

講演 2 :

『 新規制基準があれば福島事故の影響は低減されたのか 』

2014 年 12 月 13 日 東北大学 流体科学研究所公開講座

東北大学 大学院工学研究科教授 橋爪 秀利

# 新規制基準があれば 福島事故の影響は低減されたのか？

東北大学 大学院工学研究科・工学部  
量子エネルギー工学専攻  
橋爪 秀利

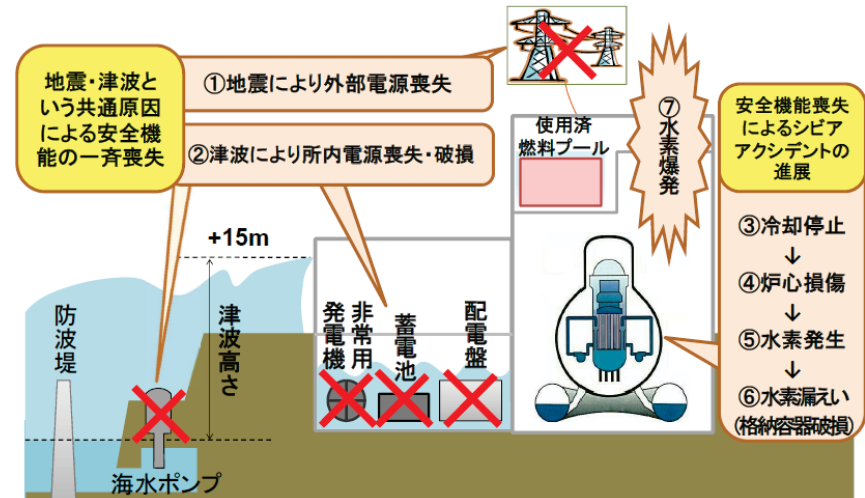
## 1. 原子力発電所に対する 新規制基準の概要

## 目次

1. 原子力発電所に対する新規性基準の概要
2. 福島事故後の電気事業者の対応
3. 日本保全学会「仮想的バックフィット検討会」による原子力発電所の津波対策の妥当性評価
4. 全体まとめ

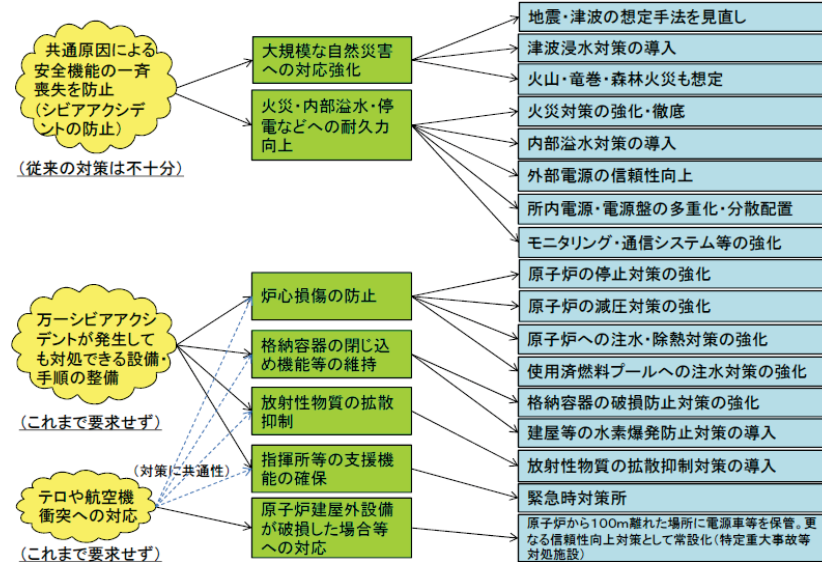
### 福島第一原発における教訓

- ▶ 福島原発事故では地震や津波などの共通要因により安全機能が一斉に喪失。
- ▶ さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった。



## 新規制基準の基本的な考え方と主な要求事項

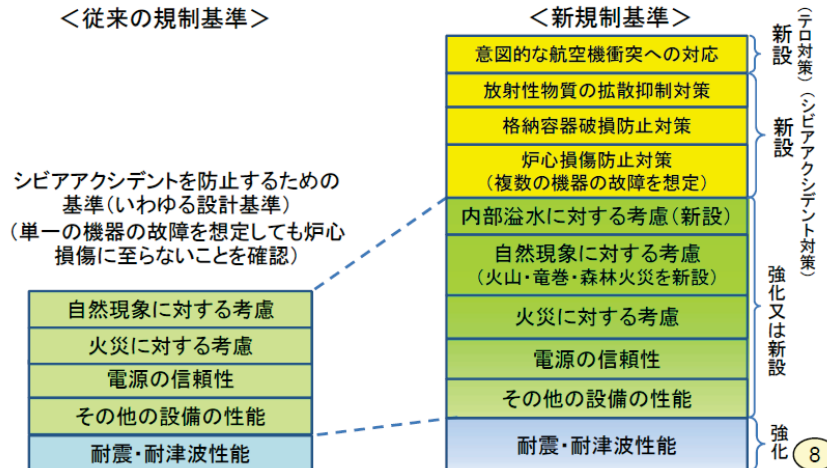
▶ 共通原因による機能喪失及びシビアアクシデントの進展を防止するための基準を策定



