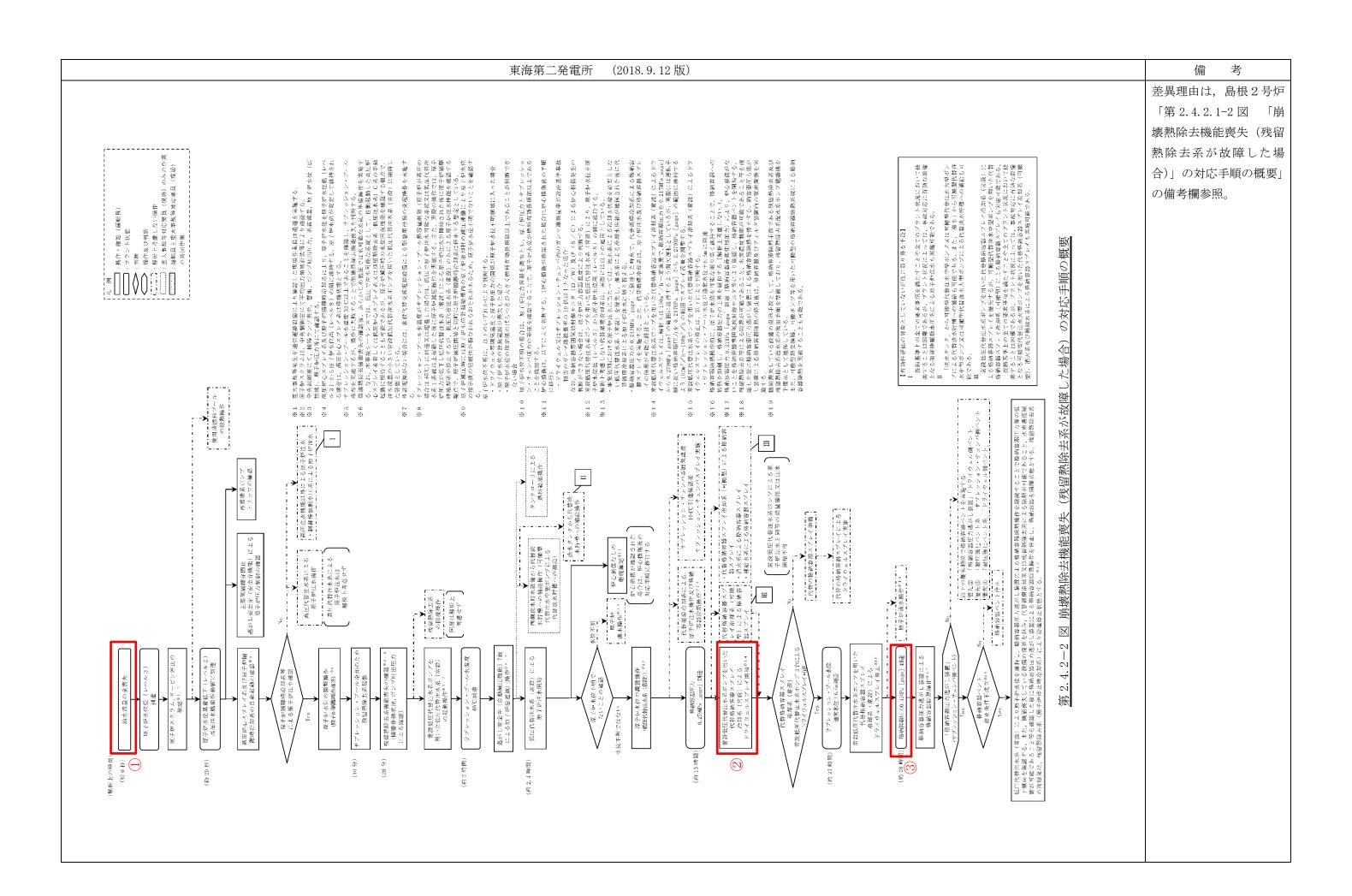
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運 える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお│える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお│える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内にお

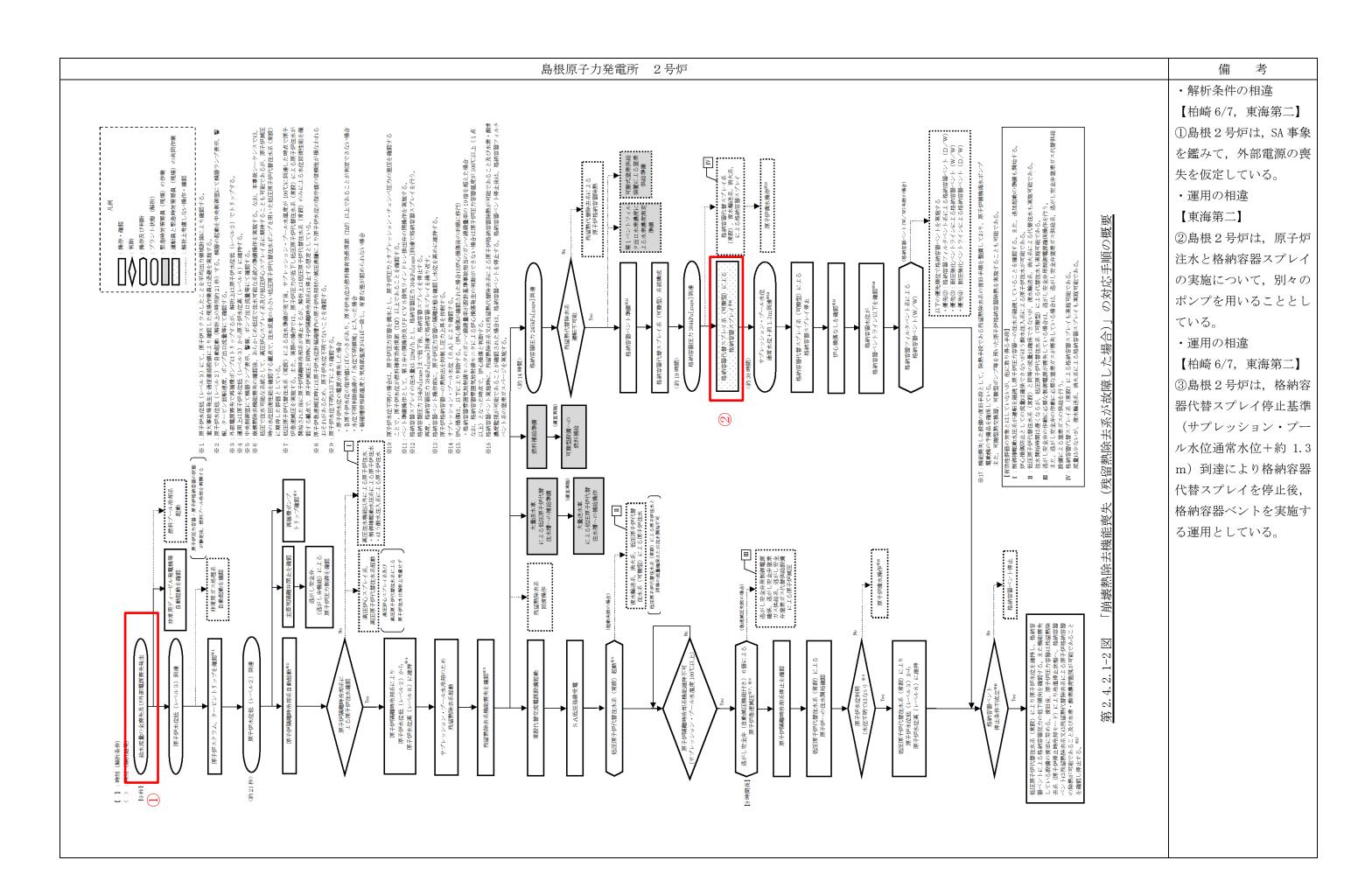
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	
いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合で	The state of the s	いて、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合で	, mu · J
も一定の余裕がある。	も一定の余裕がある。	も一定の余裕がある。	
重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員			
にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可	である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。	にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可	
能である。		能である。	
以上のことから、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系によ	以上のことから、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、	以上のことから、原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替注水系	・解析条件の相違
			【柏崎 6/7】
除熱等の炉心損傷防止対策は,選定した重要事故シーケンスに対		水、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等の炉	島根2号炉は, 高圧炉心
│ │して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊	の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有		スプレイ系及び低圧炉心
   熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効で	効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去	   あることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能	スプレイ系に期待しない
ある。	機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効である。	喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」に対して有効である。	想定としているため,原子
			炉減圧後は低圧原子炉代
			替注水系 (常設) による注
			水を実施。

