

【関連質問への回答】
新規制基準適合性審査申請
重大事故等対処施設
＜(8)重大事故対策＞
- 炉心損傷防止

令和元年8月2日
東北電力株式会社

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1. 論点No.71関連質問への回答(1/2)

1

【論点No.71関連質問】

- PRAのピアレビューにおいてどのようなコメントがあったのか例示していただきたい。【兼本委員】

■ピアレビューの目的

- 日本原子力学会標準においては、PRAの品質を確保するための方策として、ピアレビュー実施に関する留意点が記載されており、米国においても「ASME/ANS RA-Sa-2009」にてピアレビューの要求事項が記載されている
- このため、事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施

■ピアレビューの観点

- 今回実施した各PRAを対象に、日本原子力学会標準との整合性及び国内外の知見を踏まえたPRA手法の妥当性について確認
- ピアレビューは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン(平成21年6月、一般社団法人 日本原子力技術協会)」を参考にレビューを実施

1. 論点No.71関連質問への回答(2/2)

■ピアレビュー結果の概要

- ピアレビューの結果、日本原子力学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」はなく、PRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された
- 海外レビューからは、主に米国で実施されているPRAを踏まえたコメントが示された。今回実施したPRAは日本原子力学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外でのPRA実施状況及び最新の知見についても積極的に情報を入手し、より品質の高いPRAモデルの構築に向けて今後の検討をしていく(下表参照)

表 海外レビューの主なコメント及び対応方針

分類	コメント内容	対応方針
運転時レベル1 PRA	運転員が設備の操作等に失敗する確率の評価を行う人間信頼性解析については、運転員へのインタビューにより、評価に関連する情報 ^{※1} を得ることができる。	<ul style="list-style-type: none"> • 今回の評価では、運転員に対するインタビューは実施していない • 運転員へのインタビューを行うことで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられるため、今後実施する安全性向上評価^{※2}におけるPRAにおいて実施する

※1 手順書のみでは分からない、操作を行う場所へのアクセス性、警報発生の有無、操作環境(光源、温度・湿度、道具の要否)等の情報

※2 安全性向上評価は、自主的・継続的に原子炉施設の安全性・信頼性を向上させることを目的としている。初回の届出は、再稼働後に実施した最初の定期検査終了から6ヶ月以内に評価し、その後遅滞なく届出ることが定められている。

2. 論点No.72関連質問への回答(1/10)

【論点No.72関連質問】

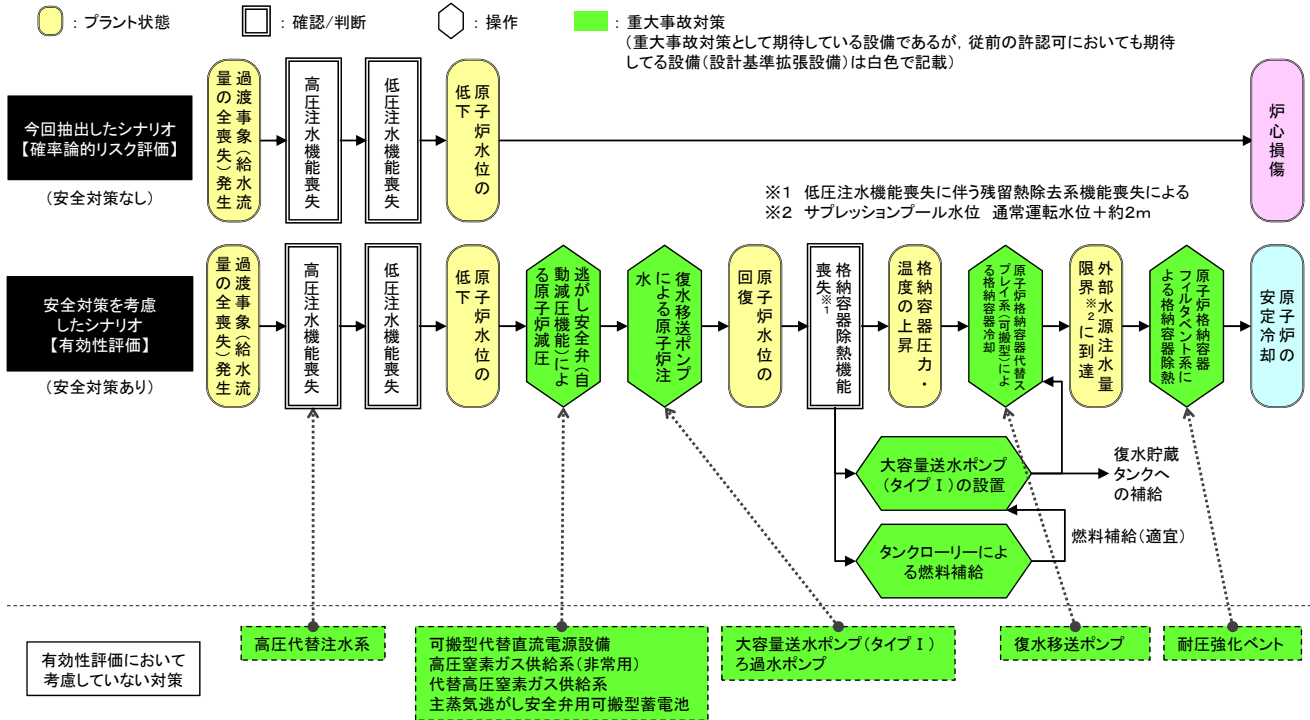
- 各事故シーケンスの説明においては、安全対策なしのPRA上のシナリオと安全対策ありの有効性評価のシナリオを対比させるような形での説明をしていただきたい。【今村委員】
- 重大事故対策を実施する上で必要な要員については、最終的な結果だけではなく、その積み上げ根拠も示していただきたい。【今村委員、兼本委員、首藤委員】

- 安全対策を考慮していないPRA上のシナリオと安全対策を考慮した有効性評価のシナリオについて、第17回安全性検討会にてご説明した以下の4つの事故シーケンスについて次ページ以降に示す。
 - 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)
 - 全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)
 - 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(TW)
 - 原子炉停止機能喪失(TC)
- また、事象発生から事象収束までのタイムライン及び必要な要員の人数について次ページ以降に示す。

2. 論点No.72関連質問への回答(2/10)

高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

重要事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」



2. 論点No.72関連質問への回答(3/10)

高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後 大容量送水ポンプ(タイプI)準備完了	▽約28時間後 格納容器圧力0.384MPa[gage] 大容量送水ポンプ(タイプI)による格納容器スプレイ開始	▽約45時間後 格納容器圧力0.427MPa[gage] 格納容器ベント開始
発電所対策本部要員:6名 ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名		事故対応指揮, 情報収集等				
運転員:7名 ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名		運転操作業務の総括管理・指揮・命令等				
		事故対応操作(復水移送ポンプによる注水, 格納容器冷却, 格納容器除熱等)				
		事故対応操作(格納容器除熱)*				
重大事故等対応要員:6名 ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認(ルート1, 2)	アクセスルート復旧				
重大事故等対応要員:9名 ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設, 接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名			大容量送水ポンプ(タイプI)設置 (目的: 復水貯蔵タンクへの補給, 格納容器スプレイ)			
重大事故等対応要員:2名 ・給油準備, 給油:2名			給油準備	大容量送水ポンプ(タイプI)への給油(適宜実施)		

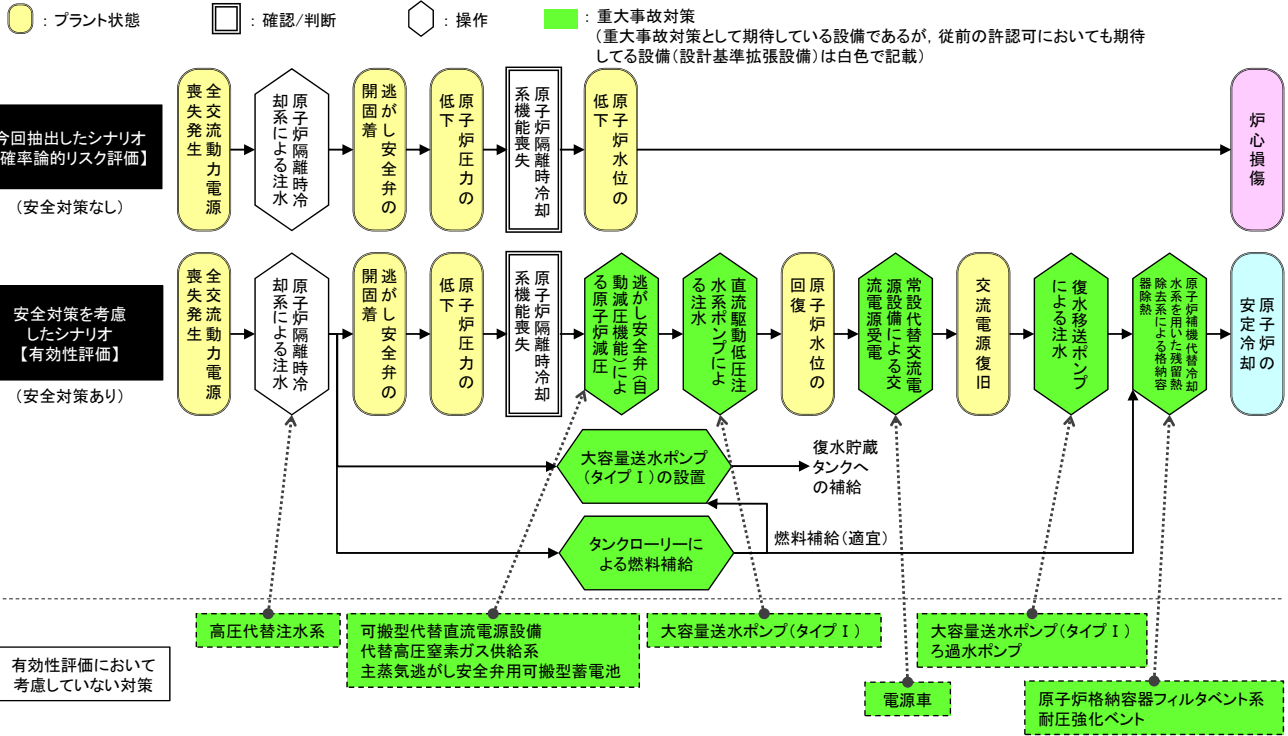
合計:30名 ※ 解析上考慮しない作業(実施しなくとも有効性評価(対策)の成立性に影響を与えないが、実際には行う場合もあることから必要な要員数として計上)

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名の合計30名である。
 なお、大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する場合には、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応する必要がある。

2. 論点No.72関連質問への回答(4/10)

全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)

重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」



2. 論点No.72関連質問への回答(5/10)

全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後 大容量送水ポンプ(タイプI)準備完了	▽約19時間後 原子炉補機代替冷却水系準備完了	▽約25時間後 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱開始
発電所対策本部要員:6名 ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名	事故対応指揮、情報収集等					
運転員:7名 ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名	運転操作業務の総括管理・指揮・命令等					
	事故対応操作(直流駆動低圧注水系ポンプによる注水、交流電源回復、格納容器除熱等)					
	事故対応操作(直流電源確保、格納容器除熱等)					
重大事故等対応要員:6名 ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認(ルート1, 2)	アクセスルート復旧				
重大事故等対応要員:9名 ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設、接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名		大容量送水ポンプ(タイプI)設置* (目的:復水貯蔵タンクへの補給)			原子炉補機代替冷却水系設置 (目的:残留熱除去系等への冷却水供給)	
重大事故等対応要員:2名 ・給油準備、給油:2名			給油準備	大容量送水ポンプ(タイプI)及び 原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)		

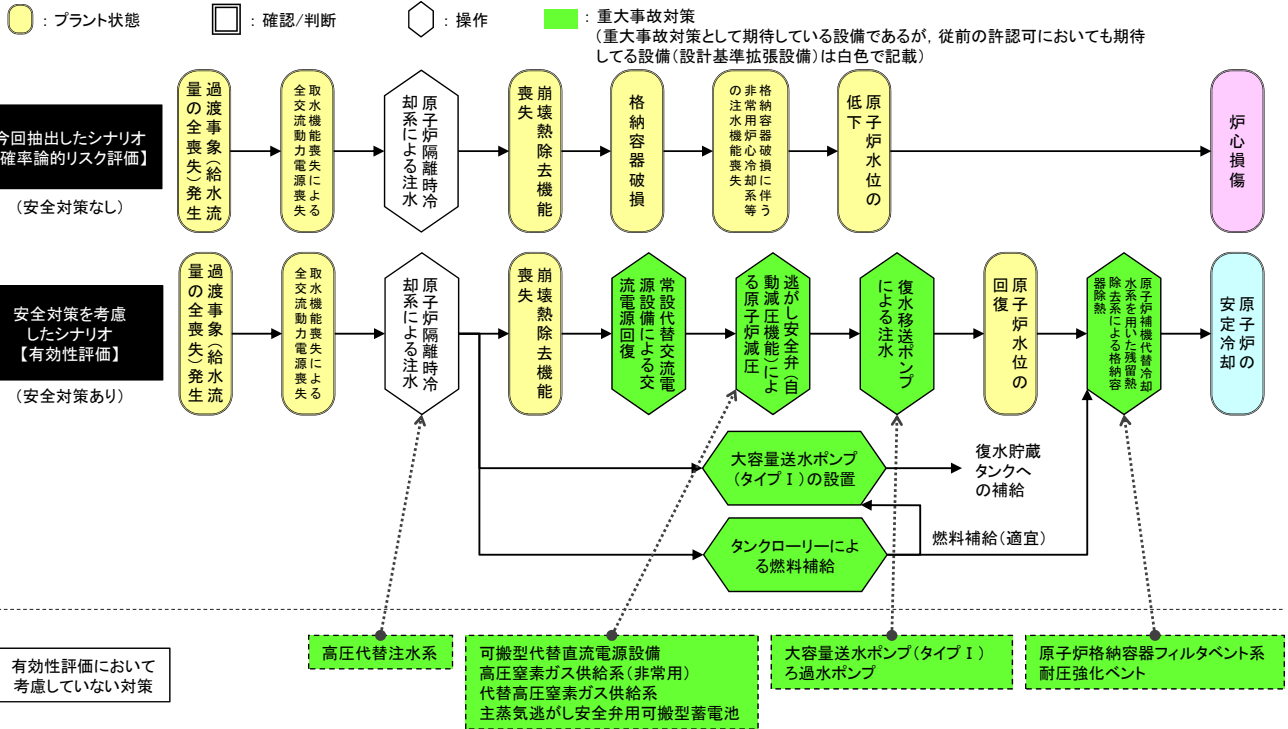
合計:30名 ※ 解析上考慮しない作業(実施しなくとも有効性評価(対策)の成立性に影響を与えないが、実際には行う作業であることから必要な要員数として計上)

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名の合計30名である。
なお、大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する場合には、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応する必要がある。

2. 論点No.72関連質問への回答(6/10)

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(TW)

重要事故シーケンス「過渡事象+崩壊熱除去失敗」



2. 論点No.72関連質問への回答(7/10)

崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(TW)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後 大容量送水ポンプ(タイプI)準備完了	▽約19時間後 原子炉補機代替冷却水系準備完了	▽約24時間後 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱開始
発電所対策本部要員:6名 ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名			事故対応指揮, 情報収集等			
運転員:7名 ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名		運転操作業務の総括管理・指揮・命令等				
		事故対応操作(ROICによる注水, 交流電源回復, 格納容器除熱等)				
		事故対応操作(格納容器徐熱等)				
重大事故等対応要員:6名 ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認(ルート1, 2) アクセスルート復旧					
重大事故等対応要員:9名 ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設, 接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名		大容量送水ポンプ(タイプI)設置等(目的:復水貯蔵タンクへの補給)			原子炉補機代替冷却水系設置(目的:残留熱除去系等への冷却水供給)	
重大事故等対応要員:2名 ・給油準備, 給油:2名			給油準備	大容量送水ポンプ(タイプI)及び原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)		

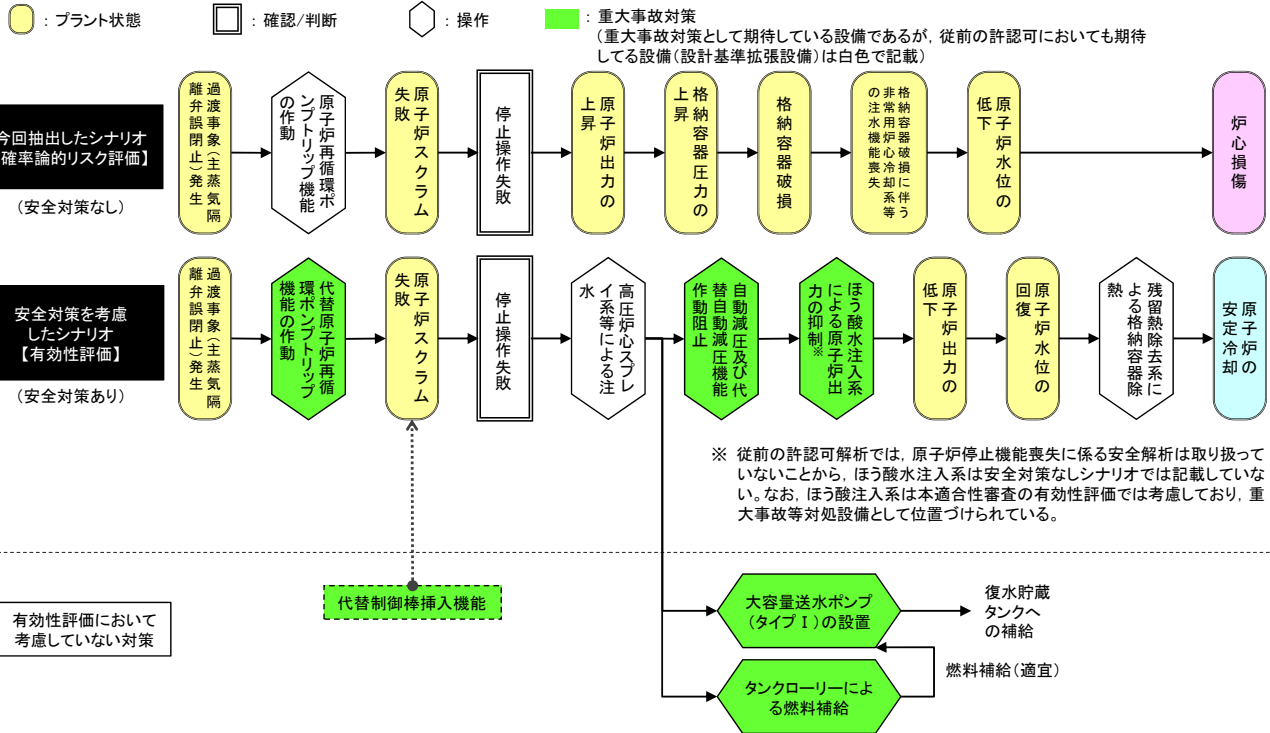
合計:30名 ※ 解析上考慮しない作業(実施しなくとも有効性評価(対策)の成立性に影響を与えないが、実際には行う作業であることから必要な要員数として計上)

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名の合計30名である。
なお、大容量送水ポンプ(タイプI)を設置する場合には、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応する必要がある。

2. 論点No.72関連質問への回答(8/10)

原子炉停止機能喪失(TC)

重要事故シーケンス「過渡事象+原子炉停止失敗」



2. 論点No.72関連質問への回答(9/10)

原子炉停止機能喪失(TC)

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後
発電所対策本部要員:6名 ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名	▽約11分後 ほう酸水注入系起動 約20分後 残留熱除去系による格納容器除熱開始			
運転員:7名 ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名				
重大事故等対応要員:6名 ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認*(ルート1, 2) アクセスルート復旧*			
重大事故等対応要員:9名 ・大容量送水ポンプ(タイプ1)設置等:3名 ・ホース敷設, 接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名				
重大事故等対応要員:2名 ・給油準備, 給油:2名				
合計:30名				

※ 解析上考慮しない作業(実施しなくとも有効性評価(対策)の成立性に影響を与えないが、実際には行う作業であることから必要な要員数として計上)

上記のとおり、事故発生後の対応に必要な要員は、事故対応指揮等を行う発電所対策本部要員6名、中央制御室または現場での事故対応操作を行う運転員7名及び可搬型設備の運用を行う重大事故等対応要員17名の合計30名である。
なお、大容量送水ポンプ(タイプ1)を設置する場合には、「アクセスルート復旧」、「燃料補給」を一連で対応する必要がある。

2. 論点No.72関連質問への回答(10/10)

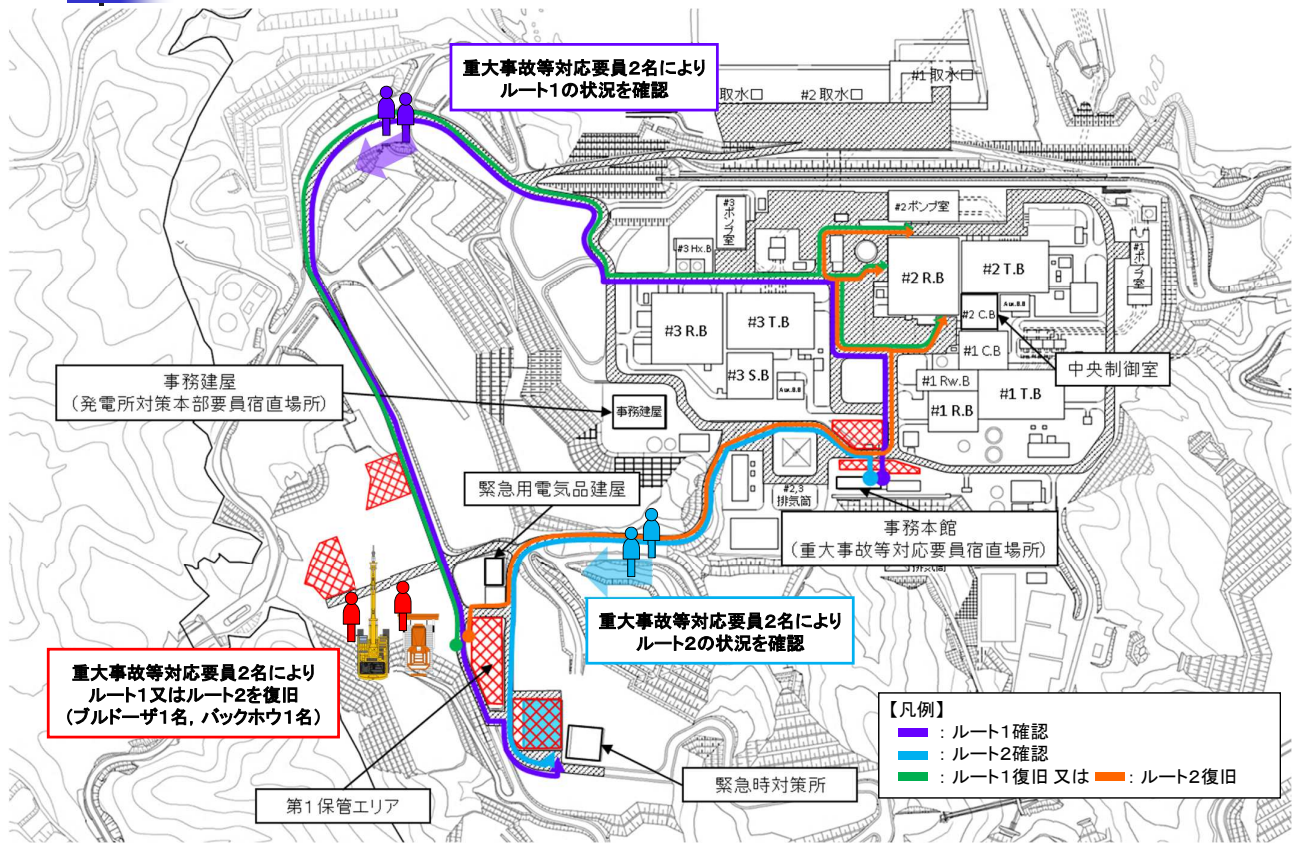
重大事故等対策の有効性評価を実施している各事故シナリオグループ等に必要対応要員数を下表に示す。重大事故等対策に必要な要員数は原子炉運転中は最大で30名、原子炉停止中は最大で28名であることから、平日夜間・休日においても原子炉運転中は30名、原子炉停止中は28名の要員を発電所に常駐させることで重大事故等対策を実施可能な体制を整備している。