出典:原子力規制委員会資料「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」より  
 (<http://www.nsr.go.jp/activity/data/20140214.pdf>)

## 従来の基準と新基準との比較

▶ 従来と比較すると、シビアアクシデントを防止するための基準を強化するとともに、万一シビアアクシデントやテロが発生した場合に対処するための基準を新設



出典:原子力規制委員会資料「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」より  
 (<http://www.nsr.go.jp/activity/data/20140214.pdf>)

## 津波対策の大幅な強化

- ▶ 既往最大を上回るレベルの津波を「基準津波」として策定し、基準津波への対応として防潮堤等の津波防護施設等の設置を要求。
- ▶ 津波防護施設等は、地震により浸水防止機能が喪失しないよう、原子炉圧力容器等と同じ耐震設計上最も高い「Sクラス」とする。

### ＜津波対策の例(津波防護の多重化)＞

○津波防護壁の設置  
 (敷地内への浸水を防止)



○防潮扉の設置  
 (建屋内への浸水を防止)



出典:原子力規制委員会資料「実用発電用原子炉に係る新規制基準について」より  
 (<http://www.nsr.go.jp/activity/data/20140214.pdf>)

## 新規制基準と国際基準との比較

資料2

施設の種類毎の国際基準との比較

燃料施設等の新規制基準と国際基準との比較について

平成25年11月13日  
 原子力規制庁

燃料施設等の新規制基準の策定にあたっては、「燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム」の第一回会合において、新基準策定の基本的考え方の一として、「国際的な基準と整合をとると(IAEA(国際原子力機関)の基準、英仏等の基準を参考とする)」を示した上で作業を進めてきた。

新規制基準は、この方針を踏まえて、IAEAの安全要件に示された「施設の潜在的危険性に見合う規制要求とする考え方」や、「放射線防護の基本的考え方であるALARA (As Low As Reasonably Achievable) の概念」等を取り入れたほか、各国の規制基準を参考するとともに、我が国特有の自然現象を考慮した対策を求めるなど、**国際的な基準と比較しても、特色のないものとなっている。**

※ 使用済燃料再処理施設、燃料加工施設、使用済燃料貯蔵施設、第二種廃棄物貯蔵施設、廃棄物管理施設、試験研究用原子炉施設、核燃料物質使用施設

参考資料

1. 使用済燃料再処理施設  
 使用済燃料再処理施設の新規制基準については、IAEA 国際安全要件 NS-R-4「燃料サイクル施設の安全(Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities)」及びその附属書並びにIAEA 国際安全指針(SG7)において定められている項目を取り込んでいることと確認した。また、我が国の再処理施設は仏国の再処理施設と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。また、我が国が再処理施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。また、我が国が再処理施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

2. 燃料加工施設  
 燃料加工施設の新規制基準については、IAEA 国際安全要件 NS-R-6「燃料サイクル施設の安全(Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities)」及びその附属書並びにIAEA 国際安全指針(SG7)において定められている項目を取り込んでいることと確認した。また、我が国の燃料加工施設は、仏国の燃料加工施設と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。また、我が国が燃料加工施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

3. 使用済燃料貯蔵施設  
 使用済燃料貯蔵施設については、IAEA 国際安全要件 GSR-P-5「放射性廃棄物の処分管理(Professional Management of Radioactive Waste)」及びIAEA 国際安全指針(SG-18)「使用済燃料の貯蔵(Storage of Spent Nuclear Fuel)」において定められている項目を取り込んでいることと確認した。特に、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。また、我が国が燃料貯蔵施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

4. 第二種廃棄物貯蔵施設  
 第二種廃棄物貯蔵施設については、IAEA 国際安全要件 GSR-P-6「放射性廃棄物の処分管理(Professional Management of Radioactive Waste)」並びにIAEA 国際安全指針(SG-26)「低レベル放射性廃棄物の処分管理(Professional Management of Low Level Radioactive Waste)」及びSG-4-1「放射性廃棄物の貯蔵(Storage of Radioactive Waste)」において定められている項目を取り込んでいることと確認した。我が国が第二種廃棄物貯蔵施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