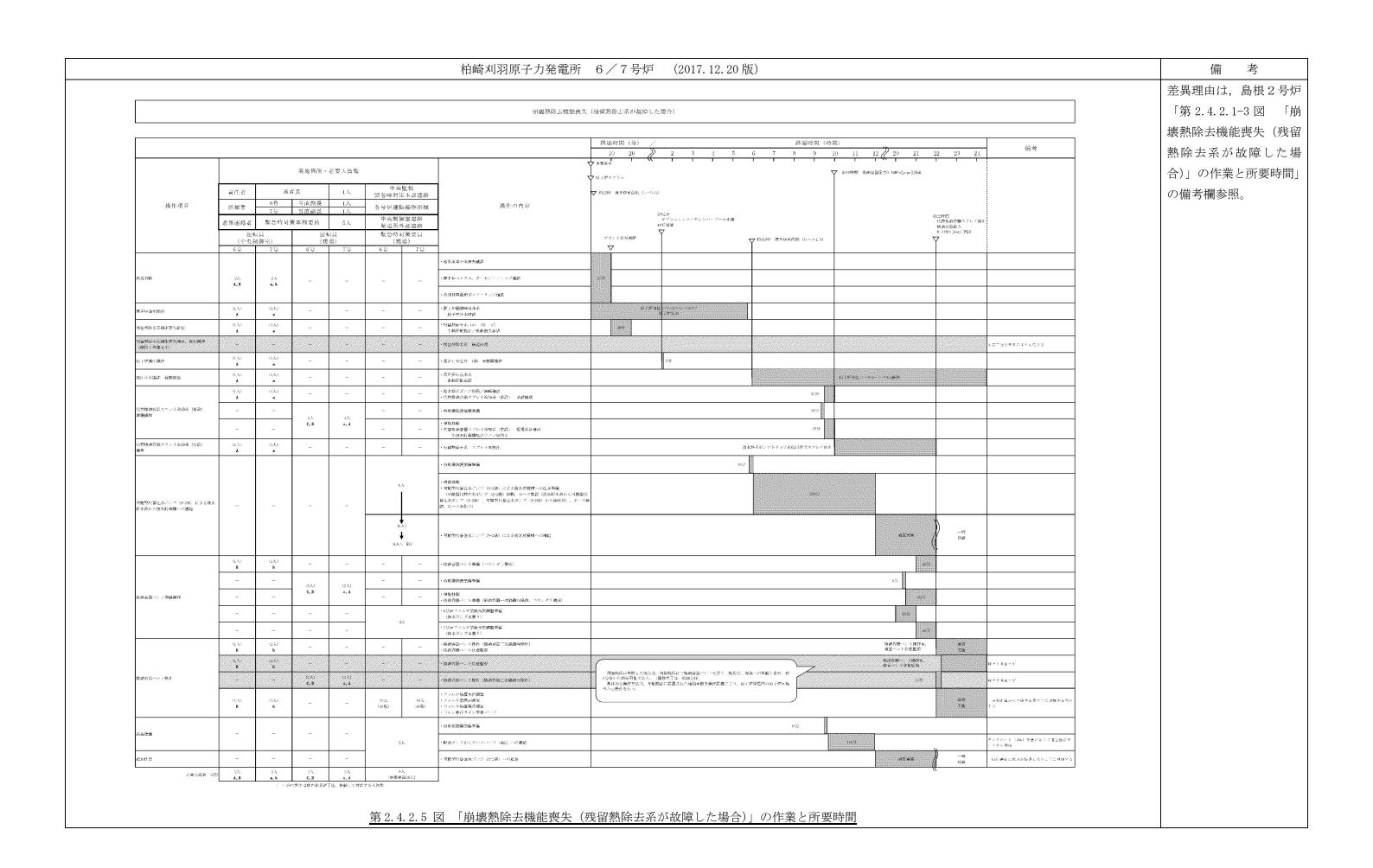




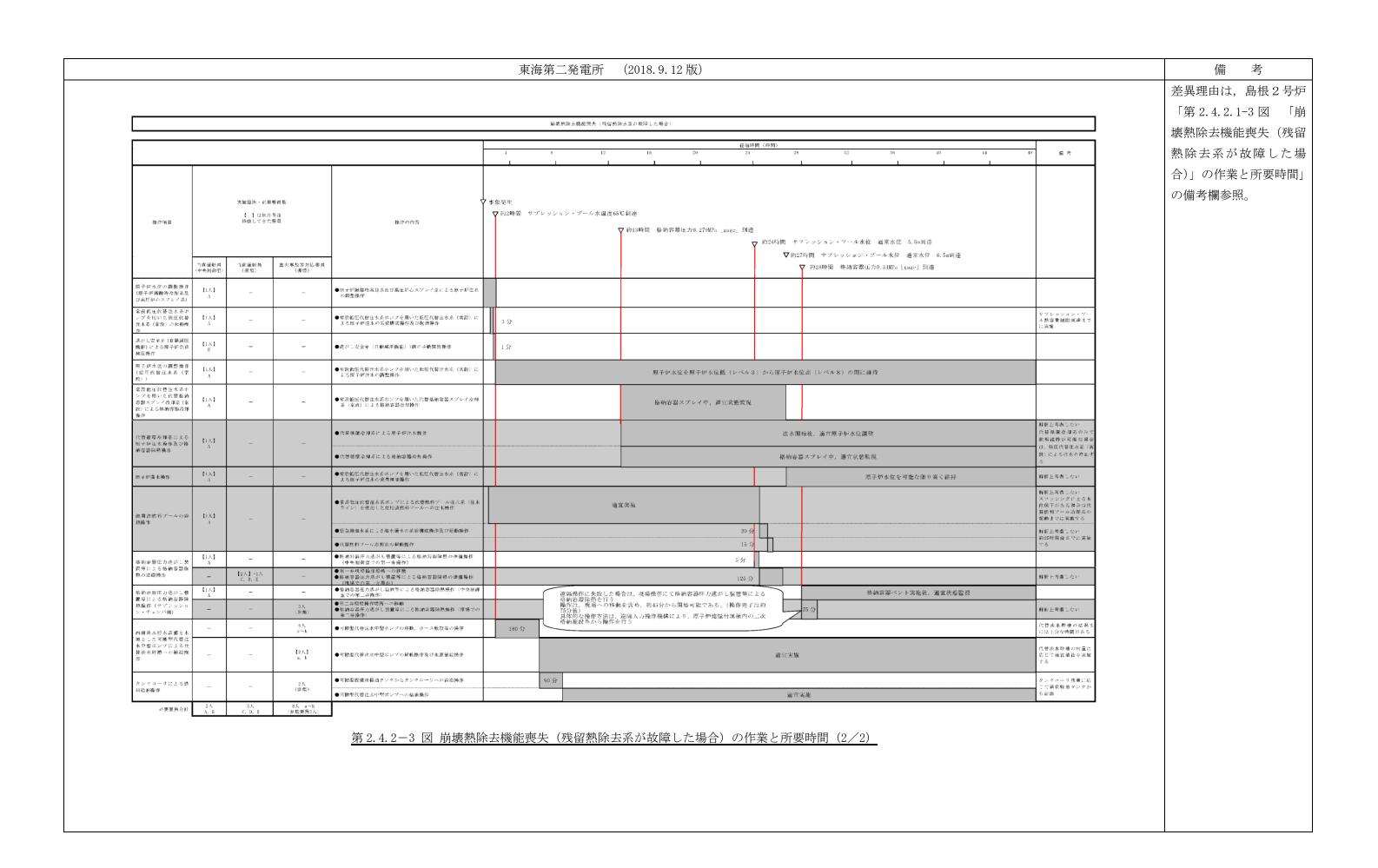


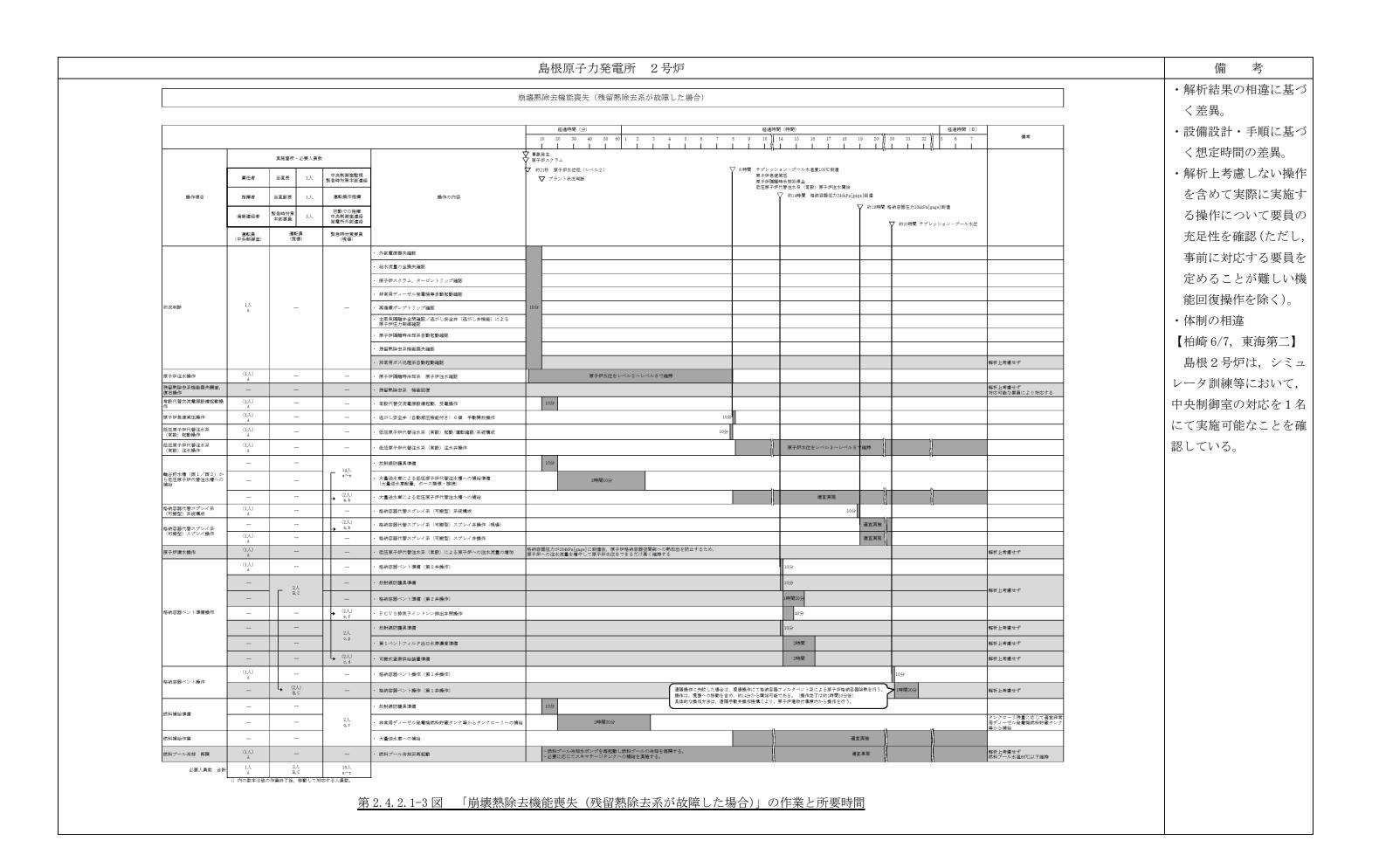


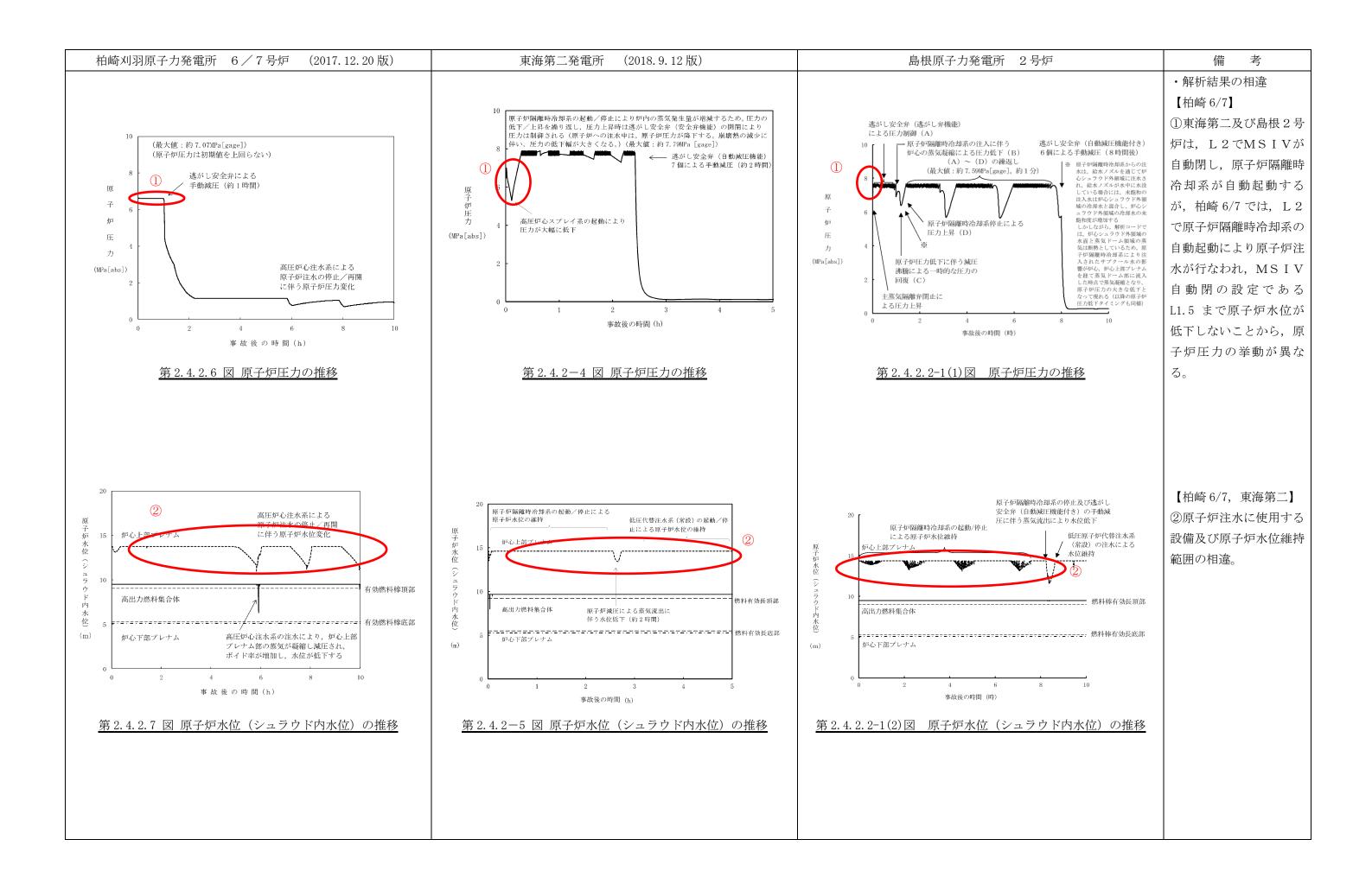


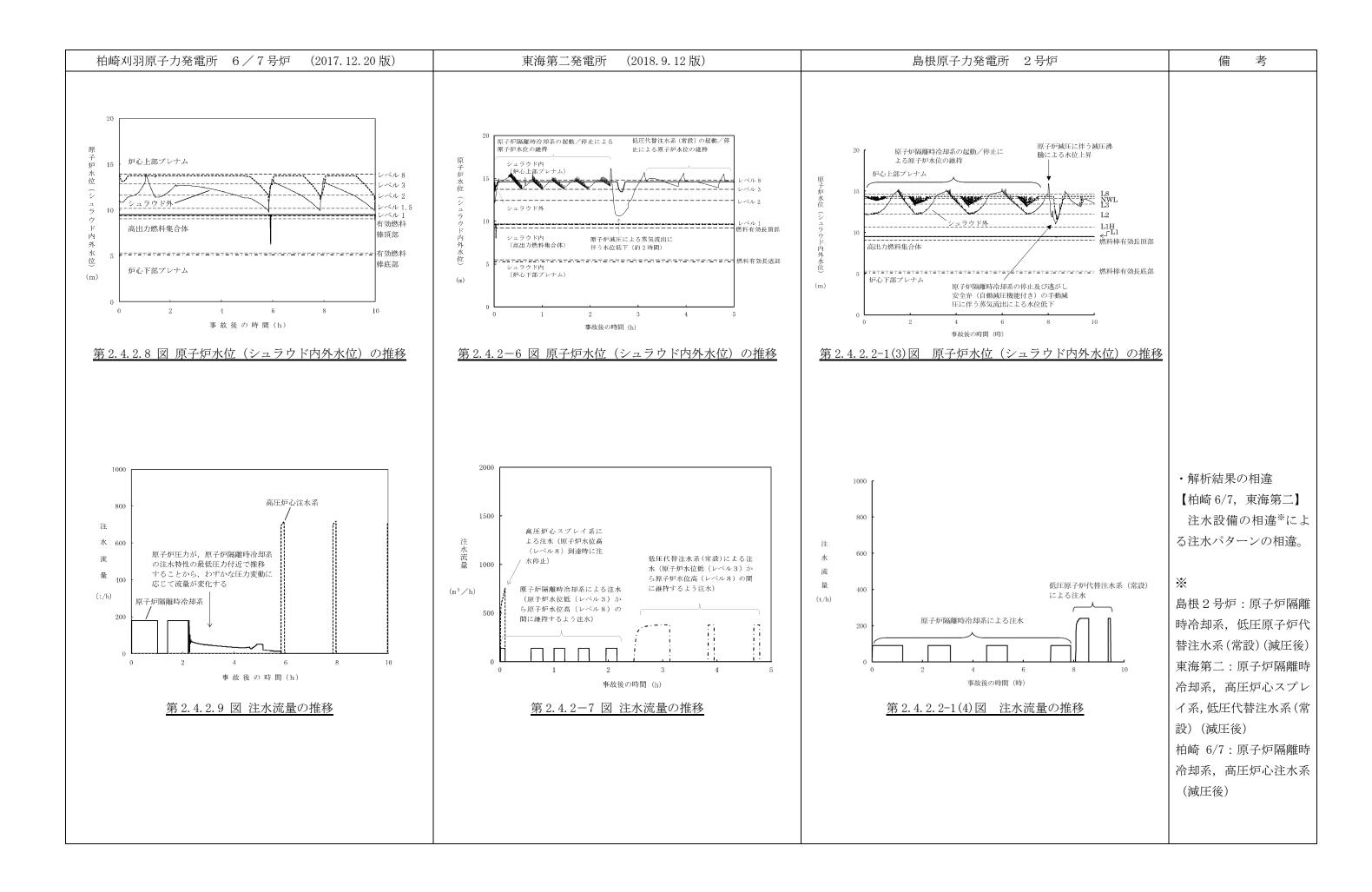


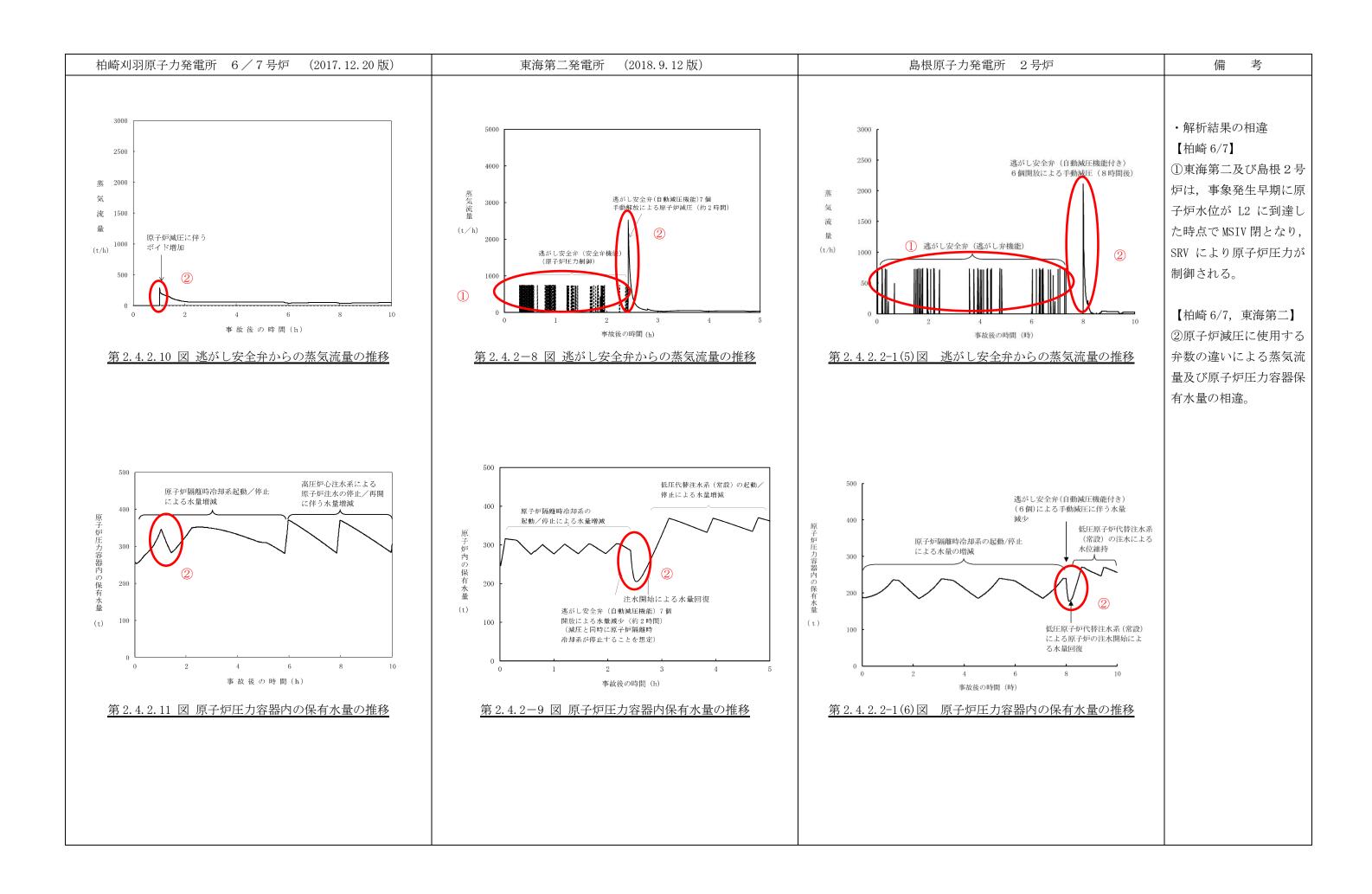
					東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)		備考
							差異理由は,島根2号
					所募禁除去機拿喪失 (我留熱除去系が故障した場合)		「第 2. 4. 2. 1-3 図
							壊熱除去機能喪失(死
					0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110	備考	熱除去系が故障した
		実施箇所・必要要	員数		▼事象発生		合)」の作業と所要時
		【 】は他作業 移動してきた要	後 H		▼ 原子炉スクラム		の備考欄参照。
	責任者	当直発電長 17	中央監視 運転操作指揮	-	▼ 約20秒 原子炉水位異常低下(レベル 2) 到達		
操作項目	補佐:	当直副発展長 1/4	運転操作指揮補佐	操作の内容			
<u> </u>	指揮者等	災害対策要員 4人	初動での指揮 発電所内外連絡	-	▽ ブラント状況判断		
ŀ	当直運転員	(指揮者等) *** 当直運転員	重大事故等対応要員	-			
	(中央制御室)	(現場)	(現場)	●於本學是人對生心時間 ■			
				●給水液量全喪失の確認 ●原子炉スクラムの確認			
				<ul><li>● タ・・ビン停止の確認</li><li>● 再発彙系ホンプトリップの確認</li></ul>		外部電源喪失の確認 及び非常用ディーゼ	
<b>七</b> 判断	2 Å A, B	_	_	<ul><li>●高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認</li></ul>		ル発電機等の自動起 動の確認は、外部電 源がない場合に失施	
				<ul><li>市無気隔離弁関止及び迷がし安全弁(安全弁機能)による原子 炉圧力側側の確認</li><li>外部需複要失の確認</li></ul>		1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
子炉木位の調整				●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認			
ナが不位の調報 作(原子炉隔離 冷却系及び高圧 心スプレイ系)	[1人] A	-	-	<ul><li>●原子炉隔離時治却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水 の調整操作</li></ul>	低圧代替让水系(常設)による原子が注水が開始されるよでの間。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3)の間に維持 原子炉水位が安定して維持される場合は、高圧炉心スプレイ系は枠機状態とする		
緩熱除去機能援 の確認	[1人] B	-	-	<ul><li>●機智熱除去系(サブンッション・ブール冷却系)によるサブレッション・ブール水の除熱操作(失敗)</li></ul>	10.2		
自無能去差の回 操作	-	2.A 6 B		●食品熟除な光の何後操作、失敗原因調養	適宜支施	解析上考慮しない	
設代替交流電源 備による緊急用	[1 <b>/</b> ]	_	_	<ul><li>●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用月線の受電機</li></ul>	4分	外部電源がない場合	
線の受電操作	В			作		に実施する	
設低圧代替注水 ポンプを用いた 圧代 替注 水系	[1人] A			<ul><li>●常設低圧代替注水系ポンプを加いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作</li></ul>	3·分·		
常設)の起動操							