	事故シナリオグループ等	必要要員数		事故シナリオグループ等	必要要員数
原子炉運転中	高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)	30	原子炉運転中	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)	30
	高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)	13		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)	30
	全交流動力電源喪失+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)(長期TB)	30		高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	30
	全交流動力電源喪失+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)(TBU)	30		原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	30
	全交流動力電源喪失+直流電源喪失(TBD)	30		水素燃焼	30
	全交流動力電源喪失+逃がし安全弁開固着(TBP)	30		溶融炉心・コンクリート相互作用	30
	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(TW)	30		想定事故1(燃料プールの冷却,注水機能喪失)	28
	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)(TW)	30		想定事故2(燃料プール水の小規模喪失)	28
	原子炉停止機能喪失(TC)	30		崩壊熱除去機能喪失	11
	LOCA時注水機能喪失(LOCA)	30		全交流動力電源喪失	28
	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)	30		原子炉冷却材の流出	11
			原子炉停止中	反応度の誤投入	11

：本日も説明した事故シナリオグループ

参考

重大事故時のアクセスルート状況確認及び復旧について



女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 1, 7 2
(意見番号 7 2, 7 3)

* 論点番号 6 8 (意見番号 6 9) および
論点番号 7 0 (意見番号 7 1) と重複する資料は省略

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

- 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止

平成30年6月1日

東北電力株式会社

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません

All rights reserved. Copyrights © 2018, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1

1. はじめに
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と
主な対策
 - 2.1 全交流動力電源喪失
 - 2.2 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.3 原子炉冷却材の流出
 - 2.4 反応度の誤投入
3. まとめ
4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)
5. 参考

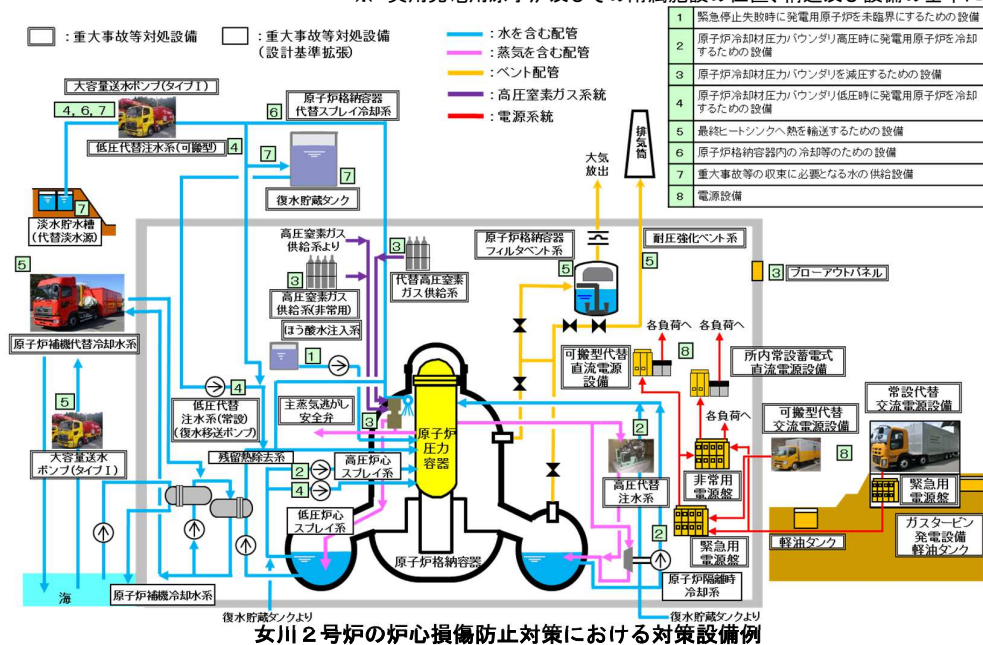
1. はじめに

1. はじめに(有効性評価の全体概要)

新規制基準では、福島第一原子力発電所事故を踏まえて実施してきた重大事故等対策の有効性について、以下の手順で評価することが求められている※

- ① 重大事故等対策が実施されていない状態を仮定して、内部事象(機器故障・人的ミス等)や外部事象(地震・津波)が原因となって重大事故に至る確率を評価(確率論的リスク評価:PRA)
- ② ①の評価結果を踏まえ、重大事故が進展するシナリオ(事故シーケンス)を選定
- ③ 実施されている重大事故等対策が有効に機能するかを評価(有効性評価)

※ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈



1. はじめに(確率論的リスク評価:PRA とは)

<新規規制基準適合性審査における確率論的リスク評価(PRA)の位置付け>

- ◆ 安全対策が有効に機能することを評価(=有効性評価)するために、その前段として、重大事故に至る可能性のある事故シーケンスグループを抽出
- ◆ 規則に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外に、追加すべき新たな事故シーケンスの有無を確認

確率論的リスク評価(PRA)^{※1}

内部事象

- ・運転時レベル1
- ・運転時レベル1.5
- ・停止時レベル1

外部事象

- ・地震レベル1
- ・津波レベル1

<適合性審査におけるPRAの扱い>

- PRA評価対象は、これまで自主的に実施してきたアクシデントマネジメント対策、福島第一事故後の緊急安全対策等を含めず、設置許可取得済の設備
- 重大事故の発生頻度(炉心損傷頻度等)の判断基準はない
- 安全対策を含めたPRAは、今回の適合性審査の対象外

<PRAを適用していない事象の評価>

- PRAを適用していない外部事象(火災、溢水、積雪など)については、それらの影響を評価し、いずれも今回のPRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定した

有効性評価

- ・ 選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価
(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

有効性評価の内容^{※2}

- ① 炉心損傷防止対策
- ② 原子炉格納容器破損防止対策
- ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策

※2 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

※1 レベル1 : 炉心損傷のリスク評価(炉心損傷頻度)
レベル1.5 : 格納容器破損のリスク評価(格納容器破損頻度)

1. はじめに(事故シーケンスの選定及び有効性評価の流れ)

- ◆ 内部事象及び外部事象に対して、確率論的リスク評価(PRA)の知見を活用し、対象とすべき事故シーケンスグループ(出力運転時及び運転停止時)、格納容器破損モードを抽出

<PRAの実施範囲>

- 内部事象運転時レベル1 (炉心損傷頻度 5.5×10^{-5} /炉年)
- 内部事象運転時レベル1.5 (格納容器破損頻度 5.5×10^{-5} /炉年)
- 地震レベル1 (炉心損傷頻度 3.3×10^{-5} /炉年)
- 津波レベル1 (炉心損傷頻度 7.3×10^{-6} /炉年)
- 内部事象停止時レベル1 (炉心損傷頻度 9.8×10^{-7} /定期検査)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから、評価する事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施(以下の項目を参照)

<有効性評価の内容>

- ① 炉心損傷防止対策の有効性評価
- ② 格納容器破損防止対策の有効性評価
- ③ 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価
 - ・崩壊熱除去機能喪失
 - ・全交流動力電源喪失
 - ・原子炉冷却材の流出
 - ・反応度の誤投入

← 本日のご説明範囲

評価項目を満足することを確認

1. はじめに(有効性評価の概要)

<有効性評価の内容>

運転停止中※¹の原子炉における燃料損傷防止対策

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

※¹ 原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。

<有効性評価における確認内容>

- 計算プログラム等を使用した評価により判断基準※²を満足することを確認する
運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止にかかる判断基準
 - i) 燃料有効長頂部が冠水していること
 - ii) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
 - iii) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)
- ※² 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
- 事故時の環境、必要な作業項目および時間等を考慮しても、対応手順の成立性があることを確認する
 - 事故収束に必要な要員(運転員、重大事故等対策要員)および資源(水源、燃料(軽油)、電気等)が確保されていることを確認する



対応手順、要員・資源については、全交流動力電源喪失を代表例としてご説明

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2.1 全交流動力電源喪失
- 2.2 崩壊熱除去機能喪失
- 2.3 原子炉冷却材の流出
- 2.4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(1/5) 事象の概要

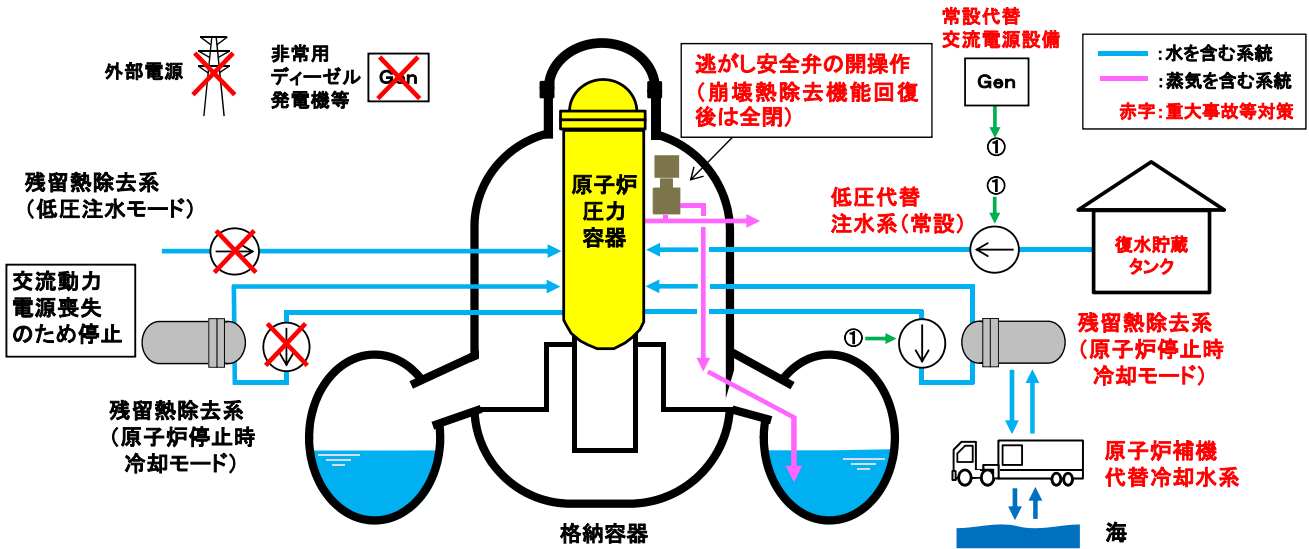
8

全交流動力電源喪失の特徴

運転停止中において外部電源及び非常用ディーゼル発電機等が機能を喪失し、全交流動力電源喪失に至る。そのため、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能を喪失し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る

全交流動力電源喪失の対策概要

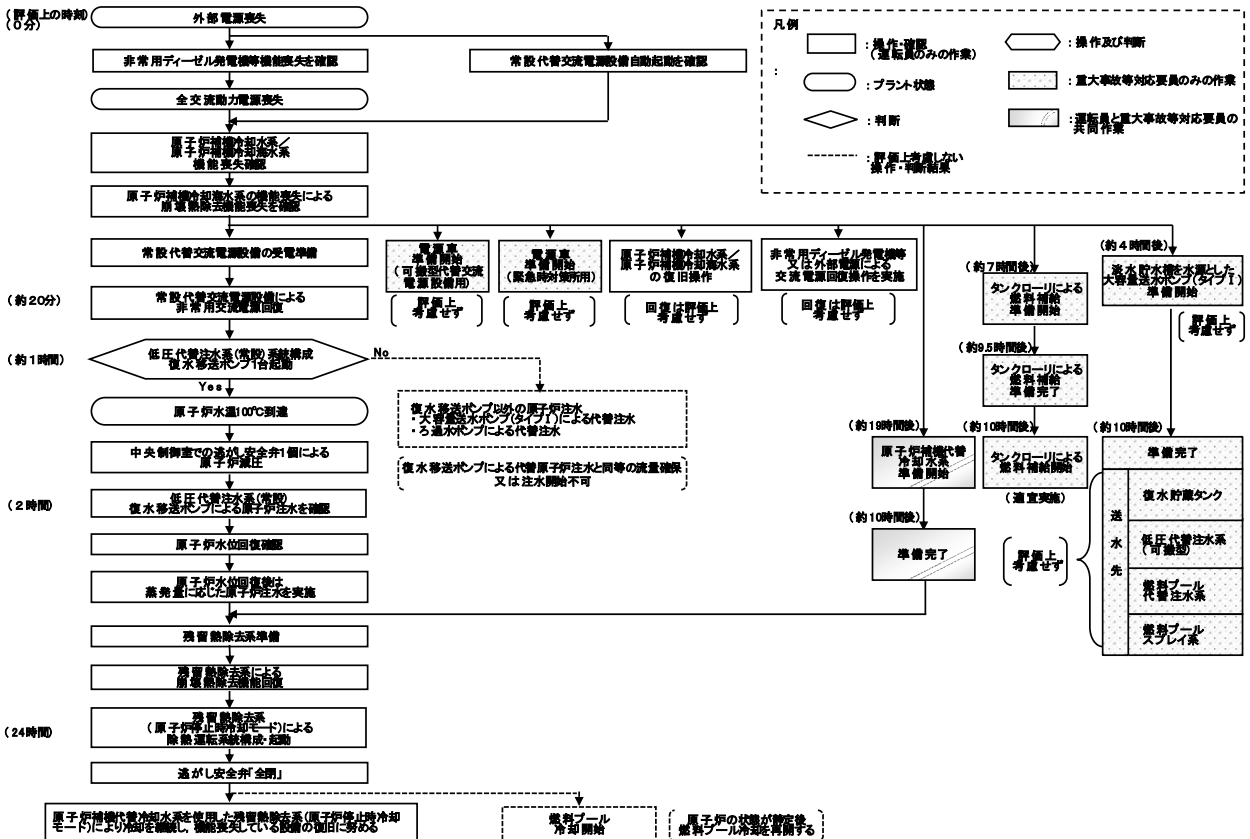
- ・常設代替交流電源設備による受電を開始し、低圧代替注水系(常設)により炉心を冷却
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による格納容器からの除熱



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(2/5) 対応手順の概要

9



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

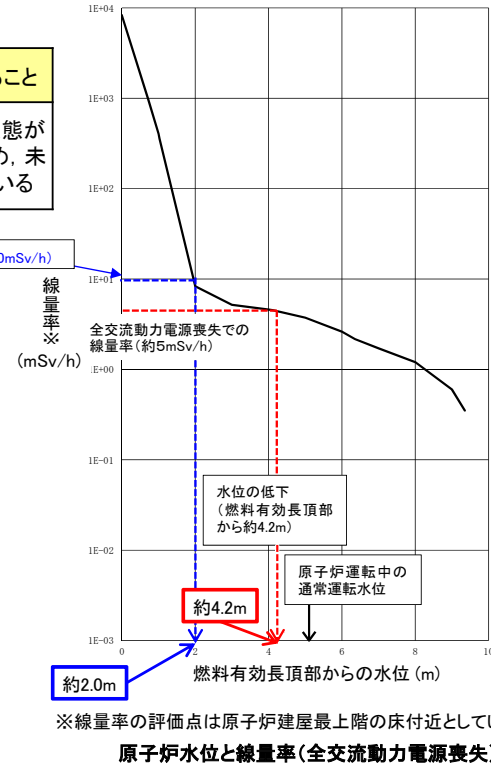
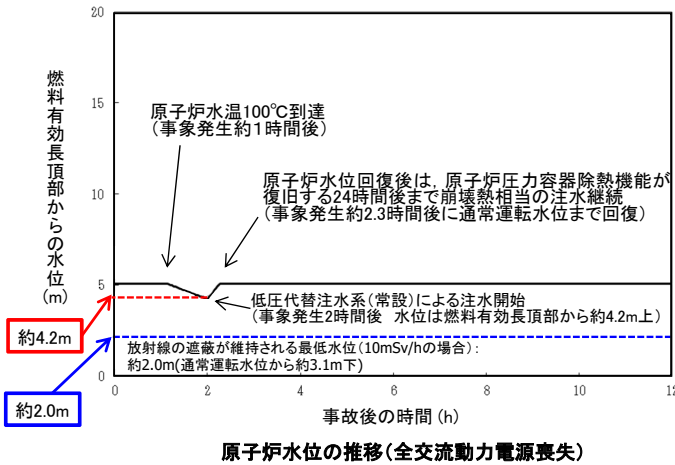
2.1 全交流動力電源喪失(3/5) 有効性評価の結果

10

- ・全交流動力電源喪失における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・全交流動力電源喪失における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

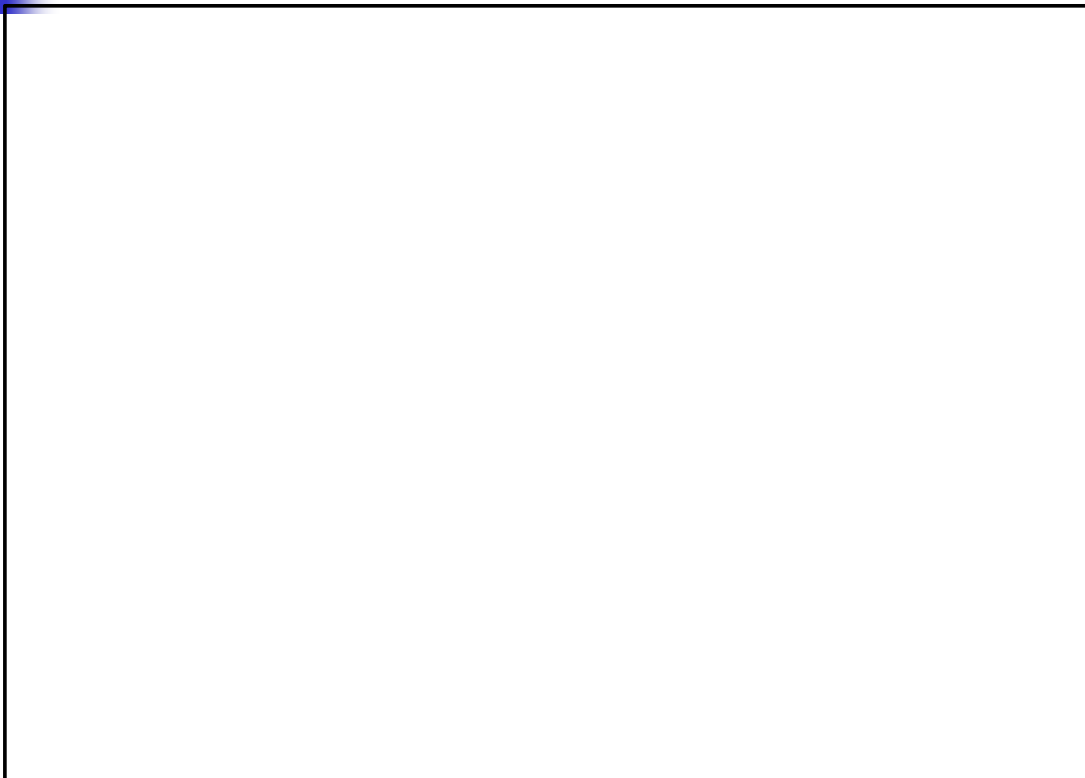
判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(4/5) 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート

11



可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート例

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 全交流動力電源喪失(5/5) 必要な要員及び資源の評価

12

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を示す。

表 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保する要員数又は数量
要員	28名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	29名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:18名 〕
水源	約534m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約372kL	約900kL
電源	約3,948kW	約6,000kW

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保することから、重大事故等への対応は可能である。

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2. 1 全交流動力電源喪失
- 2. 2 崩壊熱除去機能喪失
- 2. 3 原子炉冷却材の流出
- 2. 4 反応度の誤投入

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 崩壊熱除去機能喪失(1/2) 事象の概要

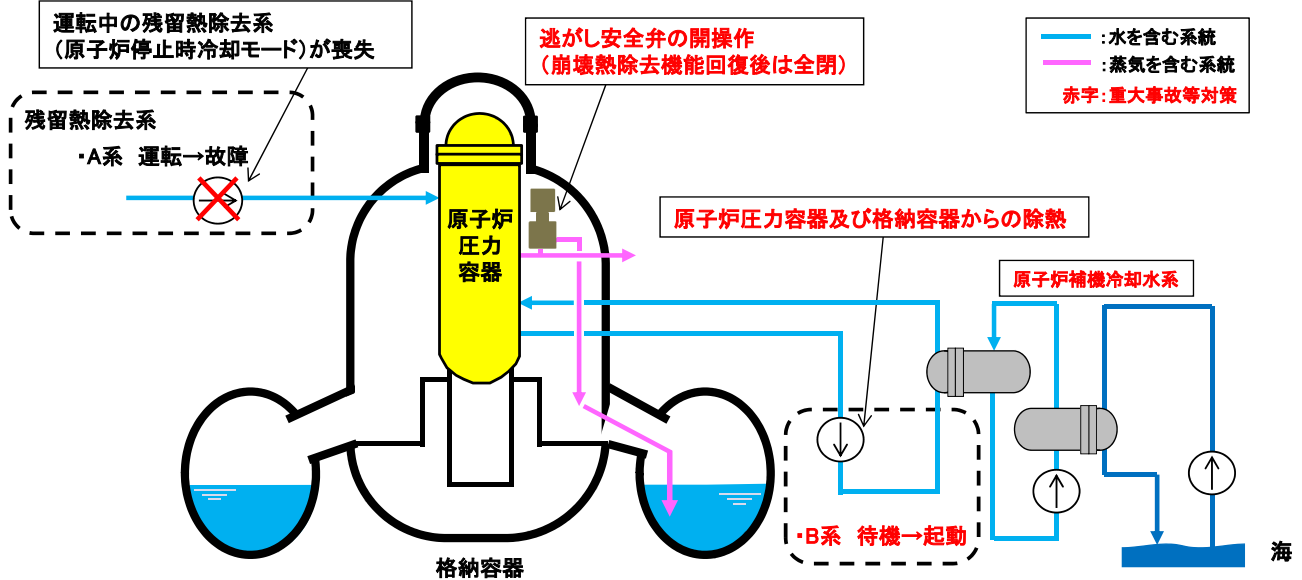
14

崩壊熱除去機能喪失の特徴

残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る

崩壊熱除去機能喪失の対策概要

- ・待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水
- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

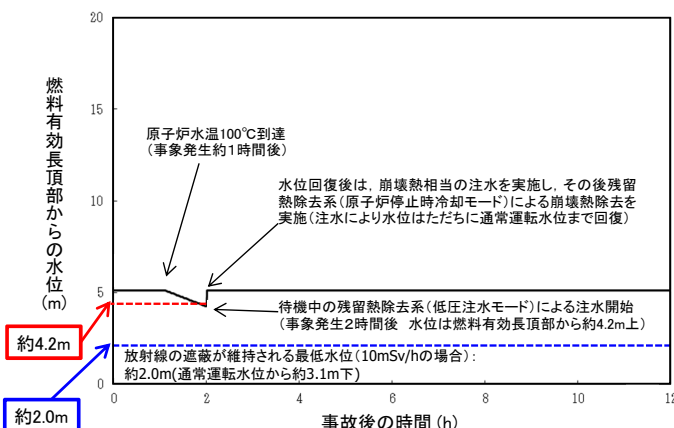
2.2 崩壊熱除去機能喪失(2/2) 有効性評価の結果

15

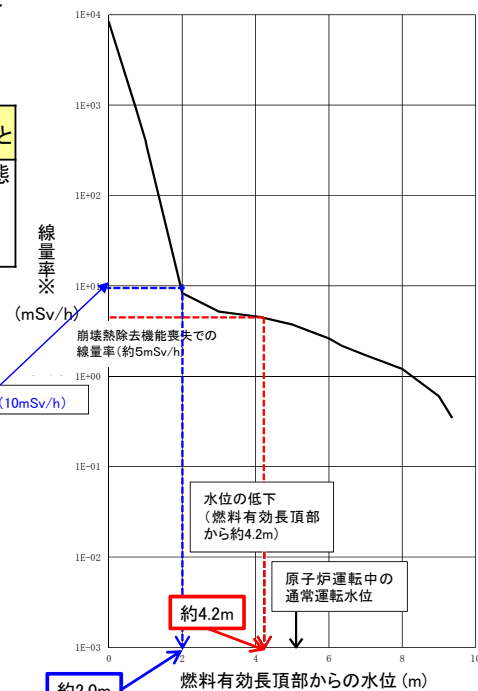
- ・崩壊熱除去機能喪失における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・崩壊熱除去機能喪失における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている



原子炉水位の推移(崩壊熱除去機能喪失)



※線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている

原子炉水位と線量率(崩壊熱除去機能喪失)

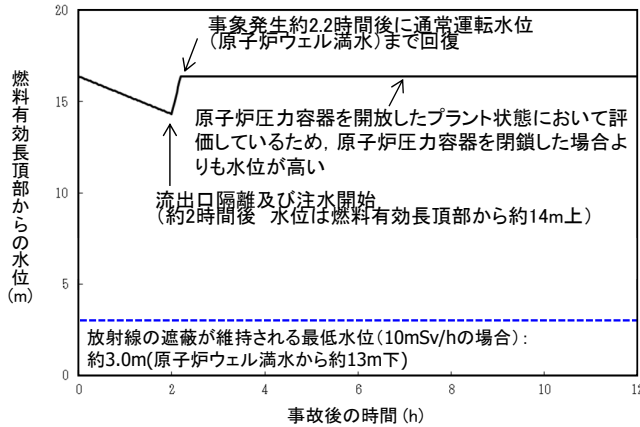
2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.3 原子炉冷却材の流出(2/2) 有効性評価の結果

