

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
重大事故等対処施設の耐震設計における
重大事故と地震の組合せについて
(指摘事項に対する回答)

平成28年8月
東京電力ホールディングス株式会社

目次

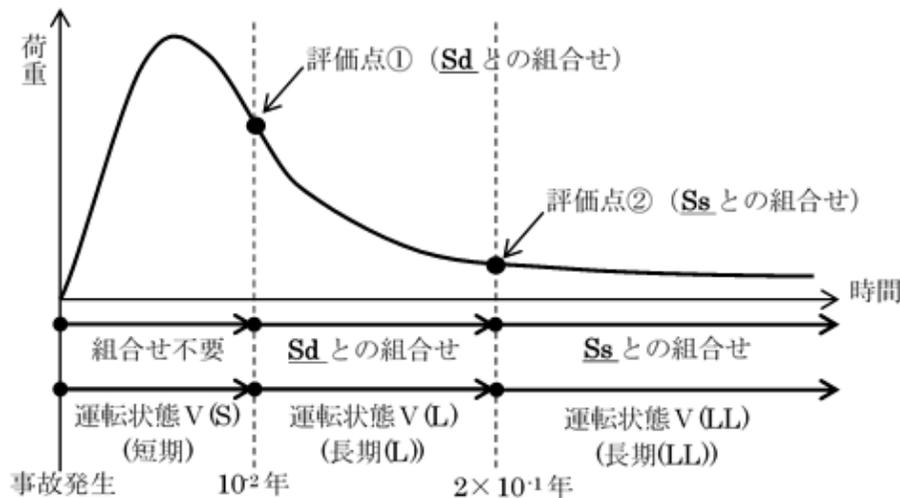
No.	開催年月日	コメント内容	頁
—	2016/2/25	前回審査会合(第333回)の議論と論点	2
1	2016/2/25	組合せの目安となるSAの継続時間に見込まれている保守性について説明すること	5
2	2016/2/25	格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること	8
3	2016/2/25	荷重の組合せにおけるシナリオの選定理由について、発生確率と影響度合いを考慮した上で、妥当性を説明すること	14

前回審査会合(第333回)の議論及び論点(1)

- 前回会合にて、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉のSA荷重と地震荷重の組合せの考え方を説明した。

表 当社ABWRの原子炉格納容器バウンダリのSAと地震荷重組合せの設定条件

事故シーケンス	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動Sd	10 ⁻² /年		
全てのSA	10 ⁻⁴ /年	弾性設計用地震動Sd	10 ⁻² /年	10 ⁻⁸ /年以上	10 ⁻² 年以上
		基準地震動Ss	5×10 ⁻⁴ /年		2×10 ⁻¹ 年以上



【SAの発生確率、地震動の超過確率に関する考察】

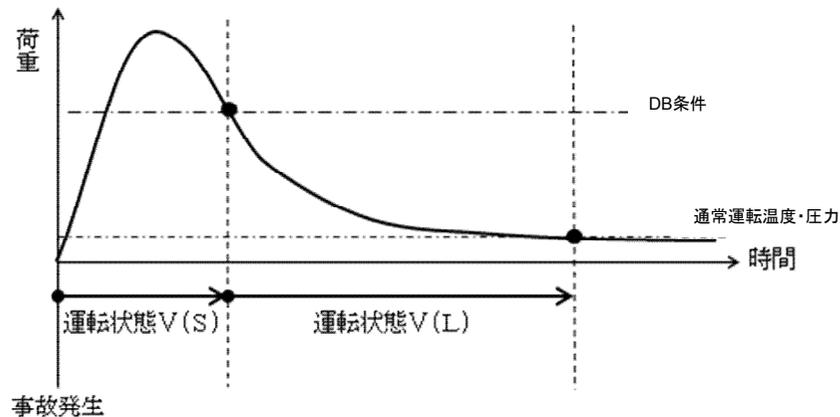
- ・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である10⁻⁴/炉年を適用している。
- ・地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率は原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