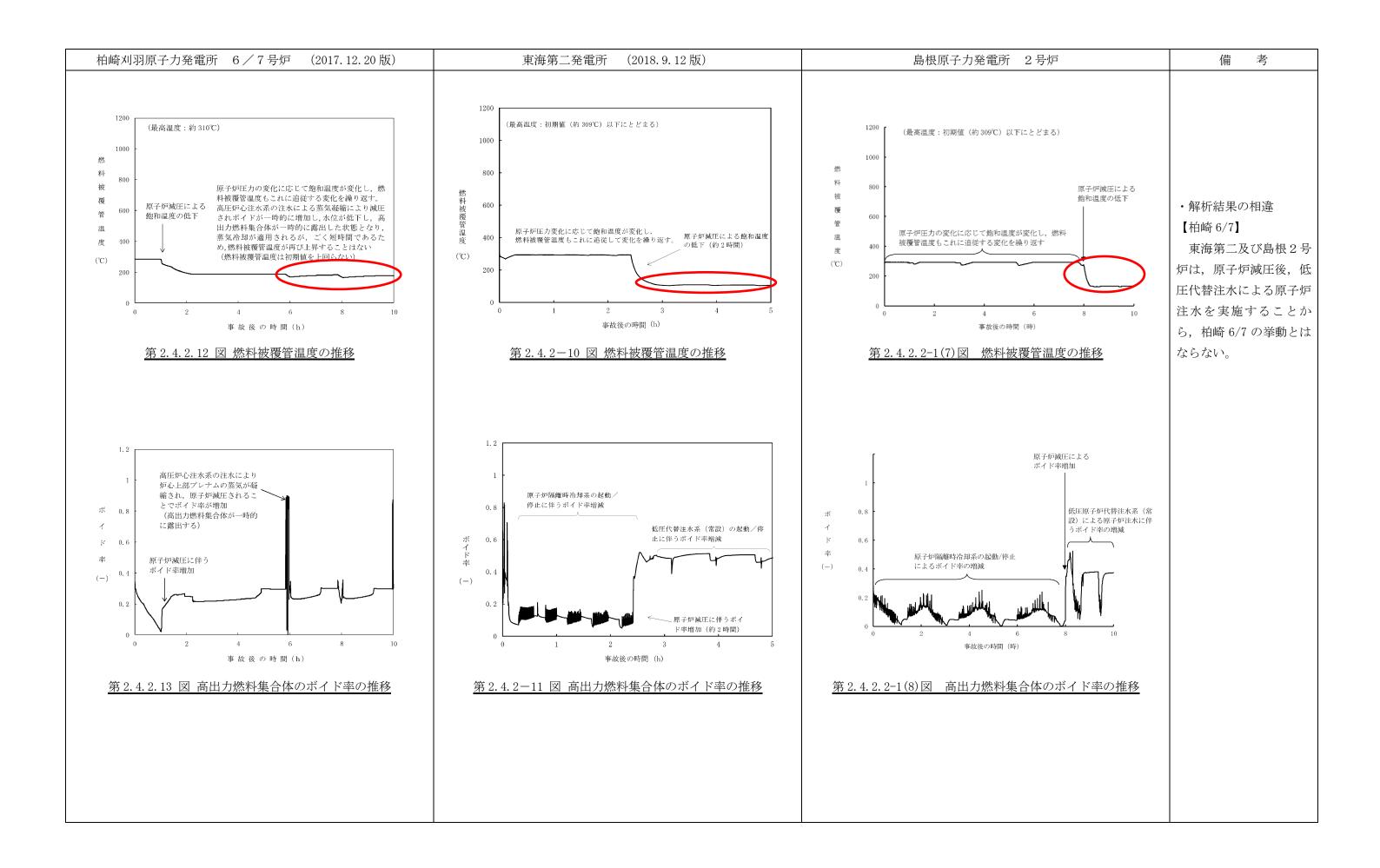


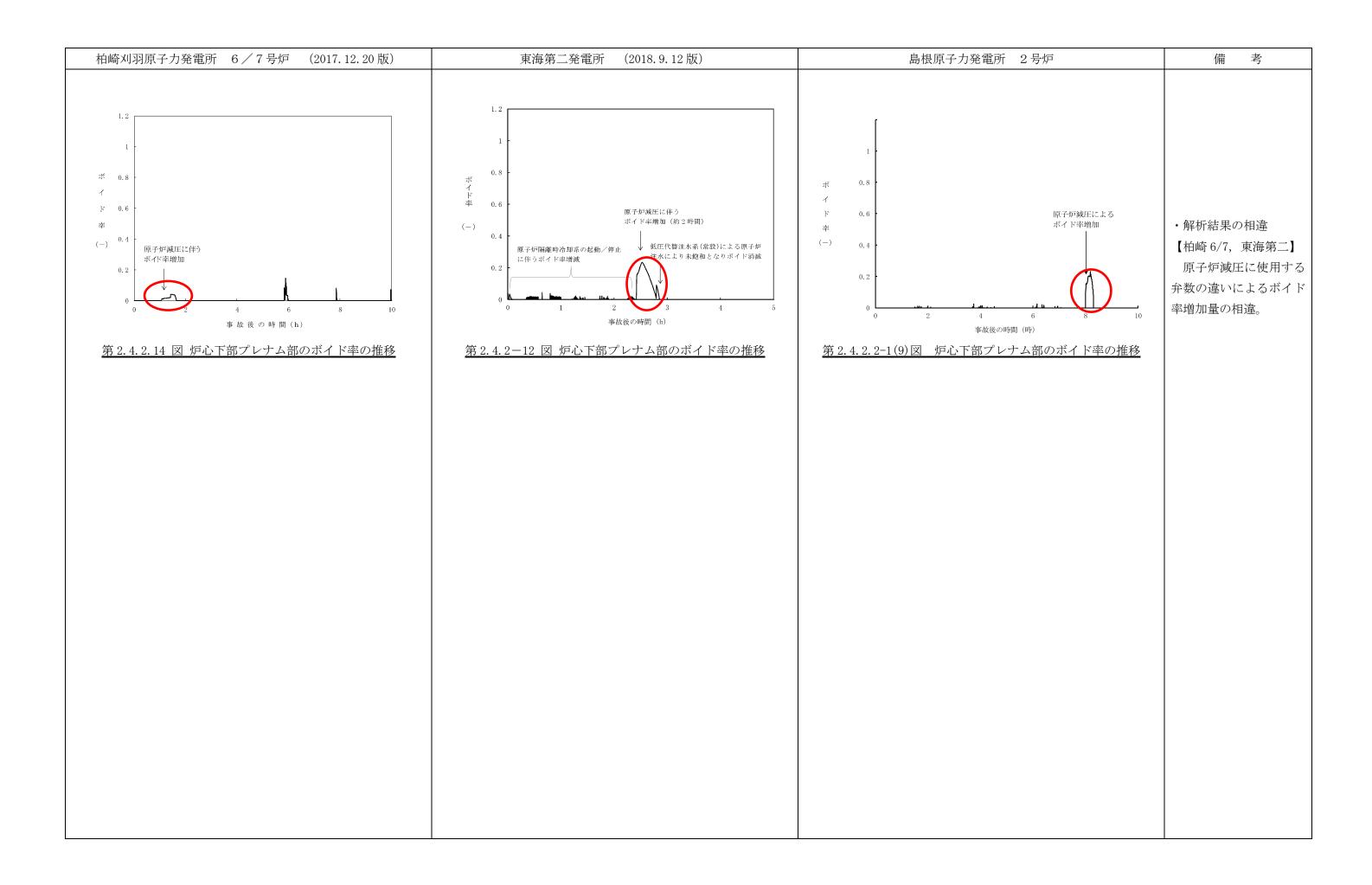


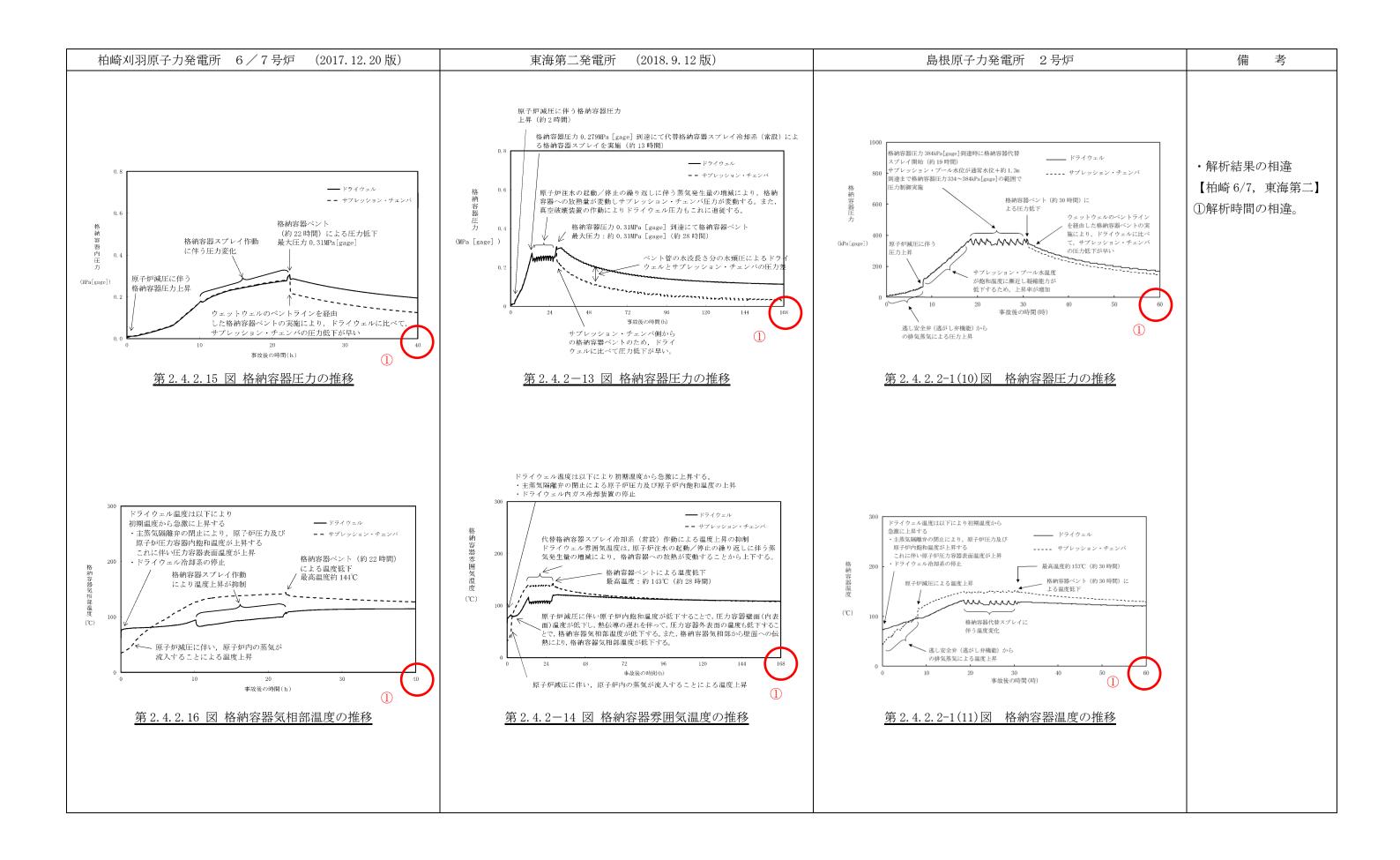


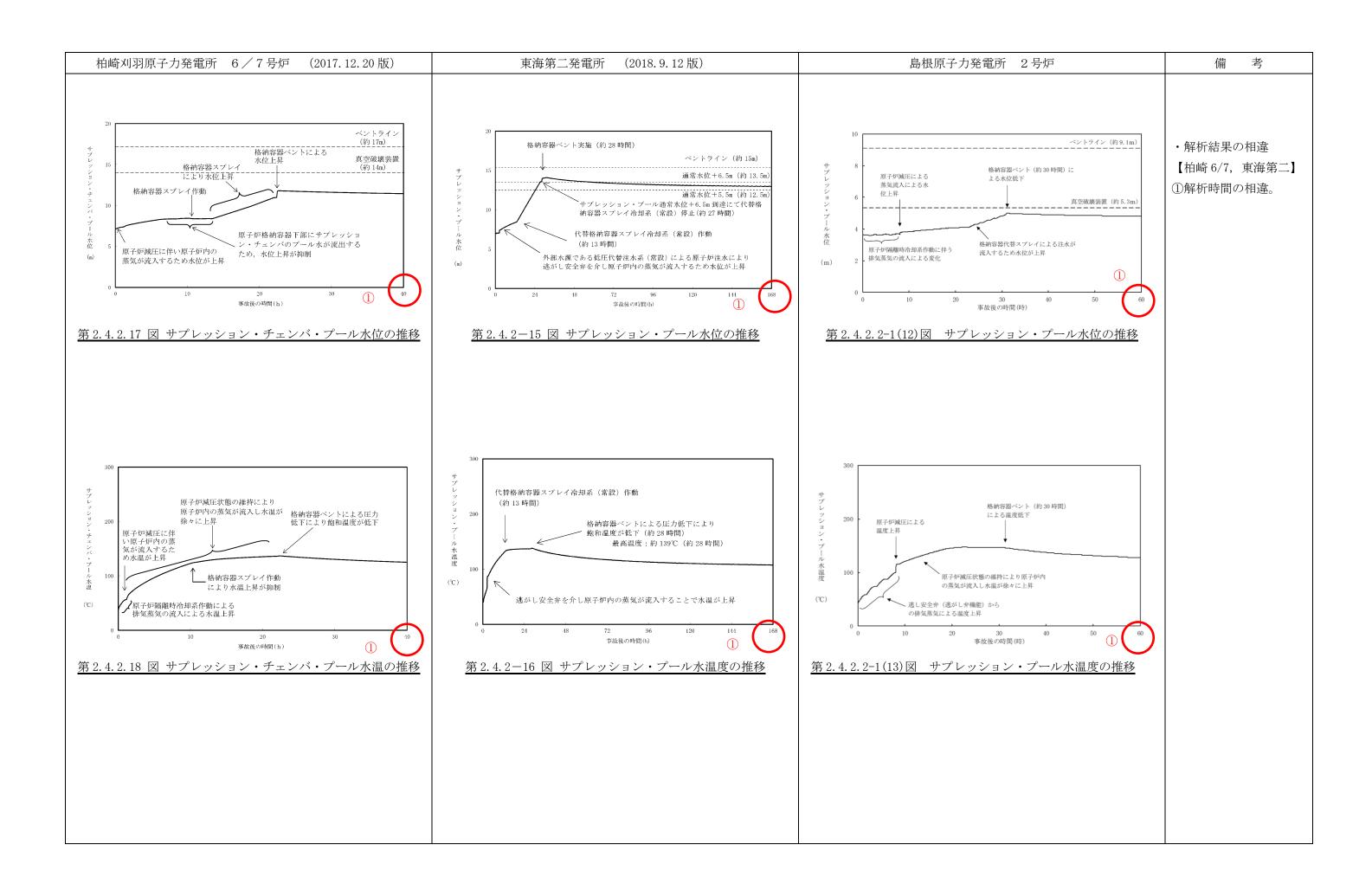












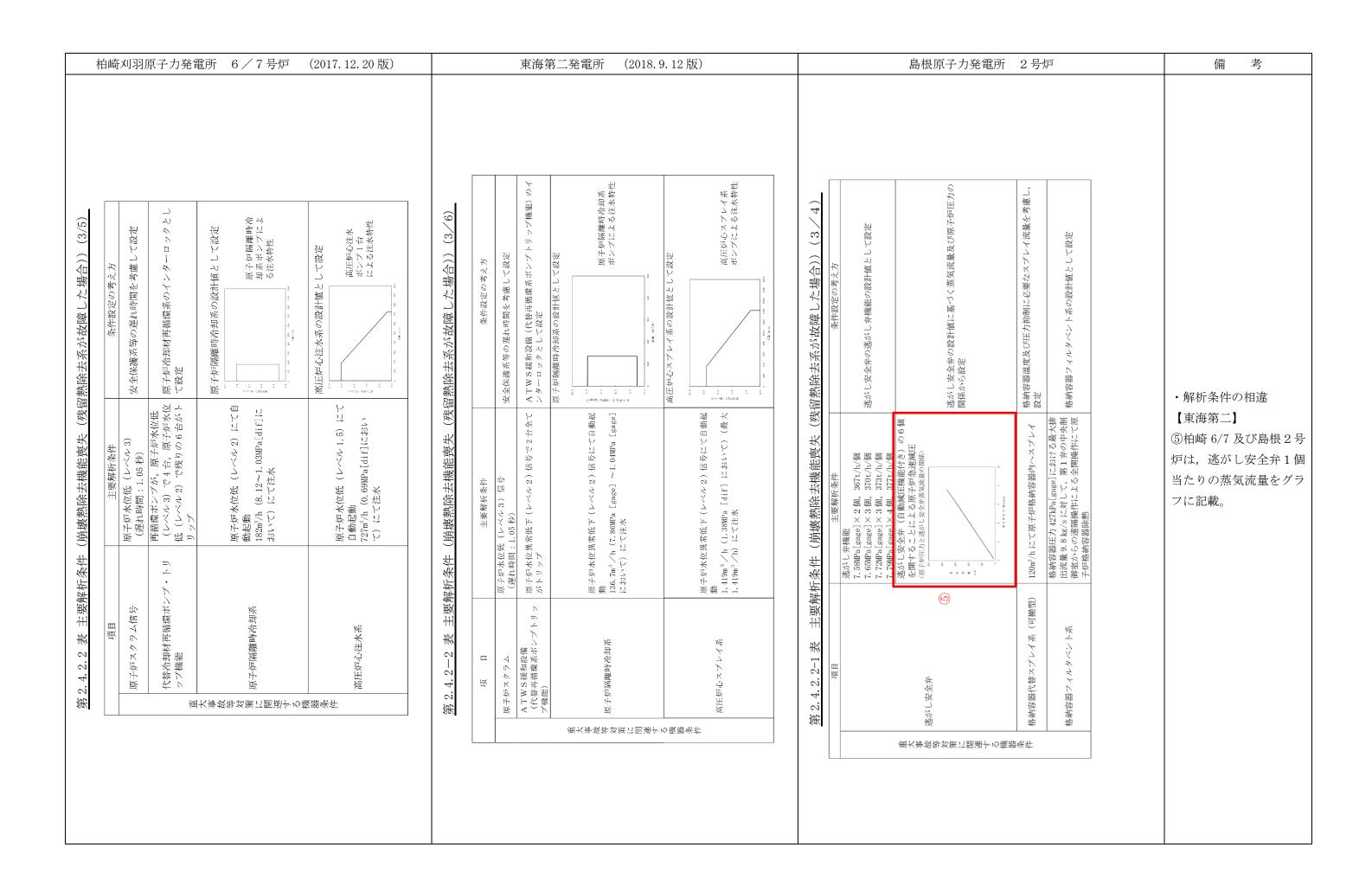
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版) 島根原子力発電所 2号炉	備考		
#報告報告の報告に関する。	(2) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	備 考 本文比較表に記載の差 以外で主報。 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 ① 島根 2 号炉を 1 を 1 を 1 を 1 を 1 を 1 を 1 を 1 を 1 を 1		
1882   1872   1872   1872   1872   1873   1874				
	第 2. 4. 2 — 1 表 順 操作及び確認 高 所子 与			

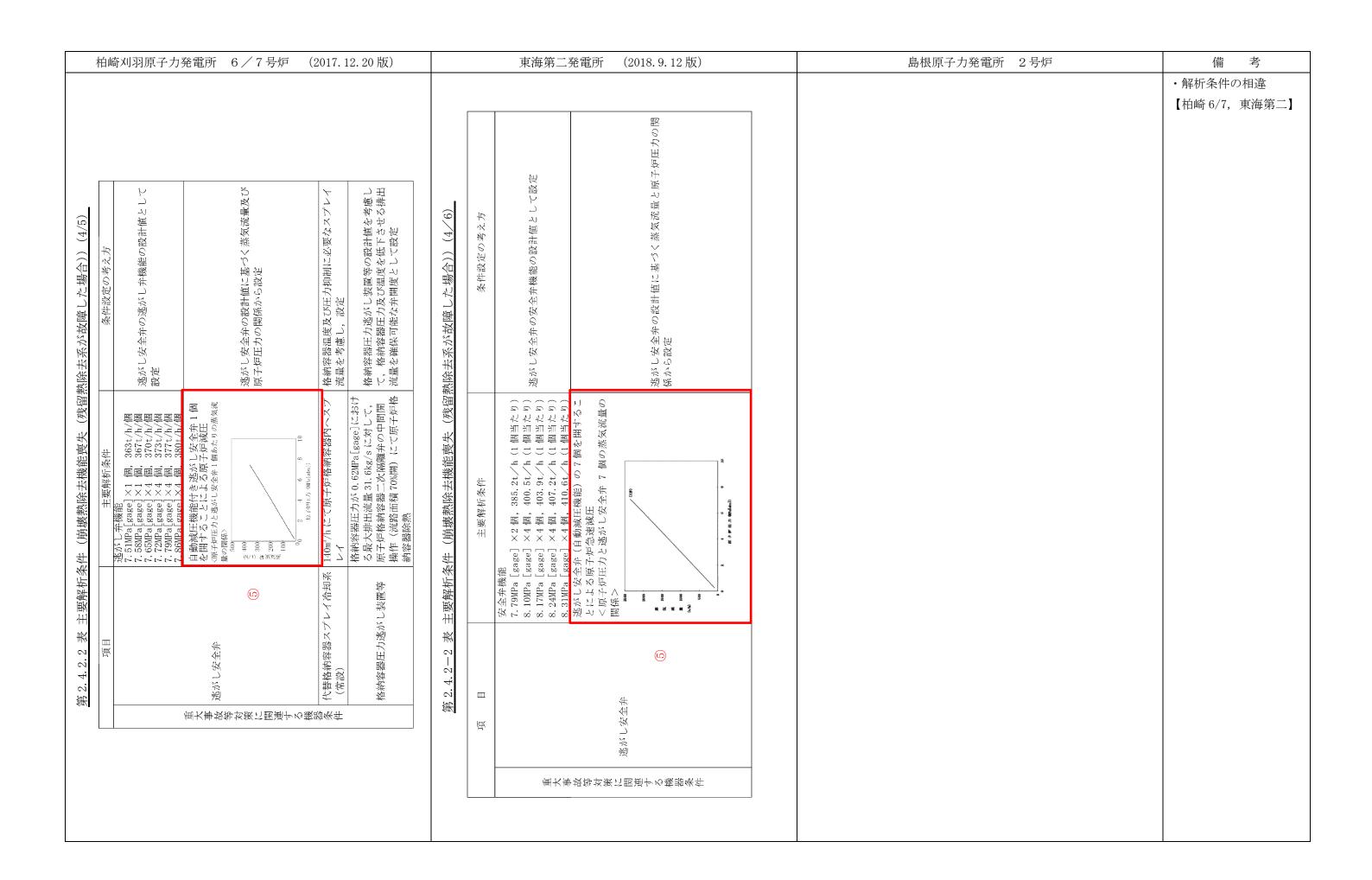
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所	(2018. 9. 12 版)		島根原子力発電	前 2号炉		備	考
	文等対策について (2/3) (等対処設備 計装設備 計装設備 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (然科域) 第 原子炉水位 (燃料域) 第 原子炉上分割) 代替淡水貯槽水位 原子炉圧力 (SA)	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・チェンバ圧力 サプレッション・プール水温度 原子炉水位(SA広帯域)* 原子炉水位(広帯域)* 原子炉水位(燃料域)* 原子炉水位(燃料域)* 原子炉水位(燃料域)* 高子炉水位(燃料域)* 高子炉水位(燃料域)* 高子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 市子炉水位(燃料域)* 東子炉水位(燃料域)* 市子炉水位(燃料域)*	71102	計	ドライウェル圧力 (SA) サブレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 サブレッション・プール木位 (SA)	を重大事故等対処設備に位置付けるもの:重大事故等対処設備(設計基準拡張)		
	Sける重大事本 重大事体 可機型設備 可機型投格注 水中型ポンプ タンクローリ	-	71H   127	ロ概空設備 大量送水車 タンクローリ	大量送水車タンクローリ	となっている設備		
	章した場合) に 電設設備 電設設備 高設設保 代替淡水貯槽 代替淡水貯槽 可側淡水貯水設備 可機型設備用軽泊 タンク 発合用海水系 代替循環冷却系	たまれた。 サプレッツョン・ チェンバ* 野許可の対象となっ	が故障した場合)」	高政政順 常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵 タンク等 <sup>※</sup> 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水ポンプ	- ゼル発電機燃料貯蔵			
	幸 (残留熱除去順 順 (子炉急速減圧に。)の系統圧力を7 (常設) による原子が位は原子炉水位、(位高 (レベル8))1し、原子炉注水を10.245MPa [Eカが 0.245MPa [Eカが 0.245MPa [Eカが 0.245MPa [E	が ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	要失(残留熱除去系 	# F IL	ge]に到達した場合, (可搬型)により原子炉 ge]まで降下した場合, ル水位が通常水位+約 格納容器代替スプレイ 長スプレイを停止する。			