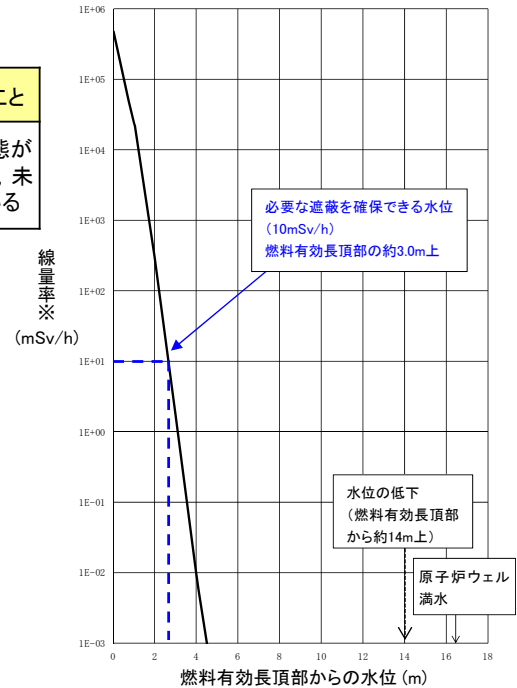
- ・原子炉冷却材の流出における原子炉水位の推移及び原子炉水位と線量率については、図のとおり
- ・原子炉冷却材の流出における評価結果の概要について表に示す

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	原子炉水位は有効燃料長頂部を下回らず、燃料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される	全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている



原子炉水位の推移(原子炉冷却材の流出)



※線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている

原子炉水位と線量率(原子炉冷却材の流出)

2. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

- 2.1 全交流動力電源喪失
- 2.2 崩壊熱除去機能喪失
- 2.3 原子炉冷却材の流出
- 2.4 反応度の誤投入

反応度の誤投入の特徴

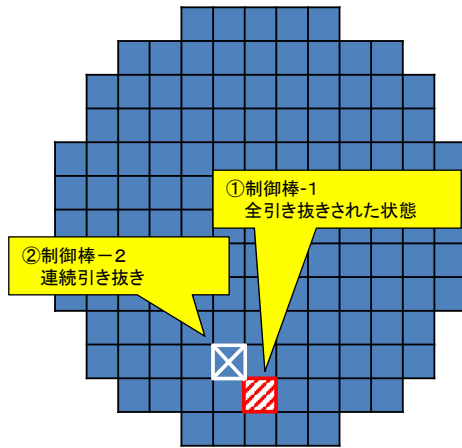
運転停止中において、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に急激に正の反応度が投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより原子炉内燃料体の損傷に至る

反応度の誤投入の対策概要

・起動領域モニタ^{※1}の原子炉周期短信号(原子炉周期10秒)による原子炉スクラム

※1 原子炉起動および停止時の低出力時に用いる中性子の計測装置

事故想定における炉心状態
(原子炉を上から見た図)



- ①制御棒1本(制御棒-1)が全引き抜きされた状態
- ②全引き抜きされている制御棒(制御棒-1)の斜めに隣接の制御棒(制御棒-2)が人的過誤により連続引き抜きされることを想定
 評価を厳しく評価するため、制御棒-1と制御棒-2の組み合わせは、全ての制御棒の組合せの中から実効増倍率^{※2}が最も大きくなる組合せとしている

※2 核分裂連鎖反応前後での中性子個数比を表したものであり、実効増倍率 $k_{eff}=1$ で臨界、 $k_{eff} < 1$ で未臨界となる

■ : 制御棒全挿入

- ・反応度の誤投入における事象変化は、図のとおりであり、一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保されることを確認している
- ・反応度の誤投入における評価結果の概要について下表に示す
- ・燃料エンタルピ[※]については下表のとおりであり、燃料の損傷は生じないことを確認している

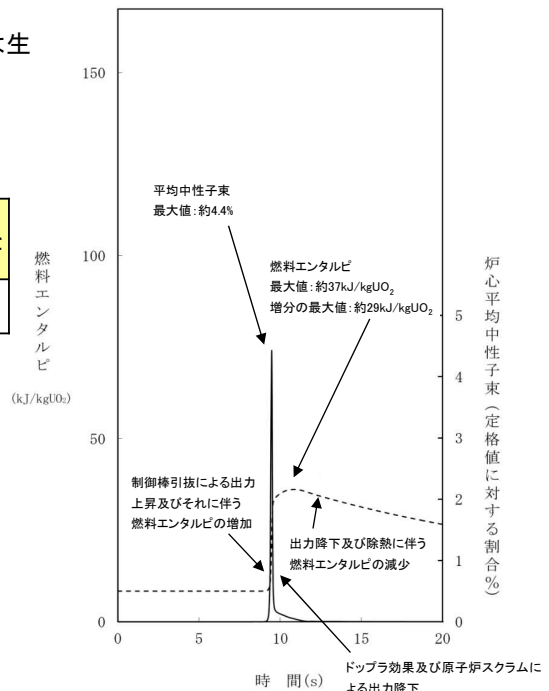
※ 燃料エンタルピは燃料の発熱量を表し、判断基準を超えると燃料破損を起こす可能性が高くなる

表 評価結果の概要

判断基準	燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
評価結果の概要	燃料有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される		原子炉スクラムにより未臨界は確保される

表 反応度の誤投入における燃料エンタルピ評価結果

項目	評価結果	判断基準	備考
燃料エンタルピの最大値	約37kJ/kgUO ₂	272kJ/kgUO ₂ 以下	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針
燃料エンタルピの増分の最大値	約29kJ/kgUO ₂	167kJ/kgUO ₂ 以下	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて



反応度の誤投入における事象変化

3. まとめ

3. まとめ

◆ 選定した事故シナリオに対して有効性評価を実施し、判断基準を満足することを確認した

事故シーケンス グループ	重大事故等 対処設備等	判断基準に対する評価結果の概要		
		燃料有効長頂部が冠水 していること	放射線の遮蔽が維持さ れる水位を確保すること	未臨界を確保すること
崩壊熱除去機能喪失	・待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード)	原子炉水位は有効燃料 長頂部を下回らず、燃 料は冠水維持される	原子炉水位は必要な遮 蔽が維持される最低水 位を下回ることがないた め、放射線の遮蔽は維 持される	全制御棒全挿入状態が維 持されているため、未臨界 は確保されている
全交流動力電源喪失	・低圧代替注水系(常設) ・原子炉補機代替冷却水系 ・常設代替交流電源設備			
原子炉冷却材の流出	・待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード)			
反応度の誤投入	—	原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効 長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維 持される		原子炉スクラムにより未臨 界は確保される

4. 適合性審査状況

4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)

25

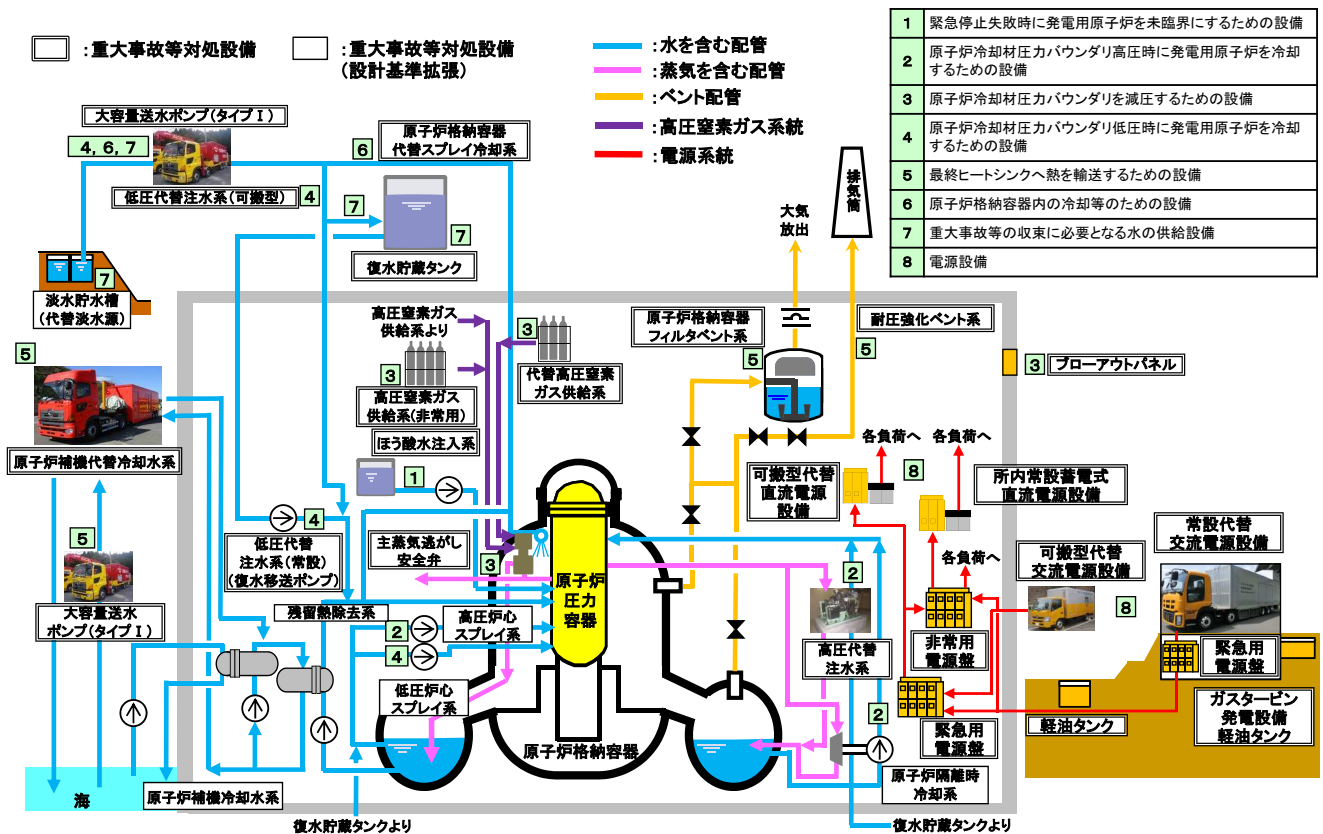
- ◆ 第545回審査会合(平成30年2月8日)において, 過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており, 特段のコメントはなかった

審査会合での主な指摘事項

No	分類	事故シーケンスグループ	項目	審査会合日	回答
1	指摘事項	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	注水だけで除熱ができることを定量的に説明すること。(原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について説明すること)	H27.3.17	格納容器圧力が炉心損傷前ベントの基準に到達する時間を評価し, 原子炉補機代替冷却水系による崩壊熱除去機能復旧の時間余裕が十分確保されていることを確認した。
2	指摘事項	反応度の誤投入	制御棒誤引抜以外を選定しなかった理由を説明すること。	H27.3.17	「燃料の誤装荷」, 「制御棒を複数引き抜く試験」, 「過去に発生した反応度投入事例」について, 発生の有無及び投入される反応度の観点から, 「制御棒の誤引き抜き」(制御棒の連続引き抜き)を重要事故シーケンスとして選定した。

5. 参考

5. 参考 女川2号炉の炉心損傷防止対策における対策設備の概要



新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

-使用済燃料貯蔵槽における
燃料損傷防止対策の有効性評価

平成30年6月15日

東北電力株式会社

枠囲いの内容は、防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2018, Tohoku Electric Power Co., Inc.

目次

1

1. はじめに
2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と
主な対策
 - 2.1 想定事故1
 - 2.2 想定事故2
3. まとめ
4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)

1. はじめに

1. はじめに(有効性評価の全体概要)

3

新規制基準では、福島第一原子力発電所事故を踏まえて実施してきた重大事故等対策の有効性について、以下の手順で評価することが求められている※

- ① 重大事故等対策が実施されていない状態を仮定して、内部事象(機器故障・人的ミス等)や外部事象(地震・津波)が原因となって重大事故に至る確率を評価(確率論的リスク評価:PRA)
- ② ①の評価結果を踏まえ、重大事故が進展するシナリオを選定(事故シーケンスの選定)
- ③ 実施されている重大事故等対策が有効に機能するかを評価(有効性評価)

ただし、「使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策」においては、規則の解釈※に基づき、必ず想定する2ケースの事故(想定事故1および想定事故2)に対して、有効性評価を行う(上記のうち、③のみ実施)。

有効性評価

選定された事故シーケンスに対し、安全対策が有効に機能し、炉心損傷や格納容器破損等を防止できることを評価(設備面、運用面(体制・手順等)の安全対策、操作・作業に必要な時間も考慮)

有効性評価の内容※

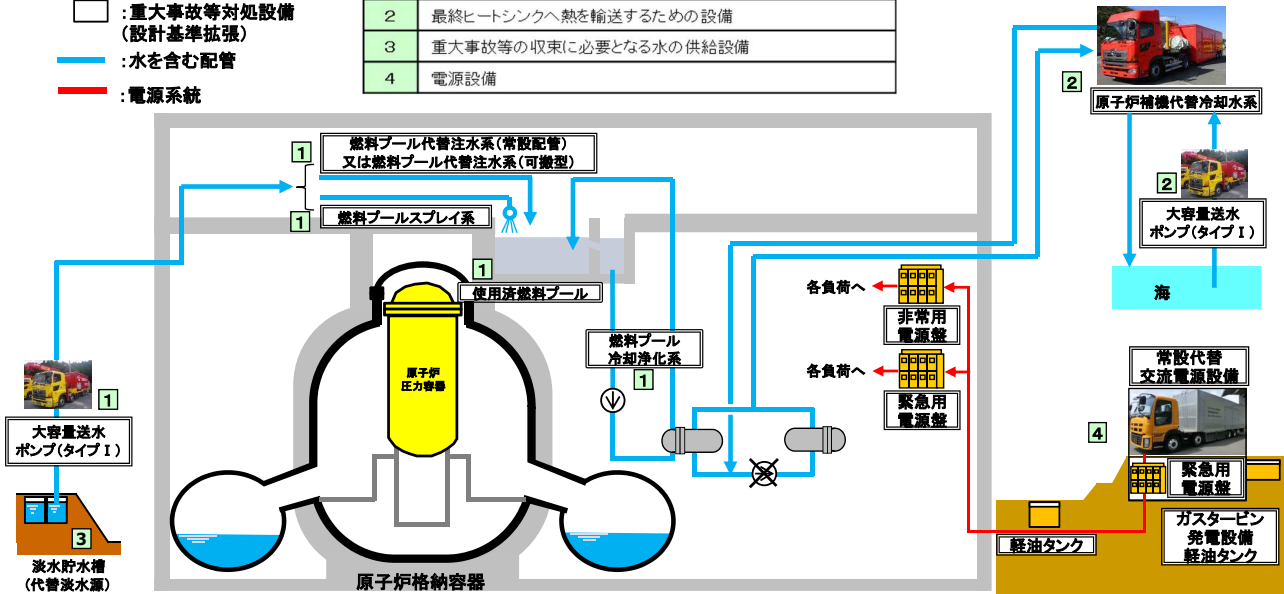
- | | |
|-------------------------|-------------------|
| ① 炉心損傷防止対策 | ← 今後、ご説明予定 |
| ② 原子炉格納容器破損防止対策 | ← 今後、ご説明予定 |
| ③ 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策 | ← 本日のご説明範囲 |
| ④ 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策 | ← 第14回安全性検討会でご説明済 |

※ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

1. はじめに(有効性評価の全体概要)

- : 重大事故等対策設備
- : 重大事故等対策設備 (設計基準拡張)
- : 水を含む配管
- : 電源系統

- | | |
|---|----------------------|
| 1 | 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 |
| 2 | 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 |
| 3 | 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 |
| 4 | 電源設備 |



女川2号炉の使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の対策設備の概要例

1. はじめに(有効性評価の概要)

<有効性評価の内容>

燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

・想定事故1

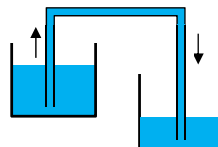
燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

・想定事故2

サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、燃料プールの水位が低下する事故

サイフォン現象とは

高低差のある2地点が、液体で満たされた管でつながれた場合、高い位置から低い位置に液体が移動する現象



<有効性評価における確認内容>

- 計算プログラム等を使用した評価により判断基準*を満足することを確認する
燃料プールにおける燃料損傷防止にかかる判断基準

- i) 燃料有効長頂部が冠水していること
- ii) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
- iii) 未臨界が維持されていること

* 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈

- 事故時の環境、必要な作業項目および時間等を考慮しても、対応手順の成立性があることを確認する
- 事故収束に必要な要員(運転員、重大事故等対策要員等)および資源(水源、燃料(軽油)、電気等)が確保されていることを確認する

2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 想定事故1

2.2 想定事故2

2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 想定事故1(1/4) 事象の概要

7

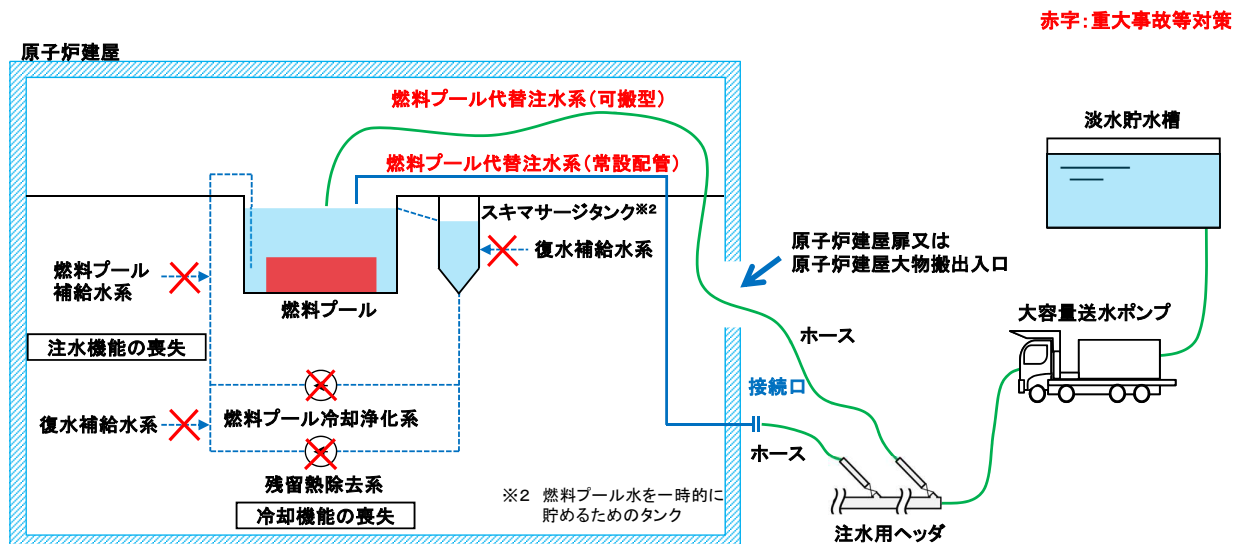
想定事故1の特徴

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、水温が上昇しやがて沸騰することにより、水位が低下^{※1}し燃料が露出して損傷に至る事故

※1 評価にあたっては、水位低下量を大きく評価するため、崩壊熱による蒸発量が大きくなるよう、燃料プールには容量最大数の燃料が貯蔵されている状態を想定

想定事故1の対策概要

・大容量送水ポンプによる注水



2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 想定事故1(2/4) 有効性評価の結果

8

- ・想定事故1における燃料プール水位の推移は、図1のとおり
- ・想定事故1における評価結果の概要について表1に示す

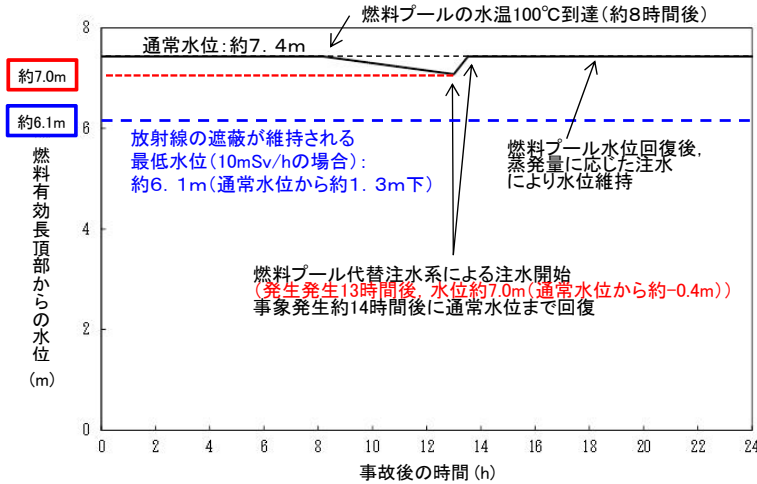


図1 燃料プール水位の推移(想定事故1)

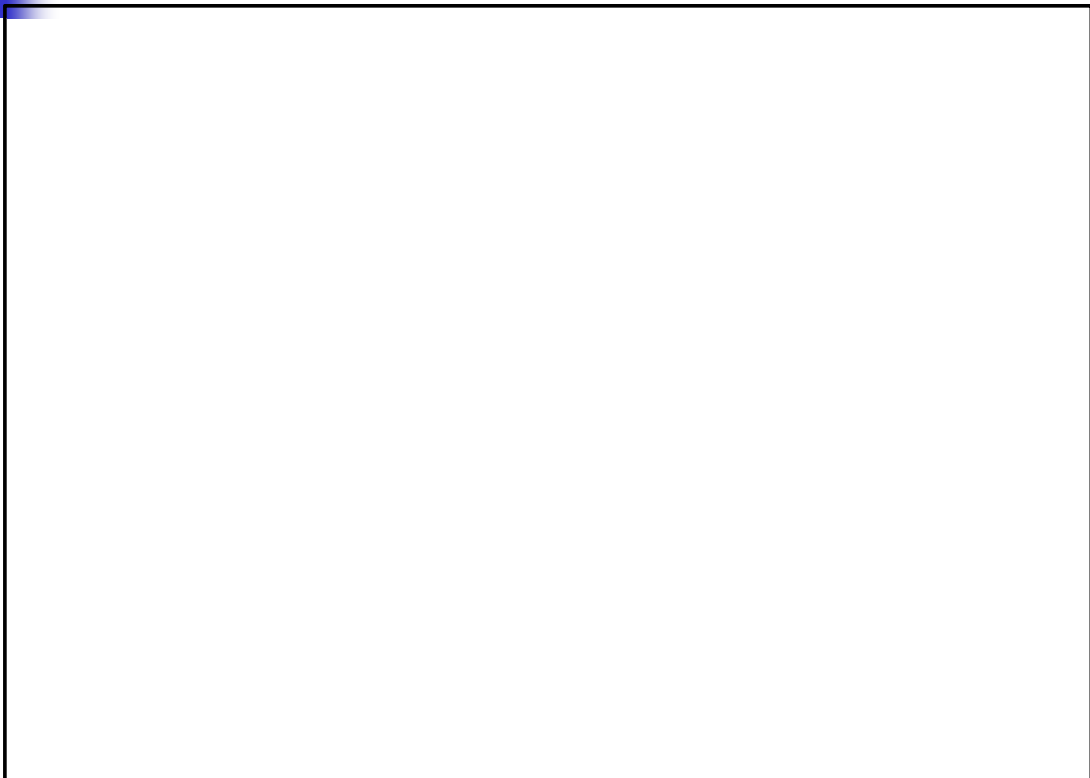
表1 想定事故1における評価結果の概要

判断基準	評価結果の概要
燃料有効長頂部が冠水していること	燃料プール水位は有効燃料長頂部を下回ることではないため、 燃料は冠水維持 される
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	燃料プール水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることではないため、 放射線の遮蔽は維持 される
未臨界が維持されていること	燃料は燃料貯蔵ラックに貯蔵されているため、 未臨界は維持 されている

2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 想定事故1(3/4) 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート

9



可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート例

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2.1 想定事故1(4/4) 必要な要員及び資源の評価

想定事故1における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果は以下のとおりであり、**必要な要員及び資源を確保している**ことから、重大事故等への対応は可能

表 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	28名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕	28名 〔 運転員:5名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名 〕
水源	約1,970m ³	淡水貯水槽:10,000m ³
燃料	約582kL	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.1 想定事故1