- ・SA長期(L)荷重とSdの組合せを考慮
- ・SA長期(LL)荷重とSsの組合せを考慮

前回審査会合(第333回)の議論及び論点(2)

- 先行PWR(伊方3)と比較して、当社ABWRの原子炉格納容器はSA発生後のSA荷重が通常運転状態の荷重を上回る期間が長い。このため、運転状態V(LL)を設定してSA発生後の長期間に渡ってSAと地震の組合せを考慮する方針を説明した。

先行PWR(伊方3)



当社ABWR

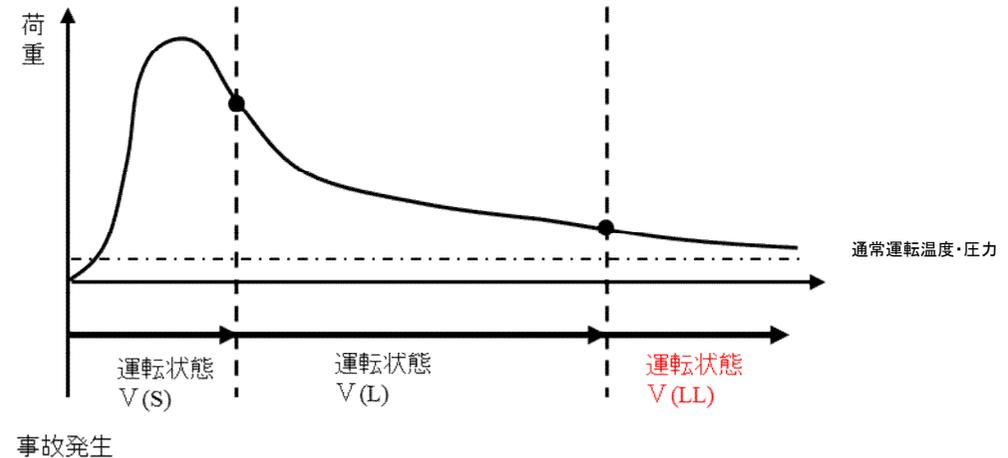


表 先行PWR手法と当社ABWR手法における原子炉格納容器バウンダリの荷重組合せの比較

	先行PWR(伊方3)手法	当社ABWR手法
短期: 運転状態 V(S)	組合せなし	組合せなし
長期(L): 運転状態 V(L)	Sdとの組合せ	Sdとの組合せ
長期(LL): 運転状態 V(LL)	—※	Ssとの組合せ

※Ss+通常運転時荷重の評価で包絡

前回審査会合(第333回)の議論及び論点(3)

- SAと地震の荷重組合せ方針を決定するため、地震と組合せるSAのシナリオを選定する必要がある。
- 当社ABWRプラントの特性を考慮し、選定するSAシナリオは「格納容器過圧・過温シナリオ」が適切であることを説明した。

当社ABWRの特性を考慮した組合せSAシナリオ

- 耐震設計の荷重組合せは“発生確率，継続時間，地震動の超過確率を考慮し，適切な地震力と組合せること”が基本である。
- KK-6,7では，組合せを考慮するSAシナリオとして，以下の2種類が存在
 - 格納容器過圧・過温シナリオ：「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」
 - RPV破損後の格納容器破損モードを評価するためのシナリオ：
「過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)」
- RPV破損後のシナリオは，SA設備(炉心注水)に期待しない前提で評価を行っている。このため，組合せを考える際は，上述の発生確率を考慮する考え方に照らすと，他の事故シナリオと同列に扱うことは適切ではない。
- 以上より「過圧・過温シナリオ」を格納容器に対する地震との荷重の組み合わせの対象SAシナリオとすることを説明している。

No.	開催年月日	コメント内容
1	2016/2/25	組合せの目安となるSAの継続時間に見込まれている保守性について説明すること

【コメント回答1】組合せの目安となるSAの継続時間に見込まれている保守性について説明すること

回答	「③SAと地震の荷重組合せの判断目安」の設定にあたって、航空機落下確率やJEAG4601に記載されているDB施設の設計の際のスクリーニング基準等である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安としている。
----	--

- 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、下記のフローに従い組合せの目安となるSAの継続時間について設定しており、③のステップにて保守性を見込んだスクリーニングの判断基準を設定している。

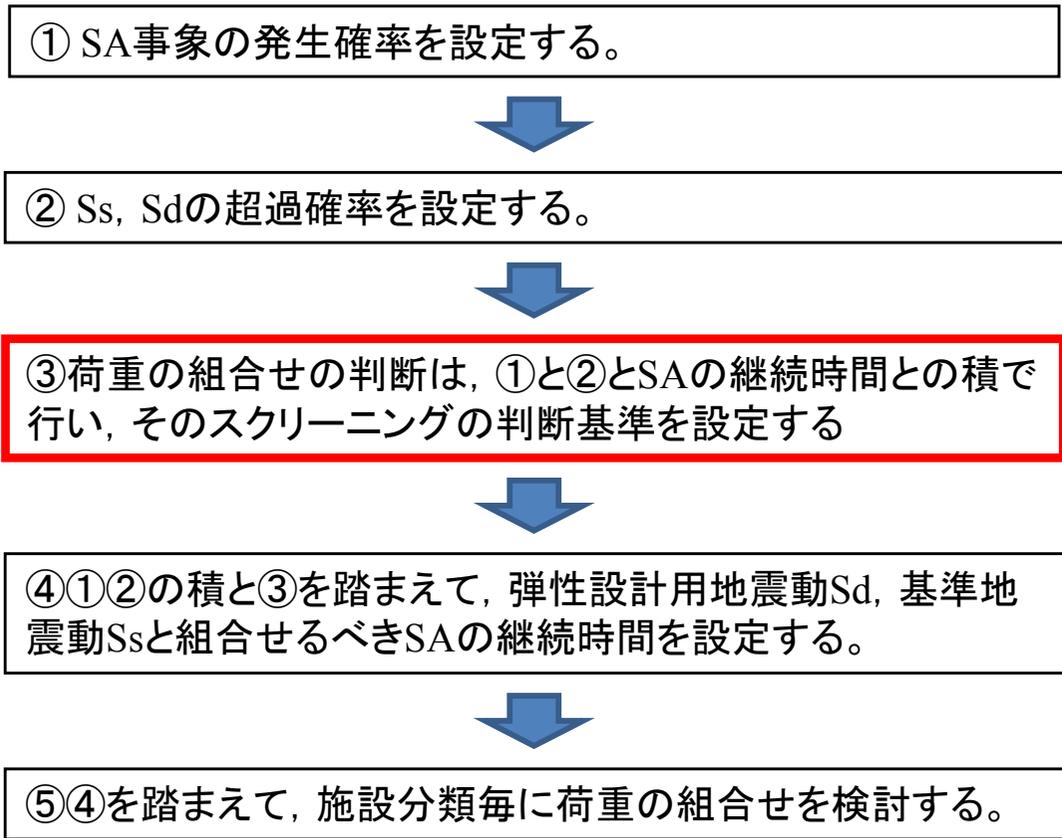
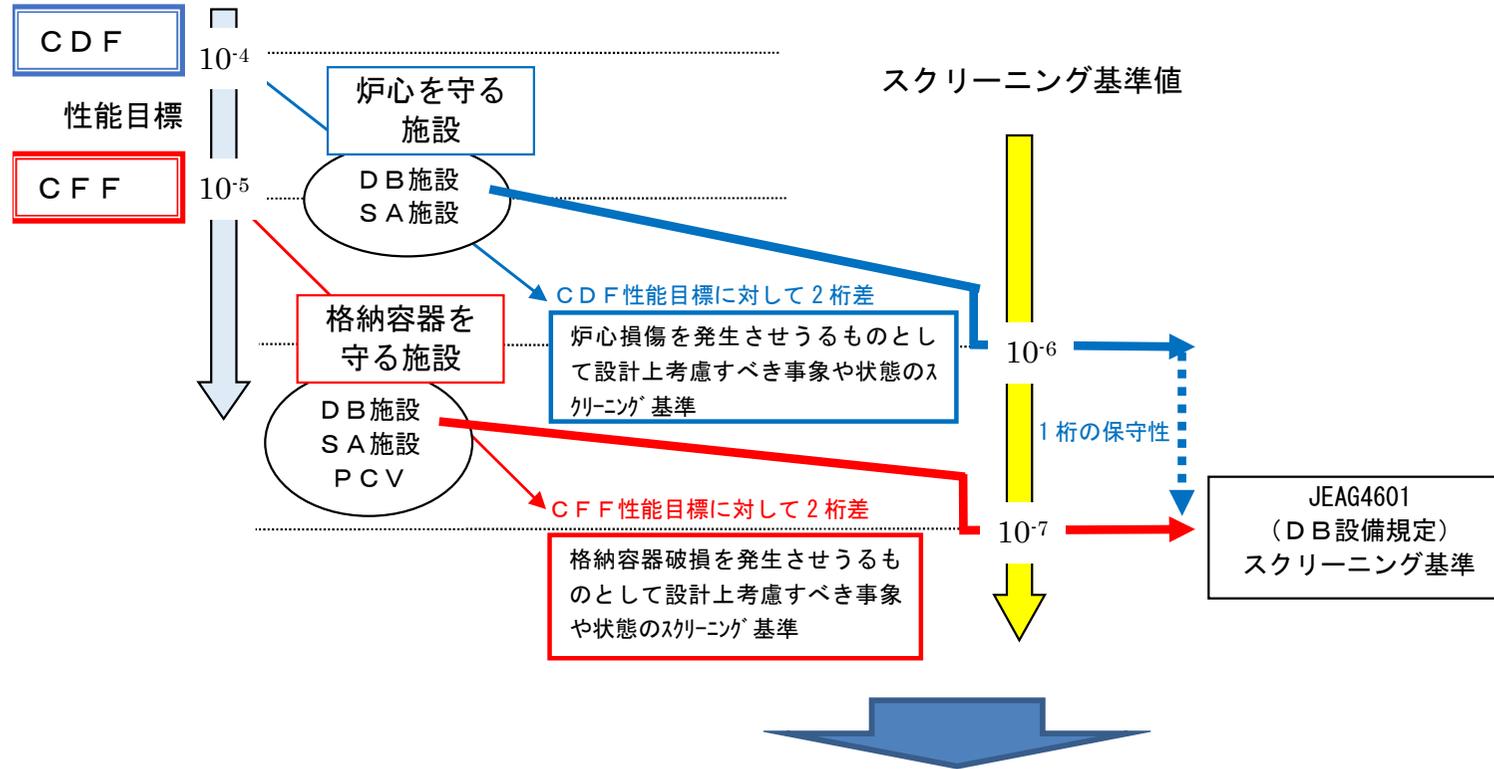


表 フローの各ステップにおける設定値

①SAの発生確率	10 ⁻⁴ /年	
②地震動の超過確率	Sd: 10 ⁻² /年	Ss: 5 × 10 ⁻⁴ /年
③荷重の組合せを考慮する判断基準	10 ⁻⁸ /年以上 (保守性を見込んだ設定)	
④組合せの目安となるSAの継続時間	10 ⁻² 年以上	2 × 10 ⁻¹ 年以上

【コメント回答1】組合せの目安となるSAの継続時間に見込まれている保守性について説明すること

【参考】スクリーニング基準設定の体系的整理とJEAG4601との関係性



DB施設に対する基準であるJEAG4601で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として 10^{-7} /炉年が採用されていることは、スクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、 10^{-7} /炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して1桁保守性を有している。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の荷重の組合せの検討においては、SA施設としての重要性に鑑み、JEAG4601に規定されているDB施設設計の際のスクリーニング基準である 10^{-7} /炉年に保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年をSA施設共通のスクリーニングの目安とする。

No.	開催年月日	コメント内容
2	2016/2/25	格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

【コメント回答2】格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

回答 ABWRプラントの格納容器の特性上、設計条件(海水温度30℃)ではPWR(伊方3号)のようにサブプレッション・プール水温度を通常運転温度に低下させることは難しいが、実測値に基づく海水温度を条件とした場合には、温度を通常運転温度に低下させることは可能と考えております。しかしながら、SA時にはサブプレッション・プール水位は、外部水源による注水により通常運転水位より上昇するため、荷重組合せに運転状態V(LL)の考え方を適用すべきと考えております。

代替循環冷却を考慮した場合の長期解析の結果

表 格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)

項目	代替循環冷却 10-2年後(3日後)	代替循環冷却 2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件 (Ss)
ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]	
ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃
サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃
サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃	
サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m	HWL(7.1m)

炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能

BWRの格納容器の特徴により、温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。

【コメント回答2】格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

海水温度を設計値(30℃)でなく、実測値に基づく値とした場合の格納容器除熱による圧力及び温度の低下を評価する

表 実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移

項目	代替循環冷却 10 ⁻² 年後(3日後)		
	海水温度17℃※1	海水温度3℃※1	海水温度33℃※1
ドライウエル圧力	約0.31MPa[gage]	約0.26MPa[gage]	約0.38MPa[gage]
サプレッション・チェンバ圧力	約0.31MPa[gage]	約0.26MPa[gage]	約0.38MPa[gage]
ドライウエル温度	約118℃	約106℃	約130℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約157℃	約150℃	約164℃
サプレッション・プール水温度	約143℃	約136℃	約151℃
サプレッション・プール水位	約11.3m	約11.2m	約11.4m

項目	7日後からRHR1系列+代替循環冷却 2×10 ⁻¹ 年後(60日後)		
	海水温度17℃※1	海水温度3℃※1	海水温度33℃※1
ドライウエル圧力	約0.12MPa[gage]	約0.11MPa[gage]	約0.13MPa[gage]
サプレッション・チェンバ圧力	約0.10MPa[gage]	約0.09MPa[gage]	約0.12MPa[gage]
ドライウエル温度	約30℃	約27℃	約45℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約40℃※2	約28℃※2	約54℃※2
サプレッション・プール水温度	約30℃	約16℃	約45℃
サプレッション・プール水位	約10.6m	約10.9m	約10.6m

※1: 海水温度は10年間の観測記録の平均値である約17℃, 最小値である約3℃, 最大値である約33℃を用いて評価している。

※2: 有効性評価ではRHR系によるサプレッション・チェンバへのスプレイを模擬していないため、サプレッション・チェンバ気相温度はサプレッション・プール水温度より低下していないが、現実的な操作では、サプレッション・チェンバへのスプレイにて、サプレッション・プール水温度付近まで低下するものと考えられる。

現実的な解析条件を考慮するとDB耐震条件(通常運転状態)まで温度を低下させることが可能である。しかしながら、通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから、安全性確保の観点からこれを荷重条件として考慮し、荷重組合せに運転状態V(LL)の考え方を適用して影響を確認する

【コメント回答2】格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

表 長期安定状態における当社ABWR及びPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段

ABWR (KK6,7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)		残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置, 代替格納容器圧力逃がし装置)
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ 再循環 (格納容器スプレイ 冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (仮設余熱除去冷却器, 使用済燃料 ピット冷却器)	格納容器再循環ユニットに よる自然循環冷却

➡ ABWR(KK-6,7)においてもPWR(伊方3)と同等の除熱設備を確保

ABWRプラントの格納容器の特性について

- ABWRでは格納容器下部ドライウェルに熱の蓄積場所としてのサプレッション・プールが存在しており、その水温はPCV評価において考慮されている。よって、このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる(サンプルは格納容器ベースマット内)
- ABWRではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(復水貯蔵槽)を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある
- なお、先行審査(PWR伊方3号)では、C/V内圧の低減方策として、既設の復旧含め、格納容器スプレイ再循環運転が1ヶ月程度以内に実現可能ということを持って、通常運転圧力相当以下に速やかに低下させることできるとして、長期(V)においてSsとの組み合わせは、DBにおける条件に包絡される

➡ よって、BWRはその格納容器の特徴を踏まえ、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある

【コメント回答2】格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

<参考>

格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用する場合)の長期解析結果

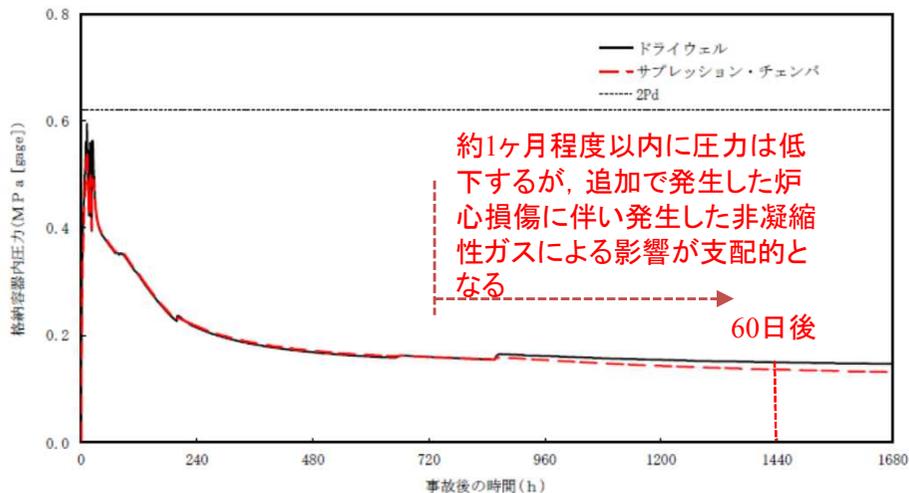


図1 格納容器圧力推移

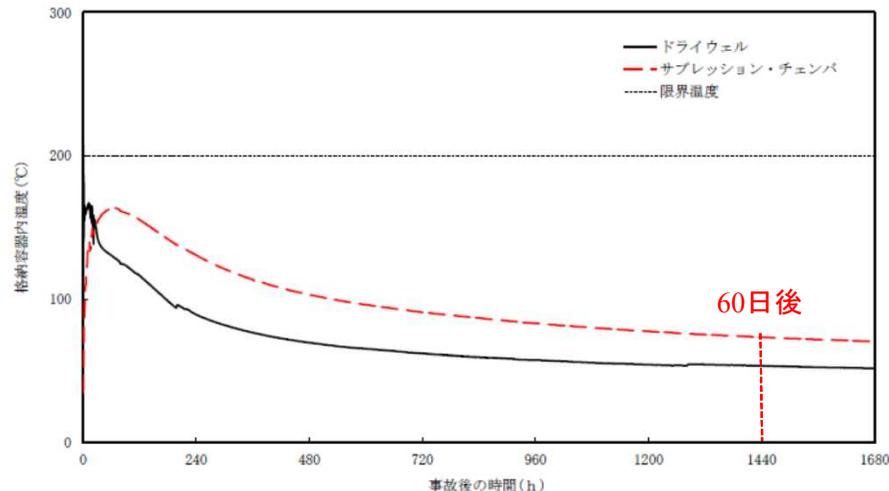


図2 格納容器温度(気相部)推移

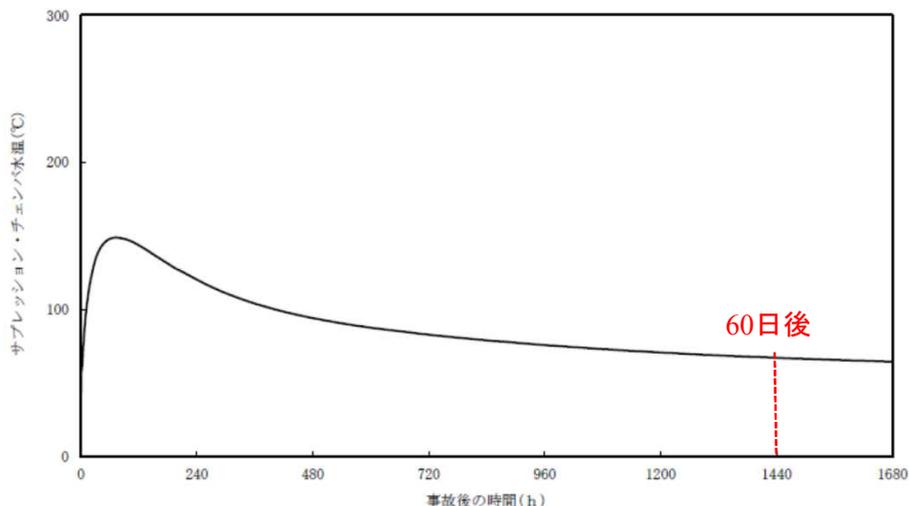


図3 格納容器温度(サブプレッションプール水温)推移

【コメント回答2】格納容器内の温度・圧力を速やかに低減することの可否を含め、運転状態V(LL)について改めて説明すること

<参考>

○代替循環冷却による除熱効果について

- ・代替循環冷却は既設のRHRの熱交換器を介した除熱となり、その除熱能力は、RHRによる除熱の3割程度の確保が可能
- ・外部水源を使用しないため、原子炉への注水及び格納容器スプレイは連続にて行うことが可能であり、格納容器内圧力の低減効果は高い
- ・ 2×10^{-1} 年後(60日後)の断面で、圧力は約0.15MPa程度に低下し、この時、サブプレッション・チェンバ水温は100度以下となるが、この圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスの影響によるものであることから、PWRと同等の十分な圧力低減効果がある
- ・一方、熔融炉心を冷却した後、冷却水はサブプレッション・プールへ移行することから、DB条件にてSsと組み合わせている温度条件(通常運転条件相当)を上回る

○RHR復旧可能性について

- ・ABWRは、DB設備として独立した3系統の除熱系(RHR)を有し、加えて防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、万が一の溢水流入においてもRHRポンプ室排水ポンプを設置しているなど、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することは考えにくい
- ・なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備しており※¹、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考え

※1: 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について
添付資料1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について 参照

No.	開催年月日	コメント内容
3	2016/2/25	荷重の組合せにおけるシナリオの選定理由について、発生確率と影響度合いを考慮した上で、妥当性を説明すること

【コメント回答3】荷重の組み合わせにおけるシナリオの選定理由について、発生確率と影響度を考慮した上で、妥当性を説明すること

回答	格納容器過圧・過温破損シナリオが格納容器バウンダリに対して厳しい荷重条件となること及びRPV破損シナリオの発生確率が 10^{-8} 年未満となることを考慮し、格納容器過圧・過温破損シナリオを荷重組合せのシナリオとして選定しています。また、その荷重条件は不確かさ及び保守性を考慮して、設定しています
----	---

【論点1】

運転状態V(L)及び運転状態V(LL)の荷重条件の不確かさ等、保守性について説明すること

【回答】

運転状態V(L)の荷重条件について

- 格納容器バウンダリに対して厳しい荷重条件として、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定し、また、当シナリオでは「代替循環冷却を使用する場合」「代替循環冷却を使用しない場合」の二つの対応について有効性評価を行っている
- 3日後(10^{-2} 年後)という断面では、「代替循環冷却を使用する場合」の方が荷重条件としては厳しいため、荷重条件としていたが、「代替循環冷却を使用しない場合」に格納容器圧力の上昇の程度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用のタイミングは遅くなる可能性がある

運転状態V(L)に用いる荷重条件としては、事象発生後以降の最高圧力・温度をPCVの地震動と組み合わせる荷重条件として設定することに見直す

- この見直しにより、運転状態V(L)の格納容器の荷重条件(圧力)は、CUWボトムドレン配管破断シナリオ(約0.45MPa)及びRPV破損後のシナリオ(約0.48MPa)の3日後(10^{-2} 年後)における荷重を包絡することとなる

表 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける格納容器圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用しない場合)
最高圧力	約0.60MPa[gage]	約0.62MPa[gage]
最高温度	約165°C※1	約168°C※2
圧力(10^{-2} 年後)	約0.36MPa[gage]	約0.25MPa[gage]
温度(10^{-2} 年後)	約164°C※3	約139°C

※1: 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)

※2: 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)は165°Cであるが、保守的に最高温度は0.62MPaの飽和温度とする

※3: サプレッション・チェンバの最高温度

【コメント回答3】荷重の組み合わせにおけるシナリオの選定理由について、発生確率と影響度を考慮した上で、妥当性を説明すること

【論点1】(続)

運転状態V(L)及び運転状態V(LL)の荷重条件の不確かさ等、保守性について説明すること

【回答】

運転状態V(LL)の荷重条件について

- 格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用しない場合)は、格納容器圧力逃がし装置による除熱となり、その除熱能力は代替循環冷却を上回ることになる。よって、長期的な格納容器圧力及び温度は代替循環冷却を使用するより低下することから、格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用する場合)を参照することは保守的な想定となる
- 加えて、有効性評価では、格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう、格納容器漏えい率は考慮しておらず、地震との組み合わせに用いる荷重も同じ扱いである。運転状態V(LL)のように長期間の圧力・温度挙動では、この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく、十分な保守性が確保される

表 格納容器からの漏洩の有無による格納容器圧力・温度の差異

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]
格納容器圧力(2×10 ⁻¹ 年後)	約0.15MPa[gage]	約0.05MPa[gage]
格納容器温度(2×10 ⁻¹ 年後)	約74℃※1	約72℃※1

※1: サプレッション・チェンバの温度



運転状態V(LL)に用いる荷重条件としては、7日後以降の対策の不確かさ等を踏まえても、保守性は確保される

【コメント回答3】荷重の組み合わせにおけるシナリオの選定理由について、発生確率と影響度を考慮した上で、妥当性を説明すること

【論点2】

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、以下の二つのシナリオのうち、

- ① 格納容器過圧・過温破損シナリオ:「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」
- ② RPV破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)」

①格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を荷重条件のシナリオとして選定することの妥当性

【回答】

- ・ ②のシナリオは、RPV破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価
- ・ 本来、②のシナリオは高压代替注水系又は低压代替注水系による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオであるが、注水失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ(格納容器過圧・過温破損シナリオ)と同様に、SBOが重畳するものとした場合においても、事象発生から70分までに電源復旧及び低压代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへの炉心のリロケーション※1を回避可能
- ・ 炉心損傷頻度及び低压代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組み合わせにおいて用いた考え方を適用すると保守性を考慮しても 10^{-8} /年未満となり、荷重の組み合わせの判断目安を下回る

表 RPV破損発生と地震動が重畳する頻度

事故シーケンス	RPV破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	=	RPV破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象 +ECCS機能喪失 +(SA炉心注水無し)	10^{-4} /年※2 (炉心損傷頻度)	×	10^{-2} /年※4 (弾性設計用地震動Sd) 又は 5×10^{-4} /年※4 (基準地震動Ss)	=	10^{-8} /年未満

- ※1：内部事象レベル1.5PRAにおいて設定しているIVR失敗確率は、炉心が下部プレナムへ移行した後の原子炉注水によるIVRに失敗する確率として設定したもの
 ※2：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として 10^{-4} /年とした。KK6/7の炉心損傷頻度は 10^{-4} /年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える
 ※3：事象発生後、低压代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低压代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低压代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出
 ※4：JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率 S_2 、 S_1 の発生確率を S_s 、 S_d に読み換えた

上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定することが適切であると判断できる