	71177		表 「崩壞熱除去機能」	原子炉急速減圧により、低圧原子炉代替注水系 (常設)の系統圧力を下回ると,低圧原子炉代替 注水系(常設)による原子炉注水を開始する。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。	格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) により原子炉 格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が 334kPa[gage]まで降下した場合, 又はサブレッション・プール水位が通常水位+約 1.3mに到達した場合は,格納容器代替スプレイ 系 (可搬型) による格納容器スプレイを停止する。			
	第2.4.2-1 表 前 操作及び確認 低圧代替注水系(常設) による原子炉注水 代替循環冷却系による原 子炉注水及び格納容器除	A Ki	第2.4.2.1-1	大 子 子 子 子	格線 格納容器代替スプレイ 格 系 (可搬型)による原 格 子炉格納容器冷却 又1 1.3			

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.	0 版) 東海第二発電所	(2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所	2号炉 備 考
	故等対策について (3/3) 故等対処設備 計装設備 主 ドライウェル圧力 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (公 名成帯域) * 原子炉水位 (S A 及帯域) * 原子炉水位 (S A な 格対な ) * 原子炉水位 (S A な 形域) * を発音が、	代替淡水貯槽水位         ドライウェル圧力         サプレッション・チェンバ圧力サプレッション・プール水位 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)         大ルタ装置圧力フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等対処設備に位置付けるもの事故等が必ずが	備         計装設備           ドライウェル圧力 (SA)         サプレッション・チェンバ圧力 (SA)           サプレッション・チェンバ圧力 (SA)         格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) ※           格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) ※         スクラバ容器木位 スクラバ容器上力 スクラバ容器圧力 第1ペントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンン)	※:既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張) 【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)
	1 名 重 大事   画 本 本 画 本 本 中 型 ポ イ 本 中 型 ポ イ タ ン ク ロ ー リ		<ul><li>■大事故等対処設備</li><li>□機型設備</li><li>−</li></ul>	なっている設備を
	(本語 ) (で   (本語 ) (   (   (   (   (   (   (   (   (   ( 	た場 格納容器圧力逃が し装置       所圧強化ベント系       * 既許可の対象となっ。       去系が故障した場合)」	常設設備格納容器フィルタベント系	(2) ※: 既許可の対象と (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4
	表 崩壊熱除去機能喪失時 (残留熱除去系がは手 (	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達 1合, 格納容器圧力逃がし装置等によるを器除熱を実施する。     開壊熱除去機能喪失 (残留熱除	手順 サプレッション・ブール水位が通常水位十約1.3 mに到達した場合, 格納容器フィルタベント系に 格約 よる原子炉格納容器除熟を実施する。	
	第2.4.2-1 表 崩 操作及び確認 代替格納容器スプレイ冷 却系(常設)による格納 容器冷却	格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熟 第2.4.2.1-1 表	判断及び操作 格納容器フィルタベン サプレ ト系による原子炉格納 mに到 容器除熱 まる原子	