2.2 想定事故2

2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 想定事故2(1/3) 事象の概要

12

想定事故2の特徴

燃料プール水の小規模な流出※1が発生するとともに、注水機能が喪失することにより、水位が低下※2し燃料が露出して損傷に至る事故

※1 流出の想定として、残留熱除去系と燃料プール冷却浄化系を比較し、耐震性の観点から燃料プール冷却浄化系での破断を想定

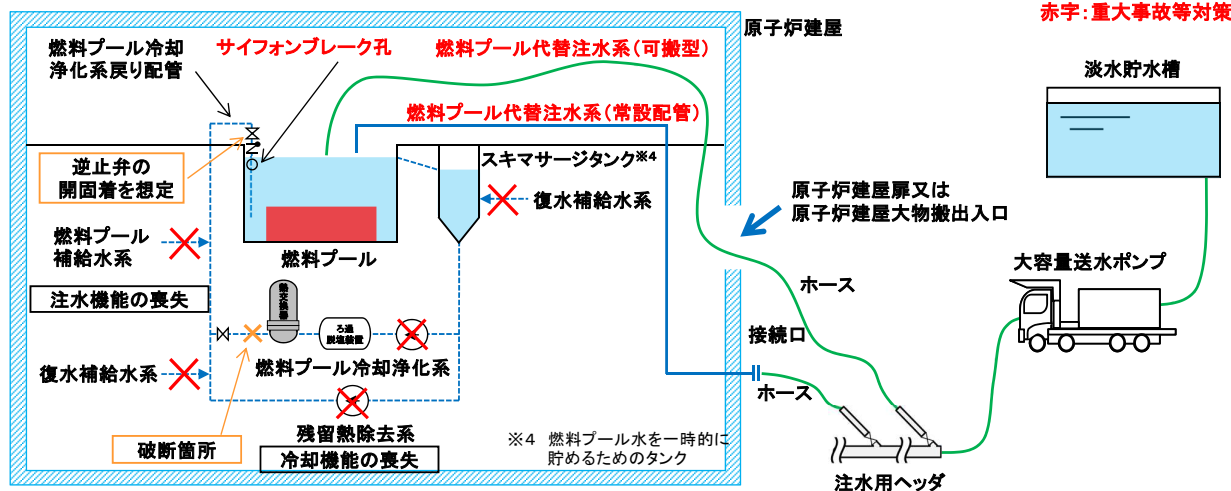
破断箇所は、燃料プール冷却浄化系のうち、水頭圧が大きく、流出速度が大きくなる箇所である熱交換器まわりを想定

※2 評価にあたっては、水位低下量を大きく評価するため、崩壊熱による蒸発量が大きくなるよう、燃料プールには容量最大数の燃料が貯蔵されている状態を想定

想定事故2の対策概要

- ・サイフォンブレイク孔※3による燃料プール水の小規模な流出の停止
- ・大容量送水ポンプによる注水

※3 燃料プール冷却浄化系戻り配管に設けた開口



2. 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の特徴と主な対策

2.2 想定事故2(2/3) 事象の概要

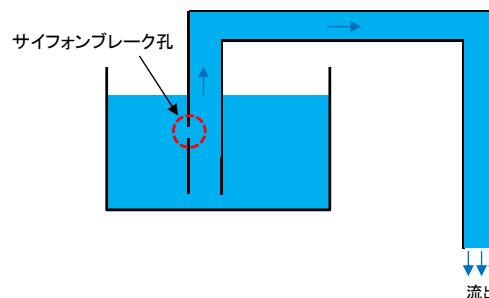
13

サイフォンブレイク孔



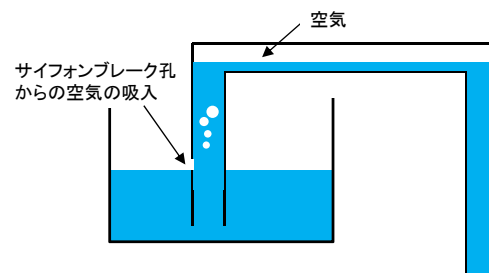
サイフォン現象発生時

- ・水の流出にともない、水位低下が発生



水位低下後

- ・サイフォンブレイク孔位置まで水位が低下した時点で空気が吸入
- ・配管内に空気が入り込むことでサイフォン現象が収まり、流出が停止



- ・想定事故2における燃料プール水位の推移は、図2のとおり
- ・想定事故2における評価結果の概要について表2に示す

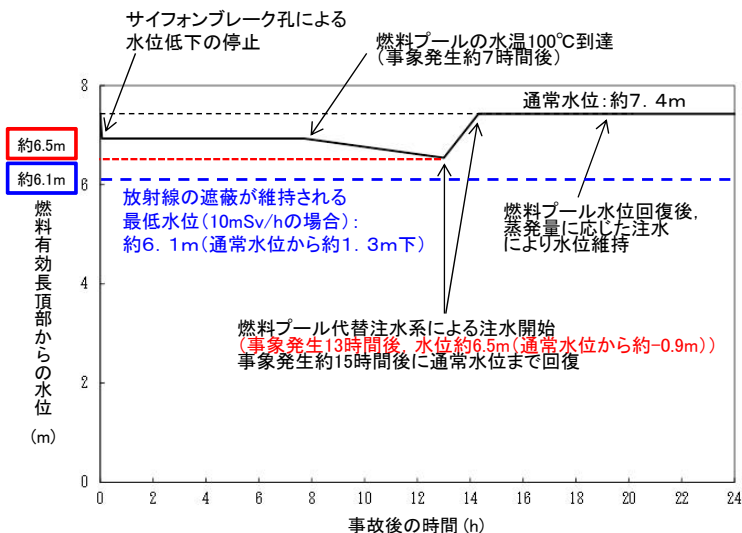


図2 燃料プール水位の推移(想定事故2)

表2 想定事故2における評価結果の概要

判断基準	評価結果の概要
燃料有効長頂部が冠水していること	燃料プール水位は有効燃料長頂部を下回ることはないため、燃料は冠水維持される
放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	燃料プール水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることはないため、放射線の遮蔽は維持される
未臨界が維持されていること	燃料は燃料貯蔵ラックに貯蔵されているため、未臨界は維持されている

3. まとめ

3. まとめ

◆ 想定事故1および想定事故2に対して有効性評価を実施し、判断基準を満足することを確認した

想定事故	重大事故等対処設備等	判断基準に対する評価結果の概要		
		燃料有効長頂部が冠水していること	放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること	未臨界を確保すること
想定事故1	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系（可搬型） 燃料プール代替注水系（常設配管） 	燃料プール水位は有効燃料長頂部を下回ることではないため、燃料は冠水維持される	燃料プール水位は必要な遮蔽が維持される最低水位を下回ることはないため、放射線の遮蔽は維持される	燃料は燃料貯蔵ラックに貯蔵されているため、未臨界は維持されている
想定事故2	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール代替注水系（可搬型） 燃料プール代替注水系（常設配管） サイフォンブレイク孔 			

4. 適合性審査状況

4. 適合性審査状況(審査会合での指摘事項に対する回答)

- ◆ 第572回審査会合(平成30年5月17日)において、過去の審査会合における指摘事項に対して回答を実施しており、特段のコメントはなかった

審査会合での主な指摘事項

No	分類	項目	審査会合日	回答
1	指摘事項	想定事故2の燃料プールの初期温度を100℃とした不確かさの評価において、遮へいが維持される水位までの時間約10.8時間に対し、有効性評価では注水可能となる時間を13時間後としている。約10.8時間以降は、高線量環境下での作業となるため、被ばく線量の観点から常設配管による対応についても検討すること。	H29.12.26	燃料プール周辺の線量率上昇時、スロッシング発生時等においても確実な対応が可能となるよう、燃料プール代替注水系(常設配管)を重大事故等対処設備と位置付けることとした。
2	指摘事項	想定事故1及び想定事故2が発生した場合の対応について、注水ヘッダ及びホースを使用して使用済燃料プールに注水しているが、これらの設置に係る作業成立性を説明するとともに、注水ヘッダ及びホースを車両等で運搬・敷設するのであれば、これらの規制要求上の位置付けについても整理して提示すること。	H29.12.26	注水用ヘッダ及びホースの運搬・設置は、ホース延長回収車を用いて行うこととしていることから、ホース延長回収車については、重大事故等対処設備と位置付けることとした。

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 3
(意見番号 7 4)

* 論点番号 6 6 (意見番号 5 6) と重複する資料は省略

【関連質問への回答】
 新規制基準適合性審査申請
 重大事故等対処施設
 <(8)重大事故対策>
 その他
 (No.74関連)

令和元年10月23日
 東北電力株式会社

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1

1. 論点No.74関連質問への回答(1/4)

第18回検討会資料(抜粋)

【論点No.74関連質問】

事故が起きた後の復旧に向けた対応について、訓練等も含めて一度説明いただきたい。【兼本委員】

➤ 重大事故等発生時の対応例(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)(TW))

	▽事象発生	▽約4時間後	▽約7時間後	▽約10時間後 大容量送水ポンプ (タイプI)準備完了	▽約19時間後 原子炉補機代替 冷却水系準備完了	▽約24時間後 原子炉補機代替冷却水系を 用いた残留熱除去系による 格納容器除熱開始
発電所対策本部要員:6名 ・事故対応指揮:1名 ・重大事故等対応要員への指示:1名 ・情報収集等:2名 ・消火活動指揮等:2名						
運転員:7名 ・発電課長:1名 ・発電副長:1名 ・運転員(中央制御室操作):3名 ・運転員(現場操作):2名						
重大事故等対応要員:6名 ・アクセスルート状況確認(ルート1):2名 ・アクセスルート状況確認(ルート2):2名 ・アクセスルート復旧:2名	状況確認 (ルート1, 2) ① アクセスルート 復旧 ①					
重大事故等対応要員:9名 ・大容量送水ポンプ(タイプI)設置等:3名 ・ホース敷設、接続等:3名 ・注水用ヘッダ設置等:3名			大容量送水ポンプ(タイプI)設置 (目的:復水貯蔵タンクへの補給) ②		原子炉補機代替冷却水系 設置(目的:残留熱除去系 等への冷却水供給) ③	
重大事故等対応要員:2名 ・給油準備、給油:2名			給油準備 ④			大容量送水ポンプ(タイプI)及び 原子炉補機代替冷却水系への給油(適宜実施)

1. 論点No.74関連質問への回答(2/4)

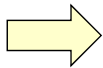
➤ 作業の成立性について

- 下記のとおり、訓練実績を踏まえて想定時間を設定している。

重大事故等対応要員が実施する個別の作業(例)

作業項目	訓練実績 (模擬操作を含む)	想定時間
①アクセスルート状況確認・ルート復旧	(ルート1)2時間28分 (ルート2)3時間50分	4時間
②大容量送水ポンプ(タイプI)設置 (目的:復水貯蔵タンクへの補給)	5時間10分	6時間20分
③原子炉補機代替冷却水系設置 (目的:残留熱除去系等への冷却水供給)	7時間15分	9時間
④給油準備	2時間	2時間15分

- 個別の作業ごとに、各要員にて想定時間内に作業が実施できることを確認する。
- さらに、個別の作業を、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるかの検証を行う。



重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。







1. 論点No.74関連質問への回答(3/4)

重大事故等対策の対処に係る教育訓練

➤ 作業項目ごとに要員の力量維持及び向上を図るため個別訓練を実施

➤ 非常事態に対処するための総合的な訓練として総合訓練を実施

- それぞれの訓練は計画に基づいて年1回以上実施
- 教育及び訓練により、操作が必要な要員数及び想定時間で効率的かつ確実に実施できることを訓練で確認

個別訓練	総合訓練
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保、可搬型設備を使用した給水確保等の対応に係る個別訓練を実施 ➤ 中央制御室の運転員が行う操作は、シミュレータを用いた教育訓練を実施 ➤ 重大事故等対策に関する教育及び訓練として手順の内容理解(作業の目的、事故シナリオとの関係等)や資機材の取扱い方法等の習得を図るため年1回以上個別訓練を実施 ➤ 年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子力防災管理者の指揮のもと、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施 ➤ 発電所対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等の訓練を実施し、発電所と本店等のコミュニケーションの強化を図る ➤ オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携(協力量議等)、社外への情報提供(模擬記者会見訓練)等を実施
 <p>がれき撤去に係る訓練</p>  <p>給水確保に係る訓練</p>  <p>電源確保に係る訓練</p>  <p>シミュレータ訓練</p>	  <p>総合訓練風景(発電所対策本部)</p>

1. 論点No.74関連質問への回答(4/4)

重大事故等対策の対処に係る教育訓練

シビアアクシデントの状況(高線量, 暗闇等)を想定した訓練

- 放射線防護具及び資機材等を使用し, 様々な状況を想定した訓練を実施
- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候)
 - ・作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
- 訓練により防護具等の着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練により, 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認

放射線防護具類を着用した一例



注水ヘッダへのホース接続



ホース敷設, 接続

暗所環境で照明器具を用いた一例



中央制御室で照明器具を使用した状態



ヘッドライトを使用した状態での弁の開閉操作

2. 論点No.74関連質問への回答(1/2)

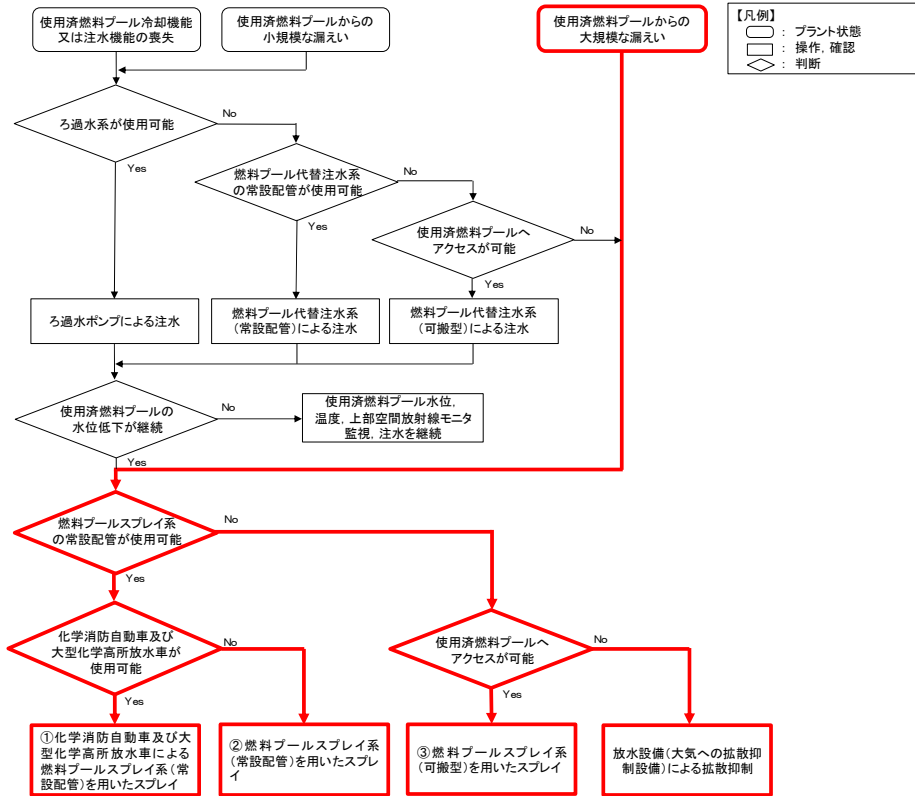
【論点No.74関連質問】

燃料プールの想定事故2では, プールからの小規模な流出を想定しているが, 大規模流出が発生することもあり得ると思う。そういった場合の検討はしていないのか。(第15回)【鈴木委員】

使用済燃料プールからの小規模な流出の場合だけでなく, 大規模流出が発生する場合も考慮して対策の検討を行っており, 以下の対応を実施することとしている。

- 使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合は, ろ過水ポンプ, 燃料プール代替注水系(常設配管)又は燃料プール代替注水系(可搬型)による注水を行い, 使用済燃料プールの水位を維持することとしており, これらは, 想定事故2にて有効性を確認している。
- 使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいが発生した場合においては, 大容量送水ポンプ(タイプ I)を用いた燃料プールのスプレイ系(常設配管), 燃料プールのスプレイ系(可搬型)を使用した燃料損傷の緩和対策を実施するが, 化学消防自動車及び大型化学高所放水車が使用できる場合には, 手順着手からスプレイまでの時間が比較的短い化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系を優先して使用する。
- さらに, これらのスプレイ手段が使用できない場合には, 放水設備(大気への拡散抑制設備)による原子炉建屋への放水を実施する。
- 使用済燃料プールからの水の漏えいが発生した場合の手段の選択フロー図を次頁に示す。

2. 論点No.74関連質問への回答(2/2)



使用済燃料プールからの水の漏えいが発生した場合の手段の選択フロー図

2. 論点No.74関連質問への回答<参考>

■使用済燃料プールからの大規模な水の漏えいが発生した場合における、使用済燃料プールへのスプレイ手段については、以下のとおり。

➢ 燃料プールのスプレイ系(常設配管)の配備【新設】

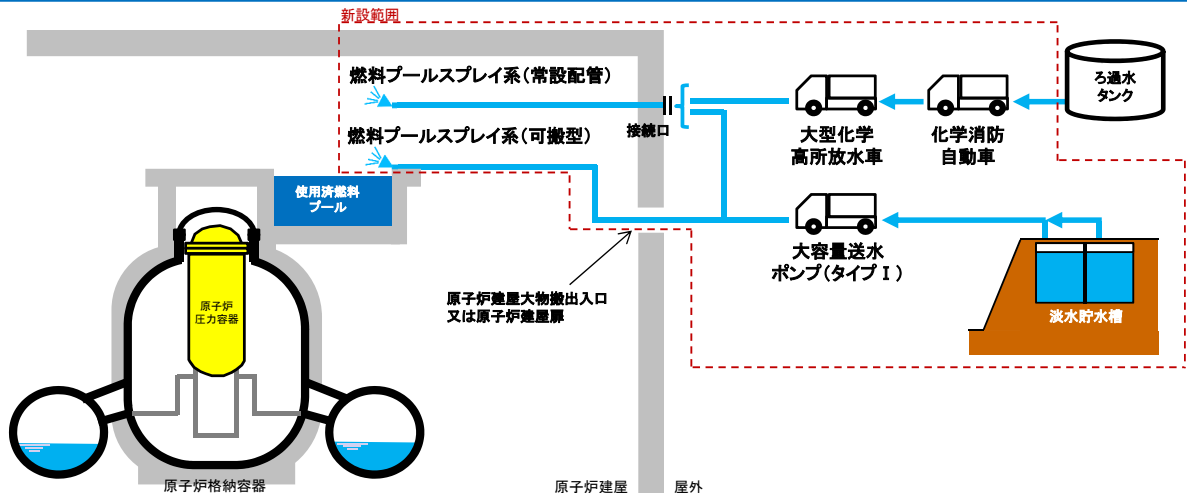
- ・大容量送水ポンプ(タイプI)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水を原子炉建屋内の常設配管、スプレイノズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ

➢ 燃料プールのスプレイ系(可搬型)の配備【新設】

- ・大容量送水ポンプ(タイプI)を用いて、代替淡水源(淡水貯水槽)の水をホース、スプレイノズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ

➢ 化学消防自動車及び大型化学高所放水車による燃料プールのスプレイ系(常設配管)の配備【新設】

- ・大型化学高所放水車及び化学消防自動車を用いて、ろ過水タンクの水を原子炉建屋内の常設配管、スプレイノズルを通じて使用済燃料プールにスプレイ



女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 4
(意見番号 7 5)

* 資料は論点番号 6 8 (意見番号 6 9) と重複するため省略

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 5
(意見番号 7 6)

* 資料は論点番号 6 7 (意見番号 6 7) と重複するため省略

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 6
(意見番号 7 7)

* 論点番号 6 7 (意見番号 6 7) および
論点番号 6 8 (意見番号 6 9) と重複する資料は省略

【関連質問への回答】
 新規制基準適合性審査申請
 重大事故等対処施設
 <(8)重大事故対策>
 -格納容器破損防止



令和元年10月23日
 東北電力株式会社

* 当日の配布資料に対する委員
 コメントを踏まえて一部修正

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2019, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1. 論点No.77関連質問への回答(1/3)

1

【論点No.77関連質問】

- フィルタベントの実施判断に使用する圧力計に不具合があった場合等、圧力以外によるベント判断基準について説明すること。【長谷川副座長、岩崎委員】

■フィルタベントの運用

- フィルタベントを実施する際には、サプレッションチェンバ(圧力抑制室)のプール水によるスクラビング効果により放射性物質の排出抑制を期待できるサプレッションチェンバ側からのベントを優先することから、ベント判断基準として圧力抑制室圧力を監視し、ベント操作を行う。
- 圧力抑制室圧力に不具合があった場合は、ドライウェル圧力、圧力抑制室内空気温度等の代替パラメータにより、ベント操作を行う(代替パラメータの詳細は次頁に記載)。
- なお、フィルタベントの判断基準としては、圧力抑制室圧力以外にも格納容器内雰囲気温度等の基準がある。

以下、再掲(抜粋) フィルタベントの判断基準

(1)ベントの準備、実施判断基準について

a. 炉心損傷前の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	[ベント準備] 格納容器圧力0.384MPa[gage] (0.9Pd)到達
	[ベント実施] 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pd)到達

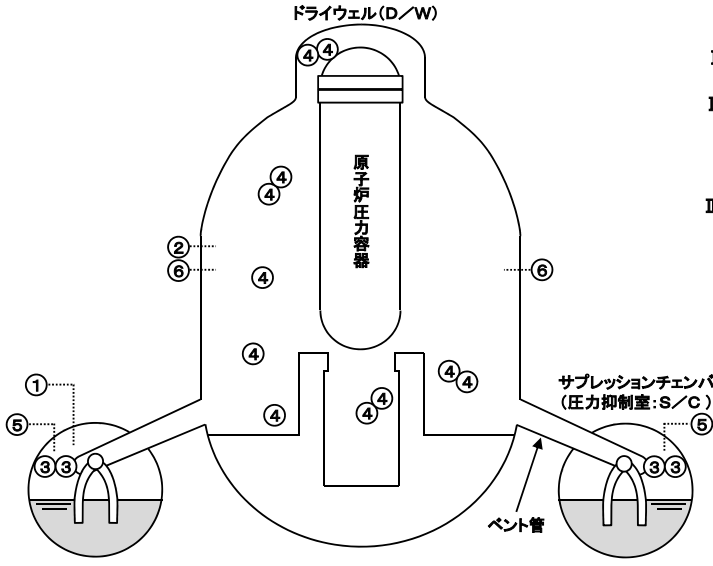
b. 炉心損傷判断後の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷判断後	[ベント準備] 格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達
	[ベント実施] 外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」)到達

上記のほか、下記のような場合にもベント実施の判断をする。
 ・格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.3vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合
 ・原子炉建屋内水素濃度が2.3vol%に到達した場合
 ・格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合

1. 論点No.77関連質問への回答(2/3)

■計器の故障等により、圧力抑制室圧力の計測が困難となった場合には、「推定手順と優先順位」に示すⅠ～Ⅳの順で代替パラメータにより圧力抑制室圧力を推定する。

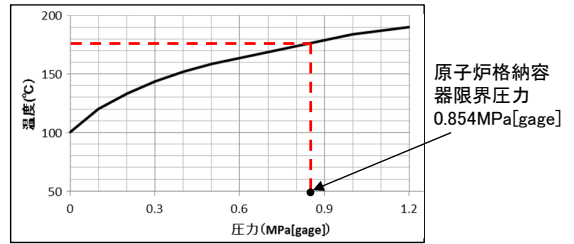


計装設備の仕様

名称	計測範囲	種類	個数	名称	計測範囲	種類	個数
① S/C圧力	0~1MPa	弾性圧力検出器	1	④ D/W温度	0~300℃	熱電対	11
② D/W圧力	0~1MPa	弾性圧力検出器	1	⑤ S/C圧力(常用計器)	0~0.6MPa	弾性圧力検出器	2
③ S/C内空気温度	0~300℃	熱電対	4	⑥ D/W圧力(常用計器)	0~0.6MPa	弾性圧力検出器	2

推定手順と優先順位

- I S/C圧力(①)による監視※1
故障等 ※1: S/C圧力の誤差: ±0.006MPa
- II D/W圧力(②)による監視※2
●D/WとS/Cは、ベント管を介して均圧されるため、両者の圧力は同様の挙動を示す。
故障等 ※2: D/W圧力の誤差: ±0.006MPa
- III S/C内空気温度(③)又はD/W温度(④)による推定
●原子炉格納容器内が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係(下図)を利用して、S/C内空気温度又はD/W温度による推定が可能。
●S/C内空気温度の誤差±3.1℃、D/W温度の誤差±2.7℃を考慮した上で推定。(例えば、飽和温度が約178℃の場合、下図よりS/C圧力は0.854MPaとなるが、S/C内空気温度の誤差±3.1℃を圧力換算し、0.854±0.07MPaとして推定)

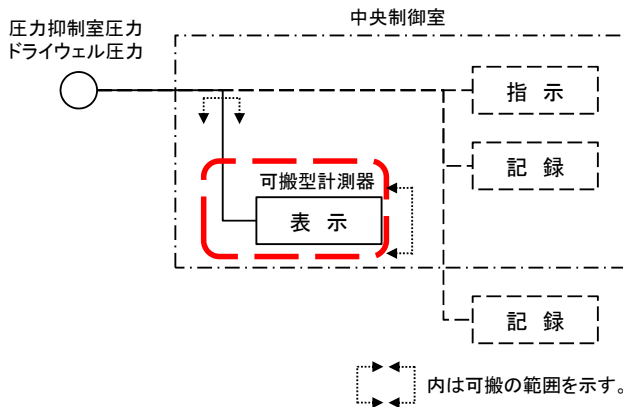


飽和温度/圧力の関係

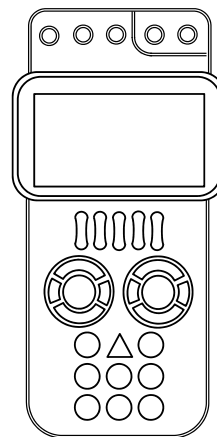
- 故障等
- IV S/C圧力(常用計器)(⑤)又はD/W圧力(常用計器)(⑥)による監視※3
●常用計器のため、重大事故等に対する耐震性及び耐環境性はないが、監視可能であれば、同じ仕様の圧力計であり、0~0.6MPaの範囲で推定が可能。
※3: S/C圧力(常用計器)及びD/W圧力(常用計器)の誤差: ±0.006MPa

1. 論点No.77関連質問への回答(3/3)

■更なる対策として、代替電源の喪失等、不測の事態を想定した場合でも、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、注水量等の特に重要なパラメータの測定が可能となるよう、乾電池を電源とする可搬型計測器を配備(測定値と換算表により対象パラメータを把握)



可搬型計測器を用いた計測概略構成図
(圧力抑制室圧力及びドライウェル圧力の場合)



(換算表の例)

測定値(mA)	圧力(MPa)
4.000	0
8.000	0.25
12.000	0.5
16.000	0.75
?	?
17.663	0.85394
17.664	0.854
17.665	0.85406
?	?
20.000	1

可搬型計測器の例

- ・配備数 : 26個(予備26個)
- ・保管場所 : 中央制御室
緊急時対策所(予備)
- ・測定場所 : 中央制御室

【関連質問】

- 格納容器の破損防止の有効性評価で使用している解析コードMAAPによる解析結果と、原子力規制委員会が所有する解析コードMELCORによる解析結果が同様の傾向であることを示して欲しい。

【岩崎委員】

【はじめに】

- 原子力規制委員会では、代表的なBWRプラント(ABWR及びBWR5 Mark-I改良型)を対象とし、シビアアクシデント(SA)総合解析コードMELCORを用いた格納容器破損に至る事故シーケンスの事象進展解析を実施し、その特徴を整理している^[1]。
- MELCORは、米国原子力規制委員会(NRC)が開発した解析コードであり、事業者が使用しているMAAPコードと同様に、幅広いSA現象を扱うことが可能である。MAAPコードと同等な解析機能を有しており、原子炉/格納容器内の熱流動挙動に加え、炉心の加熱・昇温、損傷及び溶融移行挙動など、SA時に発生しうる物理化学現象を評価することが可能である。
- 次ページ以降では、BWR5を対象として、MAAPコードを用いて実施した解析結果とMELCORコードを用いて実施した解析結果の比較を行い、挙動の差異について整理する。

[1]原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

【主要解析条件】

- 国内代表BWR5プラントのLOCA時注水機能喪失シナリオを想定し、代替注水系により原子炉圧力容器の健全性は維持され、格納容器過圧破損防止のために格納容器圧力逃がし装置により格納容器除熱を行うシーケンスを対象として整理
- 想定事象、初期条件、境界条件は可能な限り同一とし、物理現象モデルの相違による影響を確認

主要解析条件^[1]

項目	解析条件
想定事象	再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断
電源	全交流電源喪失/直流電源利用可能
機能喪失の想定	非常用炉心冷却系
低圧代替注水	30分後に200m ³ /hの注水を開始し、水位回復後は崩壊熱による蒸発量相当の流量に制御
代替格納容器スプレイ	流量: 120m ³ /h 作動条件: 最高使用圧力の1.5倍(640kPa[gage])到達時より間欠運転開始
格納容器圧力逃がし装置	外部水源を用いた積算注水量が4000m ³ 到達時に作動

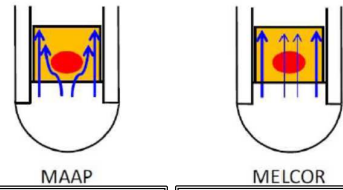
[1]原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(3/6)

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

【主要解析結果】

- 炉心損傷進展に関わる主要なイベント発生タイミングは、MAAP, MELCORで同等
- MELCORの水素発生量評価値は、MAAPの約2倍
 - 右図のとおり、MELCORでは、炉心損傷後にも水蒸気が炉心部に供給されるモデルになっているのに対し、MAAPでは、炉心入口部の流路が閉塞するモデルとなっていることが要因
 - 物理現象の不確かさに関するモデルの相違に起因した差異



MAAP MELCOR
 炉心損傷後、炉心入口部の流路が閉塞し、水蒸気が炉心部に供給されないモデル
 炉心損傷後、炉心入口部の流路は閉塞せず、水蒸気が炉心部に供給されるモデル

図 MAAPとMELCORのモデル概念図^[1]

項目	MAAP ^[2]	MELCOR ^[3]	備考
燃料被覆管破損		約15分後	MAAP: 被覆管温度 > 1000K, MELCOR: 被覆管温度 > 1173K
炉心溶融		約25分後	MAAP: 炉心温度 ≥ 2500K, MELCOR: 燃料の落下開始時
炉心支持板破損		(発生しない)	—
格納容器スプレイ開始		約19時間後	格納容器圧力が最高使用圧力の1.5倍到達時
格納容器ベント		約85時間後	外部からの積算注水量が4000m ³ 到達時
水素発生量		約390kg	炉心損傷進展モデルの相違による

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1] 電力中央研究所, “MAAP5.01及びMELCOR2.1を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析”, 平成26年6月
 [2]
 [3] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(4/6)

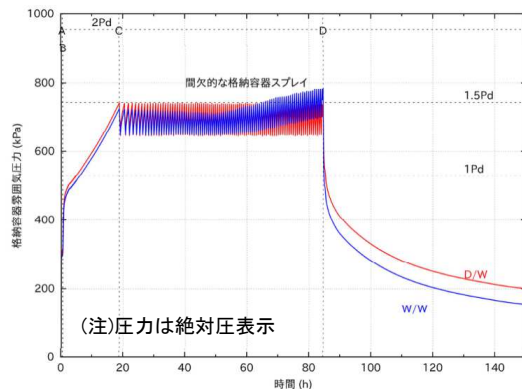
【格納容器圧力変化の比較】

- 格納容器圧力は概ね同等な変化
- 事故後初期の格納容器圧力上昇速度はMELCORの方が大
 - 炉心から発生する水素発生量の相違に起因(前述)
- 格納容器ベント時の減圧挙動も同等な変化

MAAP^[1]



MELCOR^[2]



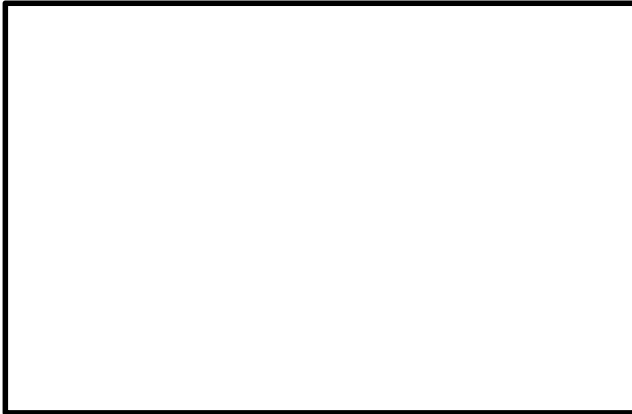
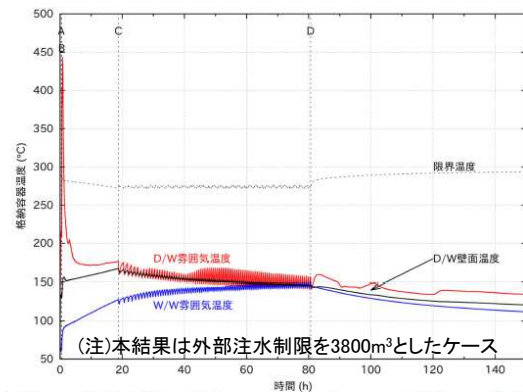
A: 炉心損傷, B: 低圧代替注水開始, C: 格納容器スプレイ開始, D: 格納容器ベント開始

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1]
 [2] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

【格納容器温度変化の比較】

- 格納容器温度は概ね同等な変化
- 事故後初期のドライウエル空間温度は、MELCORは過大な上昇を示す。
 - 水素発生量(酸化反応熱)が大きく、LOCA破断口からドライウエルに高温ガスが放出されていることに起因する。
 - 物理現象の不確かさに起因
- 両コードともに、雰囲気温度は200°Cを超えるものの、ドライウエル壁面の健全性は維持されることが確認されている。

MAAP^[1]MELCOR^[2]

A: 炉心損傷、B: 低圧代替注水開始、C: 格納容器スプレイ開始、D: 格納容器ペント開始

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1]

[2] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえて一部修正

【結論】

- 下記のとおり、MAAPとMELCORの解析結果は同等であることを確認した。
 - 炉心損傷進展に関わる主要なイベント発生タイミングは同等である。
 - 格納容器圧力/温度は概ね同等な変化である。
- MAAPとMELCORで差異が現れたのは水素発生量であり、物理現象の不確かさに関するモデルの相違に起因したものである。水素発生量の差については、有効性評価において、MELCORと同様に炉心損傷後にも水蒸気が炉心部に供給される(水素が発生しやすい)と仮定した場合の感度解析を実施している。**感度解析の結果、ベースケースでのジルコニウム-水反応による水素発生量が約282kgに対して感度解析では約311kgと水素発生量は約11%増加しているが、格納容器圧力、格納容器温度等に与える影響は小さく、また、格納容器圧力の制御は可能であり、本モデルの相違による影響が小さいことを確認した上で、評価項目への適合性の確認を実施している。**
- なお、設備の設計の観点では、水素発生量は建屋内の水素を処理する設備である静的触媒式水素再結合装置の容量の設計に影響があるが、設計においては、MAAPの評価結果ではなく、有効燃料部の被覆管の全てがジルコニウム-水反応により反応したときに発生する水素量に基づき設計されていることから、前述のモデルの相違による水素発生量の相違の影響はない。

【関連質問】

- 溶融炉心の移行挙動の不確かさの扱いにおける「推定される実現象」に関して、福島第一事故の知見を踏まえて設定していることを説明すること。【長谷川副座長, 岩崎委員】
- 推定される実現象と福島第一事故の知見の関係は、下記の通り。
- 実現象に対する福島第一事故知見を踏まえ、保守的に、あるいはその影響を適切に考慮して、評価条件を設定し、有効性評価を実施していることを確認した。

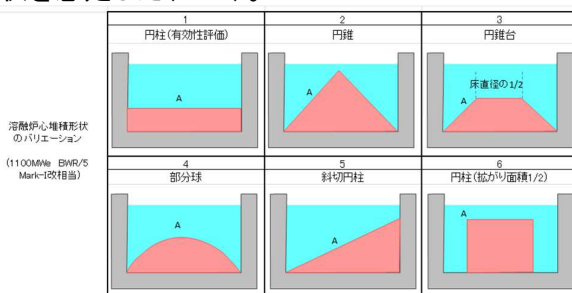
現象	推定される実現象	福島第一事故の知見	有効性評価との対応関係
① 下部プレナムへのリロケーション挙動	崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり、さらに温度が上昇して溶融に至る過程で段階的にリロケーションする。	● 炉心・格納容器内の燃料デブリ分布の知見 ^[1] ・現時点で、炉内の燃料デブリの状況について直接的な測定結果はないが、格納容器内部調査やミュオン測定等による知見を踏まえると、1号～3号とも炉心部に残存している燃料はごく一部であり、溶融炉心はRPV下部または格納容器に分布していると推定されている。 ・事故対応の過程で、消防車による注水は行われていたものの、水位の回復は限定的であったため、下部プレナムへのリロケーション、RPV破損に至ったものと推定されている。	・有効性評価(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用)では、損傷炉心冷却がなされず、RPV破損後、RPV底部(中央部)からの溶融炉心の全量落下を想定しており保守的な評価となっている。
② 下部プレナムでの堆積状態	段階的なリロケーションにより、溶融炉心はプール水により粒子化及び冷却・固化し、大部分は固相として堆積する。		
③ RPV破損挙動	計装管等の局所的な小口径の破損が発生し、固相を巻き込んで緩やかに流出する。	● 格納容器内部調査結果の知見 ^[2] ・平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチング落下の可能性の一つとして、圧力容器から流出した溶融炉心が中心から偏った位置に落下していることが考えられる。	・溶融炉心が偏心位置から落下することを考慮した場合、ベDESTAL壁側にデブリが高く堆積することが考えられるため、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価への影響を確認している。(次ページ参照)

[1] 東京電力株式会社, 福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果～第5回進捗報告～ 2017年12月25日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0101.pdf
 [2] 東京電力株式会社, “第3回福島第一廃炉国際フォーラム 福島第一原子力発電所の現状と今後の課題,” 2018年8月6日
http://ndf-forum.com/pdf/ref/day2/day2-jp_0no.pdf

【関連質問】

- MCCIIに係る評価の妥当性について、堆積形状のバリエーションをどのような理由で想定したのか説明すること。【長谷川副座長】

- 有効性評価のベースケースにおいては、溶融炉心が圧力容器下部中心位置から全量落下し、格納容器下部全面に均一に堆積することを想定して評価を行っている(No.1)。
- 溶融炉心の拡がりに関する実験であるPULIMs実験結果^[1]を考慮し、円錐状に堆積した場合の形状を想定した(No.2)。ただし、崩壊熱を発生する溶融炉心では、堆積した粒子状の溶融炉心内の継続的沸騰によるセルフレベルング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが考えられる^[2]ことから均一化する途中の形状を想定した(No.3, 4)。
- 福島第一2号炉の調査結果から偏心位置での落下を考慮した場合、壁側にデブリが高く堆積することが考えられるため、壁側を頂点として円柱を斜めに切った形状の堆積を想定した(No.5)。
- 仮に溶融炉心の拡がりが抑えられた場合、溶融炉心上面の水との伝熱面積は小さくなるものの、側面と水との伝熱に期待できるようになることから、その影響を評価するため、拡がりが抑制された形状を想定した(No.6)。



No.	落下位置	堆積形状	拡がり
1	中心	均一	全面拡がり
2	中心	円錐状	全面拡がり
3	中心	均一と円錐状の間	全面拡がり
4	中心	均一と円錐状の間	全面拡がり
5	偏心	円錐状	全面拡がり
6	中心	均一	拡がりが抑制

[1] A.Konovaleenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).
 [2] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).

【関連質問】

- 原子力規制委員会が定める大気中へのCs-137放出量の評価判断基準(100TBq)について、環境影響がどの程度あるのかという観点での説明の方が理解し易い。【長谷川副座長、関根委員、栗田委員】

- 原子炉格納容器破損時において放出されると想定される放射性物質は、希ガス、ヨウ素131¹⁾、セシウム134²⁾、セシウム137³⁾などがあるが、長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、半減期が短い希ガス、ヨウ素などではなく、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価をすることを求められている。⁴⁾
- 福島第一原子力発電所の事故では、解析結果等から、環境へのセシウム137の総放出量は約1万テラベクレルであったと評価されている。⁴⁾
- 長期避難を防ぐという観点からすれば、重大事故発生時におけるセシウム137の総放出量が100テラベクレル(福島第一事故の1/100)を下回れば、セシウム137以外の放射性物質を考慮しても、環境への放射性物質による汚染の影響を抑えることができ、長期避難を余儀なくされる事態となる見込みは少ないと考えられる。⁴⁾
- 女川2号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウム137の放出量は1.4テラベクレル(福島第一事故の約1/7000)と評価しており、さらに影響は小さいと考えられる。

1) ヨウ素131の半減期は約8日 2) セシウム134の半減期は約2年 3) セシウム137の半減期は約30年
4) 実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について(平成30年12月19日改訂, 原子力規制委員会)より

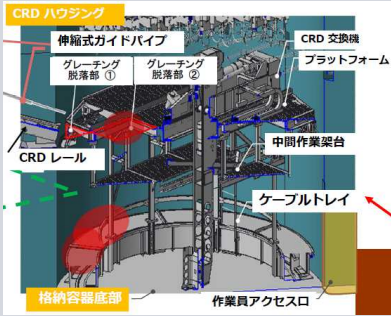
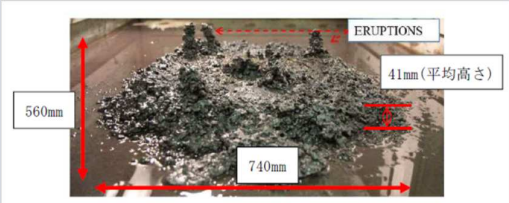
【関連質問】

- 水蒸気爆発を仮定した場合の影響評価について、降伏応力490MPaは新プラントの値で、被災プラント・経年照射を受けたプラントの場合、どのように評価しているのか。【岩崎委員】

- 東北地方太平洋沖地震等(3.11/4.7 地震)における影響については、地震後健全性確認の中で、原子炉本体の基礎(ペDESTAL)の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板等の地震応答解析を行っている。評価の結果、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板にかかる応力は弾性範囲内(最大でも弾性範囲の評価基準値に対して6割程度)であることを確認しており、各鋼板の降伏応力は変わらない。
- 経年照射については、水蒸気爆発により応力がかかる部位の内側鋼板および外側鋼板は格納容器下部に設置されていることから、中性子照射により劣化が生じるほどの照射を受ける部位ではない。そのため、経年照射による影響は小さい。
- 東北地方太平洋沖地震等・経年照射の影響は小さいことから、水蒸気爆発を仮定した場合の影響評価の判断基準は、新プラントの値※を設定している。
※JSME S NC1 - 2007より設定
- なお、水蒸気爆発が発生した場合の評価結果は、外側鋼板にかかる応力は約192MPaであり、降伏応力(490MPa)を大きく下回る値であり、十分余裕がある。

参考

1. 福島第一2号炉の調査結果及びPULiMS実験結果から得られた知見

	落下位置	堆積形状
<p>概要説明</p>	<p>平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の可能性の1つとして、圧力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。</p>  <p>2号機原子炉格納容器内部調査^[1]</p>	<p>PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融炉心の堆積高さや拡がり距離のアスペクト比としては1:18～1:14程度となっており、おおよそ1:16程度の円錐状の拡がり挙動を示している。</p>  <p>PULiMS実験結果^[2]</p>

[1] 東京電力株式会社, “第3回福島第一廃炉国際フォーラム 福島第一原子力発電所の現状と今後の課題,” 2018年8月6日
http://ndf-forum.com/pdf/ref/day2/day2-jp_ono.pdf

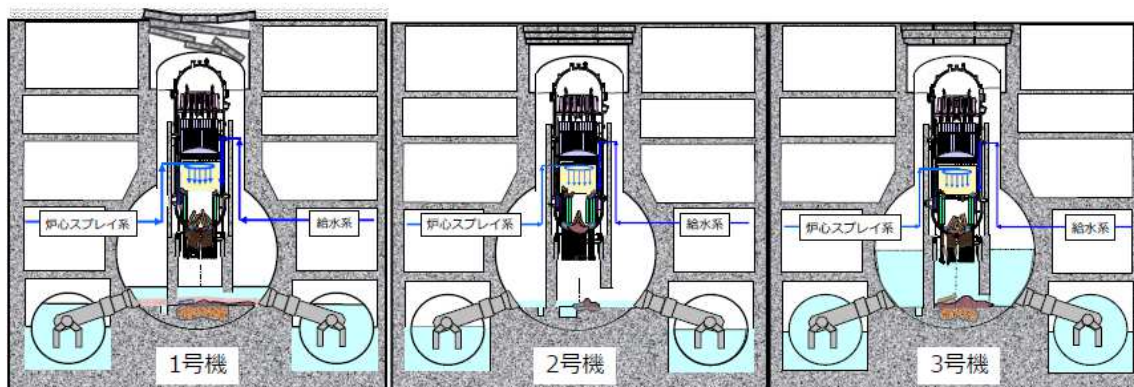
[2] A.Konvalenko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

2. 東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリ分布の推定^[1]

1. 燃料デブリ分布の推定について

炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

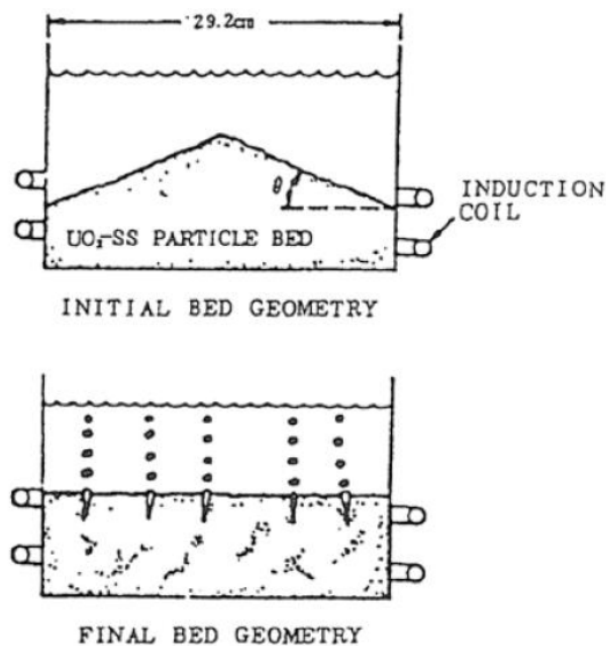
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∇	多い ∇	少ない ∧	0.3m	中間
3号機	少ない	少ない	ある程度	6m	満水



[1] 東京電力株式会社, 福島原子力事故における未確認・未説明事項の調査・検討結果 ~第5回進捗報告~ 2017年12月25日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0101.pdf

3. 溶融炉心のセルフレベルング

- 非均一の厚さに堆積した粒子ベッド(上図)は、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられて再堆積する過程で厚さが均一化する(下図)。
- 均一化に要した時間は2~3分程度であると報告されている。

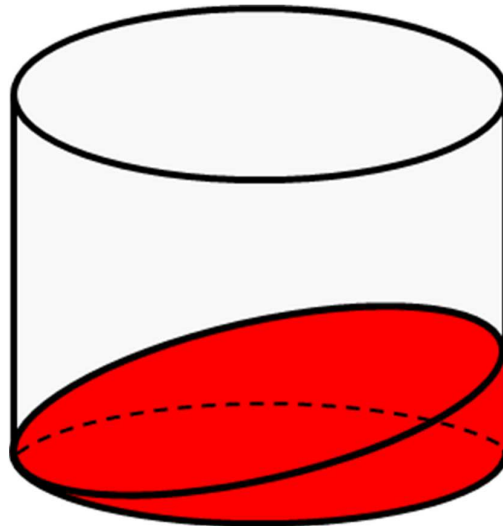


セルフレベルング実験におけるデブリベッドの均一化概念図^[1]

[1] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).

4. 斜切円柱の立体図

- 溶融炉心の堆積形状バリエーションNo.5

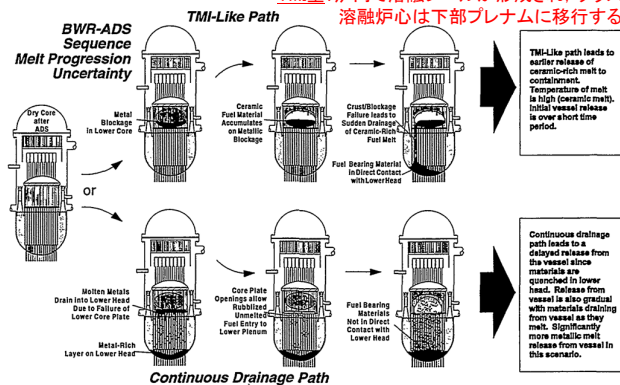


5. MELCORにおけるTMI事故の取扱いについて

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえてスライド追加

- BWRにおいて、注水が喪失した場合の代表的な炉心溶融進展の挙動として図1の通り、TMI型と連続ドレン型がある^[1]。MAAPではスリーマイルアイランド原子力発電所事故(TMI事故)のように炉内で溶融プールが形成されるTMI型をモデル化しており、炉心溶融後は流路閉塞が生じる。MELCORでは米国サンディア国立研究所で行われたXR2-1試験のように溶融プールは形成されず、溶融炉心が連続的に下部プレナムに移行する連続ドレン型をモデル化しており、炉心溶融後も流路は閉塞しない。
- MELCORにおいて、TMI事故のベンチマーク解析を実施している。MELCORにおける水素発生量は図2に示す通り、約375kgとなっており、TMI事故における水素発生量の推定値である約300kgより高く評価している。よって、MELCORでは、TMI事故のような炉心溶融事象進展をモデル化していないが、水素発生量の観点において、保守的に評価できていることを確認している。^[2]

TMI型: 炉内で溶融プールが形成され、クラストの崩壊に伴い溶融炉心は下部プレナムに移行する



連続ドレン型: 炉内で溶融プールは形成されず、溶融炉心が連続的に下部プレナムに移行(ドレン)する

図1 代表的な炉心溶融進展挙動^[1]

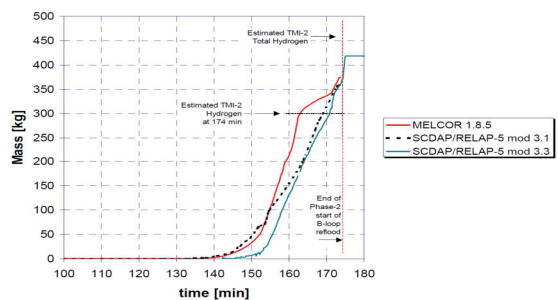


図2 TMI事故ベンチマーク解析における水素発生量の推移^[2]

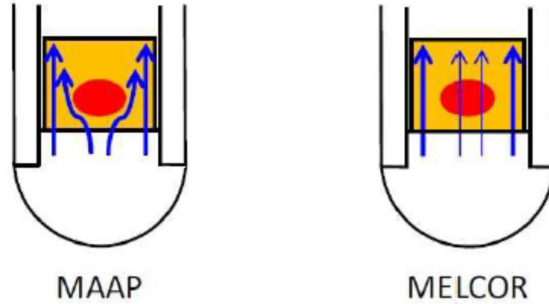
[1] R. Gauntt and L. Hamphrie, "Final Results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527, SAND97-1039 (1997).

[2] Gauntt, Ross and Wagner (2002), MELCOR 1.8.5 Simulation of TMI-2 Phase 2 with an enhanced 2-D In-Vessel Natural Circulation Model, ICON10-22321.

6. 炉心損傷後も炉心に蒸気が供給されると仮定した場合の評価(1/2)

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえてスライド追加

- MAAPコードの水素発生量に関する妥当性については、TMI事故及びPHEBUS試験により確認しており、有効性評価にMAAPコードを用いることは妥当である。ただし、MELCORコードのように、流路閉塞が発生しにくい(水素が発生しやすい)と仮定した場合においても、評価に有意な影響がないことを確認するため、感度解析を実施した。
- 評価条件としては、流体が流路減少部分を通過できなくなるとするノードの空隙率(ポロシティ)を0.0とし(ベースケースではポロシティ:0.1以下)、MELCORと同様に炉心損傷後も水蒸気が炉心部に供給されると仮定した場合の感度解析を実施している。



炉心損傷後、炉心入口部の流路が閉塞し、水蒸気が炉心部に供給されないモデル

炉心損傷後、炉心入口部の流路は閉塞せず、水蒸気が炉心部に供給されるモデル

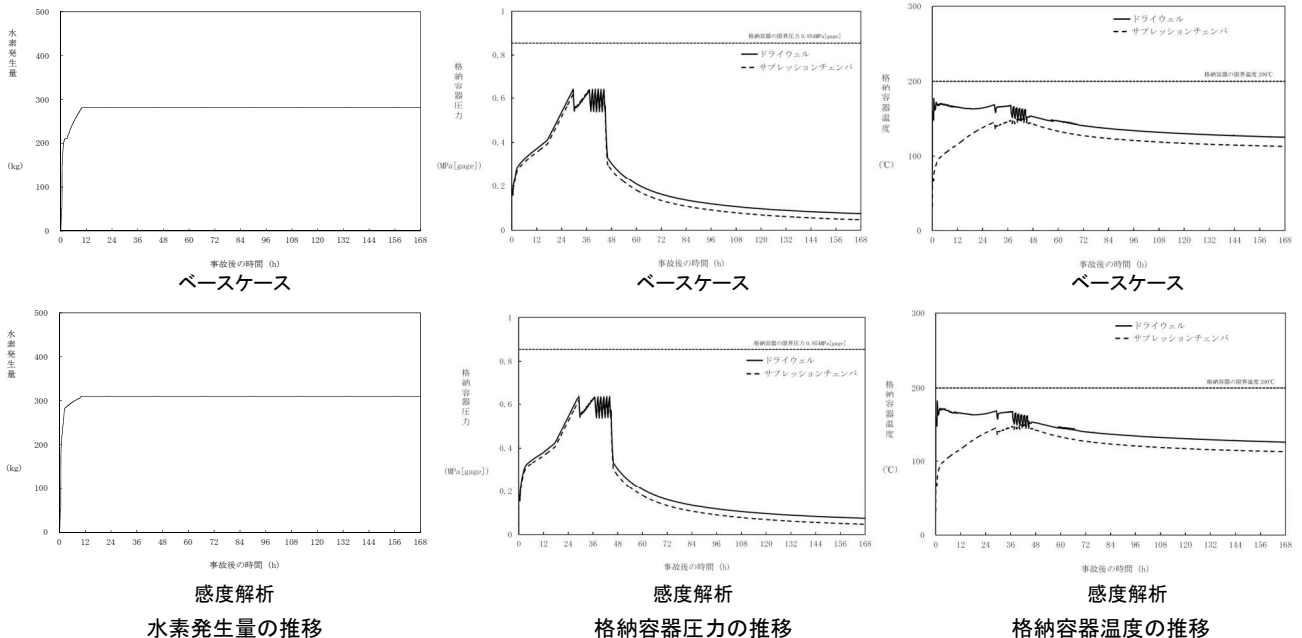
図 MAAPとMELCORのモデル概念図^[1]

[1] 電力中央研究所, “MAAP5.01及びMELCOR2.1を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析”, 平成26年6月

6. 炉心損傷後も炉心に蒸気が供給されると仮定した場合の評価(2/2)

* 当日の配布資料に対する委員コメントを踏まえてスライド追加

- 水素発生量の評価結果は下図のとおり、ベースケースでのジルコニウム-水反応による水素発生量が約282kgに対して感度解析では約311kgと水素発生量は約11%増加している
- 流路閉塞が発生しにくい条件とした場合においても、次ページ以降に示すとおり、格納容器圧力、格納容器温度等に与える影響は小さく、また、格納容器圧力の制御は可能であることから、評価結果に対する影響は小さい。



女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 7
(意見番号 7 8)

* 資料は論点番号 6 7 (意見番号 6 7) および
論点番号 6 8 (意見番号 6 9) と重複するため省略

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 8
(意見番号 7 9)

* 資料は論点番号 6 8 (意見番号 6 9) と重複するため省略

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 7 9

(意見番号 8 0)

新規制基準適合性審査申請
重大事故等対処施設
＜（８）重大事故対策＞
（No.80関連）

令和2年2月7日
東北電力株式会社

All rights reserved. Copyrights © 2020, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1

【論点No. 80】

- 避難計画のために想定すべき事故事象の妥当性について確認したい【岩崎委員】

- 原子力災害対策特別措置法、防災基本計画等に基づき、原子力事業者、国、地方公共団体等は、原子力事業者防災業務計画や避難計画等をあらかじめ策定するといった原子力災害事前対策（以下、「事前対策」という。）を行う必要があり、関係市町は避難計画を作成している。
- 事前対策にあたっては、原子力災害対策指針に基づく下表の原子力災害対策重点区域や避難等の行動等を踏まえる必要がある。

原子力災害対策重点区域	距離	目的	避難等の行動
予防的防護措置を準備する区域（PAZ）	概ね5km	確定的影響等を回避する	緊急時活動レベル（EAL）※ ¹ に基づき、放射性物質の放出前の段階から避難等を実施
緊急防護措置を準備する区域（UPZ）	概ね5～30km	確率論的影響のリスクを最小限に抑える	緊急時活動レベル（EAL）※ ¹ に基づき、放射性物質の放出前の段階から屋内退避等を実施し、放出後は、運用上の介入レベル（OIL）※ ² に基づき、避難、一時移転等を実施

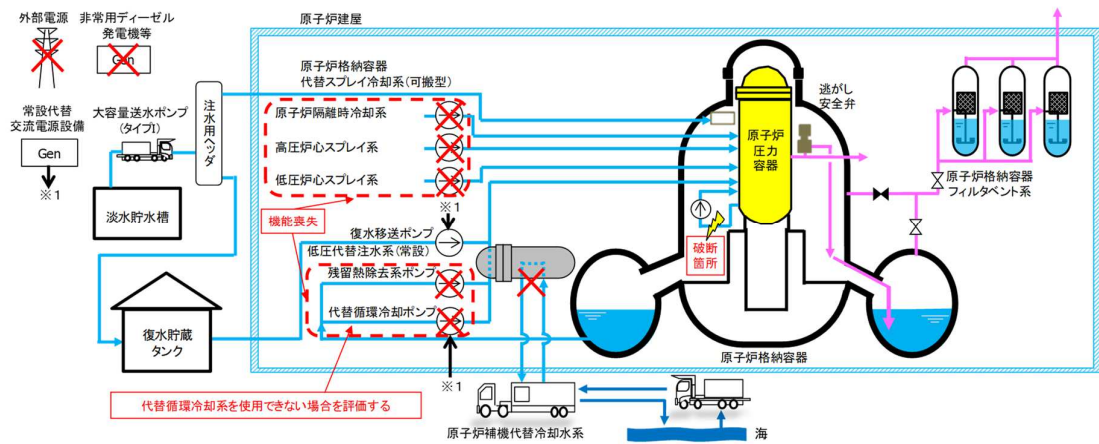
※¹ 放射性物質の放出前に予防的に避難・屋内退避等を準備・実施する基準であり、警戒事態、施設敷地緊急事態、全面緊急事態に区分される。

※² 放射性物質の放出後に避難・一時移転等を行うための基準であり、緊急時に行われるモニタリングの結果（空間線量率や放射性物質の濃度）等により判断される。

- この事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故は、第36回原子力規制委員会において、具体的な事故シーケンスに関係なく、**適合性審査において評価された重大事故シナリオを超えるCs-137の放出が100TBqに相当するもの**とされており、この想定において、上記の原子力災害対策重点区域や避難等の行動が有効であることが確認されている。

備えておく事象と当社有効性評価の事象との関連について

- 新規基準の適合性審査では、想定する事象について、大気中へのCs-137放出量が、判断基準（100TBq）を下回っていることを確認することとされている。
- それに対し、当社において想定すべき事象の有効性評価では、全て判断基準（100TBq）を下回っていることを確認している。
- 具体的には、**Cs-137の放出が最大となるのは、下記事象の1.4TBq**であり、前述の「事前対策において備えておくことが合理的であると考えられる事故でのCs-137の放出が100TBq」に対して、十分に低い。



「格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合※)」の事象概要

※原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 8 0
(意見番号 8 1)

* 資料は論点番号 6 8 (意見番号 6 9) と重複するため省略

女川原子力発電所 2 号機の安全性に
関する検討会 説明資料

論点番号 8 1
(意見番号 8 8)

* 論点番号 7 6 (意見番号 7 7) と重複する資料は省略

【水蒸気爆発関連論点整理】

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

-格納容器破損防止

令和2年2月7日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

All rights reserved. Copyrights © 2020, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1. はじめに

宮城県安全性検討会に対する要望書について

1

- 令和元年10月3日「脱原発をめざす宮城県議の会」から、「女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会」に対し、水蒸気爆発についての弊社説明に関する下記の要望書が提出されている。(第20回安全性検討会にて宮城県殿よりご報告済)
 - 本件については、同9月25日「宮城県議会環境生活農林水産委員会」における質疑においても、同8月30日第19回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会においてご説明した水蒸気爆発に関する弊社説明について、ご指摘を頂いている。
 - また、同12月26日に宮城県内の市民団体より「女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会」に係る要望書が提出されている。
 - 本資料は、上記のご指摘等を踏まえ、水蒸気爆発に関する弊社見解について、同8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)を用いて補足説明するものである。
- (2. において指摘事項①～④に対する、3. において12月26日の要望書に対する弊社見解を整理)

女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会
座長 若林利男様

県民の安全を守る立場から、水蒸気爆発問題に関する再検討をお願いする要望書

「脱原発をめざす宮城県議の会」は2018年8月22日、貴職あての要望書を提出し、格納容器下部への注水が水蒸気爆発を引き起こす危険性について、TROI実験の報告書すべてを取り寄せて評価し検証していただくことを求めました。

福島第一原発事故を発生させてしまった痛手の教訓を踏まえて、県政には県民の命と安全を守る責務があります。原発の格納容器内で水蒸気爆発が起これば、猛毒のプルトニウムを含め汚染物が微粒子になって拡散して福島第一原発事故を上回る甚大な被害を引き起こすと承知しています。「安全のための対策」が、逆に水蒸気爆発を招くことは、あってはならないからです。

貴職から「東北電力に説明を求める」という趣旨の回答があり、本年8月30日の第19回女川原子力発電所2号機の安全性に関する検討会で、東北電力の説明がありました。新たな疑問がわきました。

第1は、「実機の温度で水蒸気爆発は発生していない」という説明に関連してです。

東北電力が検討会に示したTROI実験に関わる資料には、①実験者が報告した溶融物温度とはまったく異なるデータが引用され、②実機の温度での水蒸気爆発が発生していたことが分からないようにされています。

これは検討会の委員をミスリードしたものでないでしょうか。

③

第2に、「実機には水蒸気爆発のトリガーはない」という説明に関連してです。

検討会では、「TROI実験では、実機付近の温度では外部トリガーなしの自発的水蒸気爆発は発生していない」と説明があり、その根拠としてTROIの実験者が2003年に著した論文が引用されました。

しかし、水蒸気爆発の専門家が2015年から雑誌『科学』などで、「TROIの実験者が温度の測定に習熟し、データの正確な評価ができるようになったのは2007年の論文から」で、2003年の論文を根拠に否定することは不正確だと、指摘しています。

以上の点について、専門的知見を有する貴検討会に判断していただくとともに、④水蒸気爆発の可能性は小さい」という東北電力の説明の適否についても、あらためて検討していただくことを要望するものです。

2019年10月3日

脱原発をめざす宮城県議の会

会長=佐々木功規 事務局長=岸田清実 副会長=菅間進、中嶋康

以上

1. はじめに 要望書の指摘事項についての見解

- ▶ ご指摘があった第19回検討会資料に掲載したTROI実験の主要な実験条件および実験結果の表について、弊社の見解は以下のとおり。
 - ・弊社は当該の表の作成にあたり、以下の文献1から4に記載の数値を使用しており、引用文献の数値の修正は行っていない。
 - ・引用した文献は水蒸気爆発に関して高い専門性を有した著者が記載したものであり信頼性が高いものである。
 - ・ご指摘のあった溶融物温度の記載については、実験に用いた溶融物の物性を踏まえると文献に記載の表現は妥当であると考えており、また、実験者自身の論文においても、温度測定に不確かさがあったと記載されている。
 - ・以上から、当該の表の記載は妥当であり、その表に基づき、実機における水蒸気爆発の発生可能性は極めて小さいと整理は適切である。

文献1: V. Tyrpekl, Material effect in the fuel – coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.
https://tel.archives-ouvertes.fr/file/index/docid/758983/filename/TYRPEKL_Vaclav_2012_ED182.pdf
 Le président du jury (jury president) Rémi Barillon <https://www.theses.fr/>

文献2: J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004
https://www.researchgate.net/publication/236451640_The_Influence_of_Variations_in_the_Water_Depth_and_Melt_Composition_on_a_Spontaneous_Steam_Explosion_in_the_TROI_Experiments

文献3: J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 2003, 222, p.1-15
<https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0029549302003886>

文献4: J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395
https://www.researchgate.net/publication/236485016_Results_of_the_Triggered_TROI_Steam_Explosion_Experiments_with_a_Narrow_Interaction_Vessel

1. はじめに TROI実験データの整理について(1/2)

- ▶ 指摘事項①から④についての個別の見解はP5以降で説明するが、先立ってご指摘のあったTROI実験の主要な実験条件および実験結果の表の整理について、以下のとおり説明する。
- ▶ 弊社は当該の表の作成にあたり、文献1および2に記載の数値を使用しており、引用文献の数値の修正は行っていない。
- ▶ 水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータは文献1および2から、発生した場合の規模の検討に必要なパラメータは実験者の論文(文献3および4)に基づき記載している。

令和元年8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)

TROI実験の主要な実験条件および実験結果(1/2)

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	種々のエネルギー変換効率
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (88.5/11.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3680	0.117	296	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.111	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.1	-	-	-	-	-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	No	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	296	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3900	0.110	293	1.30	No	No	-
	24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-
	26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-

水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータ

発生した場合の規模の検討に必要なパラメータ

文献1

TROI case number	1	2	3	4	5	9	10	11	12	13	14
Melt	ZrO ₂ /Zr	ZrO ₂ /Zr	ZrO ₂ /Zr	ZrO ₂ /Zr	ZrO ₂ /Zr	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂
Melt temperature (K)	9911	9911	9911	9911	9911	7050	7050	7050	7050	7050	7050
Melt amount (kg)	5	5.5	4.88	4.2	2.9	4.3	8.7	9.2	8.4	7.7	6.5
Water temperature (K)	365	365	323	292	337	296	296	296	293	292	285
Water mass (kg)	283	283	283	283	283	-	-	-	-	-	-
Water height (cm)	67	67	67	67	67	90	67	67	67	67	67
Steam Explosion	+	NO	NO	NO	YES	YES	NO	YES	NO	YES	YES
Trigger	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
Initial pressure (MPa)	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.117	0.111	0.11	0.105	0.106

文献2

TROI case number	17	18	21	22	23	24	25	26
Melt	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂
Melt temperature (K)	3090	3620	3620	3680	3713	3680	3680	3680
Melt amount (kg)	9.1	-	11.6	10.5	9	5.3	8.1	5.3
Water temperature (K)	-	-	199	197	209	209	92	92
Water mass (kg)	-	-	189	197	209	209	92	92
Water height (cm)	-	-	67	130	92	92	130	130
Steam Explosion	NO	NO	NO	NO	NO	YES	YES	YES
Trigger	-	-	-	-	-	SS	SS	SS
Initial pressure (MPa)	0.1	0.1	0.108	0.104	0.105	0.106	0.106	0.106

文献3

TROI case number	21	22	23	24	25	26
Melt	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂	UO ₂ /ZrO ₂
Initial temperature (K)	3000	2900	3600	3600	3600	3600
Released mass (kg)	17.0	17.0	17.0	17.0	17.0	17.0
Initial jet diameter (cm)	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2
Free jet distance (m)	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3
Water mass (kg)	189	197	209	209	92	92
Water height (cm)	67	130	92	92	130	130
Steam Explosion	NO	NO	NO	NO	SS	SS
Trigger	-	-	-	-	SS	SS
Initial pressure (MPa)	0.110	0.110	0.110	0.110	0.110	0.106

文献4

Parameter	Unit	Value
Initial pressure (MPa)	MPa	0.110
Initial temperature (K)	K	3680
Free volume (m ³)	m ³	0.032
Maximum PV pressurization (kPa)	kPa	9125
Time to reach peak (ms)	ms	10
Maximum PV heat-up (kJ)	kJ	50
Free jet distance (m)	m	1.3
Maximum water heat-up (kJ)	kJ	20
Time to solidify (ms)	ms	48
Steam explosion (Yes/No)		NO
Dynamic pressure peak (kPa)	kPa	-
Duration (ms)	ms	-
Temperature (K)	K	-
Duration (ms)	ms	-

文献1: V. Tyrpekl, Material effect in the fuel – coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.
 文献2: J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004
 文献3: J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 2003, 222, p.1-15
 文献4: J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395

1. はじめに TROI実験データの整理について(2/2)

令和元年8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)

TROI実験の主要な実験条件および実験結果(2/2)

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)	
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-	
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-	
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5		~3000		341	0.67	Yes	0.63	
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8		~3000	0.110	334	1.30	Yes	0.21	
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3		~3000		305	0.95	Yes	0.50	
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1		~3000	0.104	313	0.95	Yes	0.01	
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3		~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4		~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1		~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (52.3/15/11.7/11)	15.96		2730(3360)				-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)		2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)		2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-

← 水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータ

→ 発生した場合の規模の検討に必要なパラメータ

文献1

TROI	17	19	23	33	32	34	35	36	37	38	39	40
Melt temp (K)	7090	7822	7822	5090	8713	7090	7090	7090	7822	7822	7822	7090
Melt amount (g)						<3000	<3000	<3000	<3000	<3000	<3000	<3000
Water mass (kg)		9.1			11.5		9.5	9	6.3	8.1	6.3	3.4
Water height (cm)							341	305	313	288	285	287
Water temp (K)							199	207	209	209	92	92
Water height (cm)							97	120	95	95	120	120
Trigger							NO	NO	NO	NO	NO	NO
Steam Explosion							YES	YES	YES	YES	YES	NO
Initial pressure (MPa)							0.110	0.105	0.104	0.105	0.106	0.312

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項①について(1/4)

①東北電力が検討会に示したTROI実験に関わる資料には、実験者が報告した溶融物温度とはまったく異なるデータが引用されている。

- 本指摘の元になったのは、以下の点であると考えている。
 - 第19回検討会資料では、TROI-34~37の溶融物温度について、表1に示すとおり、実験者が報告した文献4ではなく、それをまとめて溶融物温度を「~3000K(約3000K)」とした文献1に基づいて記載していたこと。

令和元年8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	当該箇所	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)		
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5				-	No	-		
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)					-	No	-		
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5		~3000	0.110	341	0.67	Yes	0.63	
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8		~3000		334	1.30	Yes	0.21	
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3		~3000		305	0.95	Yes	0.50	
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1		~3000	0.104	313	0.95	Yes	0.01	
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3		~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4		~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1		~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96		2730(3360)				-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)		2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)		2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-

表1 各文献における溶融物温度の比較

		TROI-34	TROI-35	TROI-36	TROI-37
文献1	溶融物温度(K)	~3000	~3000	~3000	~3000
文献4	測定温度(K)	3670(maximum)	2990(maximum)	3510	3380
	補正温度(K)※	3343	2793	3214	3109

※溶融物温度はパイロメータで測定しており、温度計と溶融物の間に取り付けられた耐熱窓の影響を受けることから、その分を補正した温度

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項①について(2/4)

6

【弊社の回答】

- 当該記載は文献1に基づいて数値を記載したものであり、引用文献の数値の修正は行っていない。
- 弊社は引用した文献は妥当^(※1)と考えている。また、TROI-34~37の溶融物温度については、実験に用いた溶融物の物性を踏まえ、「~3000K」という表現は妥当^(※2)と考えられる。
- 弊社はTROI実験の主要な実験条件および実験結果の表において、水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータおよび発生した場合の規模の検討に必要なパラメータについて、漏れなく記載している^(※3)と考えている。

■引用した文献(文献1)の妥当性に対する弊社の見解

- (※1) ➢ 引用した文献の著者は、水蒸気爆発に関する国際的なプロジェクト(OECD(経済協力開発機構) SERENA2)の業務を実施しており、こうした分野において高い専門性を有していると考えている。さらに、仏国カダラッシュ研究所でデブリ実験に携わっている専門家が当該文献の監修をしており、この点からも信頼性があると考えている。
- 当該文献では、当該分野の高い専門性を有している著者がTROI実験結果についての整理を行い、考察していることを確認している。また、引用した文献は2012年に発行された文献であり比較的新しく、一般に公開されている文献である。これらの点を踏まえると引用した文献は妥当である。
- また、水蒸気爆発が発生したケース(TROI-35)について、実験者の文献も引用文献として明記している。

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項①について(3/4)

7

■溶融物温度の妥当性に対する弊社の考察

- (※2) ➢ TROI-34~37では、二酸化ウランとジルコニアの溶融物を使用している。二酸化ウラン:ジルコニアが重量比70:30(mol比=0.52:0.48)の混合物は、固相線温度、液相線温度が約2800Kから約2900K(図1参照)であることから、溶融物の物性を踏まえ、引用した文献では溶融物温度として~3000K(約3000K)と記載したものと考えられる。

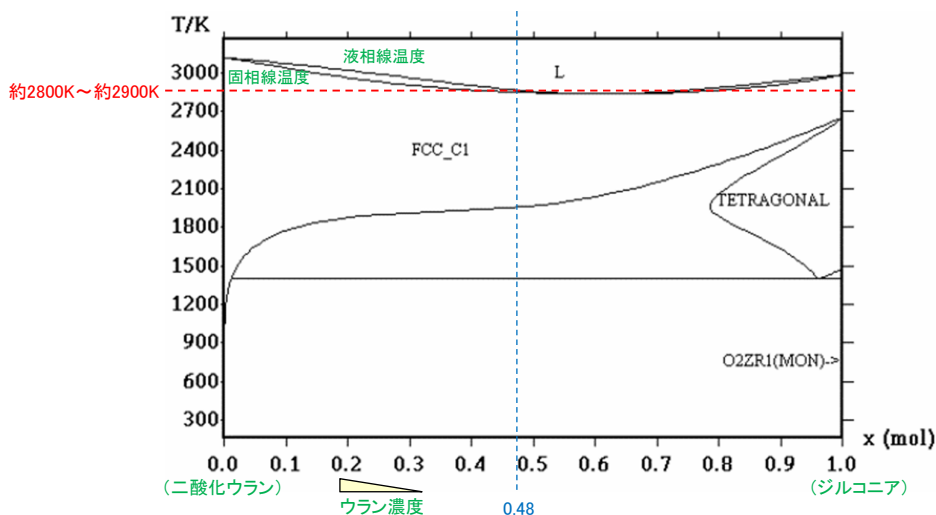


図1 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ phase diagram
(引用文献[1]の図に加筆)

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項①について(4/4)

8

■水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータの充足性に対する弊社の見解

- (※3) ▶ 以下に示す「TROI実験の主要な実験条件及び実験結果」の表については、空欄の箇所も含め、文献1に基づき記載している。水蒸気爆発が発生した実験ケースについては、水蒸気爆発の発生可能性の検討に必要なパラメータである溶融物組成、溶融物温度および外部トリガーの有無が漏れなく記載されていることを確認している。
- ▶ 水蒸気爆発が発生した場合の影響の程度を示すパラメータとしては、「機械的エネルギー変換効率^{注1}」を記載している。なお、影響の程度を示すパラメータとしては水蒸気爆発により壁面にかかる圧力を測定した値である「動圧ピーク^{注2}」もあるが、これは容器形状に依存^{注3}するため実機での水蒸気爆発の影響を検討する観点からは適切ではなく、容器形状等の実験体系に依存しない「機械的エネルギー変換効率」を記載している。

注1 デブリの持つ熱エネルギーが水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される際の変換効率

注2 単位体積当たりの運動エネルギーの最大値

注3 同じ爆発エネルギーの発生を仮定した場合でも、圧力を受ける壁面の面積が大きい方が動圧ピーク(圧力)は小さくなり、面積が小さい方が動圧ピークは大きくなる

令和元年8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)				-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike [*]	-

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項②について(1/2)

9

②東北電力が検討会に示したTROI実験に関わる資料には、「実機の温度での水蒸気爆発」が発生していたことが分からないようにされていた。

- ▶ 本指摘の元になったのは、以下の点であると考えている。
- ・TROI-34,36,37については文献4に記載の溶融物温度より低い温度を記載し、実機の溶融物温度(≦約2600K)との差分を過小に記載しているものの、TROI-35については、2793Kより高い値(~3000K)を記載し、実機の溶融物温度との差分を過大に記載していること。

表2 各文献における溶融物温度および実機の溶融物温度の比較

		TROI-34	TROI-35	TROI-36	TROI-37	実機の溶融物温度
文献1	溶融物温度(K)	~3000	~3000	~3000	~3000	≦約2600
文献4	測定温度(K)	3670(maximum)	2990(maximum)	3510	3380	
	補正温度(K)	3343	2793	3214	3109	

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項②について(2/2)

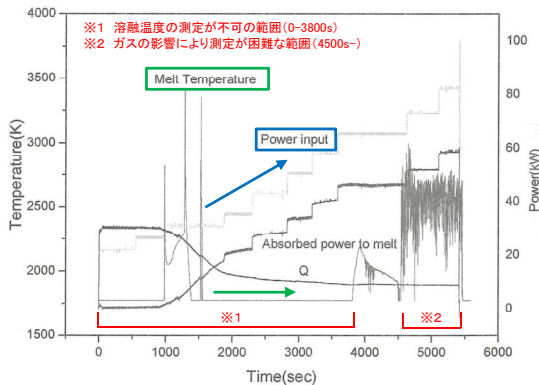
10

【弊社の回答】

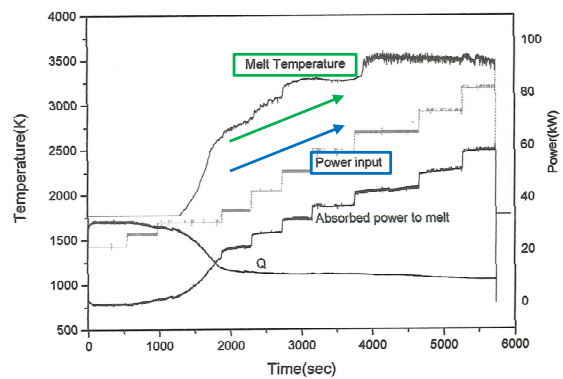
- ▶ 弊社は、TROI-35の溶融物温度については、実験に用いた溶融物の物性を踏まえ「 $\sim 3000\text{K}$ 」という表現は妥当と考えられる。
- ▶ 実験者は、文献4において、温度測定に不確かさがあつたことを記載している。
- ▶ 仮にTROI-35の溶融物温度が実機相当と想定した場合であっても水蒸気爆発の発生可能性の整理に影響はない。

■TROI-35の溶融物温度を実験者の論文の値とした場合の水蒸気爆発発生可能性への影響に対する弊社の見解

- ▶ TROI-35の溶融物温度として約3000Kという表現が妥当であることは前述(P7)のとおりである。
- ▶ TROI-35の溶融物温度の推移は、下記の測定の困難さもあり、同じシリーズで実施したケース(TROI-36)の溶融物温度の推移と異なっている。
- ▶ 実験者は、文献4において、TROI-35の温度測定について、以下のとおり分析している。
 - ・頂部の瓦礫状のクラストは、輻射熱伝達に対して断熱の役割をしたため、3800秒までの間、溶融温度は測定されなかった。
 - ・この実験では、溶融プールからのガス噴出があり、4500秒後の溶融温度測定はガスの影響を受けた。この噴出により、溶融物温度の測定が困難であつた。
- ▶ なお、TROI-35は、外部トリガーが有る条件で水蒸気爆発が発生しているケースであり、仮にTROI-35の溶融物温度が実機相当であつたとしても、水蒸気爆発が発生した実験ケースは「外部トリガーを与えた場合」又は「溶融物温度が高い場合」という整理に影響はない。



溶融物温度の推移 (TROI-35)
(文献4の図に加筆)



溶融物温度の推移 (TROI-36)
(文献4の図に加筆)

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項③について(1/2)

11

③【実機には水蒸気爆発のトリガーはないという説明に関連】

検討会では「TROI実験では、実機付近の温度では外部トリガーなしの自発的水蒸気爆発は発生していない」と説明があり、その根拠としてTROIの実験者が2003年に著した論文が引用されました。しかし、TROIの実験者が温度の測定に習熟し、データの正確な評価ができるようになったのは2007年の論文からで、2003年の論文を根拠に否定することは不正確である。

- ▶ 本指摘の元になったのは、以下の点であると考えている。
 - ・TROI-13, 14の溶融物温度について、2003年発行の論文3に基づき、温度測定に対する考察を実施することで溶融物温度は実機条件の温度より高いと整理し、「実機付近の温度では外部トリガーなしの自発的水蒸気爆発は発生していない」と整理していること。

令和元年8月30日第19回安全性検討会資料(抜粋)

TROI実験の主要な実験条件及び実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike※	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
	24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike※	-
		UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike※	-

当該箇所

実機における溶融炉心温度： $\sim 2600\text{K}$

(注1) 参考文献[3]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。
(注2) 参考文献[3]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

※ 圧カスバイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。
なお、圧カスバイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

[1] V. Typek, Material effect in the fuel-coolant interaction: structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism. 2012

[2] J.H. Kim, et al., The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04

[3] J.H. Kim, Fuel-Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003

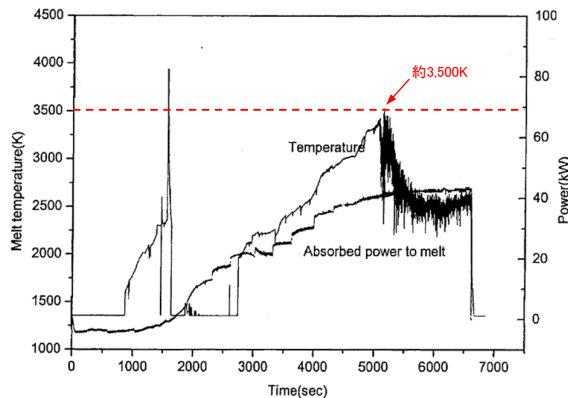
[4] J.H. Kim, Results of the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04, 2004

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項③について(2/2)

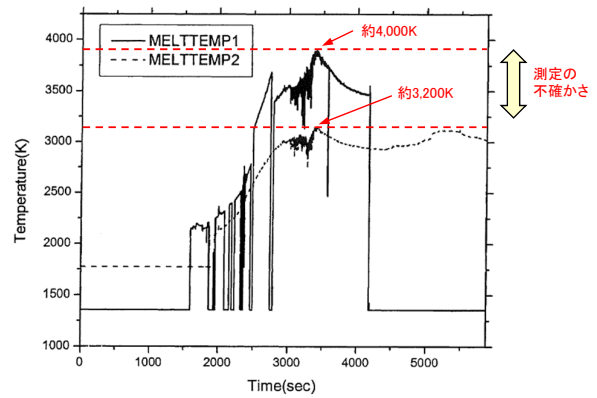
12

■TROI-13, 14の溶融物温度に対する弊社の見解

- 2007年論文(文献4)において、TROI-13,14の溶融物温度についての記載はない。
- 実験者は、文献3において、TROI-13,14の温度測定について、以下のとおり分析している。
 - ・TROI-13では、測定時に通気孔から大量のガスが出てきたことおよび測定温度が3500K到達後も溶融物への加熱は続いていたこと(Absorbed power to meltが一定の値を維持)を考慮すれば、実際の温度が3500K程度以上である可能性が非常に高い。
 - ・TROI-14では、2種類の高温計(MELTTEMP1および2)が用いられたが、それぞれの高温計の最高温度は約4000K、約3200Kであることを示しており、また、極めて高い温度における測定は、多くの不確かさを排除できないとしている。
- よって、溶融物の物性の観点からもTROI-13,14は実機条件より高い温度にて水蒸気爆発が発生したケースであり、水蒸気爆発が発生した実験ケースは「外部トリガーを与えた場合」又は「溶融物温度が高い場合」という整理は適切と考えている。



溶融物温度の推移 (TROI-13)
(文献3の図に加筆)



溶融物温度の推移 (TROI-14)
(文献3の図に加筆)

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(1/13)

13

④「水蒸気爆発の可能性は小さい」という東北電力の説明の適否についても、あらためて検討していただきたい。

- 前述①～③の指摘を踏まえ、水蒸気爆発の可能性確認および水蒸気爆発発生を仮定した評価について、令和元年8月30日第19回検討会資料に修正を加えた資料(次頁以降)を用いて補足説明する。

反映項目	反映箇所
TROI-34～37の溶融物温度の記載が実験者の論文の値と異なることから、検討会において値の確認を可能とするため、検討会資料に実験者の論文の値を追加	P17
TROI-34～37の溶融物温度を「～3000K」と記載しており、この値は実験に使用している溶融物の組成を踏まえても妥当な値であることを示すため、 UO_2 と ZrO_2 の phase diagramを追加	P18
「実機には水蒸気爆発のトリガーはない」という説明について、水蒸気爆発のトリガープロセスの詳細を追記した上で、実機における水蒸気爆発の外部トリガーの有無に対して考え方の記載を充実化	P15 P20
従来より仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価を記載していたが、水蒸気爆発の評価について、評価体系や評価条件を詳細に記載	P21～25

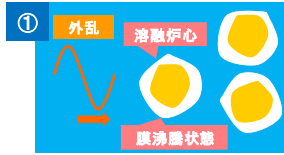
2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(2/13)

14

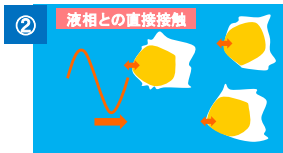
背景

- 女川2号ではMCCIの対策として、溶融炉心の落下前に格納容器下部に水張りを実施する。そのため、溶融炉心落下時に急激な水蒸気発生・圧力上昇等が生じる。このうち、衝撃波を伴うものを水蒸気爆発と呼ぶ。
- 水蒸気爆発が発生した場合において格納容器下部の原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、水蒸気爆発の可能性について確認を行った。

水蒸気爆発の発生のメカニズム

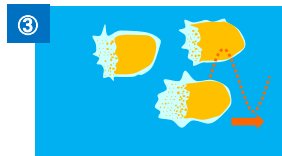


粒子化した溶融炉心は膜沸騰状態(溶融炉心と液相の直接接触は発生しにくく、水蒸気爆発には至らない)。



外乱等※により、蒸気膜が不安定化し、局所的に溶融炉心と液相の直接接触が生じる。

※ 実験における外乱について16ページ参照



溶融炉心と液相の直接接触により、急激な蒸気発生および溶融炉心の微粒化が生じる。



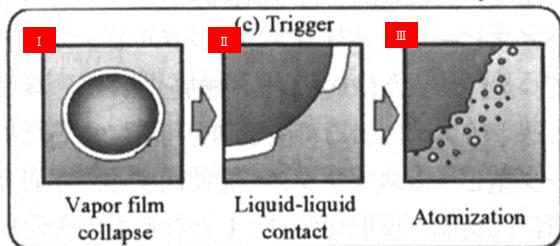
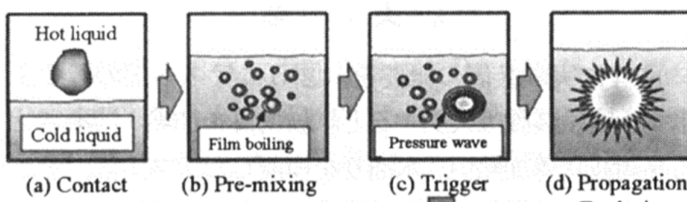
溶融炉心の細粒化に伴い、液相との接触が促進され、急激な蒸気発生が起こる。これに伴い圧力波が発生。

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(3/13)

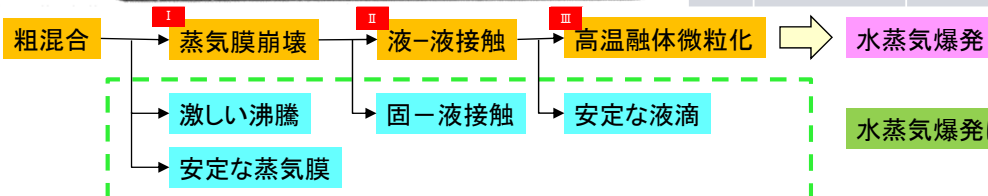
15

トリガープロセス

- 蒸気爆発にきっかけを与えるトリガー現象を構成する各素過程(トリガープロセス)を以下に示す。トリガープロセスは、蒸気膜崩壊、液-液接触および高温融体微粒化の段階に分かれており、すべての素過程の条件を満たした場合に限り、水蒸気爆発が発生する^[1]。



段階	現象の説明
[I] 蒸気膜崩壊 (Vapor Film collapse)	外部トリガーなどの外乱により蒸気膜が崩壊する。溶融液滴が膜沸騰状態を形成しなければ、激しい沸騰とともに固化されるため、水蒸気爆発は発生しない。逆に膜沸騰蒸気膜がとても安定ならば蒸気膜崩壊が発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
[II] 液-液接触 (Liquid-liquid contact)	液-液接触により熱伝達率が増加する。溶融液滴と低沸点液体の接触により界面温度が低下し、接触界面が固化しているならば固-液接触となり、液-液接触は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。
[III] 高温融体微粒化 (Atomization)	高温融体の微粒化現象による飛躍的な接触面積の増加で伝熱が生じ、激しい蒸発により圧力波を発生する。溶融液滴自身が安定であれば高温融体微粒化は発生しないため、水蒸気爆発は発生しない。



水蒸気爆発は発生しない

[1] 阿部 豊 他, "ベーストリガ蒸気爆発のトリガ条件に関する研究", 日本機械学会論文誌 (B編) 71巻702号 (2005-2)

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(4/13)

16

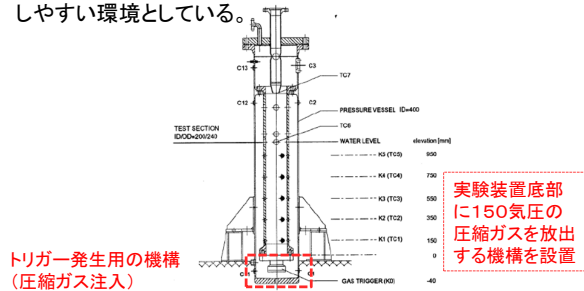
水蒸気爆発実験知見の整理

- ▶ 実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOSおよびTROIがあり、近年の論文も踏まえ、以下の内容を確認した^[1-6]
 - ・ 上記実験のうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS, TROIの一部実験の特徴としては、水蒸気爆発時の挙動を確認する観点から、実機では想定されない外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていること、若しくは、実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。
 - ・ なお、KROTOSで外乱を与えることで水蒸気爆発が発生したのはサブクール度※が大きい実験ケースであるが、溶融物量が多くより実機体系に近いFAROやCOTELSではサブクール度が大きい実験ケースにおいても水蒸気爆発は発生していない。(溶融物量 KROTOS: 数kg, FARO: 100kg程度, COTELS: 50kg程度)

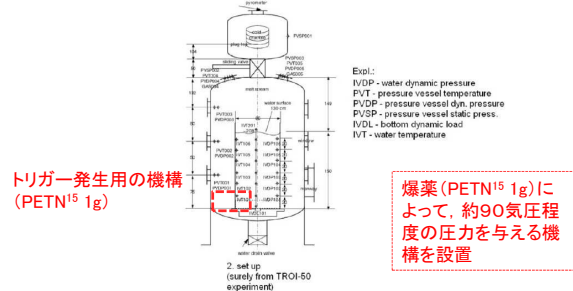
※ 対象として考えている液体について、その液体の圧力に相当する沸点(飽和温度)と実際の液温との差

<外部トリガー(外乱)の付与>

- ・ 水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、外乱(圧縮ガス等)を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることが挙げられる。KROTOS実験およびTROI実験においては、圧縮ガス(KROTOS)又は爆薬(TROI)により外部トリガーを与え、水蒸気爆発が発生しやすい環境としている。



KROTOS実験装置(引用文献[7]の図に加筆)



TROI実験装置(引用文献[1]の図に加筆)

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.
 [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004
 [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design, 2003, 222, p.1-15
 [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395
 [5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 2006, 236 1998-2009
 [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
 [7] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des., 1999, 189, p.379-389

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(5/13)

17

<外部トリガー(外乱)付与の実験結果>

- ・ TROI実験の主要な実験条件および実験結果は以下のとおりであり、外部トリガーを与えた実験において水蒸気爆発が発生している。

TROI実験の主要な実験条件および実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000 ^[注1]		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8 ^[注2]	~3000 ^[注1]	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000 ^[注1]		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000 ^[注1]	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96		2730(3360)			-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)		2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes
52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)		2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike [※]	-

(注1) 引用文献[4]によれば各実験ケースの溶融物温度は下表のとおり。上表にて記載した溶融物温度約3000Kの妥当性については、次ページにて記載。

実験ケース	溶融物温度 (K)
34	3670(max) (3343)
35	2990(max) (2793)
36	3510 (3214)
37	3380 (3109)

(注2) 引用文献[4]によれば溶融物質量は19.93kgと記載されているが以前の試験のデブリが残っていた分が含まれたため水中に落下した正確な溶融物質量は不明と記載されている(装荷溶融物質量(18kg)より落下溶融物質量(19.93kg)のほうが多くなっている)。同時期にシリーズとして実施されたTROI-34,36,37における装荷溶融物と落下溶融物の割合は、平均すると約44%程度であり、TROI-35においても同程度の割合と仮定すると、装荷した溶融物の18kgの約44%として8kgとなり、合理的な値であると考えている。

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.
 [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004
 [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design, 2003, 222, p.1-15
 [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(6/13)

18

<TROI-34~37における溶融物温度の妥当性>

・TROI-34~37では、二酸化ウランとジルコニアの溶融物を使用している。二酸化ウラン:ジルコニアが重量比70:30(mol比=0.52:0.48)の混合物は、固相線温度、液相線温度が約2800Kから約2900K(下図参照)であることから、溶融物の物性を踏まえ、引用した文献では溶融物温度として~3000K(約3000K)と記載したものと考えられる。

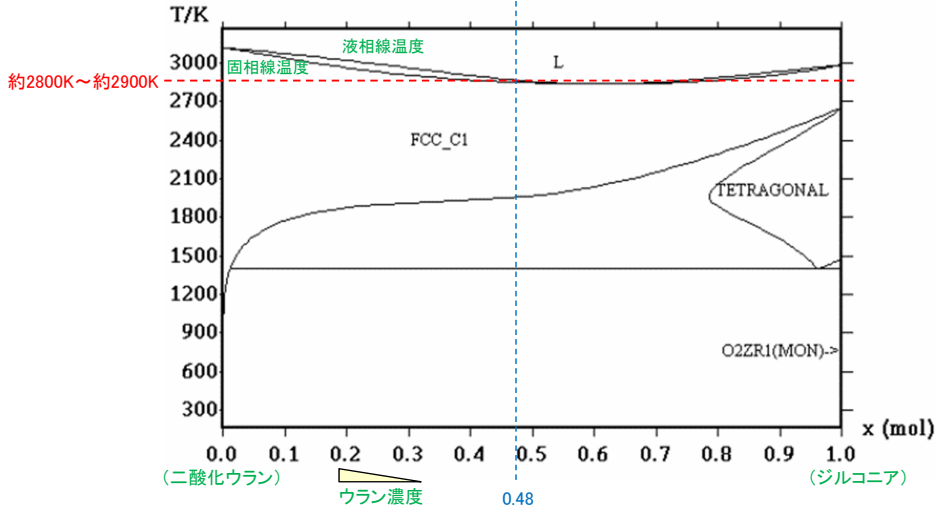


図1 UO₂-ZrO₂ phase diagram
(引用文献[1]の図に加筆)

[1] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(7/13)

19

<溶融物初期温度の設定>

・その他の水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては実機よりも溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。TROI実験の主要な実験条件および実験結果は以下のとおりであり、溶融物温度を高く設定することで水蒸気爆発を発生しやすい条件としている。

TROI実験の主要な実験条件および実験結果^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike※	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	
25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike※	-	
26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike※	-	

実機における溶融炉心温度: ≤約2600K

(注1) 引用文献[3]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程以上と推測されている。
(注2) 引用文献[3]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K, 3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

※ 圧カスパイクのことであり、水蒸気爆発は発生していない。
なお、圧カスパイクとは、高温の溶融物から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激に圧力が上昇する現象のこと。

[1] V. Tytpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.

[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004

[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design, 2003, 222, p.1-15

[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395

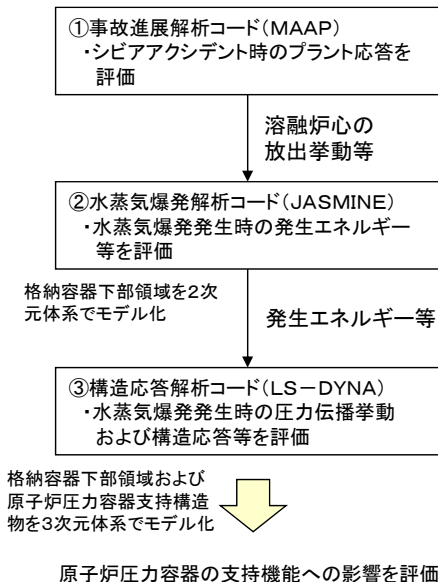
水蒸気爆発の可能性の確認

- ▶ 大規模実験において、水蒸気爆発が発生した実験の特徴としては、「溶融物温度が高い場合」又は「外部トリガーを与えた場合」と整理。大規模実験の条件と実機条件を比較した結果は以下のとおり。
 - 【溶融物温度】
 - ・実機の溶融炉心は実験で使用されている溶融物である二酸化ウランやジルコニアより融点の低い鉄等が溶融することから、溶融物の初期の温度は実験条件よりも低くなる。
 - 【外部トリガー】
 - ・初期水張りによって格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくいことから、実機において外部トリガーは発生しない。
 - ・TROI実験では爆薬(PETN¹⁵)により約90気圧もの圧力により外部トリガーを与えている。実機である女川2号の有効性評価において、格納容器圧力上昇の観点で厳しい事象を想定した場合でも格納容器圧力の最大値は0.640MPa[gage](約6.4気圧)程度であり、大きな圧力変化は生じない。
 - ・仮に外乱により蒸気膜が崩壊した場合であっても、実機の溶融炉心は過熱度が小さく、また冷却水との温度差が大きいので、溶融炉心と冷却水が接触した部分の温度が固化温度以下に下がり、表面が固化することから、液-液接触とならないと考えられる。
- ▶ したがって、実機において想定される条件において、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられる。
- ▶ また、実機における格納容器下部の水深は水蒸気爆発が発生した実験条件より深いため粒子化した溶融炉心が固化しやすいこと、BWRの原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構等の構造物が存在しているため水蒸気爆発の阻害要因となることから、実機における水蒸気爆発の発生確率を更に低減させると考えられる。
- ▶ ただし、水蒸気爆発が発生した場合における格納容器の健全性に対する影響を確認することは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考えられることから、仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価を実施した。

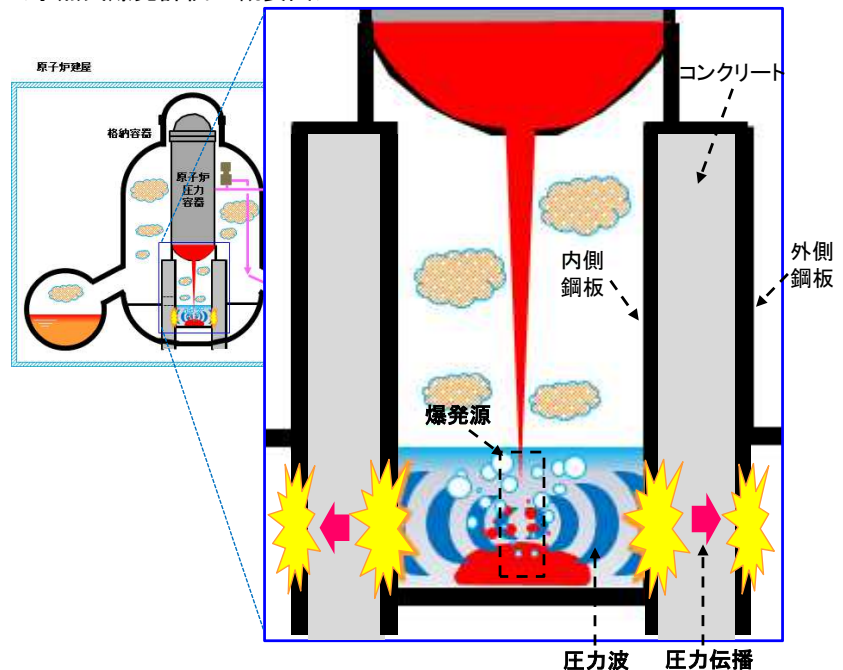
水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価

- ▶ 仮に水蒸気爆発が発生した場合における原子炉圧力容器の支持機能への影響を以下の評価方法にて評価した。
- ▶ 評価に用いる解析コードは、有効性評価に使用している解析コードと同様に電力・メーカーで確認を行っており、国の審査でも確認されている。

<評価方法>



<水蒸気爆発評価の概要図>



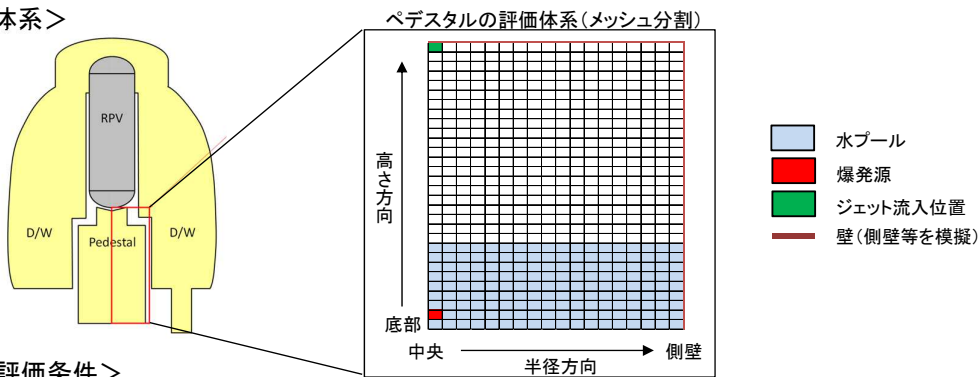
2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(10/13)

22

水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価条件(JASMINE)

▶ JASMINE評価では、MAAPにおける溶融炉心の放出挙動等を入力として、水蒸気爆発発生時の運動エネルギーを評価している。
▶ 評価体系は下図のとおりであり、円柱状の格納容器下部を半径方向と高さ方向にメッシュ状に分割している。また、評価条件は下表のとおりであり、保守的な評価条件を設定することで、水蒸気爆発により発生するエネルギーを保守的に評価している。

<評価体系>



<主な評価条件>

項目	解析条件	想定される実現象	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の破損径※	0.2m	計装管等の局所的な小口径(0.0357m程度)の破損が発生し、固相を巻き込んで緩やかに流出	落下する溶融炉心の量が多い方が厳しい評価になることから、溶融炉心の全量が短時間に格納容器下部に落下するという保守的な条件を考慮して設定
格納容器下部水位	4.2m	初期水張りの管理水位の上限として格納容器下部水位3.88mを設定しているため、原子炉圧力容器破損時の下部水位は3.88m以下	格納容器下部水位が高い方が厳しい評価となることから、物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mの水位を設定
水蒸気爆発発生タイミング	発生エネルギーが最も大きくなるタイミング	水蒸気爆発は発生しない	発生エネルギーが最も大きくなるように設定

※ MAAP評価における設定

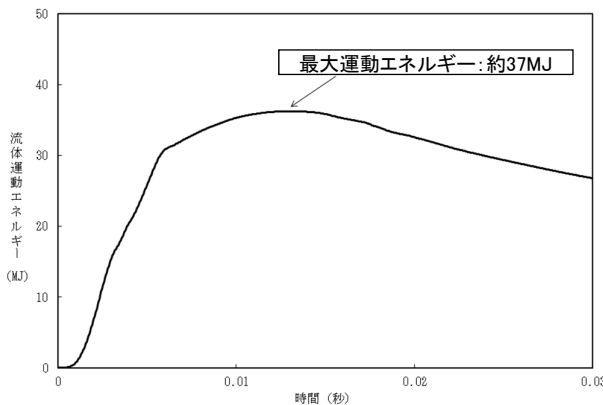
2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(11/13)

23

水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価結果(JASMINE)

▶ JASMINE評価の結果、水蒸気爆発により発生する最大運動エネルギーは約37MJとなった。
▶ 水蒸気爆発により発生するエネルギーの評価において、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータである。下表に示すとおり、二酸化ウランを使用した水蒸気爆発実験であるTROI実験(SERENA2)におけるエネルギー変換効率は最大でも2.49%であり、女川2号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率は約4.0%のほうが大きいことから、最新の水蒸気爆発実験を踏まえても保守的な評価となっている。

<水蒸気爆発によるエネルギーの推移>



<エネルギー変換効率>

・TROI実験(SERENA2)におけるエネルギー変換効率^[1]

TS1	TS2	TS3	TS4	TS6
0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%

・女川2号のエネルギー変換効率: 約4.0%

[1]堀田, 森田, 梶本, 丸山「JASMINE Version 3による溶融燃料-冷却材相互作用SERENA2実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌(2017)

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(12/13)

24

水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価条件 (LS-DYNA)

- ▶ LS-DYNA評価では、JASMINE評価から得られた水蒸気爆発発生時のエネルギーを入力として、原子炉圧力容器支持構造物にかかる応力等を評価している。
- ▶ 評価体系は下図のとおりであり、格納容器下部周辺をメッシュ状に3次元に分割している。また、評価条件は下表のとおりであり、圧力源の内部エネルギーとしてJASMINE評価結果の運動エネルギーの最大値を再現する値を用いることで、保守的な評価となっている。

<評価体系>



<主な評価条件>

項目	解析条件
圧力源の位置	格納容器下部中央
圧力源の内部エネルギー	<div style="border: 1px solid black; width: 50px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div> (JASMINE評価結果の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

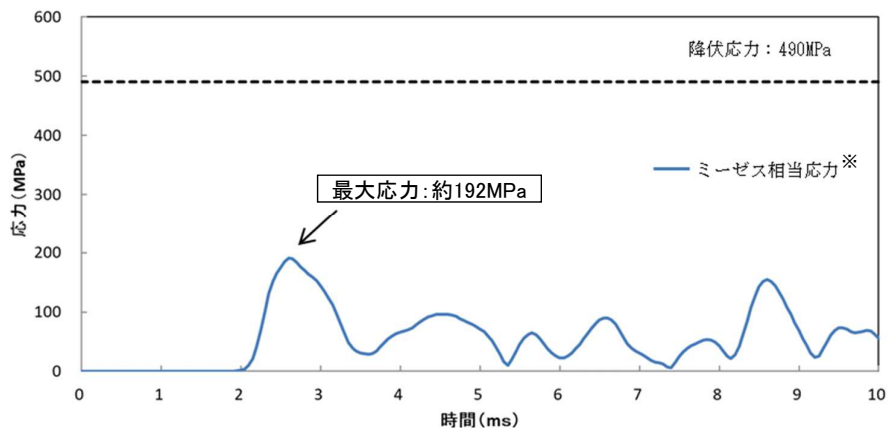
2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解 指摘事項④について(13/13)

25

水蒸気爆発発生を仮定した場合の影響評価結果 (LS-DYNA)

- ▶ LS-DYNAによる評価の結果、女川2号炉の格納容器下部の体系では、外側鋼板にかかる最大応力は約192MPaとなり、外側鋼板の降伏応力(490MPa)を大きく下回ることから、原子炉圧力容器の支持機能に影響は生じない。なお、構造上、格納容器下部の外側鋼板のみで原子炉圧力容器の支持が可能であるため、外側鋼板にかかる応力の評価を示している。

<外側鋼板にかかる応力の推移>



※ ミーゼス相当応力による評価は、水蒸気爆発の評価のように多くの応力成分が作用する多軸応力場において、降伏評価を行う代表的な評価方法

2. 10月3日要望書における指摘事項についての見解

26

その他、宮城県議会環境生活農林水産委員会における県へのご指摘に対する回答

・2012年の論文(文献4)は放出質量の記載が異なる。

- 文献1によると、TROI-35の溶融物質量は8kgと記載されており、本資料においてもその数値を記載している。一方、実験者の論文(文献4)においては19.93kgと記載している。
- 実験者は、文献4において、TROI-35の溶融物質量の測定について、以下のとおり分析している。
 - ・装荷溶融物量(18kg)より落下溶融物量(19.93kg)のほうが多くなっている。
 - ・以前の試験のデブリが残っていた分が含まれたため水中に落下した正確な溶融物量は不明である。
- 弊社においては、同時期にシリーズとして実施されたTROI-34,36,37における装荷溶融物と落下溶融物の割合は、平均すると約44%程度であり、TROI-35においても同程度の割合と仮定すると、装荷した溶融物の18kgの約44%として8kgとなり、合理的な値であると考えている。
- ご指摘の点、文献1に基づき記載した数値であり、以下のとおり、第19回安全性検討会の資料に追加する。
 - ・実験者の論文によれば溶融物質量は19.93kgと記載されているが、以前の試験のデブリが残っていた分が含まれたため水中に落下した正確な溶融物量は不明と記載されている(装荷溶融物量(18kg)より落下溶融物量(19.93kg)のほうが多くなっている)。同時期にシリーズとして実施されたTROI-34,36,37における装荷溶融物と落下溶融物の割合は、平均すると約44%程度であり、TROI-35においても同程度の割合と仮定すると、装荷した溶融物の18kgの約44%として8kgとなり、合理的な値であると考えている。

表3 各文献における溶融物質量の比較

		TROI-35
文献1	溶融物質量(kg)	8
文献4	装荷溶融物量(kg)	18
	落下溶融物量(kg)	19.93

3. 12月26日要望書における指摘事項についての見解(1/2)

27

12月26日要望書における指摘事項①

IAEAは「溶融炉心が水に落ちないようにすることが好ましい方法である」(IAEA-TECDOC-1791)という認識です。溶融炉心を水で受け止めるという「安全」対策が、逆に危険な水蒸気爆発を招くことになるのではないのでしょうか。

【弊社の回答】

- 設計基準事故対処設備および重大事故等対処設備を整備していることから、重大事故等の起因事象となる事象が発生した場合においても、原子炉圧力容器が破損するまで事象が進展する可能性は極めて小さいと考えている。
- 新規制基準適合性審査においては重大事故等対処設備が機能喪失していることを前提に、溶融炉心が格納容器下部に落下する場合に発生する溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)や溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の評価を実施している。
- そのような事象進展を想定した上で、水蒸気爆発、MCCI、溶融炉心の冠水の観点等を考慮し、総合的に格納容器破損防止対策を検討している。
- 弊社においては、水蒸気爆発の可能性は極めて小さいこと、仮に発生した場合でも格納容器の健全性に影響はないことおよび格納容器下部に落下した溶融炉心を速やかに冷却することを考慮し、格納容器下部に事前に水張りを実施する対策を採用している。

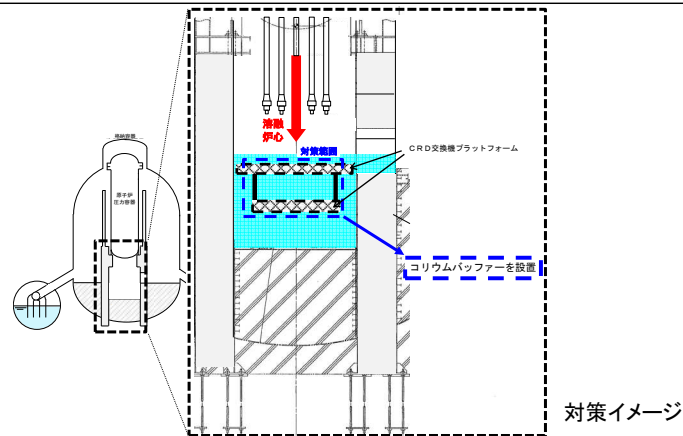
3. 12月26日要望書における指摘事項についての見解(2/2)

12月26日要望書における指摘事項②

原子力規制委員会が11月12日の審査会合で、熔融炉心を分散させる緩衝材を設置するように追加対策を求めましたが、原子力研究所(当時)の研究員が「分散板によって熔融物を水面上で分散させた場合、自発的な蒸気爆発は起こりにくくなったが、起こった場合には通常よりも激しい水蒸気爆発となった」(1994年, JAERI-Review94-010, P.7)と報告しております。追加対策は逆により危険を増すのではないのでしょうか。

【弊社の回答】

- 弊社においては、更なる安全性向上に向けた自主的な取り組みとして、水蒸気爆発が発生した場合のエネルギーを低減するために、コリウムバッファを格納容器下部に設置することとしている(対策イメージは下図のとおり)。
- 弊社としては、熔融炉心落下時の実効的な水中落下距離を制限し、水深が浅い状態と同様の状況とすることで、仮に水蒸気爆発が発生した場合の機械的エネルギーを低減することをコリウムバッファ設置の一つの目的としている。
- ご指摘の知見は弊社においても認識しており、この知見も含め水蒸気爆発に関する技術的知見を踏まえ、コリウムバッファの設置においては、他の機器・構造物へ干渉し、構造的・機能的な影響を与える等、悪影響等を及ぼすことがないように設計検討を行っていく。



参考

1. 水蒸気爆発実験の主要な条件および実験結果

KROTOS実験の主要な実験条件および実験結果^{[1][2][3]}

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	-
	K42	Alumina	1.5	2465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	-
	K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No	-
	K32	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K36	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3106	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	-
	K47	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
	K52	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.6	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.6	3129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

FARO実験の主要な実験条件および実験結果^[2]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	18	2923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt%UO ₂ -19wt%ZrO ₂ -4wt%Zr	151	2823	5	2	2.00	No	No	-
	L-14	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	125	3123	5	0	2.05	No	No	-
	L-19	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	157	3073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	96	3173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	39	3070	0.2	97	1.48	No	No	-
	L-31	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	-
	L-33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	-

[1] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des., 1999, 189, p.379-389

[2] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des., 2006, 236, p.1998-2009

[3] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.

1. 水蒸気爆発実験の主要な条件および実験結果

TROI実験の主要な実験条件および実験結果 (1/2)^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)						-	No	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1					-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-	
25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	
26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	

[1] V. Typpel, Material effect in the fuel-coolant interaction: structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D thesis.

[2] J.H.Kim, et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004

[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design, 2003, 222, p.1-15

[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395

1. 水蒸気爆発実験の主要な条件および実験結果

TROI実験の主要な実験条件および実験結果(2/2)^[1-4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)				-	-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46					-	-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 load)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
	52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 load)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-

[1] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel-coolant interaction: structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, Strasbourg University, 2012, Ph.D.thesis.

[2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004

[3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 2003, 222, p.1-15

[4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., 2007, Vol.158, p.378-395

1. 水蒸気爆発実験の主要な条件および実験結果

COTELS実験の主要な実験条件および実験結果^[1]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (wt%)	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
COTELS	A1	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt.%UO ₂ -25wt.%Zr-5wt.%ZrO ₂ -15wt.%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

(注)溶融物温度は3000~3100Kと見積もられている^{[2] [3]}

SERENA実験(フェーズ2)の主要な実験条件および実験結果^[4]

実験名	実験ケース	溶融物組成 (wt%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率(%)
SERENA (TROI/KHOTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	_(注1)	_(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event ^(注2)	_(注2)
	KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注1) 実験失敗

(注2) 計測失敗

[1] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.

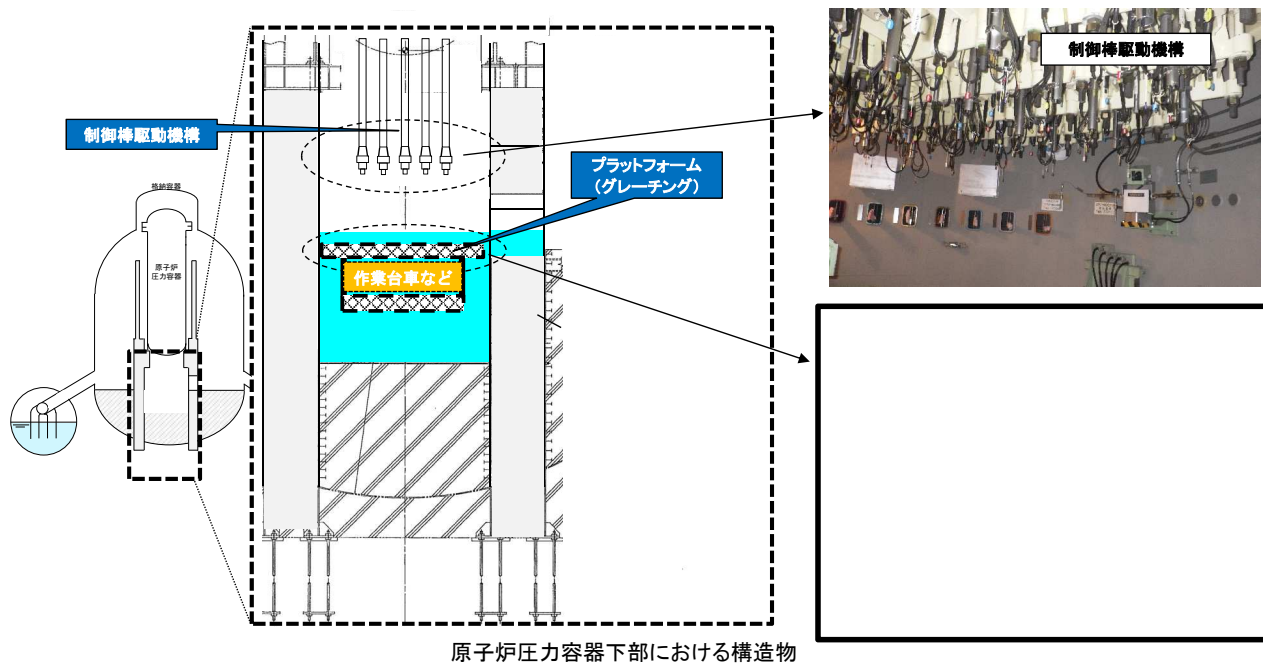
[2] (財)原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月

[3] M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.

[4] NEA/CSNI/R. OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.

2. 圧力容器下部の構造物について

- 原子炉圧力容器の下部には、作業用のプラットフォーム(グレーチング)、制御棒駆動機構等が存在している。
- 実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験の知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる。これに加えて、実機の構造上、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されると考えられる。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【関連質問への回答】

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

-格納容器破損防止

令和2年2月7日

東北電力株式会社

All rights reserved. Copyrights © 2020, Tohoku Electric Power Co., Inc.

1

1. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答

【関連質問】

- 大気中へのセシウム137放出量の評価判断基準(100TBq)について、事業者としてそのレベルであれば問題ないという根拠を説明して欲しい。【関根委員】

■原子炉格納容器破損時において放出されると想定される放射性物質は、希ガス、ヨウ素、セシウムなどがあるが、希ガスやヨウ素は半減期が短く長期的な汚染には寄与しない。そのため、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量100テラベクレルが判断基準とされており、これにより長期的な避難に至るような土壤汚染(福島第一事故時に経済産業省が定めた避難基準である年間20mSv)は発電所敷地内に留められると考える。この根拠について以下に示す。

➢福島第一事故後に行われた、文部科学省と米国エネルギー省によるモニタリング結果を右図に示す。これによれば、**敷地付近を除いた範囲の線量率は最大 $91\mu\text{Sv/h}$ ***であった。

※1 人体に対し長期的な放射線影響を与えるのは、半減期の長いセシウム137による土壤汚染からである。

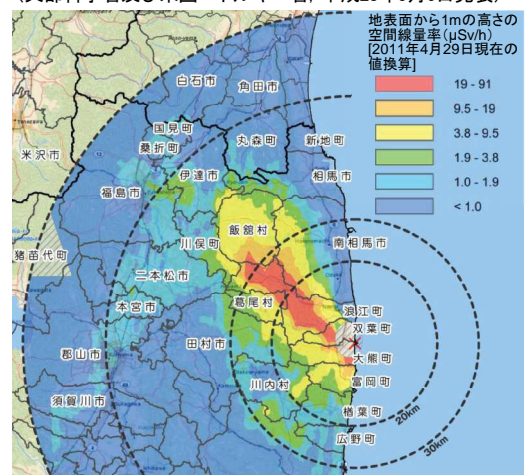
➢福島第一事故でのセシウム137の総放出量は約1万テラベクレル^{※2}であったとされており、判断基準である100テラベクレルはその100分の1にあたる。

※2 福島第一原子力発電所 1号機~4号機の放出量

➢セシウム137の放出量が100テラベクレルであれば、最も高いところでも $1\mu\text{Sv/h}$ 以下^{※3}(図中の青色の範囲と同等)となり、長期的な避難に至るような土壤汚染(福島第一事故時に経済産業省が定めた避難基準である年間20mSv)は発電所敷地内に留まったと考える。

※3 実際にはセシウム137だけでなく様々な核種からの線量影響であるが、それらについても原子炉格納容器フィルタベント系により、セシウム137と同様に福島第一事故時の100分の1以下に除去可能

東京電力福島第一原子力発電所周辺の航空モニタリング結果
(文部科学省及び米国エネルギー省、平成23年5月6日発表)



■参考までに女川2号炉においては、炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウム137の総放出量は1.4テラベクレルと評価している(福島第一事故の約7000分の1)。

■仮に、福島第一事故における放出量が7000分の1であったとしたら、その放出分による線量率は $0.013\mu\text{Sv/h}$ 程度と考えられる。