5. 廃棄物管理施設  
 廃棄物管理施設については、IAEA 国際安全要件 GSR-P-7「放射性廃棄物の処分管理(Professional Management of Radioactive Waste)」並びにIAEA 国際安全指針(SG-26)「低レベル放射性廃棄物の処分管理(Professional Management of Low Level Radioactive Waste)」及びSG-4-1「放射性廃棄物の貯蔵(Storage of Radioactive Waste)」において定められている項目を取り込んでいることと確認した。我が国が廃棄物管理施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

6. 試験研究用原子炉施設  
 試験研究用原子炉施設の新規制基準については、IAEA 国際安全要件 NS-R-4「研究用の安全(Safety of Research Reactors)」及びその附属書並びにIAEA 国際安全指針(SG-18)「使用済燃料の貯蔵(Storage of Spent Nuclear Fuel)」において定められている項目を取り込んでいることと確認した。また、我が国が試験研究用原子炉施設に取組んでいる項目は、IAEAの安全要件に示されている項目と同等と見なされ、同等の安全水準を確保していることと確認した。

7. 核燃料物質使用施設  
 核燃料物質使用施設の新規制基準については、これに特化したIAEA 国際安全要件はない。なお、上述のとおり再処理施設及び燃料加工施設については、国際基準との整合を考慮したが、使用済燃料についても、再処理施設との基準を参考に基準を定めている。

# どうすれば、原子力発電所の安全性をチェックできるか？

- ① 規制基準への適合性チェック
- ② 海外の安全標準や規制基準と比較
- ③ 最新知見に基づく安全性チェック
- ④ 先進諸外国のプラントで採用されているハード、ソフトとの比較

しかし、①②③は専門家  
でないと難しい。  
④であれば、ある程度、  
可能。

# 諸外国の技術基準調査結果

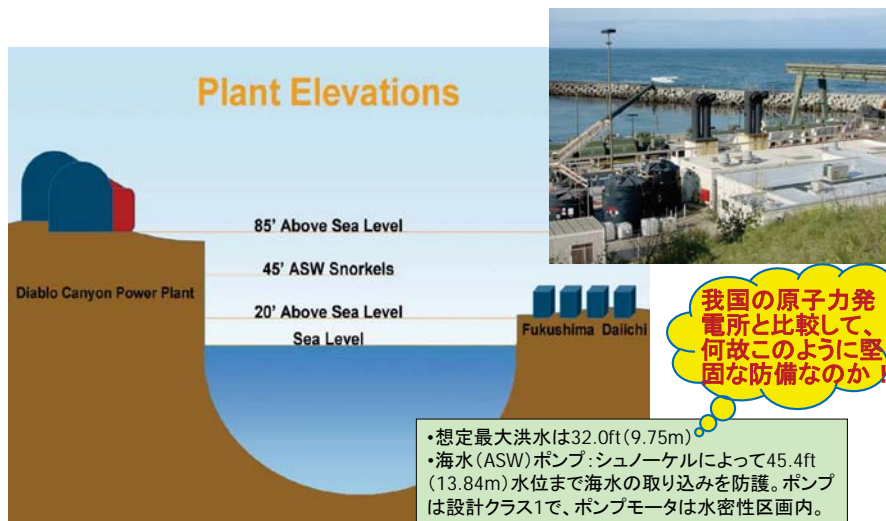
基準上の表現を比較すると、先進諸外国と我国で大きな差は認められない。

国名	技術基準(津波・洪水)
米国	一般設計指針(GDC)(1971年)に規定され、その審査基準が関連のSRPやReg. Guideに示されている。サイトとその周辺で記録される最も厳しい自然現象を考慮し、十分な余裕を持たせること、とされている。
フランス	基本安全原則(RFS)で、洪水に対する安全余裕レベルが規定されていたが(最大計算潮位と1,000年高潮の組み合わせ)、1999年12月にルブレイエ発電所で暴風雨による外部洪水を経験したため、洪水防護対策が見直し・強化された。
ドイツ	KTAスタンダード2207に規定され、設計基準洪水の水位は $10^{-4}$ /年の確率から算出されている。なお、十分な事前警告などが可能な場合は、 $10^{-2}$ /年の確率の洪水と設計基準水位の間の洪水に対しては可搬式の洪水防護策の利用も許容される。
IAEA	IAEA NS-R-3「原子力施設のサイト評価」(2003年)で、津波について有史以前と歴史上のデータを収集すること、また、地盤活動が活発な地域では活断層の評価には数万年の期間が適切、としている。

## 米国

ディアブロ・キャニオン発電所

しかしながら、  
実際の現場の津波対策  
には大きな違いがあった。



## 最新知見の活用1

- 安全情報の分析・評価に関する報告書\* (pp.3-7~3-9)

国内外の事故・故障例のASP\*\*評価

- \* フランス ルブレイエ原発での外部溢水(洪水)1999年12月発生
  - 近くを流れるジロンド川の水位上昇で洪水発生
  - 原子炉補機冷却系ポンプモータ浸水、低圧注入系等の機能喪失、
  - 電気検討の機能喪失など
- \* 上記事故から国内BWRの浸水を想定したASP評価を実施
  - 外部電源喪失、原子炉建屋最地下階の浸水、その他を仮定
  - 解析結果: 条件付き炉心損傷確率 $2.4 \times 10^{-2}$
  - 事故シナリオは、外部電源喪失、SRV開閉成功、事象発生後30分以内の外部電源復旧に失敗でSBO、HPCS-DG機能喪失、RCIC起動成功、事象発生後8時間以内の外部電源復旧に失敗で炉心損傷

\*JNES/SAE07-058 07解部報-0058  
\*\*前兆事象Accident Sequence Precursor



# 最新知見の活用2

- 平成19年度 原子力安全基盤機構年報 (pp.232)

“津波溯上による全交流電源喪失が発生する場合の炉心損傷に至るまでの事故シーケンスを検討した例では30分から1時間程度以内の速やかな電源復旧が行われなければ炉心損傷に至る可能性があることが予想されました。”

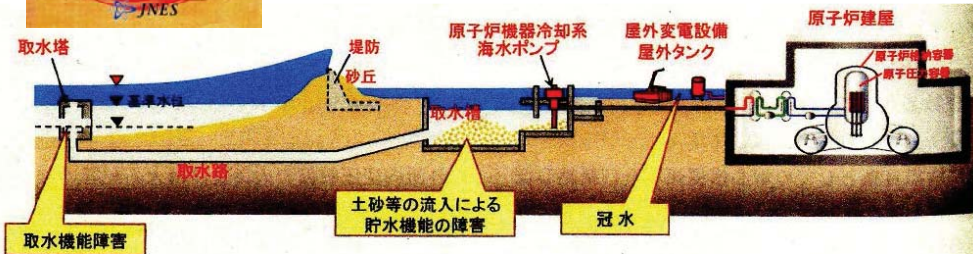
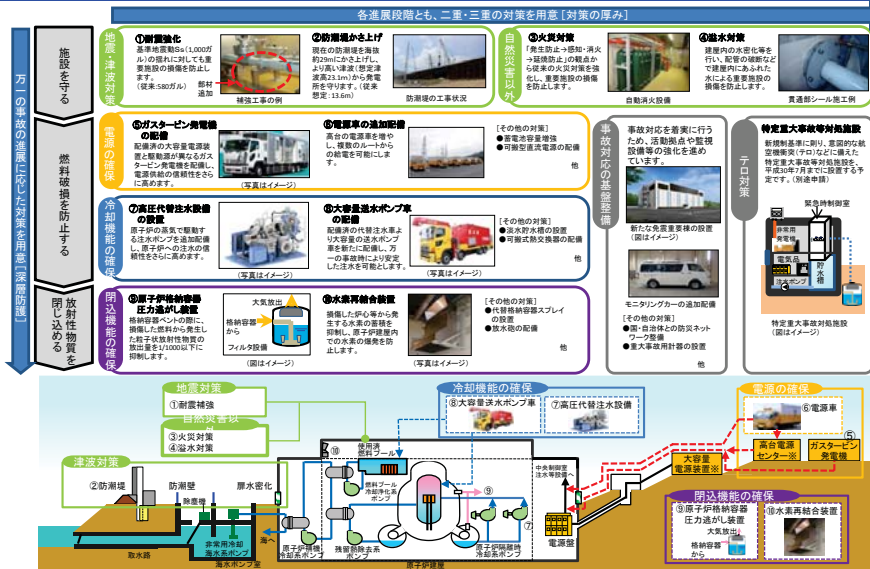


図1 津波溯上が原子炉施設へ与える影響を表す概念図

## 2. 福島事故後の電気事業者の対応

## 女川原子力発電所における主な安全対策事例



※自主対策設備

## 3. 日本保全学会「仮想的バックフィット検討会」による原子力発電所の津波対策の妥当性評価

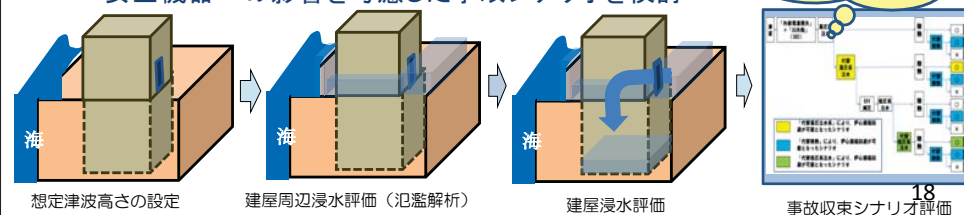
## (1)はじめに

- ① 3.11震災と福島事故後、従来に増して原子力発電所の安全性が強く問われるようになった。
- ② 昨年の改正炉規制法の施行により、世界最高水準と言われる新規制基準の運用が開始。
- ③ 「事故後、講じられた安全対策で本当に原子力発電所の安全性が向上したのか」との疑問があり、これに答える必要あり。
- ④ 津波対策に着目して原子力発電所の安全性について検討することとした。
- ⑤ ここでは、女川原子力発電所2号機の検討例について紹介。

17

## (2)検討内容および検討方法

- ① 想定入力津波の設定  
3.11震災時の知見を踏まえて想定津波高さを設定。それを超える巨大津波も検討。
- ② 氾濫解析の実施  
津波がどの程度発電所構内へ浸入するか、浸入する場合建屋周辺の浸水深さを評価
- ③ 建屋浸水評価  
建屋外壁扉等から津波がどのように浸入するか、浸入経路と安全機器への影響を評価
- ④ 事故収束シナリオの検討評価  
安全機器への影響を考慮した事故シナリオを検討



## (3)検討ケース

検討対象：女川2号

評価ケース	津波高さ	防潮堤	越流高さ	安全対策	建屋開口部条件
ケース1	23.8m (想定入力津波①)	無 (敷地高さ O.P.+13.8m)	敷地越流 10m	無 (3.11震災時の状態)	①外壁扉 ・全閉 ・1箇所開  ②換気用 ルーバ
ケース2	23.8m (想定入力津波①)	無 (敷地高さ O.P.+13.8m)	敷地越流 10m	有	
※1	23.8m (想定入力津波①)	有 (防潮堤高さ O.P.+29m)	0m	有	
ケース3	29m (想定入力津波②) (防潮堤高さと同等の高さを設定)	有 (防潮堤高さ O.P.+29m)	防潮堤越流 なし (湧上り想定)	有	
ケース4	34m (想定入力津波③) (想定入力津波①の約1.5倍の津波を設定)	有 (防潮堤高さ O.P.+29m)	防潮堤越流 5m	有	

※1 O.P.+29mの防潮堤等により、23.8m想定入力津波①に対しドライサイトが達成される。 19

## (4)検討結果

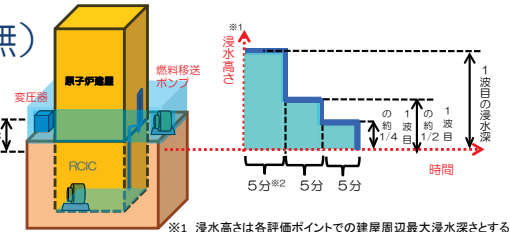
- (4)-1 発電所構内の氾濫解析
- (4)-2 建屋内浸水評価
- (4)-3 安全機能維持状況の評価
- (4)-4 事故収束シナリオの評価
- (4)-5 まとめ

20

## (4)-1 発電所構内の氾濫解析

### (1) ケース1, 2 (防潮堤無)

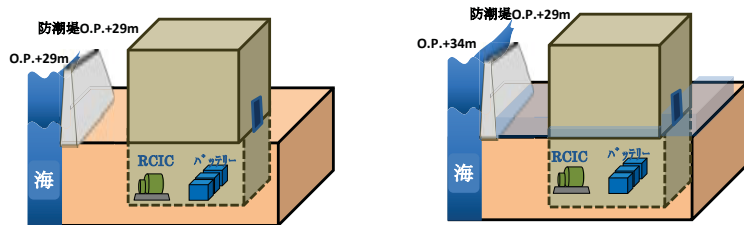
津波の1波目, 2波目, 3波目を右図のとおり敷地高さを越え, 敷地内に流入すると仮定。



※1 浸水高さは各評価ポイントでの建屋周辺最大浸水深とする  
 ※2 想定した津波の周期を10分と仮定。1波につき5分間(半周期)建屋周辺に水が滞留すると想定

### (2) ケース3, 4 (防潮堤有)

氾濫解析により時刻歴で詳細な浸水深さと浸水量を評価。



イメージ図：ケース3

イメージ図：ケース4

## 建屋内浸水量の評価結果

評価ケース	防潮堤	安全対策	ルーバからの流入	外壁扉条件	建屋内浸水量 (m <sup>3</sup> )			機器への影響評価の要否
					原子炉建屋管理区域	原子炉建屋非管理区域	制御建屋	
ケース1	無	無	有	全閉	合計：2	合計：170	合計：4092	要
					扉：2	扉：10	扉：2	
				原子炉建屋(管理/非管理), 制御建屋各1箇所開	合計：7332	合計：8340	合計：10902	要
					扉：7332	扉：8180	扉：6812	
ケース2	無	有	有	全閉	合計：0	合計：160	合計：4090	要
					扉：0	扉：0	扉：0	
				原子炉建屋(管理/非管理), 制御建屋各1箇所開	合計：7330	合計：8330	合計：10900	要
					扉：7330	扉：8170	扉：6810	
ケース3	有	有	無	同上(全閉、1箇所開)	合計：0	合計：0	合計：0	不要
					ルーバ：0	ルーバ：0	ルーバ：0	
ケース4	有	有	無	全閉	合計：0	合計：0	合計：0	不要
					扉：0	扉：0	扉：0	
				原子炉建屋(管理/非管理), 制御建屋各1箇所開	合計：18	合計：154	合計：129	要
					扉：18	扉：154	扉：129	
ルーバ：0	ルーバ：0	ルーバ：0						

## (4)-2 建屋内浸水評価

(1) 安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋管理区域, 原子炉建屋非管理区域及び制御建屋の3区分に分けて評価。

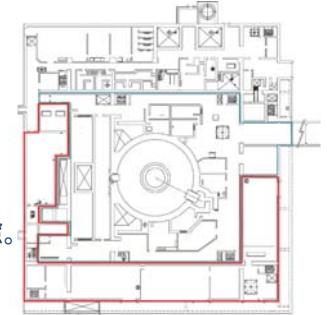
(2) 各区分に対し, 以下の2パターンで評価。

- 建屋外壁扉すべて全閉状態
- 建屋外壁扉1箇所開放状態

(3) 建屋周辺浸水深さが空調ルーバ設置高さを越える場合, ルーバから浸水することを考慮。

(4) 上記の条件で建屋内浸水を評価。

- 建屋内に浸水した津波は各区分内を流れ, 下階へ流下。その流下経路を特定し, 経路上にある安全上重要な機器への影響(機能喪失の有無)を評価。



原子炉建屋 地上1階 平面図



制御建屋 地上1階 平面図



## (4)-3 安全機能維持状況の評価

- ▶ 各ケースの建屋への浸水量および浸水流下経路の評価結果から各防護対象区画毎の浸水深さを算出。
- ▶ 安全上重要な機器について, フロント系及びサポート系を全て抽出し, 設置フロア, 設置位置ならびに床面からの高さについて整理(機器リスト)。
- ▶ 「浸水深さ」と「浸水の流下経路上にある機器の設置高さ」を比較, 各ケースにおいて機能喪失する機器を抽出。

仮想B/F機器リスト(原子炉隔離時冷却系(RCIC)の例(抜粋))

系統・設備名称	総称名	機器名称	設置場所			防護部位の基準床面からの高さ(mm)
			建屋	フロア	東西位置 南北位置	
原子炉隔離時冷却系	ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	タービン	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICポンプCST吸込弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCIC吸入弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICタービン排気ライン隔離弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICポンプミニマムフロー弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCIC冷却水ライン止め弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICタービン止め弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICポンプS/C吸込弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCICタービン入口蒸気ライン第二隔離弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCIC真空ポンプ吐出ライン隔離弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCIC主蒸気止め弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	弁	RCIC蒸気加減弁	原子炉建屋			
原子炉隔離時冷却系	制御盤	RCICタービン制御盤	制御建屋			
原子炉隔離時冷却系	直流電源	125V直流RCIC MCC	原子炉建屋			
直流電源	蓄電池	125V蓄電池2A	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V充電器盤2A	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V直流主母線盤2A(MCC)	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V直流主母線盤2A(P/C)	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V直流受電パワーセンタ2A	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V直流分電盤2A-1	制御建屋			
直流電源	直流電源制御盤	125V直流分電盤2A-3	制御建屋			

# 安全機能維持状況の評価結果

- 各評価ケースでの浸水深さ、浸水範囲から、安全上重要な機器の機能喪失有無を判定。
- 建屋内浸水発生時のプラント挙動を把握するため、安全上重要な機器の機能喪失有無から当該機器が属する系統毎の機能喪失有無を評価し、事故収束シナリオを評価。

系統毎の機能喪失整理表（例）

ケース2 外壁扉1枚開放	原子炉 建屋 管理	原子炉 建屋 非管理	制御 建屋	補機冷却系	直流 電源	交流電源 (D/G)	最終 結果
主蒸気逃がし安全弁(SRV)	○	○	○	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	×	○	○	×	○	×	×
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	×	○	○	-	○	-	×
高圧代替注水系(TWL-RCIC)	○	○	○	-	-	-	○
自動減圧系(ADS)	×	○	○	-	○	-	×
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	×	○	○	×	○	×	×
低圧注水系(LPCI(RHR))	×	○	○	×	○	×	×
低圧代替注水系(MUWC)	×	○	○	-	○	×	×
残留熱除去系(RHR)	×	○	○	×	○	×	×
耐圧強化ベント	○	○	○	-	○	-	○

# (4)-4 事故収束シナリオの評価(1/3)

ケース2：外壁扉が全閉状態（電源復旧失敗）

ケース2 外壁扉全閉	原子炉建 屋 管理	原子炉建 屋 非管理	制御建屋	補機冷	直流	交流 (D/G)	最終 結果
主蒸気逃がし安全弁(SRV)	○	○	○	-	-	-	○
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	○	○	○	×	○	×	×
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	○	○	○	-	○	-	○
高圧代替注水系(TWL-RCIC)	○	○	○	-	-	-	○
自動減圧系(ADS)	○	○	○	-	○	-	○
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	○	○	○	×	○	×	×
低圧注水系(LPCI(RHR))	○	○	○	×	○	×	×
低圧代替注水系(MUWC)	○	○	○	-	○	×	×
残留熱除去系(RHR)	○	○	○	×	○	×	×
耐圧強化ベント	○	○	○	-	○	-	○

外部電源は変圧器の浸水により機能喪失

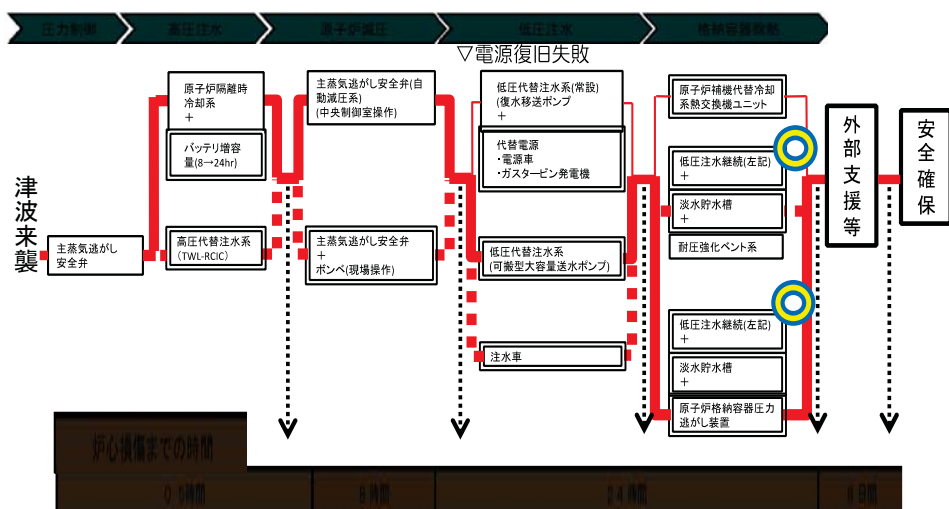
凡例 ○：機能維持 ×：機能喪失 -：関連無

特徴：長期冷温停止達成シナリオ

- 交流電源および補機冷却系が機能喪失
- 低圧注水機能、格納容器除熱機能について設計上の安全設備が機能喪失するとともに電源復旧に失敗
- 低圧注水は電源供給が不要な可搬型代替設備により実施
- 格納容器除熱はベントにより実施

# (4)-4 事故収束シナリオの評価(2/3)

ケース2：外壁扉が全閉状態（電源復旧失敗）



# (4)-4 事故収束シナリオの評価(3/3)

ケース2：外壁扉が全閉状態（電源復旧失敗）

機能	系統・設備	津波到達からの日数								備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8		長期
圧力制御	主蒸気逃がし安全弁(SRV)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	原子炉隔離時冷却系(RCIC)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	RPV減圧後は使用不可
高圧注水	高圧代替注水系(TWL-RCIC) ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	RPV減圧後は使用不可
	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧系)(ADS/中接操作)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉減圧	SRV+ポンベ設備操作 ★(3.11震災後強化)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
低圧注水	低圧注水系(残留熱除去系)(LPCI(RHR))	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	MUWC ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	可搬型大容量送水ポンプ ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器除熱	残留熱除去系(RHR)(除熱) + 原子炉補機冷却系(RCW+RSW)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-RCW+RSWの復旧により使用可
	残留熱除去系(RHR)(除熱) + 原子炉補機冷却系熱交換機ユニット ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	RHRに対して交流代替電源(GTG)より電源供給
	POV耐圧強化ベント(AM設備)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	原子力格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント) ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
電源	直流電源 ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-RCIC制御用 -交流代替電源(GTG/電源車)より充電、使用可 -運転機器の制御用 -可搬型大容量送水ポンプによる注水時の原子炉の状態監視 -※ フィルタベントによる除熱時の格納容器の状態監視 -※ 可搬型直流代替設備により供給
	交流電源 非常用ディーゼル発電設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	交流代替電源 ガスタービン発電機(GTG) ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	交流代替電源(GTG)復旧
	交流代替電源 電源車 ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
水源	復水貯蔵タンク(GST)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	淡水貯水槽 ★	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉の状態		○	○	○	○	○	○	○	○	○	高温停止 冷温停止

- ★：3.11震災後導入する設備(計画中の設備含む)
- ☆：3.11以前も存在し、3.11後仕様を強化する設備

凡例

- ：従来設備
- ◻：安全対策設備
- ：使用するものまたは使用可能なもの
- ◻(斜線)：使用可能な状態にあるもの



# 事故収束シナリオの評価結果

評価ケース	外壁扉条件	電源復旧	建屋内浸水量*1	冷温停止までの期間*2	炉心損傷回避の可否*2
ケース1 (想定津波高さ23.8m) (防潮堤無) (安全対策無)	全開	-	少 (ルーバ+扉隙間部)	-	× (約8.5時間で炉心損傷)
	1個所開	-	多 (ルーバ+扉隙間部+開放扉)	-	× (約0.5時間で炉心損傷)
ケース2 (想定津波高さ23.8m) (防潮堤無) (安全対策有)	全開	成功	少 (ルーバ)	短期 (海水系の復旧+原子炉補機代替冷却系熱交換機ユニットで除熱)	○
		失敗	少 (同上)	長期 (上記の除熱を行うために、交流電源の復旧が必要)	
	1個所開	成功	多 (ルーバ+開放扉)	長期 (海水系の復旧+原子炉補機代替冷却系熱交換機ユニット+残留熱除去系ポンプの復旧が必要)	○
		失敗	多 (同上)	長期 (上記に加え、交流電源の復旧が必要)	
ケース3 (想定津波高さ29m) (防潮堤29m) (安全対策有)	- ※3	-	なし	<div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     氾濫解析の結果、建屋内への浸水は発生しないこと及び屋外設備に対しても影響を与えないことから冷温停止状態へ過ぎ、冷温停止状態を維持可能。                 </div>	
ケース4 (想定津波高さ34m) (防潮堤29m) (安全対策有)	全開	成功	なし	短期 (海水系の復旧+原子炉補機代替冷却系熱交換機ユニットで除熱)	○
		失敗	なし	長期 (上記の除熱を行うために、交流電源の復旧が必要)	
	1個所開	成功	少 (開放扉)	短期 (海水系の復旧+原子炉補機代替冷却系熱交換機ユニットで除熱)	○
		失敗	少 (開放扉)	長期 (上記に加え、交流電源の復旧が必要)	

※1 「建屋内浸水量の評価結果」参照  
 ※2 「事故収束シナリオの評価結果」参照  
 ※3 建屋内浸水がないため外壁扉からの流入なし

# (4)-5 まとめ

- ◆ 想定入力津波①(高さ23.8m=3.11津波+10m)が来襲した場合、**3.11後に実施した安全対策があれば、防潮堤がなくても、炉心損傷を回避できる。(ケース2)**
- ◆ 想定入力津波①を超える想定入力津波②(高さ29m=3.11津波の約2倍)が来襲した場合でも、**防潮堤等の対策により、構内への浸水がほぼ発生せず、建屋への津波浸入を防止できるので、安全機能への影響はなく、炉心損傷を回避できる。(ケース3)**
- ◆ 想定入力津波①を超える想定入力津波③(高さ34m=3.11津波の約2.5倍)が来襲した場合でも、**構内へ津波は浸入するものの、防潮堤や水密扉、安全対策により、炉心損傷を回避できる。(ケース4)**

以上より下記が言える。

- ◆ 防潮堤や3.11以降実施した安全対策により、巨大津波が来襲した場合においても、炉心損傷を回避できる。
- ◆ 早期の冷温停止を可能とするには、交流電源の確保および建屋外壁扉管理等による建屋内への浸水抑制対策が極めて有効である。

# 5. 全体まとめ

- ◆ 日本保全学会の仮想的バックフィット検討会で実施した「津波対策の妥当性評価」のように、
  - ① 対策の効果を確認するために、対策以前の状態ではどうなるかを検討評価すること
  - ② 想定を上回る事象が生じた場合、どのような影響があるかを評価すること
 は極めて重要である。  
 このような検討評価を、津波以外の事象も含めて、継続的に実施することを電気事業者推奨する。
- ◆ 規制当局は、上記のような活動を電気事業者が実施することを奨励するような規制を行うことを要望する。
- ◆ また、国民の健康と財産を守るために、原子力発電所のリスクの主体はどこにあるか、電気事業者の自主的安全性向上活動に大きな間違いがないか等、最重要事項にフォーカスし、効率的効果的な規制を行うよう、規制当局に要望する。

ご清聴ありがとうございました。