(1/6) (1/6	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
1978年   1	62.4.2.2 表 主要解析条件 (前域熱除主機能喪失 (残留熱除主系が故障した場合)) (1/5)  現目 解析コード 原子を削:Maria (1992) (2.4.2.2 表 主要解析条件 (現留執係主系が故障した場合)) (1/5)	数土更新作業件(前級熱除去機能技夫(投資的熱除去系が抗解した場合))(1/6)           主要素件を作用         主要素件を作用           Babasaball: MAAAP         定格原子を持つして設定           Babasaball: MAAAP         定格原子を持つして設定           Babasaball: MAAAP         定格原子を持つして設定           Babasaball: MAAAP         定格原子を持つして設定           Babasaball: MAAAP         電格原子を特力して設定           Babasaball: Anaball: Label         製料を開発して設定           Babasaball: Anaball: Label         製料を発力して設定           Babasaball: Anaball: Label         製料を発力して設定           Babasaball: Anaball: Label         製料を発力して設定           Babasaball: Anaball: Label         製料を発力して設定           Babasaball: Anaball: Anaball: Label         製料を発力して設定           Babasaball: Anaball: Anaball: Label         Anaball: Anab	・保存の行うでは、大きなでは、大きなでは、大きなできます。 「はないのでは、大きなでは、大きなでは、大きなでは、大きなでは、一定では、大きなでは、大きなでは、大きなでは、大きなでは、大きないが、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は、は

柏崎刈	羽原子	一力発電所	6/7号炉	(2017. 12. 20 版)			東海第	第二発	電所	(2	018.	9. 12 閲	反)					島根	原子力	<b>1発電所 2 号炉</b>			備考
条件設定の考え方	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定		外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉水位低(レベル3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早いため、炉心冷却上厳しくなる		(残留熱除去系が故障した場合)) (2/6) 条件設定の考え方	空破壊装置の設定値 ③	ッション・プール水位の下限値として設定	温度の上限値として設定	る値(ドライカールカガフが加州男の勢引用	パメイロ対数目の政計価	を設定 -	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると設定	アがトリップしないこ クラムまでは原子炉出	4	条件設定の考え方	通常運転時の格納容器温度として設定 屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏ま	厳しい事象を設定	崩壊熱除去機能が喪失すると設定 設代替交流電源設備の起動が必要と 等の観点で厳しい条件となる。	)に評価するスクラム条件を設定(3.14.7.) - ***********************************	原子が開催時が対米の設計画として設定 ************************************	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	CONTACT CROSS	・解析条件の相違【柏崎 6/7,東海第
主要解析条件	給水流量の全喪失	崩壊熱除去機能喪失	外部電源あり		7条件(崩壊熱除去機能喪失 主要解析条件	本 (	6.983m (通常運転範囲の下限値) 通常運転			(4) (車) (E) (E) (E) (E) (E) (E) (E) (E) (E) (E		給水流量の全喪失 崩壊熱除去機能喪失		子 多件(崩壊執除共繼台	主要解析条件	57%	35℃ 給水流量の全喪失	崩壊熱除去機能喪失 外部電源なし	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	原子炉水位低(レベル2)信号により自 動起動 91㎡/h(8.21~0.74MPa[gage]において) にて注水		最大 250m/小にて原子炉注水,その後は炉心を冠水維特可能な注水量に制御	
項目	起因事象	安全機能の喪失に対する仮定	外部電源		第 2. 4. 2 — 2 表 主要解析条件項 目 目 主要角	3. 45kPa         真空破壊装置         ッション	ン・プール	レッション・プール	5kPa	温度	の水道	超因事象 給水流量 お子機能の要失に対する仮定 崩壊熱除		第9499-1装 土 英 解析	道里	条初 (4. 2011年) 1973年 (4. 2011年) 1973年 (1.	17 77 外部水源の温度 起因事象	事 故 条 外部電源	原子炉スクラム信号	画大事 及	畳かる機	器 条 件 件 位任原子炉代替注水系(常設)	
		事故	<b></b>					初期冬	K 件 			事校	<b>条</b> 年										





柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	(残留熱除去系が故障した場合)) (5/6)  ※計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  ※計画に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  ※計画を設定  ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・		・解析条件の相違【柏崎 6/7,東海第二】
	主要解析条件 (崩壊執除去機能喪失 (残留換量大 378m³/hで注水(格納容器スプレイ実施前) 130m³/hで注水(格納容器カウスプレイ 集施中) 格納容器圧力が 0.31MPa [gage] における排出流量 13.4kg/s に対して,第二弁を全開にて格納容器除熟		
	第2.4.2-2 表 項 目 低圧代替注水系(常設) (常設) 格納容器スプレイ冷却系 (常設)		
	重大事故等対策に関連する機器条件		

柏崎刈	羽原子力発電所	6/7号炉	(2017.12.20版)			東海	第二発電	所 (201				島根原子	力発電所	2 号炉	備考
															・解析条件の相違 【東海第二】
条件設定の考え方	高温待機運転中のサプレッション・チェン バ・プール水最高温度(蒸気凝縮能力維持) を踏まえて設定	設計基準事故時の最高圧力を踏まえて設定	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	余去系が故障した場合))(6/6)	条件設定の考え方	プレッション・プール熱容量制限を踏まえて設定	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮し設定	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定	k 去系が故障した場合)) (4/4)	条件設定の考え方	原子炉隔離時冷却系が機能維持できる時間として設定	格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮して設定	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は格納容器最高使用圧力に対する余裕を考慮 して設定		
主要解析条件	サプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達時	格納容器圧力 0.18MPa[gage]到達 時	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達時	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	主要解析条件	ション・プール水温度 65℃到達時 サ	力 0.279MPa [gage] 到達時	力 0.31MPa [gage] 到達時	:条件(崩壞熱除去機能喪失(残留熟除	主要解析条件	事象発生から8時間後に原子炉減圧後,注 水開始	格納容器圧力 384kPa[gage]到達時 384~334kPa[gage]の範囲で維持	サプレッション・プール水位が通常水位+ 中5約 1.3m (真空破壊装置下端-0.45m) 到達 操体から 10 分後		
項目	逃がし安全弁による原子炉減圧操作	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器 冷却操作	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	第2.4.2-2 表 主要解析	項 目 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	床   	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却 格納容器圧 操作	格納容器圧力逃がし装置等に よる格納容器除熱機作	第 2.4.2.2-1 表 主要解析	項目	逃がし安全弁による原子炉減圧操作 及び低圧原子炉代替注水系(常設) による注水操作	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 格線による格納容器冷却操作 384	サンドを 特納容器フィルタベント系による原 約 子炉格納容器除熱操作 から		
	重大事故等	対策に関連する	の薬布≪弁			₩1-	運する操作大事故等対				重大	する操作を事故等対策	<b>ド</b> 万		

	まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 2.	4. 2. 1)	
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料2.4.2.1	添付資料 2. 4. 2. 1	添付資料 2. 4. 2. 1	
安定状態について	安定状態について	安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障し	
	( 崩壊熱除去機能喪失 ( 残留熱除去系が故障した場合))	た場合))	
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)時の安定状	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)時の安定状	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)時の安定状	
態については以下のとおり。	態については、止以下のとおり。	態については以下のとおり。	
原子炉安定停止状態:事象発生後,設計基準事故対処設備及び	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	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	
重大事故等対処設備を用いた炉心冷却に	重大事故等対処設備を用いた <u>炉心治却が</u>	び重大事故等対処設備を用いた <u>炉心冷</u>	
より、炉心冠水が維持でき、また、冷却	<u>維持可能であり、</u> また、冷却のための設	却により、炉心冠水が維持でき、また、	
のための設備がその後も機能維持できる	備がその後も機能維持でき、かつ、必要	冷却のための設備がその後も機能維持	
と判断され、かつ、必要な要員の不足や	な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじ	できると判断され、かつ、必要な要員の	
資源の枯渇等のあらかじめ想定される事	め想定される事象悪化のおそれがない場	不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定	
象悪化のおそれがない場合,安定停止状	合に安定停止状態が確立されたものとす	される事象悪化のおそれがない場合,…安	
態が確立されたものとする。	る。	定停止状態が確立されたものとする。	
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	格納容器安定状態 : 炉心冷却が維持された後に、設計基準事	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	故対処設備及び重大事故等対処設備を用	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(格納容器	いた格納容器除熱により格納容器圧力及	原子炉格納容器除熱機能(格納容器フ	
<u>圧力逃がし装置等</u> ,残留熱除去系又	び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、	イルタベント系, 残留熱除去系又は残	・運用の相違
は代替循環冷却系)により、格納容	<u>格納容器除熱</u> のための設備がその後も機	<u>留熱代替除去系)</u> により,格納容器圧	【柏崎 6/7】
器圧力及び温度が安定又は低下傾向	能維持でき、かつ、必要な要員の不足や	力及び温度が安定又は低下傾向に転	島根2号炉は,耐圧強
に転じ、また、原子炉格納容器除熱	資源の枯渇等のあらかじめ想定される事	じ、また、原子炉格納容器除熱のため	化ベントを自主設備と
のための設備がその後も機能維持で	象悪化のおそれがない場合に安定状態が	の設備がその後も機能維持できると	して位置付けている。
きると判断され、かつ、必要な要員	確立されたものとする。	判断され、かつ、必要な要員の不足や	(以降,同様な相違につ
の不足や資源の枯渇等のあらかじめ		資源の枯渇等のあらかじめ想定され	いては記載省略)
想定される事象悪化のおそれがない		る事象悪化のおそれがない場合。安定	
場合、安定状態が確立されたものと		状態が確立されたものとする。	
する。			
【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	【安定状態の確立について】	
原子炉安定停止状態の確立について	原子炉安定停止状態の確立について	原子炉安定停止状態の確立について	
逃がし安全弁を開維持することで、高圧炉心注水系による注水	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水によ	原子炉隔離時冷却系の原子炉注水により炉心冷却が維持され	・解析結果の相違
継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定	り炉心冷却が維持される。サプレッション・プール熱容量制限	る。事象発生から8時間後に原子炉を減圧し、低圧原子炉代替	【柏崎 6/7,東海第二】
停止状態が確立される。	<u>に到達後、</u> 原子炉を減圧し、 <u>常設低圧代替注水系ポンプを用い</u>	注水系(常設)による原子炉注水を実施することで、 引き続	島根2号炉は,高圧炉
	た低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を実施することで、	き炉心の冷却は維持され、原子炉安定停止状態が確立される。	心スプレイ系自動起動
	引き続き炉心の冷却は維持され,原子炉安定停止状態が確立さ		水位まで低下しない。
	れる。		・解析条件の相違
	11		F11111 - 1- 1-25-55

【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は,原子炉 なお,除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが, 本事象より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果が少な い「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」の 実効線量約4.9×10<sup>-2</sup>mSv 以下となり、燃料被覆管破裂は発生し ないため、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを 与えることはなく、敷地境界での実効線量評価は5mSv を十分に 下回る。

ることはなく、原子炉格納容器安定状態が確立される。

また, 重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり, また, 必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持 できる。

また、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 て除熱を行い, 原子炉格納容器を隔離することによって, 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。

(添付資料2.1.1 別紙1)

を上回ることはなく、格納容器安定状態が確立される。

なお, 除熱機能として格納容器圧力逃がし装置等を使用するが, 敷地境界における実効線量は、サプレッション・プールでのス クラビングによる放射性物質の除染効果を見込まない厳しい評 価としている「2.6 LOCA時注水機能喪失」の評価結果約6.  $2\times10^{-1}$ mSv以下となり、また、燃料被覆管の破裂も発生しない ことから、周辺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。

また, 重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり, 必要 な水源,燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持 できる。

また、代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧により除熱を行 い, 格納容器ベントを閉止し格納容器を隔離することで, 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。

( 添付資料2.1. 2 別紙1)

126℃を上回ることはなく、原子炉格納容器安定状態が確立さ れる。

なお、除熱機能として格納容器フィルタベント系を使用する が、本事象より使用までの時間が短く放射性物質の減衰効果 が少ない「2.6 LOCA時注水機能喪失」の実効線量約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSv 以下となり, 燃料被覆管破裂は発生しないため, 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 となく、敷地境界での実効線量評価は5mSvを十分に下回る。 また, 重大事故対策に必要な要員は確保可能であり, また, 必 要な水源,燃料及び電源を供給可能である。

## 【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維 持できる。

また,残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧 して除熱を行い,原子炉格納容器を隔離することによって,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。

(添付資料 2.1.1 別紙 1 参照)

・評価結果の相違 【柏崎 6/7,東海第二】

	まとめ資料比較表 〔有効性評価 添付資料 2.4		T
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
## 1	第1-1 表 解析コード及び解析条件の不確かきの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(豫函熱除去系が故障した場合))  第1-1 表 解析コード及び解析条件の不確かきの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(豫函熱除去系が故障した場合))  「	解析コード及び解析条件の不確か、さの影響評価について(崩壊熱除去機能要失(後留熱除去系が故障した場合) <u> </u>	・相違理由は本文参照

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所()	2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	- タに与える影響 (SAFER) (2/2)	では属子が水池がおおむお祭材有7年の場所では、 を心臓に後の呼ば水温等で現れる。 (分をお離する必要がなく、解析コーキおむ社回等に評価することから、 ・ちえる影響はない。	折コードは、ダウンカマ部の一和水位(シュラウド外水位)を は小さい。 ドコードは、原子が圧力変化を適切に評価することから、評価 目となるパラメータに与える影響は小さい。 所口及地と放金弁からの適出は、圧力等器ノスル又はノメ に接続する配合との。 あることから、管入口付近の非半額の影響は制ます。 あることから、管入口付近の非半額の影響は れ、平衡均質筋界流モデルを適用可能である。 解析条件を最高を不定を表現用できると考え が、下級均質筋界流モデルを適用可能である。 解析条件を披離条件とした場合の運転員等級作時間及び評価項 となるバラメータに与える影響」にて解認。	(2)	
	操作時間及び評価項目となるパラメ	(位 (原子が水位計)に基づく操作である。時間に与える影響は原子が圧力容器の サーニー こう こうけん はんしょう はんしょう はんしょう はんしょう こうりょう はんしょう はんしょう にんしょう にんしょう にんしょう にんしょう はんしょう (できる) にんしょう はんしょう (の)	解析コードは、ダウンカマ部の二相水位変化を通過に評価するこ 解析 とから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 通転 薬所コードは、原子学用力変化を適切に評価することから、通転 薬所 原用コ及が高かし安全からの適用は、圧力容器 メスレスはノス 感用 では続きるで置きる影響は小さい。 平衡な関連には、モルタ器と スレスはノス (公市コスクを)とから、管入14年の4年の総線は、第のの場はにまるのに十分なインであることから、管入14年の4年の第一年の第一年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14年の14	3.重転員等操作時間及び評価項目と 3.整点等操作時間及び評価項目と 3.整点等操作時間に与える影響  運転員等操作時間に与える影響  の場合であっても、これら操作手順(減圧後速やかに低います。 のが早い場合であっても、これら操作手順(減圧後速やかに低いませいます。 原子療化 (シュラウ に変わりはないことから、 運転員等操作時間に与えるを近下業動が遅い場合においては操作に対する時間条格は大きが行った。 として迷がし安全弁による急速減圧後の注水操作があるが、してから減圧を行うことが手順の前指であり。原子が圧力及びかた、フェラクド外水位は現実的に評価されることが手順の前指であり。原子が圧力及びいてから減圧を行うことが手順の前指であり。原子が圧力及びかの影響は小さく運転員等操作時間に対して与える影響はない。 第44を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目 第44を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目	
	現象の不確かさが運転員等	国権都中語は自然はかりあるなりはいだけ	作在ないたまたもれる。 部はないたないます。 部など(シュラサド外水位)に関する本籍 等別を扱う、ショウド外水位)に関する本籍 を関う扱う、ショウドルボイのについていて を関う扱う。このため、神域のオー がよりには、大のもの。このため、神域のオー のペランスだけに定するコープスト水位が のペランスだけに定するコープスト水位が のペランスだけに定するコープスト水位が のペランスだけに定するコープスト水位が のペランスだけに定するコープスト水位が のメランスだけに定するこのであり、神域のオー を登着する必要はない。 を移っては、 1898年 によったのでは、 が高いますが、 1898年 によったのでは、 1898年 によった	(	
	おける <u>重要現</u>	が 存 ら 必	・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	1	
	1   1   1   1   1   1   1   1   1   1	ボ液 (	遊廳、遊戲、北子下來來化、《淡分 下來來化。《淡分 語(水匠原仁) 於內部 治學材效由(隨樂 消,落匠湯) ECCS 洪本(衛本 系、代春洋水系合	1   1   1   1   1   1   1   1   1   1	
	-1 表 解析	長心	所が召出人が諸	SAFER	
	第 1-				

帕州羽原	子力発電	所 6 / 7 号炉 (20)	17. 12. 20 版)			東海道	第二発電所 (2018.9.12	版)			Ē	島根原子	力発電所 2号炉		1	備考
メーツに与える影響 メークに与える影響 冷静病中型の口管を設定するカクメーツ	(李橋 行参問及び学術所用 となるパラメータ	「東京大阪田県、藤春谷園に力を一覧程度 240 VAには120 PAで開催。日東との東東 240 VAには120 PAで開催。日東とのより としては存成等が開始。といる中のは としては存成等が開始。といる中のである。 でしては存成等が開始。 の表には反び等ができます。 の表には反び等ができます。 「新聞用力では、 「一は、 「一は	(金)等 日本 (大の 大の 大	パラメータに与える影響 (MAAP)	<b>単項目となるパラメータに与える影響</b>	「保存条件を技術条件とした場合の運転員等技術時間及び評価項目となるパンメータに与える影響」にて難認。「解析をパンメータに与える影響」にて難認。「解析条件を持備及外にもしてあるの更表質等等件は関及び評価項目となるパシメータに与える影響」にて確認。	解析コードは、IDR 実験解析において区面によって格維溶器等間項 通接を十数で程度、格積が器圧力を 1 辺程度的のに評価する傾向 が確認なたいるが、TRR の各種が終めのと図して採むるが、来験 本名で配因するものとなえられ、実験体系においては不確かさが いるくなるものと推定され、全体としては格前容器圧力及び雰囲 気温度の高向き避りに同点できていることから、評価項目となる メストルのよる影響はいます。 実た、格緒容器を閲覧間の演動。構造材との熱に適及び内保部数に 対し、格緒を器を閲覧間の演動。構造材との熱に適及び内保部数に 対し、格緒を思る関係間の演動、構造材との熱に適及び保存器を 関の不確かとにおいて、IST 実験構成により存着を経済を関係 関していることから、評価項目となるバラメータに与える影響は 小さい。	「解析条件を政確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。 「解析条件を接離条件とした場合の逆転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	なるパラメータに与える時間	評価項目となるパラメータに与える影響	を最確条件とした場合の選転員等物作時間及び評るパラメータに与える影響」にて確認。	を最確条件とした場合の選転員等操作時間及び評 るパラメータに与える影響 「CC確認。	HDR実験解析では区画によって格齢容器温度を十数で配度、 格研容器圧力を1 割程度高かに評価する傾向を確認している が5 BWRの格神容線の(公園には我たる等、実験体元に違因 するからと考えを1. 実験体系においてはこの解でで認定した 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 は極神智能力及で確定の傾向を適切に関するでいること か6. 解範知目となるバラメージに与える影響は小さい。 また。格神智器を関域間の影響が高端、精準化して 高端のイルさくなるがファージに与える影響は小さい。 また。格神智器を関域間の影響が高端、精準化して 高端のイルさいては、CSTF実験解析していること 温度及び非維維性ガスの等動は測定データと良く一整することを確認していることから、評価項目となるバラメータに与える る影響は小さい。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評 順項目となるパラメータに守える影響」にて確認。	を最確条件とした場合の選転員等操作時間及び評 るパラメータに与える影響」にて確認。	
評価項目となるペ. 「解析条件を要係条件とした場合の運転! に与える影響」にて確認。	「警防条件の最高条件とした整合の過程に 下与水心影響」にい書詞。	田窓 実験業件では区間によって布美中部間回	「解析者を機能等件とた場合の過程に に今点的第三にて実施。 「解析者者を表現を存むした場合の過程 「解析者者を設施条件とした単のの過程 に与える影響」にて雑誌。	となる	<b>ウえる影響</b>	転員等操作時間及び評価項 で確認。 低員等操作時間及び評価項 で確認。	区面によって格勢教務・用 ・型程度をおけませんが、 ・ 変名の区間ではありかり、 ・ 水瀬本の区間ではありかり、 ・ としては本金の ・ としては本金の ・ としては本金の ・ としては本金の ・ としては本金の ・ を ・ を ・ としては本金の ・ を ・ を ・ を ・ としては本金の ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を ・ を	佐貞等操作時間及び評価項 で確認。 に解認。 で確認。	間及び評価項目と ix故障した場合))		作時間及び評価 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	作時間及び評価 「解析条件 価項目とな	で石度度 でしている のにしての を体にしている をないたのでする をないたのを をはないなのでは はないなのでは ではる ではる ではる ではる ではる ではる ではる で	及び評価	作品の間及び評価 「解析条件 部項目とな	
施佐国等権行助国に与みの影響 とした。 でした。 はかの施末国等権行助 を を は が の が に り が の が に り が の が に り が り が り り り り り り り り り り り り り り	とした場合の選売員等等行時間及び評価項目となるパツメー発現。	たって格的登録度を十載で程度、格的発展圧力を1期間度 変しているよう。 1980年 198	にた 場のり 機応原 等途 井野 国及 C 評価 近日 になる スツメー 新説・ 一 で の の の の の の の の の の の の の の の の の の	云員等操作時間及び評価項目	運転員等操作時間に	「解析条件を扱業条件とした場合の選出となるペラメータに与える務制」に「解析条件を支養条件とした場合の選出となるペラメータに与える務制」によったイラス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス・クス	解析コードは、IDDR、実験解析においてD 公園度を十巻で程度、格餅等部圧力を1 場所を添に西因するものと考えられ、 きがかくなるものと推立され、全体2 ががからなるものと推立され、全体2 があからななものと推立され、全体2 があからななものと推立され、全体2 があからなが国のを機構のは再製できて りなが毎回に再込る機構の関係をでして りなが確かされては、CSTに実際解析等の人権がしており、その差異はからは、確認を 第四人はおり、その差異はが出ました。 第四人はおり、その差異はイストにより、 面質にており、その差異はイストにより、 国際国の間のとは、実際報 無にないては、CSTに実際解析にないては、CSTに実際解析にないでは、 はでしており、その差異はイストにより、 所述しており、その差異はイストにより、 所述では、表述を表がなどの整体目がの過程としている 所述しており、その差異はイストによりに 国際になった。	「解析条件を故確条件とした場合の運 日となるバラメータに与える影響」に 「解析条件を被確条件とした場合の運 日となるバラメータに与える影響」に	/運転員等操作時 /残留熟除去系/	運転員等操作時間に与える影響	「解析条件を投棄条件とした場合の運転員等機 項目となるパラメータに与える影響」にて確認	「解析条件を最適条件とした場合の運転員等 項目となるパラメータに与える影響」にて確認	HDR実験解析では反応によって稀謝容器国度を十載 格納交易に方を「財政度」成のに指する前のを確認 か、BWRの格納な解例の配置とは別なる等、実験を するものと考えるが、実験を表においてはこの解析で た不確かなはかるくなものと確定されてはこの解析で たた確かなはからくなものと確定されていたの解析で から、発酵容器に力及び間皮の部のを廻りに即以です が続け機をメブレイ系(の難別)及び格離が取りより によるペント操作に係る運転自等機件時間に与える形 によるペント操作に係る運転自等機件時間に与える形 によるペント操作に係る運転自等機件時間に与える形 によるペント操作に係る運転自等機件時間に与える形 によるペント操作に係る運転自等機件時間に与える形 によるペント機構を対しては、企業の 直膜及び非機構性がのの機構が可能が を確認してもの。人の窓里へもとしている格響を解析を を確認してもの。人の窓里へものによったから、表許校 で属度を操作用がの最近としている格響を解析を の個度を機構用がの最近としている格響を解析を では関係を単作用がの最近としている格響を解析を では関係を単作用がの最近としている格響を解析を では関係を単作用がの最近としている格響を解析を でする。	400	「解析条件を設備条件とした組合の連続員等級、項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	
(	(解除条件を機能を 対抗に含まれる。 対応が変更)にて	1. 10.	# A A MEGGA # A A MEGGA # A A MEGGA # A A MEGGA # A A A MEGGA # A A A A MEGGA # A A A MEGGA # A	重要現象の不確かさが運転	不確かみ	入力値に合まれる。 保中的な動機を入力値に用いており、 解析モデルの不確かさの影響はない。 入力値に含まれる。 保守的な光水脊柱を入力値に用いてお り、解析モデルの不確かさの影響はない。	IDDR 実験解析では、粉雑等器圧力及び券 西気温度について、温度成圏化を介めて 希謝を認みに発展した。 存置をしいて、温度成圏化を介めて 存置を対した。 特別を選択を一数で程度が に、格製容器圧力を1個程度がに評価 内であらか表表が、実験体系に設 内でものと考えられ、実験体系に対 のと考えられ、実験がに対す ダンドへ数することを確認した。 なら、大心数することを確認した。 を結びなり内部条位等のでは、 を結びなり内部条位等のでは、 を結びなり内部条位等の下が、 を指数を では、CST 実験解析では、 を結びなり内部条位 では、CST 実験解析では、 を結びなりとの を結びなりとの を がは、CST 実験解析では、 を を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がは、 を がないで がないで がないないで がないがないで がないないで がないないが がない がない	人力値に含まれる。 メフレイの米温道反は商時間で券囲気 過度と平衡に出ることから反称モデル の不確かなない。 人力はできまれる。 格等容器ペントについては,設計消量に 痛急ないないない。 高のいか、 一般のでは、 一般のでは、 一般のでは、 一般のでは、 一般のでは、 一般のでは、 一般のでは、 一般のできます。 一体を 一般のできます。 一体を 一体を を 一体を を 一体を を 一体を を を を を を を	る重要現象の不確かさが (崩壊熱除去機能喪失	から強さ	入力値に含まれる。	入力値に含まれる。	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び国度については、国連を総化さるかく傾向を良く所見でき ることを解説して含めた傾向を良く所見でき をしまった。 格納容器温度を一致でありに、格納容器格納容器 圧力を「相似度」を、対象体をは設けすない。 系においてはこの種の不確かさは説明中なる。 系においてはこの種の不確かさは説明中なる。 素が高端を出する。 素が高端をより、一般の一般の一般の一般の が関係をより、 が関係をより、 が関係での、 が関係での、 が関係での、 が関係での が関係での が関係では、 が関係を表することを確認した。 が関係での と様から が関係では、 が関係でした。 が関係でした。 が関係でした。 が関係でした。 が関係を表することを確認した。 が関係での が確からにおいては、CS 下で表現 ※動作では、 等解解に対していて、 解析解析が関係を が高端を が高端を が高端を がある。 が関係でする。 が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高端を が高が が高が	開せた	MAAPコードでは、森林教授ペントについて は、設計が最に振っない、認路面積を入ればしてし 与え、森林育器を徴数間の流動と同様の計算方法 が用いられている。	
[MANP]   Application	原 文を次キデル 十 7 ECS 花木 (橋木 本 新 和 即 が し 一	本書の報告の面	が会がません。 (本名の		解析モデル	炉心モデル (原子炉出力及 び崩壊熱) 安全系モデル (非常用炉心 浴却系)	格維容器モデル (格維容器 の製水力モデル)	安全系モデル (格績容器スプレイ) ガレイ) 株輪容器モデル (格納容器 の熱水ルモデル)	解析コードにおけ	AP】 重要現象 解析モデル	が心・デル (原子 が関係 が出力及び所機 類)	E C C S 注 安全系モデル (4) 木 (給水系・ 常用炉心冷却系) 代替注水設 安全系モデル 編含む) (代替注水設備)	務 単 辞 部 名	第(ナイ	格響な器へ 森業が認わがア マント 大力ホルル) 大力ホルル)	
				-2 表 解析コ~	五重要現象	が ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	春田 韓漢章 X 語の 金の 第 2 2 3 3 3 4 3 4 3 4 3 4 3 4 3 4 3 4 3 4	スプレイ治草香香香味噌ベント	表 1-2 角	[MAA 分類	萨心	医小型用心体腺	版什及確確幹的			
				第 1-	一	がつ 圧と於器 アナラ										

h崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海	第二発電所 (201	8.9.12版)		島根原子力発電所 2 号炉 備
	こ与える影響 (1/6) 評価項目となるペラメータに与える影響 を的崩壊熱が緩和される。 優雅条件とした場合には最大線用力密度及び原子炉停止 その崩壊熱が緩和される。 優雅条件とした場合の運転は 製作時間及び評価項目となるペラメータに与える影響は、 女大線用力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	表示とした第中には、からまにより舞り来行として 変態を与え得るが、原子が圧力は認めし安全がにより制御 されるため、事象通域に及ぼす影響は小さいことから、評 単知日となるバラメータに与える影響は小さい。 最確条件とした場合には、ゆらぎにより解所条件に対して 表離を行え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位版下 に対してよ常に小さい。例えば、解析条件で設定した通常 活体人位から高は対して、明析条件で設定した通常 活体人位から高は対して、解析条件で設定した通常 高体本位から高は対しスプレイ系等の中地関地関係与が維 信する原子が水体験域低ド(レベル2)までの原子が水位 の低下量は約 2m であるのに対してゆらぎによる水位版下 塩は約 4um であるのに対してゆらぎによる水位版下 塩は約 4um であるのに対してゆらぎによる水位版下 塩は約 4um であるのに対してゆらぎによる水位版下 なぼする。中央を表しましましま。	244条件とした場合子は、が心消集の通転後面において解発体や立変動し得るが、事業的類において原子がメックメータとと、下、再種酸系はングドトリップするため、明知が心流量が争後種は大阪に生際難は小さいことの、明知が心流量が争後種は大阪上の場の単位は、9×9数率(ハ型)の設計が多が、国型人の競棒の軽性はほぼ同様であることであるが、国型人の機棒の軽性はほぼ同様であることであるが、自型人の機棒の軽性はほぼ同様であることであるが、自型人の機棒の軽性はほぼ同様であることとから、影が一位を含がは無く、評価項目となるバラーとしてちえる影響はない。	要確条件とした場合は、整幹板器管環境の上昇は緩和されるが、原子炉水低はおおむね燃料す効長度部を下回ることで、がらばおおむな機等をあるため、機等機器管の長い、所は初期値の第30%以下となることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	ペラメータに与える影響はない。   1月   1   1   1   1   1   1   1   1
	操作時間及び評価項目となるパラメー、 運転員等機作時間に与える影響 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とし発命の運転过 後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転対 等機作時間及び評価項目となるバラメータに与る影響 は、最大幾相力衝進及び原子が停止 する。	## 保護・	品様条件とした場合には、市台の業品の通転機団において原子がスメクラムするとともに、再額額系ポンプがトリップで スクラムするともに、再額額系ポンプがトリップがスクラムが、2000年の企業の単位を使用の反抗中影響は小さいこことが、運動員等操作時間に与える影響は小さいことがら、運転員等操作間に与える影響は小さい。		具条操作時間に与える影響はない。   日本操作時間に与える影響はない。   日本
	<b>運転員</b>	· 」   樹	介格演曲として設介 9×9 燃料 (A型)と9×9 燃料型)は、燃水力的な特性はほぼ であり、その他の後的特件等からで誘導体数を採集を表現が表現力があるがのができます。 (こ に 繁華 本 製 出 力 密度 の 保 (こ と ら と か ら 、 た と と か ら 、 た と か ら 、 た と か ら 、 た と か ら 、 た と と か ら か ら 、 た と と か ら 、 た と と か ら か ら か ら か ら か ら か ら か ら か ら か ら	カラ版料 (A型)を成た 通常運転時の熱的制限値 近	nm/ Rm
第11		#) 6.9 HWP [gage] ~ #) 6.9 HWP [gage] / (上鏡前) / 道常運転水化 #) - 1 cm ~ 約 + 6 cm (セパレータスカー ト端から約 + 1.32 cm ~ 約 + 1.32 cm (実額値)	定格溶曲の 約88%~約104% (法報酬) (法報酬) 法指断のこと	※9.33kW/m~ ※9.41kW/m (実統情)	1
际股格世	解析条件を事業が条件。 第5.293MW	<ul><li>6.93MPa [gago]</li><li>道常運転水位</li><li>(セパレータスカー</li><li>ト下端から+126cm)</li></ul>	18 3001/h (近春端屋 (100%高層) ) 9 × 9 豫棒	44.0kW/m	解析条件を最確条件   上海
	第2表 項 H 原7が熱出力	原子析圧力()()(力容器下一点部) 原子炉水位	開場でき	最大雜冊力密度	
		を無休さ	<u></u>		

崎刈羽	习原子力発電所 6/	7号炉	(2017. 12.	20版)			東海第二	二発電所 (20	18. 9.	12版)			島村	根原子力	発電所	2 号炉	î			備考
評価項目となるパラメータに与える影響	条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、 い。因えば、事象発生から格線容器ペント時間に与える影響は 時間あたり約 14kPa であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量(平均) 時間あたり約 14kPa であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約 であり、格部容器ペント時間が約 9分早へなる程度である。したがっ 事象進展に与える影響はかさいことから、評価項目となるペラメータ える影響は水きい。 条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、 容器温度は格納容器スプレイにより略析温度となることから、初期温 葬象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるペラメータ な影響は小さい。	最確条件は同様であることから,事象進展に与える影響はなく, なるパラメータに与える影響はない。	とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能 ・原子炉水位学動に影響する可能性があるが、この顕熱分の影響 ・また、格熱容器圧力上昇に対する格熱容器スプレイによる圧力 は大きくなり、格納容器圧力透がし装置等の操作開始時間が選く 評価項目となるバラメータに与える影響は小さい。	1	タに与える影響 (2/6)		解析後で、 されずる それに 一番名に 一部容器 正力及 関はたる	最確条件とした場合には、解析条件で設定している圧力よりかっとくなるだめ、格等機能圧力が低めに需要すること から、評価気用となるペラメータに対する発育は大きくなる。ただし、ゆるぎによる格準発展上の変勢は 3849 無壁は小さい。 24年に小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はかさい。 24年に年のも、経業を器等両気温度は、格業を器スプケイの実施に伴い数を通信となる。 24年に対して、概念を与えの多様をないました。 25年に1年の数年組代とない。 24年に1年の数年組代とない。 24年に1年の数年組代とない。 24年に1年の金書が4年に1年の数年組代とない。 24年に1年の金書が4年に1年の数年組代とない。 24年に1年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年に2年	まかさい。 同等であることから、事象進度に なるパラメータに与える影響は	最確条件とした場合には、後業容器体積(サブレッション・チェメイ)の後相線の選売機関によって解析条件より 大きめの本量となるが、ゆらぎの順は非常に小さい。例え ば、サブレッション・ブールの本根は3,300m <sup>3</sup> であるのに ば、サブレッション・ブールの本根は3,300m <sup>3</sup> であるのに は、サブレッション・デールの本根は3,300m <sup>3</sup> であるのに は初期核イ株はの1,3%開度と非常にかない。したがっ は初期核イ株はの1,3%開度と非常にかない。したがっ は、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目と なるバラメータに与える影響は小さい。	7 人罗麴(晶梅埶除井糍能直午		詳価項目となるパラメータに与える影響 株化条件と影響を件は回線であることから、非常遊園に与 える影響はなく、評価項目となるパメータに与える影響 群形ない。 表が響性なく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。 ま作を作と影響を作は回線であることから、事像遊園に与 える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。 表の影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。 というというというというという。 またがはなく、評価項目となるパラメータに与える影響 はない。 というというというというというというというというというというというというというと	多のでは、多のまでした。 多のでは、ありまでして、一世ーを含めて、 のでは、これでは、一世ーを表現して、アーケを のでは、一世ーを表現した。 のでは、一世・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・一生・	金柱、解析条件で設定しているが国よってのが開発しているが国より 事業等の影響を対象が表す。 での即用が多くなるが、その影響はか、 でクタインリアと多数響はない。 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるぎにより解析を対している。」 「会には、ゆるがにより解析が対している。」 「会には、ゆるがにより解析が対している。」	をするまでのアメニッを作る地にいる作者を担いた。 あるのに対し、ゆうぎによる圧力に発展したを 常にかるい。後ので、李俊連貫に与える形 常にかるい。そので、李俊連貫に与える形 第にかるパッタータに与える影響はか なるパッタータに与える影響はか	(、格神容器型は対象の程度として指移す ・			
運転員等操作時間に与える影響	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して窓 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格 納容器ペント時間に与える影響は小さい。例えば、事象器 ゆらぎによる格納容器 生から格納容器ペント時での圧力上昇率 (平均) 行1時間 は1時間あたり約144 あたり約1447aでからのに対して、ゆらぎによる圧力上昇。平均) は1時間 は1時間あたり約144 量は約30mであり、格納容器ペント時間が約9分早ぐな、事象進展に与える。 る程度である。したがって、事象進展に与える影響は小さ、、事象進展に与える。 いこから、運転員等機作時間に与える影響は小さ、 最確条件とした場合は、移が容器運度は稀納容器スプレイにより 動を与よ行るが、格納容器連度は格納容器スプレイにより、 極端を提出となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さと、 極和温度となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さと、 極れかさいことから、運転員等機作時間に与える影響は小さと、 無済等器温度は精神溶解	華 華	だしている水温より 最確条件 力上昇に対する格納 性があり 多くなるが、本解析 は小さい 運転員等操作時間に 抑制効果 も水顔容量の余裕は も水顔容量の余裕は 右水町の開製の作替注	える影響はない 5燃料容量の余 10大負荷運転を 10日等操作時間	等操作時間及び評価項目となるパラメー	機	どしている所様独 重は少なくなり、 万心露出後の様料 ギラ師士が活却材 オラボーが通は アプレッション・ こと及び体絶容弱 ちこと)に変わり える影響にない。	最痛条件とした場合には、解析条件や設定している圧力 よりも少さくなられる。 養養物能用力が高めに蓄勢する ことから、格解な関エカを操作間着の直接をする 等機布の超端中国に強くなる。ただし、ゆらぎによる格 養務場に力の薬物は3kP 程度と非常に小さく、通常員等 機作間に与える影響は入さい。 最構条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対し で変動を与え高なが、務業が器等所に直接は、務準数器 メブレイの支援に伴い整件電解を作り、砂型環境の当ち メブレイの支援に伴い整件電域にない。砂型環境の当ち メデルイの支援に伴い整件電域になっ。砂型環境の当ち	いら、事後進展にら影響はない。	黄 (サブレッショ 55レイ解析条件上 北井部に小さい。 24年81に小さい。 200米保証。300m 化は約 42m <sup>3</sup> であ 程度と非常に小さ 程度と非常に小さ できい。		た場合)) (2/3)	遊帐具等操作時間に与える影響 解析条件と凝集条件に対策であることから、事業通販に与 える影響はなく、選帐員等動作時間に与える影響はない。 発酵素件と推進条件に同様であることから、事業通販に与 など影響なな、 など影響なな、 など影響なな、 などの響けない。 が展析なく、 などの響性の間に与える影響はない。 なる影響はなく。 などの響性なな、 などの影響はない。 が成本でしたの。 等に表現を存む。 などの影響なな、 などのか、 などのが、 などのが、 などのが、 などのが、 などのが、 などのが、 なが、 なが、 なが、 なが、 なが、 なが、 なが、 な	展業大手しては毎点で、おりまたによるサインタンコン・ブール本 製造やよったもの。 (6度で70の発酵量は12のサインタンコン・ブール本 が存在で20の発酵量は12のサインタンコン・ブール本 では、2000の発酵量は12の1の上間で12の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の1の	(1995、BRACKARTHERS-ACASEMELT) 第48年日と日本 1886条件として場合は、解析条件で設定している合理より、影像件としてあ 1886条件として場合などの、機能を関わている合理より、 2人の必要性関係が強くなるが、その影響はから、運転、軽くとして出る。 「実施機能性になるが、その影響はから、、 を関係条件として場合には、から家にも解析条件に対して、 数値を作した場合には、から家にも解析条件に対して、 数値条件として場合には、から家にも解析条件に対して、 数値条件として場合には、から家により解析条件に対して、 数値を作した場合には、から家により解析条件に対して、 数値を作した場合には、から家により解析条件に対して、 数値を作した場合には、から家により解析条件に対して、 数値条件として場合には、から家により解析条件に対して、 数値条件として場合には、から家により解析条件に対して、 数値条件として場合には、から家により解析条件に対して、 を関係条件として場合には、から家により解析条件に対して、 を表するがあるによります。 本の表面にはないないないないないないないないないないないないないないないないないないない	人の夢事になる。 また、事業を出るのできた事にする。 人の夢事になる。 対象と一般に通りるまでの圧力上昇車 (中的) に1 即前 初版ビーク機に適 あたり製の配されるのに対し、ゆらばによる圧力に対して無 かたり製の配合する は約2 24のよりままだいるい。 第0人、事業機関に与え、第2 24のできり事業 を影響ならなく、望来見等を用しなえる影響はから、第12 4のと、事業を りたり、第12 4のと、第12 4のと、第12 4のと、第12 4のと、、第12 4のと、 は2 5のと、第2 4のと、 第12 4のと、 第12 4のと、 第12 4のと、、 第12 4のと、 第12 4	振藤条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して、整備条件とした場合には、なりまでは、変換をよる形分が、機能を表現るがある。 を表したなることから、初期温度が発発調度に対象が関係をしてとなること さんととなることから、初期温度が等条準間に返す手影響。 打小ないことから はかさく、運転員等操作時間に与える影響はかさい、 経職条件とに基合式、関係条件で開びにているを展出。 整備条件に下路 基備を介えか、 単本のは、 としては、 としては、 としているい。	後作開始が高くなが、その影響は小さく、通常性的であった。 10mmにおっているが、その影響は小さく、通像が同に与える影響は小さい。 1.た場合は、解析発作よりも水質容優の余裕があっため、水源が指摘することはなく、運転真等着らため、水源が指摘することはなく、運転真等場にない。	メスの夢門元ない。 との、都科が松下すのとはなく、連転員等 との、郷料が松下することはなく、連転員等 とる影響はない。	
条件設定の考え方	の格納容器圧力と	装置の設定値	最確条件と 場に設定 最確条件を包絡できる条件 存成を存在の できる条件 方は連続フ 方は連続フ 方は連続の 次水貯水池及び通常通転中の 技術を作と 後水貯水池及び通常通転中の 大きない 後本件と 後本件を 後本件を を を を を を を を を を を を を を を を を を を	/クの運用値	運転員	条件設定の考え方	vの通転期間 (13ヶ月) 12 期間 (巻1ヶ月) 分本値し 間に対応する標施度とし	通常運転時の格割容器に力を包含する値として設定 する値として設定 通常運転庫の格響探聯雰囲気温度 (ドライウェル内ガス各地装置の 設計値度)として設定		数計値(運発運転等の+ブレッツョン・ブール・大石の・原値に基ム金数(で)	二二二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十	熱除去系が故	### ### ### ### #### ################	道を通牒型のセンフッツョ ン・ノーで大行ってに関係	道部道衛時のサブレッション・ソール本温度の上限値として 設定	KPa[gage] 通常運転助の格差容器に力と して設定	道常運転場の体験容器温度と して設定 して設定 風外貯水槽の水源温度として	実御値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定 低圧原子が代替注水槽及び輪 合作が構める場合参考に、最確 会件が構める場合参考に、最確 会件か自然できる各件を設定	米井や田舎であっますが記し 発電所権内に開催したる合 計等値を参考し、機能条件を包 様できる条件を設定	
	語 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	プレ間差真空破壊	海水移 海龍条件 淡水野: 淡水野: 後水野: 後水野:	所	した場合に	は、日本のでは、日本には、日本のでは、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本には、日本に	1.979 度 t	約 2. 2kPalgase]~ 約 4. 7kPalgase]~ (実結節) 約 55℃~約 58℃ (実裁節)				(序	版画条件 7,900a <sup>2</sup> (設計値) 公別商: 2,800a ※独商: 2,800a (設計値) 3,438Pa (ドライケエ アンッション・チェン	約3.59m~約3. (吳灣低)	約19°C~約35' (表選曲)	15kPa[gage]~約7 (英灣值)	約45℃~約54℃程 (英灣低) 31℃以下	(実績値) 7,740㎡以上 (合計貯水量)	1,180㎡以上(合計貯蔵量)	
t, 事故条件及び機器条件)の 不確かさ 最確条件	No	3.43kPa (ドライウェルーサプ ッション・チェンバ間) E)	(	x1 mx1f 小 虫 / 2, 040kL 以上 (軽油タンク容量)	解析条件を最確条件と	析条件の不確か		6) 2.2kP 約4.7kl (実験 約55℃~ (実験	5,7(	空間部: 約1,058 m <sup>2</sup> ~ 約1,058 m <sup>2</sup> ~ 前4,092m <sup>3</sup> ~ 前3,308m <sup>3</sup> ~ 前3,308m <sup>3</sup> ~ (米圏側)	サート	7 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	新日本作 2,900m 2,900m ※出版: 4,700m ※出版: 1,800m 3,438m (ドライウェハー 3,438m) 中グレッション・チェンバ 西郷田 (新田 )	3.61m (通常運転木位)	32.C	5 kPa [gage]	51°C	35°C 7,740m³	1, 180m³	
解析条件(初期条件,事替 不確求 解析条件		3. 43kPa (ドライウェルーサプレ ッション・チェンバ開差 圧)	50℃ (事象開始 12 時間 以降14 45℃, 事象開始 24 時間以降14 40℃) 約 21, 400㎡	%9 2, 040kL		解 解析条件	の ANSI/ANN-5.1-1979 燃焼焼送336%d/t	5kPa [gage	5,700m <sup>8</sup>	- ※照路: 4,100m <sup>3</sup> 液在路: 3,300m <sup>3</sup>	条件 交	\ \	項目   格納金線等値 (ド   ライウェル)   イウェル)   インテンコン・チ   エンハ)   英学級機装腕 (サ	サブレッション・ ブール本位	サブレッション・ イート 本温度 ゲート 本温度 (c)	格納容器圧力	格響容器温度	外部水源の温度 外部水源の容量	機能の線線	
項目	格納容器圧力 5.2kl 格納容器温度 57℃	3.45 真空破壊装置 (ド アン・アン	外部水源の温 50℃ ( 度 24時間 24時間 24時間 44時間 44時間 44時間 44時間 44時間		第2表	及工	原子所停止後の防蟻熱	春餐校器干力 香餐袋器 林田勾籍成	格納容器体積(ドライウェル)	春養保護存織 (キグレッツョン ディン・ハ	9 備深が	-			revision (A) di	-				
	左 茶	位	<u>夕</u> 版   文曲	<b>数</b>							#	(								

崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
The control of the	(通常業件を 日本 日本 日本 1,000m ペア・ログ 1,000m ペア・ログ 1,000m (変換的)       (実験的)       (実験を表別的)         ( (場別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別を表別	(4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4)	

1995年   大海のに側に関係的性間限の特性に関目を含みくりメージに与える機能(イル)   1995年   199	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	<ul> <li>全量確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4人6)</li> <li>(2.4) (2.4</li></ul>	島根原子力発電所 2号炉	備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	第2 表 解析条件を表確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメークに与える影響		

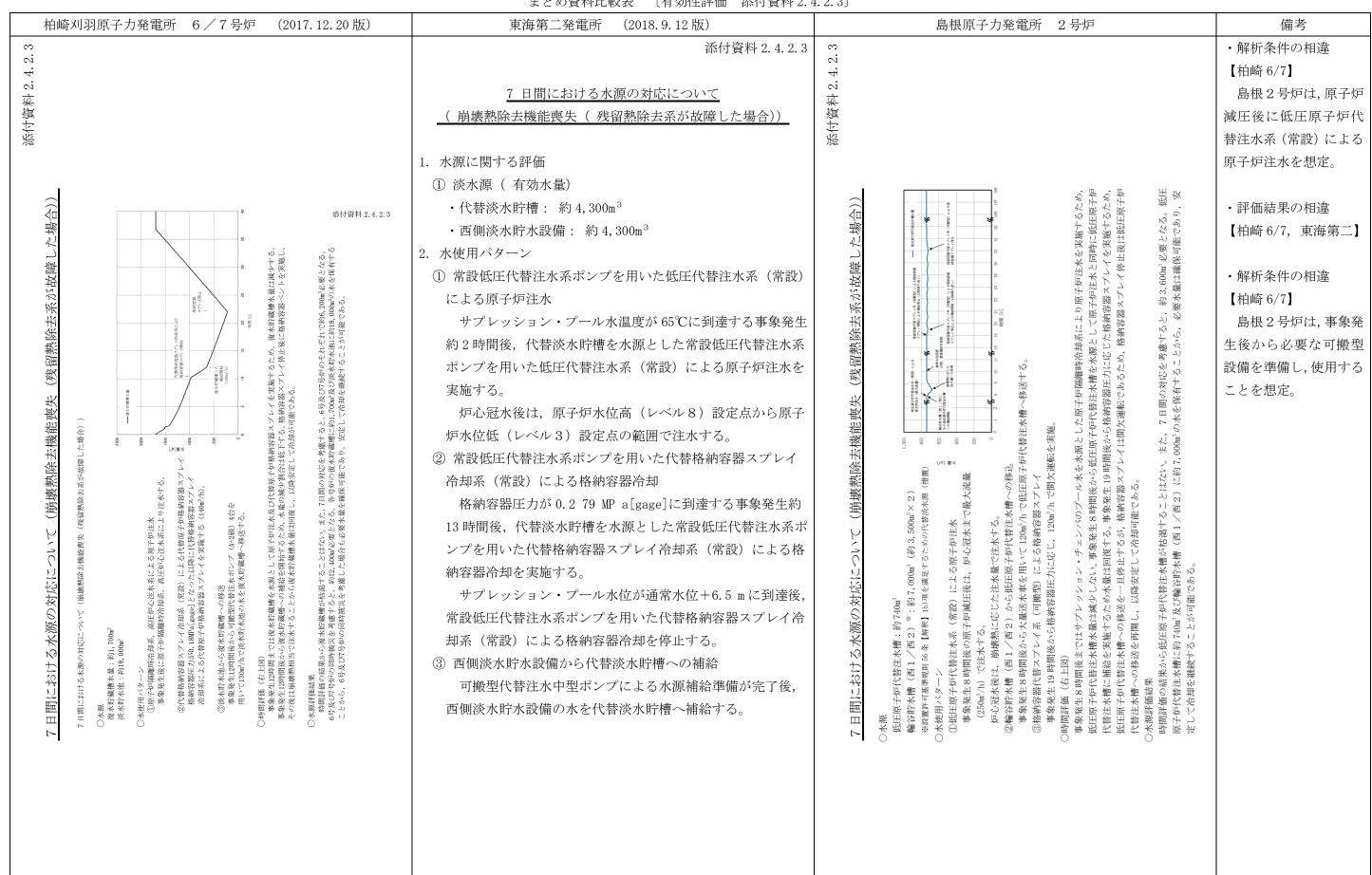
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017.12.20 版)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
(	<ul> <li>※作業での 報告をおうが、</li></ul>	## (	備考
表	1 104 1	172	

	崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版) 島根原子力発電所 2 号炉	備考
本型を発	<ul> <li>(基本の場合を表現)</li> <li>(基本の場合を表現)</li> <li>(日本える影響)</li> <li>(日本える影響)</li> <li>(日本スの影響)</li> <li>(日本大学院・2・連続性は大大学(10年度))</li> <li>(日本の場合を、12年間かり十分な時間か)</li> <li>(日本の場合と、12年間かり1十分な時間か)</li> <li>(日本のの場合と、12年間かり1十分な時間か)</li> <li>(日本のの場合と、12年間かり1十分な時間が大きでの時間は、事業発生から12年間に、「本大学展別した、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「本大学展別した」、「大学展別した」、「本大学展別した」、「大学展別した」、「大学展別した」、「大学展別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別に対象の表別した」、「大学展別した」、「中の時間を、「大学展別」が学時間 10分のところ。「特別に対象が実施」が時時間 10分のところ、「特別に対象の表別した」、「中の時間で優別している機が実施」が時時間で優別している機が実施」が時時間で優別している機が実施」が時時間で優別している機が実施」が時時間で優別している機が実施</li> </ul>	### Profession of the Part	備考
1	<ul><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li><li>(型)</li></ul>		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
## 1	第3 表 操作条件が要員の配置による他の操作。評価項目となるパラメータ及び製作時間余格に与える影響 (3/4)  ロ	(改画版画等   1995	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			東海第	二発電所 (2	9. 12 版)	島根原子力発電所 2号	炉 備考
	<u></u>	訓練実績等	代格淡水町番~の 種松は野町時間 180分のところ。副 終天績等により約 164分の実施可能 なことを確認し たことを確認し	山麓塩代春注水中 福光イン人の蘇萃 経 訓 は 近 坂 岐 恵 国 110 分のところ。聖 漢法賞等により約 98 分で支施可能な にとを確認した。			
	与える影響 (4	操作時間余裕	I	1			
	x 1	評価項目となる パラメータに りえる影響	I	1			
	1	運転員等操作時間に 与える影響	I	ı			
	3置による他の操作,評価項目となるパラメ	操作不確かさ要因	作棒液水砕槽の枯渇までには 24 時間以上の時間条裕があり、補給開始までの準備時間 180 分を考慮しても、十分な時間余裕がある。	可能型代替往水中型ボンブの燃料粘褐までには約 210 分の時間余裕があり、給当開発までの準備時間 110 分(タンクローリーの統領 50 分及び可搬型代券注水中型ボンブへの約割 20 分)を考慮しても、十分な時間余格がある。			
	(#X	項 日 解析上の 条件設定の 操作開始条件 考え方	代替後次野藩への指摘は、報道条件を終水野 (大替後次野藩への指摘、 東京ないでは、 東京を記して、 東海の田が時、 京本の開始時、 お職件の及ぶや 接作 点 表であり、代替後 かいまい (大野 の は は かいように (大野 の は は かいように (大野 の は ) (大野 の ) (大野 の は ) (大野 の ) (大野 の は ) (	在 作業 大臣 (本世級大臣 (本世級大臣) (本世級大臣) (本世級大力人の (本世級大力人の (本世紀大力人の (本世紀大) (本世紀大) (本世紀大) (本世紀大) (本世紀大) (本田紀大) (本田紀大) (本田紀大) (本田紀大) (本田紀大) (本田紀代) (本田紀代			



柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12 版)  3. 時間評価 事象発生から常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水 系 (常設) による原子炉注水が開始されるまでは、原子炉隔離時 冷却系により原子炉注水を実施するため、代替淡水貯槽の水量は 減少しない。 事象発生2 時間以降は、原子炉注水等によって、代替淡水貯槽 の水量は減少する。 可能型代替注水中型ポンプによる水源補給の準備が完了する事 象発生後約300分時点で代替淡水貯槽への補給を実施するため、代 替淡水貯槽は枯渇することがない。  ***********************************	島根原子力発電所 2号炉	備考

柏崎刈羽原	子力	発電	所 (	3 / 7 号	予炉	(20	)17. 12	2.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)			島根原子力発電所 2	号炉		備考
									¥	<b>忝付</b> 資	译料 2.4.2.4		添付	資料 2.4.2.4	・設備設計の相違
													/ . I I . I . I . I . I . I . I . I		【柏崎 6/7】
									7 日間における燃料の対応につい			7日間における燃料の対応について			島根2号炉は、緊急
									<u>(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障</u>	した	湯合))_	<u>(残留熱除去系が故障し</u>	た場合))	_	時対策所用発電機用の
										[A], A4.1 Ħ	よ 巡事 トッ		-/// >		燃料タンクを有してい
									保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間 ものとして評価する。	可燃料	を消賀する	保守的に <u>すべて</u> の設備が, 事象発生直 消費するものとして評価する。	後から 7	日间燃料を	る。また、モニタリン グポストは非常用交流
場((中間))									ものとして評価する。			付負するものとして評価する。 			クホストは非常用交付   電源設備又は常設代表
が。。	40年に40年に	容量は であり,	容量は であり,	谷屋 はであり,	容量はであり、	容量は であり,	容量はであり,	が 発電機 (合計)				1,500		dat. I	電源設備又は市設し 交流電源設備による
 	1 年が整治メング発量は 参1,020kl (※3) であり、 7 日間対応可能。	6 号炉軽油タンク容量は 約1,020k1(※3)であり、 7 日間対応可能。	1号炉軽油タンク/ 約632kL (※3) で 7日間対応可能。	2 号炉軽油タンク: 約 632kL (※3) 7 7 日間対応可能。	3号炉軽油タンク 約632kL (※3) 7 7日間対応可能。	4号炉軽油タンク容量は 約 632kL (※3) であり, 7日間対応可能。	5号行軽油タンク容量は <u>約 632kL (※3)</u> であり, 7日間対応可能。	が軽油タンスターピンスターピンタンク (タンタ (の数容量 14L でありばら可能。	時系列 合 非常用ディーゼル発電機 2 台起動*1	計	判定	時系列 非常用ディーゼル発電機 2台起動**	合計	判定	源供給が可能である。
₹ ¥			114	risi			wheat	1~7 号売 及びガス 及びガス 開業 A A A A A A A A A A A A A A A A A A A	(燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h (燃料消費率)×168h (運転時間)×2台(運転台数) =約484.0kL			(燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) 1.618m³/h×24h×7日×2台=543.648m³		非常用ディーゼル発電機燃料貯	
# 1	東京 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	7 日間の 軽油消費量 約768KL	7 日間の 軽油消費が 約 632kL	7 日間の 軽油消費 約 632kL	7 日間の 軽油消費」 約 632kL	7 日間の 軽油消費量 約 632kL	7 日間の 軽油消費 約 632kL	7 日間の 軽油消費1 約 13kL		間の	軽油貯蔵タンクの容量	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定)	7日間の 軽油消費量	蔵タンク等の容 量は約 730m³ で	・評価結果の相違
数									- 775 6L / b (檢點消費率) × 168b (運転時間) × 1 ↔ (運転台粉)   軽油(	肖費量 5.5kL	は約 800kL であり,7日 間対応可能	0.927m³/h×24h×7日×1台=155.736m³	約 712m³	あり、7日間対応可能	【柏崎 6/7,東海第二
(残留									常設代替高圧電源装置 2 台起動 <sup>※2</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率)×168h (運転時間)×2 台 (運転台数)		INTALMS 11 BE	大量送水車 1 台起動 0.0677m³/h×24h×7日×1台=11.3736m³		76-116	
(月) 安 次へと、 大の数 旧 5 次 大 次 に 大 大 の数 旧 5 次 と と を を を を を を を で を を で を を を を を を を	ル発電機 3 台起動。 ※1 に最大負荷時を想定) <7 日×3 台=752,472L	ル発電機 3 台起動。 ※1 に最大負荷時を想定) ×7 日×3 台=752, 4721.						(大负债時令德定) 在電腦 3 中全經驗之往て評価した。 路隔積 2 肯名經數之往て評価した。	(四側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給) 35.71/b(燃料消费率)×168b(運転時間)×1台(運転台数) 軽油	間の 肖費量 . 0kL	可搬型設備 用軽油タン クの容量は 約 210kL で あり、7 日間 対応可能	ガスタービン発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転) 時を想定) 2.09m³/h×24h×7日×1台=351.12m³	7日間の 軽油消費量 約352m <sup>3</sup>	ガスタービン発 電機用軽油タン クの容量は約 450m³であり,7 日間対応可能	
(月月4天 大八八 及び7号存を想定。保守的に全て高電震喪失が発生することとし、 時系列	非常用ディーゼ (熱費は保守的 1,493L/h×24h	非常用ディーセ (続費は保守的 1, 493L/h×24h						5種動。(微數は保守的に基 守的に最大負荷跡を想定) 保守的に非常用ディーゼル 保守的に非常用ディーゼル	(燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定)   4111 / b (燃料消費率) × 168b (運転時間) × 1 会 (運転台数)   軽油消	間の 肖費量 ), 0kL	緊所燃料では 無用料力の が電影で がである。 ができる。 ができる。 ができる。 できる。	緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) 0.0469 m³/h×24h×7日×1台=7.8792m³ ※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であ	7日間の 軽油消費量 約8㎡	緊急時対策所用 燃料地下タンク の容量は約45m³ であり,7日間 対応可能	
大 (2) (2) (3) (4) (	7 号が 後水貯蔵機能が大用 「順型化棒注水ボンブ (4-2 袋) 4 台店船。 21,1かと3h×X 日×4 台=14,112. 事業を主催を一事業を主催を「日園	6 号が (後大的職権的本用 可模型代替法本ポンプ (A-2 級) 4 行起動 2 L/A・2 M-7 日 X 4 年 14, 112, 4 かかか 1 日 X 4 年 14, 112,	事業発生の   1 同	2 号が     事業発生度を7 日間       2 号が     事業所用デーインを高離     2 分配       (業費は保守的に最大政務時を提定)     1.5794.0.       1.5794.0.     大公本のより       第本条項生産業・日間	3 号が     非常用ディーゼル発電機     2 台配機       (業別は保存的に対しておいて日本と自己を表現)     (ま7940/Ax2hAx7日本と自一831,344L	事級完全任義後, 4 号标 非常用于イーゼル名艦機。2 台級艦,第2 (機費は保守的に及え後解除を提供) 1,8794_/h×24h×7 日×2 与=631,944L	事業完全任後十事条完生修7日間           5号房         排除用戶一中戶的衛盤         上戶的機         次2           (總費社長年的に最大務等等を提定)         1.87%/1.08%/1.08%/1.94%	事業発生値後へ参集発生後7日間   日本の場合を開発しません。 日本の場合を開発しません。 日本70年   17.0年   17.0	※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台でディーゼル発電機2台の起動を仮定した。 ※2 緊急用母線の電源を,常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮		能保守的に	ル発電機2台を起動させて評価した。			

## まとめ資料比較表 「有効性評価 添付資料 2.4.2.5〕

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)			備考
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版) 資料なし	まとめ資料比較表 (有効性評価 添付資料 2.4 東海第二発電所 (2018.9.12 版)	島根原子力発電所 2号炉   添付資料 2.4.2.5	
	(4)	1,000 最大容量:約471kW 8 9 2 23 24 経過時間(h) 常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ	