

日本原子力学会  
原子力安全セミナー



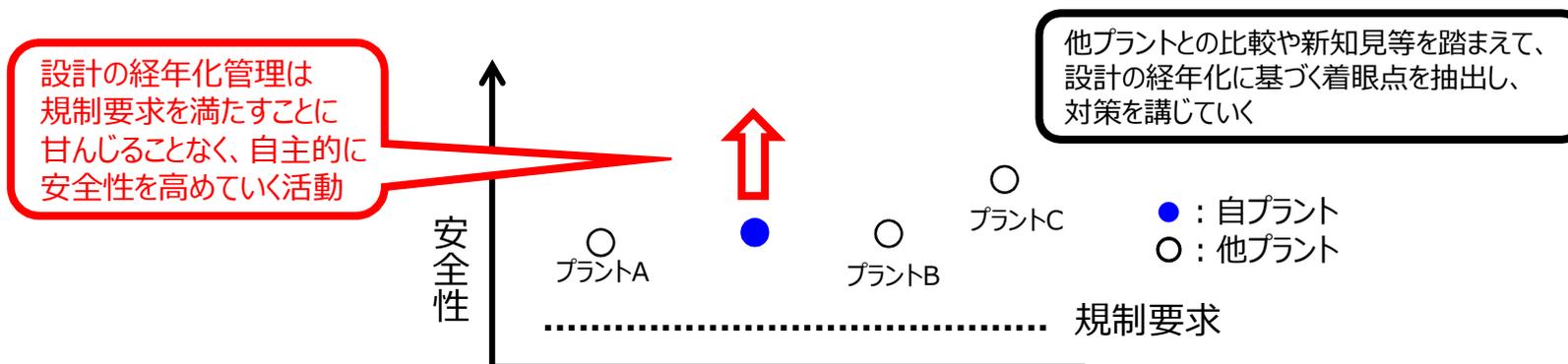
# プラントへの適用評価例

関西電力 鈴江 和昌



- ✓ 原子力発電所の設計は、従来から深層防護の考え方に基づいており、大きな設計思想という意味では変わりはない。ただし、技術開発や運転経験の反映あるいは合理化によって、プラントが造られた年代で設計に差がある。
- ✓ 例えば、福島第一原子力発電所では、タービン建屋の地下階に安全系の電源系設備（非常用ディーゼル発電機、非常用電源盤）が設置され、これが津波による全電源喪失事故の一因となった。タービン建屋の地下に安全系の電源系設備が設置されている設計は古いプラント固有の設計であり、津波等による浸水に対する脆弱性があったといえる。
- ✓ 福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準に適合することで、このような脆弱性は改善しているが、規制要求を満たすことに甘んじることなく、プラント設計が異なることによる安全上の弱点を抽出する仕組みが重要であると判断し、プラント設計の違いに着目して安全性を評価する事業者自主の仕組みとして「設計経年化評価」を導入。
- ✓ 設計経年化評価のうち内的事象に係る評価では、設計情報を直接比較し、設計の差異を着眼点として抽出した。
- ✓ 一方で、外的事象については、プラントの頑健性が現場の配置等にも大きく影響を受けることから、系統図等の設計情報の比較だけでは、着眼点を抽出するには不十分である。そこで、プラントの設計基準を超えたハザードに対する脆弱性を評価するPRAやストレステスト等を実施し、脆弱性を大きく支配する設計上の特性を着眼点として抽出し、分析することとする。
- ✓ ATENAガイドラインの評価フロー概要について次ページに示す

## 「設計の経年化評価のイメージ」



## ① 設計経年化の着眼点の抽出

- ・内的事象については、設計情報の比較により着眼点を抽出。
- ・外的事象については、PRAやストレステスト等により着眼点を抽出。



## ② 評価

- ・①で抽出した着眼点毎に、PRA結果、PRAモデル化要素、安全解析等の観点から安全上の重要性を評価。



## ③ 対策案の検討

- ・評価された着眼点毎の安全上の重要性に応じ、対策案を検討。
- ・考え得る対策を幅広く抽出し、改善の効果と必要なリソースを整理。



## ④ 対策要否の検討及び実施

- ・個別プラント評価結果に基づく安全上の脆弱性、対策導入による効果およびリソースを総合的に勘案し、具体的な対策を検討し、採否を判断。



## ⑤ 継続的な評価

- ・事業者は、国内での新設計情報や海外の新知見等を活用し、継続的に評価を実施。

→ 内的事象について、PWRプラントを対象に①～③を実施し、大飯3号機の対策要否を検討  
(外的事象は今後実施予定)

# ①設計経年化の着眼点の抽出 (PWR)

- ✓ 新規制基準適合審査の申請済プラントであるPWR5電力16プラントを対象。
- ✓ 原子炉設置許可申請書等に記載の重要度クラス 1 および 2 の安全機能を有する19系統の設備等について設計情報を比較。
- ✓ 比較した結果、**設計差異として 85 件が抽出された**

## 【対象プラント (16プラント)】

- 関西電力：美浜3号機、高浜1~4号機、大飯3,4号機
- 九州電力：川内1,2号機、玄海3,4号機
- 四国電力：伊方3号機
- 北海道電力：泊1~3号機
- 日本原電：敦賀2号機

## 【対象機器の19系統】

- 補助給水系統
- 余熱除去系統
- 非常用炉心冷却系統
- 原子炉補機冷却水系統
- 原子炉補機冷却海水系統
- 1次冷却材系統 (原子炉容器、C/I含む)
- 計測制御系統
- 非常用電源系統
- 燃料貯蔵設備及び取扱設備
- 化学体積制御系統
- 主蒸気及び主給水系統
- 廃棄物処理系統
- 放射線管理施設 (放射線監視設備と遮蔽設備)
- 原子炉格納施設
- 格納容器スプレイ系統
- 換気空調系統 (中央制御室空調系統)
- 換気空調系統 (アニュラス空気浄化系統)
- 換気空調系統 (安全補機室空気浄化系統)
- 制御用空気系統

## 【設計差異を整理するに際しての視点 (どういう差を抽出するのか)】

視点	具体例
a.性能 (設計条件を含む)	・性能の差異 (系統流量, 揚程等) ・性能の差異に基づく設計条件の差異 (設計圧力, 設計温度, 寸法等)
b.系統構成 (配管・弁構成を含む)	・設備の合理化 (ほう酸注入タンク有無) ・弁の有無, 弁構成 ・ポンプ台数 ・ミニフローライン有無, タイライン有無, ヘッド有無
c.材料・材質	・溶接材料 ・製作方法 (溶接加工, 一体 casting) ・よう素除去薬品の種類
d.作動方法・インターロック	・再循環切替方式 (一括自動方式) ・系統の隔離操作等に用いる弁の遠隔化, 自動化 ・自動起動・作動ロジック (有無も含む)
e.系統運用	・補助給水ポンプ出口連絡ラインの運用 ・高温再循環時注入先の運用
f.機器型式	・格納容器型式 ・ポンプ型式 ・電動機冷却方式 (空冷・水冷) ・重要機器の操作器 (ハード, ソフト)

## ②評価、③対策案の検討、④対策要否の検討

- ✓ ①で抽出した85件の着眼点毎に、PRA結果、PRAモデル化要素、安全解析等の観点から安全上の重要性を評価。
- ✓ その結果、有意な影響ありが3件、影響軽微が65件、影響なしが15件であった。
- ✓ 本評価結果を安全性向上評価で最初に届出した大飯3号機では、対策要否の検討結果、追加でのハード対策等が不要※1であることを確認

※1：RCPシャットダウンシールについては第18回定期事業者検査（2020年度）に対応済。それ以外は設計初期より対応済。

着眼点 (設計差異)	PRA評価結果及び PRAモデル化要素	安全解析			その他、安全上の影響を評価できると 考えられる視点		総合評価	対策案又は改善案
		(1)確率論的 リスク評価	(2)決定論的 安全解析	(3)放射線の 環境影響	(4)ヒューマン ファクタ	(5)他プラント での経験及び 最新知見		
高圧再循環時の取水ライン構成	CDFへの影響は無視できるほど小さい(<1%)	影響なし	影響なし	影響軽微	- (該当する知見なし)	影響軽微	設計差異に関する知見を教育資料等へ反映	
RCPシャットダウンシールの有無	CDFへの影響あり(数%~数10%)	1次冷却材確保の点で安全性向上に寄与する	影響なし	事故時の1次系保有量に係わる操作余裕に影響あり	- (該当する知見なし)	影響有	案① RCPシャットダウンシールの導入 案② 運転員への教育訓練の強化	
ほう酸ポンプの台数	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし	- (該当する知見なし)	影響なし	-	
充てんポンプの構成	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし	- (該当する知見なし)	影響なし	-	

影響軽微  
65件

有意な  
影響あり  
3件

影響なし  
15件

抽出された  
設計差異総数  
85件

《判断基準 (PRA) 》

〔凡例〕  : 影響有  : 影響軽微  : 影響なし

- CDF・CFFの設計の差異による差 ≥ 1% : 影響「有」
- CDF・CFFの設計の差異による差 < 1% : 影響「軽微」
- CDF・CFFの設計の差異による差に影響なし (カットオフ値程度未満) : 影響「無」

## 《有意な影響あり 3件※》

### ✓ 再循環切替操作手段

手動／自動／半自動の3種類があり、手動方式のプラントは、LOCA後再循環切替時にSI／CCWS／CSSとして必要な操作を手動により行う設計である。自動方式のプラントは、信頼性向上、及び運転員の負担低減の観点から当該操作を自動化した設計である。半自動方式のプラントは基本的な切替操作は自動化しているが、切替操作のトリガーである燃料取替用水タンク(ピット)の水位低下は運転員が確認・判断を行うという設計である。

### ✓ RCPシャットダウンシールの有無（1次冷却材系統）

RCPシャットダウンシールが導入されているプラントでは、SBOもしくはCCW喪失時、1次冷却材によりシャットダウンシールが加熱され、熱膨張により径が小さくなったリングがRCPの軸と密着することでリング間の流れを遮断し、RCPシールLOCAの発生の防止に期待できる。

### ✓ DG負荷試験時の外部電源喪失対策（非常用電源系統）

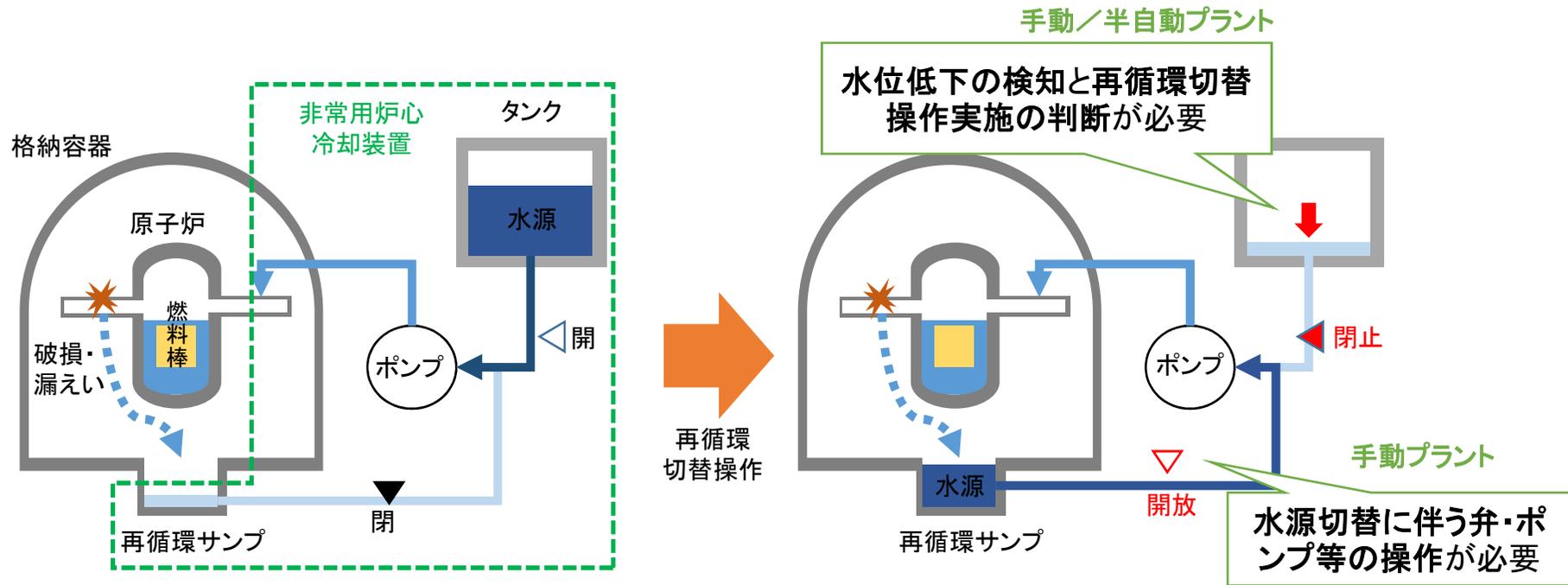
負荷試験中に外部電源喪失が発生した場合、外部電源喪失に伴う原子炉トリップにより保護ロジックが作動するプラントと外部電源喪失に伴う非常用母線の周波数低下により保護ロジックが作動するプラントがある。

※「再循環切替操作手段」については、同設計差異が、非常用炉心冷却系統／原子炉補機冷却水系統／格納容器スプレイ系統として3件抽出されたが1件とカウント

## 《影響軽微 65件》

### ✓ 例) 高圧再循環時の取水ライン構成

個別プラントでの対策は、対策導入による効果およびリソースを総合的に勘案し、具体的な対策を検討し、採否を判断



【各プラントにおける水源切替に伴う弁・ポンプ等の操作】

・自動：高浜3, 4号機、大飯3, 4号機    ・半自動：敦賀2号機、泊3号機    ・手動：その他プラント

### (1) 確率論的リスク評価の影響確認結果…「影響あり」

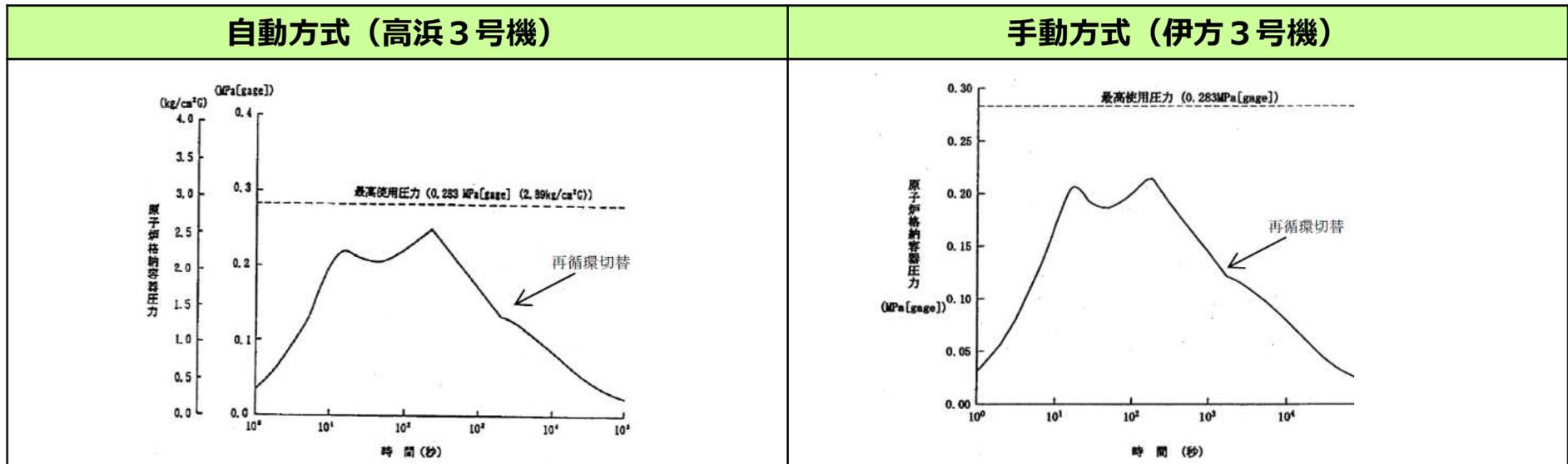
- ✓ 再循環運転切替手段が異なることにより再循環運転切替に係る操作失敗確率に影響する。
- ✓ 自動方式では運転員操作がないため、再循環切替操作の失敗によるCDFへの寄与は0であるが、手動方式及び半自動方式では、LOCA時における運転員の操作失敗によるCDFへの寄与が $10^{-7}$ /炉年オーダーであり、自動方式を採用することで全CDFは数10%程度の低減が可能。

(2) 決定論的安全解析への影響確認結果

① DB / SA解析への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 設計差異が影響しうるDB事象としてLOCAがあげられるが、下図のとおり、再循環運転切替操作前に原子炉格納容器圧力は最大となり、切替操作時点では低下傾向となっているため、原子炉格納容器健全性については設計差異による影響を受けない。同様に、炉心冷却性についても、その評価指標である燃料被覆管最高温度は再循環運転開始前に発生するため影響を受けない。
- ✓ 設計差異が影響しうるSA事象として全交流動力電源喪失時のRCPシールLOCA等の再循環運転による長期冷却が必要な事故シナリオがあげられるが、切替操作手段の差異によっても1次冷却系への注水、格納容器再循環ユニットによる格納容器再循環ユニットによる格納容器気相部冷却は連続的に行われるため、有意な影響はない。

原子炉格納容器最高圧力（大破断LOCA時）の比較



## (2) 決定論的安全解析への影響確認結果（続き）

### ②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価において、E C C S再循環自動切替操作手段の設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

## (3) その他

### ①ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響あり」

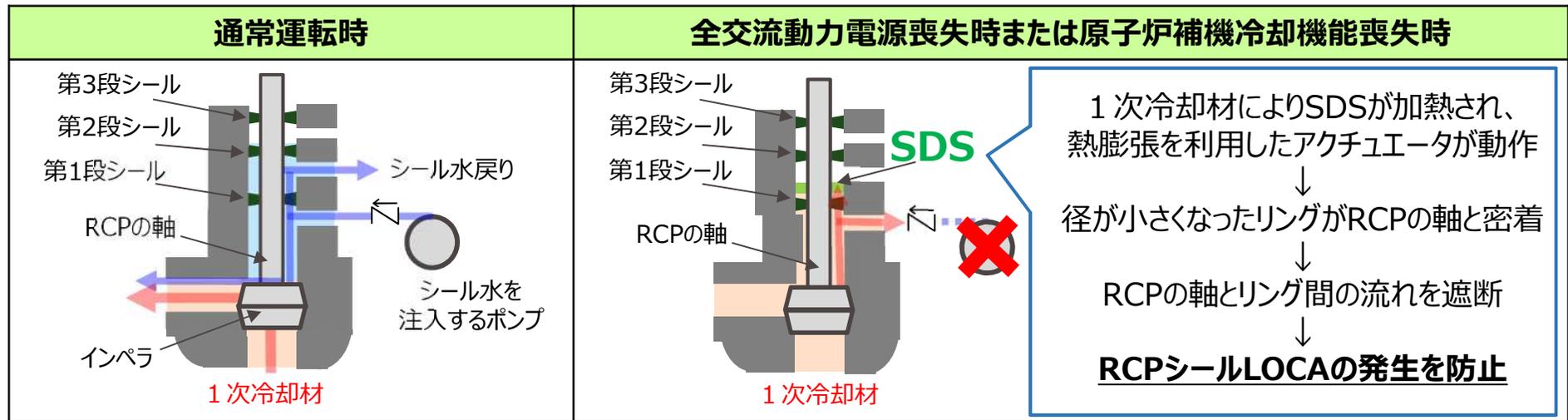
- ✓ 自動方式プラントでは、R W S T水位低警報が発信前に行う準備操作、R W S T水位低警報発信の確認、半自動方式プラントで採用する再循環切替スイッチの投入操作、および、その後の再循環切替操作は、すべて自動化される。また、運転員は、自動切替後のラインアップ確認に集中することができ、半自動方式プラントに比べ、更に作業負荷の低減、ヒューマンエラー発生への低減に寄与する。この効果は、事故時の事象進展が早く、運転員の時間余裕が短い大破断 L O C A 事象で特に顕著になる。
- ✓ 以上より、ヒューマンファクタの観点からは、手動方式プラント、半自動方式プラント、自動方式プラントの順に、運転員負荷が小さくなり、ヒューマンエラー発生が抑制され、有意な影響があると評価。

### ②他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 高圧再循環時の取水方式の設計差異に関しては、他プラントでの経験及び最新知見において、設計差異の評価に影響するような知見はない。

## ＜対策案の検討＞

- ✓ 案① 再循環切替の自動化：手動切替方式を採用しているプラントに対して、自動切替ロジックを導入
- ✓ 案② 運転員への教育訓練の強化：再循環切替時の操作手順に関する教育を充実



**(1) 確率論的リスク評価の影響確認結果…「影響あり」**

- ✓ RCP シャットダウンシールはSBO・CCW喪失時に一定確率で発生するRCPシールLOCAの発生確率を100分の1程度に低減
  - ✓ これにより、RCPシールLOCAに伴うCDFが100分の1程度となり、**全CDFは数%～数10%程度の低減が可能。**
- (単位：/炉年)

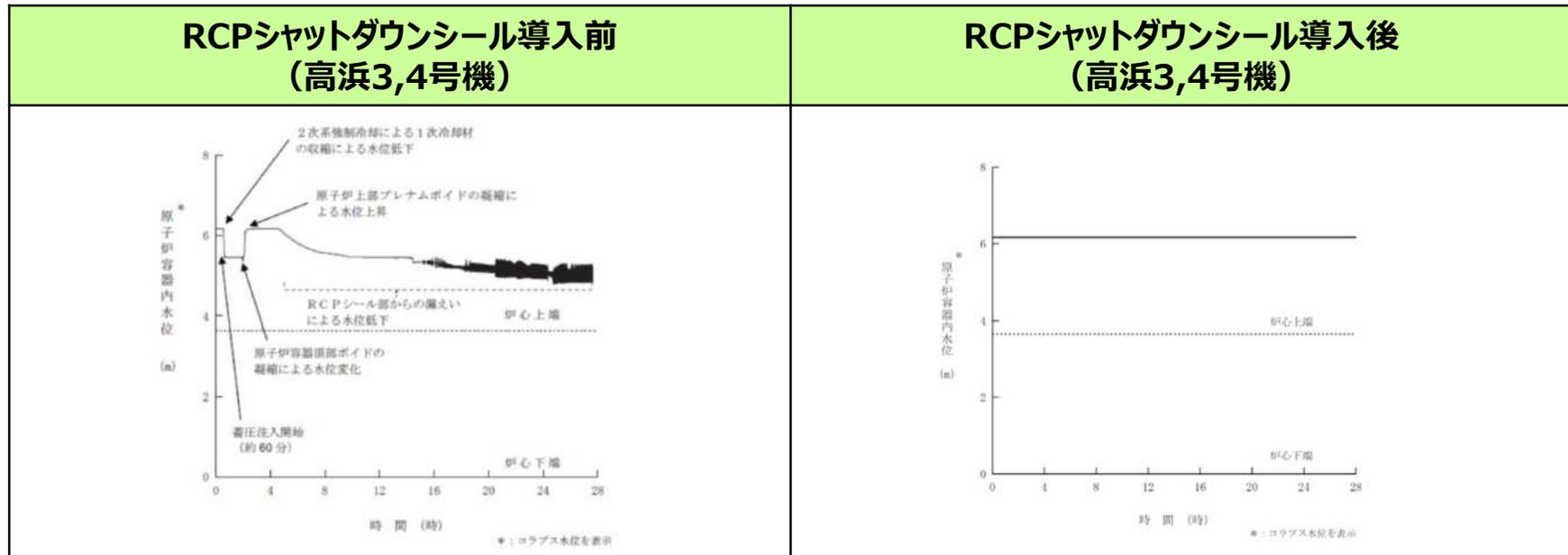
	RCP-SDS 有り	RCP-SDS 無し
SBO・CCW喪失の発生頻度	10 <sup>-6</sup> 程度	10 <sup>-6</sup> 程度
RCP-SDS作動失敗確率	<b>10<sup>-2</sup>程度</b>	—
RCPシールLOCA後の緩和策失敗確率	10 <sup>-2</sup> 程度	10 <sup>-2</sup> 程度
シールLOCAに伴うCDF (全CDF寄与割合※)	10 <sup>-10</sup> 程度～10 <sup>-9</sup> 程度 <b>(0.01～0.1%)</b>	10 <sup>-8</sup> 程度～10 <sup>-7</sup> 程度 <b>(1～10%)</b>

**数%～数10%程度低減**

(2) 決定論的安全解析への影響確認結果

① DB / SA解析への影響確認結果…「影響軽微」

- ✓ RCP シャットダウンシールが正常に作動することで RCP シールリーク量は抑制され、1次冷却材確保の観点からは評価結果が緩和される方向となる。
- ✓ 短期的な対応としての1次冷却材確保のための事故時操作（代替炉心注水操作）の有無、その準備等に係る時間余裕の観点から、RCPシャットダウンシールの導入は有利と言える。



②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価において、RCPシャットダウンシールの有無に係る設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

## (3) その他

### ① ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響軽微」

- ✓ RCP シャットダウンシールの導入により、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の事故シナリオにおいて、1次系保有量が確保できることから、蓄圧タンクの動作確認や燃料取替用水タンクを水源とした1次冷却システムへの注入操作が不要となり、運転員の監視操作負担の軽減が図れるとともに運転操作余裕の確保につながる。
- ✓ 一方で、長期的な未臨界維持の観点からは、RCP シャットダウンシールの導入により、1次系圧力が高く推移することから、十分な蓄圧タンクからのほう酸注入が期待できなくなる場合があり、主蒸気逃がし弁操作、ほう酸注入操作といった現場操作対応が必要になる可能性があるが、当該現場操作対応準備等に対する時間的余裕は十分にあることから、ヒューマンファクタに有意な影響はない。

### ② 他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ RCP シャットダウンシールの有無に係る設計差異に関しては、他プラントでの経験及び最新知見において、設計差異の評価に影響するような知見はない。

## ＜対策案の検討＞

- ✓ 案① RCPシャットダウンシールの導入： 1次冷却材ポンプを改造し、RCPシャットダウンシールを設置
- ✓ 案② 運転員への教育訓練の強化： RCPシールLOCA発生前後の対応操作等の重要性の理解、習熟に繋がる教育訓練を行う

- ✓ DG負荷試験中の外部電源喪失対策として、外部電源喪失の発生を検知してDGと非常用母線を接続する遮断器を開放する保護ロジックが設けられている。原子炉トリップ信号を採用しているプラントは、外部電源喪失に伴う原子炉トリップにより保護ロジックが作動する。非常用母線周波数低信号を採用しているプラントは、外部電源喪失に伴う非常用母線の周波数低下により保護ロジックが作動する。
- ✓ 定期検査中のDG負荷試験時に外部電源喪失事象が発生した場合、保護ロジックに原子炉トリップ信号を用いている設計では、当該保護ロジックは機能できない（原子炉トリップ信号が発生しない）ため、当該事象時にはDGを損傷させる可能性がある。

**(1) 確率論的リスク評価の影響確認結果…「影響軽微」**

- ✓ 定期検査中のDG負荷試験時に外部電源喪失事象が発生し、最終的にSBO時の緩和手段失敗による炉心損傷に至った場合の炉心損傷頻度を概算した結果、 $10^{-10}$ /炉年オーダーであり、全炉心損傷頻度への影響は1%未満（国内PWRプラントの全炉心損傷頻度は $10^{-6}$ ～ $10^{-7}$ /炉年オーダー）

	発生頻度(/炉年)
①定期検査の頻度(年1回と想定)	$10^0$ 程度
②DG負荷試験実施中に外部電源喪失が発生する確率	$10^{-5}$ 程度
③負荷試験DGの故障（トリップ信号で保護ロジックが構成された場合）	$10^0$ 程度
④待機側DGの継続運転失敗	$10^{-2}$ 程度
⑤外部電源の復旧失敗	$10^{-1}$ 程度
⑥空冷式非常用発電機の継続運転失敗	$10^{-2}$ 程度
SBOの発生頻度：①×②×③×④	$10^{-7}$ 程度
炉心損傷頻度：①×②×③×④×⑤×⑥	$10^{-10}$ 程度

## (2) 決定論的安全解析への影響確認結果

### ① DB / SA解析への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ DG負荷試験時の外部電源喪失対策の設計差異は、停止時のみに関連するため重大事故等対策の有効性評価における停止時事象のみに影響するが、停止時の安全解析においては単一故障想定が不要であるため負荷試験を実施していないDGによって安全解析の条件は満足されるため、影響なしと判断。

### ②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価において、DG負荷試験中の外部電源喪失対策に係る設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

## (3) その他

### ①ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響なし」

- ✓ DG負荷試験中の外部電源喪失対策に関して、操作性の差異は無く、影響はない。

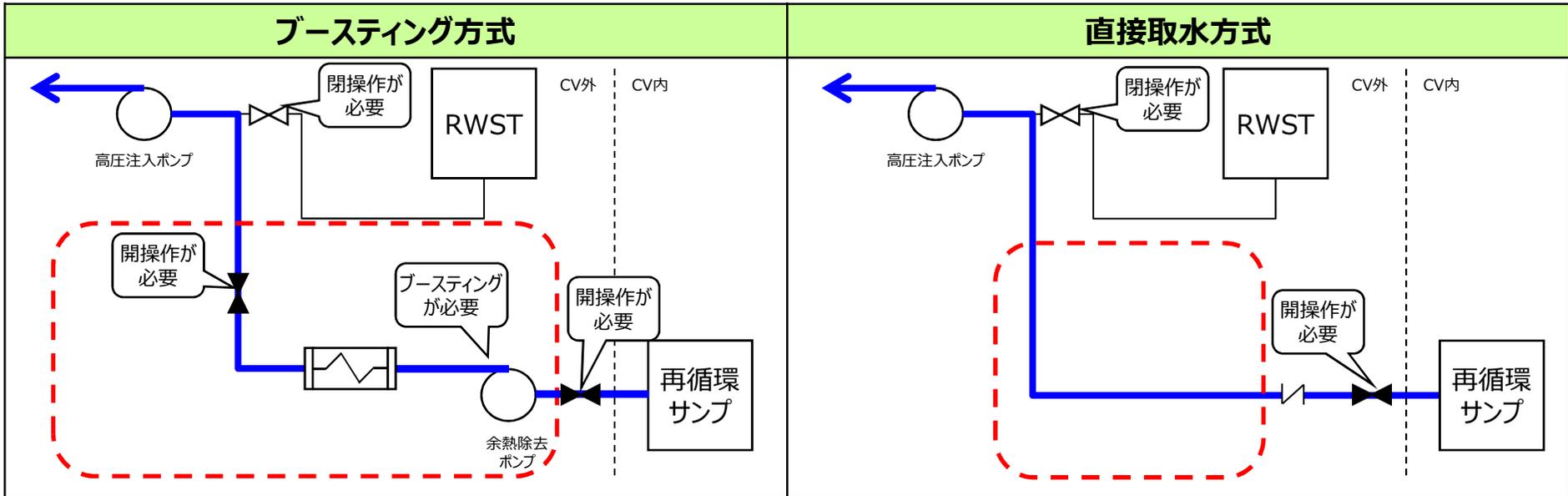
### ②他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響あり」

- ✓ DG負荷試験中の外部電源喪失対策に関して、文献で周波数低信号の有効性が確認されている。原子炉トリップ信号方式の場合、原子炉トリップ信号の発信しない定検時には当該保護ロジックは機能できないため、当該事象時にはDGを損傷させる可能性がある。周波数低信号を用いることにより定検中の負荷試験時にも保護が可能となるため、非常用電源の設備保護信頼性の向上を図ることができる。

## ＜対策案の検討＞

- ✓ 案① 原子炉トリップ信号を用いているプラントに対して非常用母線周波数低信号を導入
- ✓ 案② 定期検査中における負荷試験手順書等の充実化  
→送電系統が安定時に実施することを手順書の注意事項に記載する等実施し、手順書等を充実化

「設計差異」



(1) 確率論的リスク評価への影響確認結果…「影響軽微」

- ✓ ブースティング方式の方が直接取水方式と比較すると、高圧再循環機能が成立するための条件（操作や必要設備）が多い

ブースティング方式 成功基準	直接取水方式 成功基準
<ul style="list-style-type: none"> <li>・再循環切替（認知（診断）・操作）成功</li> <li>・余熱除去ポンプ1台が運転成功</li> <li>・ブースティングラインの確立（電動弁開）成功</li> <li>・高圧注入ポンプ1台が運転成功</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・再循環切替（認知（診断）・操作）成功</li> <li>・高圧注入ポンプ1台が運転成功</li> </ul>

(1) 確率論的リスク評価への影響確認結果 (続き) …「影響軽微」

- ✓ 再循環切替手段が**手動又は半自動のプラント**においては、再循環切替操作失敗が比較的大きな値 ( $10^{-2} \sim 10^{-3}$ オーダー) となるため、設計差異であるポンプ台数やブースティングライン確立失敗については値として差異は生じるものの、比較的小さな値 ( $10^{-5}$ オーダー) となり、有意な影響はない。
- ✓ 再循環切替手段が**自動方式のプラント**においては、再循環切替の認知・操作失敗の影響を受けないため、直接取水方式の方が高圧再循環機能の信頼性に約  $3 \times 10^{-5}$  程度の差異が生じるが、高圧再循環機能が必要となる1次系の急減圧を伴わないLOCA事象(小破断LOCA)の発生頻度は  $10^{-4}$  オーダーであり、CDFへの影響は  $10^{-8}$  オーダー程度 (1%程度未満) となり、影響は軽微である。

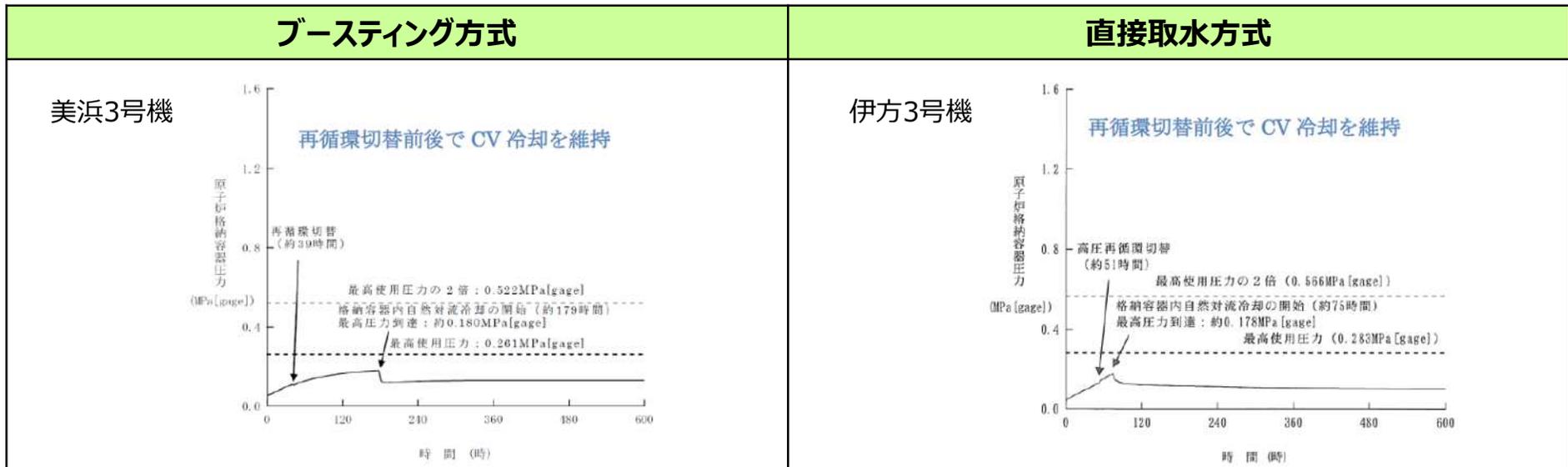
対象操作	ブースティング方式 失敗確率		直接取水方式 失敗確率
①再循環切替 (認知 (診断) ・操作)	$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^{-3}$ 程度		$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^{-3}$ 程度
②余熱除去ポンプ1台による取水	$2.9 \times 10^{-5}$	$5.9 \times 10^{-5}$ (② + ③ + ④)	-
③ブースティングラインの確立 (電動弁開)	$7.0 \times 10^{-7}$		-
④高圧注入ポンプ1台による炉心注入	$2.9 \times 10^{-5}$		$2.9 \times 10^{-5}$
再循環切替手段が <b>手動又は半自動のプラント</b> の合計 (① + ② + ③ + ④)	$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^{-3}$ 程度		$1 \times 10^{-2} \sim 1 \times 10^{-3}$ 程度
再循環切替手段が <b>自動方式</b> のプラントの合計 (② + ③ + ④)	$5.9 \times 10^{-5}$		$2.9 \times 10^{-5}$

差分：約  $3 \times 10^{-5}$

(2) 決定論的安全解析への影響確認結果

① DB / SA 解析への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 設計差異が影響しうるDB事象としては、原子炉冷却材喪失があげられるが、いずれの取水方式であっても、高圧再循環により炉心冠水状態が維持されて長期的な炉心冷却性が確保されることから、有意な影響はない。
- ✓ 設計差異が影響しうるSA事象としては、全交流動力電源喪失時のRCPシールLOCA等の高圧再循環による長期冷却が必要な事故シナリオがあげられる。これらの事象に対しては取水方式の設計差異に伴う炉心注入量の差異による高圧再循環開始以降のCV内への放出エネルギー量の差異が考えられるが、いずれの取水方式でも格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うため有意な影響はない。



全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA発生時) の事故時挙動

## (2) 決定論的安全解析への影響確認結果（続き）

### ②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価において、高圧再循環時の取水方式の設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

## (3) その他

### ①ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響軽微」

- ✓ ブースティング方式の方が直接取水方式と比較すると、操作および動作確認が必要となる設備が多い。
  - ・ポンプ操作・起動状態の確認：ブースティング方式 2台/トレン ⇔ 直接取水方式 1台/トレン
  - ・余熱除去ポンプから高圧注入ポンプへのラインアップ：ブースティング方式 有 ⇔ 直接取水方式 無
- ✓ 上記操作・監視は中央制御室からの遠隔操作・監視を集中して実施可能であるため、操作数の違いに伴う監視操作性への影響は軽微。

### ②他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響なし」

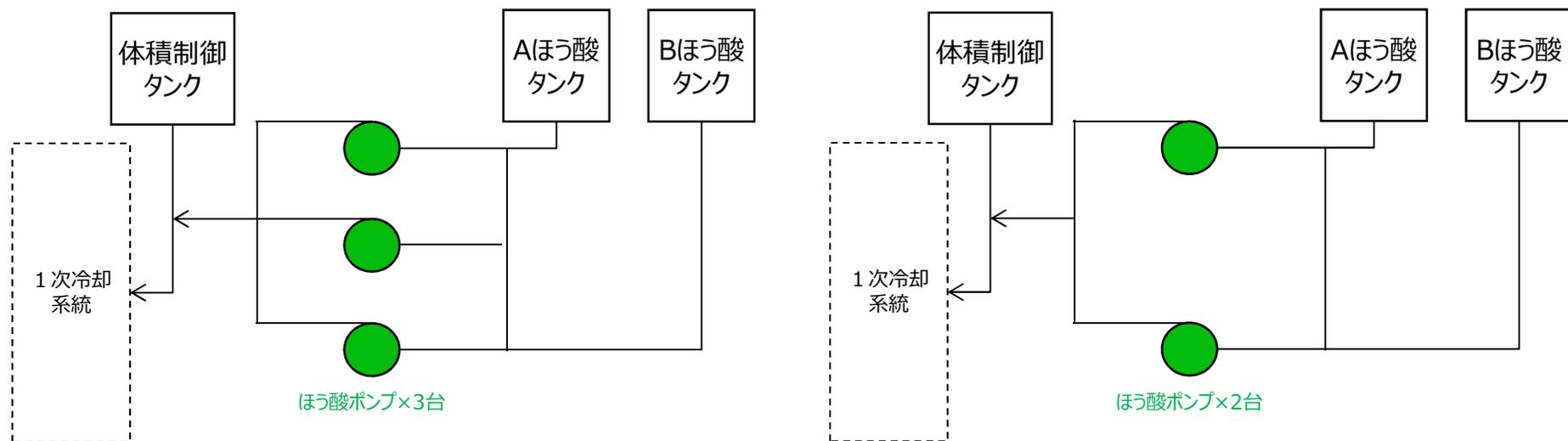
- ✓ 高圧再循環時の取水方式の設計差異に関しては、他プラントでの経験及び最新知見において、設計差異の評価に影響するような知見はない。

## ＜改善案の検討＞

- ✓ 高圧再循環時の取水ライン構成の設計差異による以下のような影響を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保修課員等の認識の促進を図る。
  - ・LOCA事象発生後の高圧注入ポンプを用いた長期冷却機能として、ラインアップに必要な機器動作及び操作が異なること

## 「設計差異」

- ✓ ほう酸ポンプの台数が2台のプラントと、3台のプラントがある。ほう酸ポンプは1系統1台で未臨界維持のためのほう酸添加が可能な容量を有しており、単一故障を想定し必要台数は2台以上となる。
- ✓ 比較的初期のプラントでは、さらなる信頼性向上の観点から合計3台設置としている。以降のプラントでは、当該ポンプの良好な運転実績を踏まえて、当該ポンプを2台設置としている。
- ✓ ほう酸ポンプは低温停止移行時のほう酸濃縮及びATWS等の事故時に負の反応度を添加することを目的として、ほう酸タンクのほう酸水を1次冷却系統に送り込む機能を持つ。よって、ほう酸ポンプの台数は、低温停止移行時のほう酸濃縮及びATWS等の事故時における緩和機能及び安全機能の信頼性に影響を及ぼす可能性があるためその影響の程度を確認した。



### (1) 確率論的リスク評価への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ ほう酸ポンプ台数の差異による系統信頼性への影響が最も大きい場合の失敗確率は $1 \times 10^{-5}$ オーダー※である。ATWSの発生頻度は $1 \times 10^{-8}$ /炉年オーダーであるから、ほう酸ポンプ台数の差異による炉心損傷頻度への影響は、 $1 \times 10^{-13}$ /炉年 ( $10^{-5} \times 10^{-8}$ ) 程度と概算される。炉心損傷頻度への寄与率が1%未満であるため、ほう酸ポンプ台数の差異は炉心損傷頻度に対して有意な影響を及ぼすものではない。

※ポンプ台数の差異による系統信頼性の差異 ほう酸ポンプ2台： $2.7 \times 10^{-5}$  ほう酸ポンプ3台： $6.6 \times 10^{-6}$

### (2) 決定論的安全解析への影響確認結果

#### ① DB / SA解析への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 事象進展解析においてCVCSに期待する未臨界維持機能（ほう酸水注入機能）において、ほう酸ポンプ台数により濃縮速度に影響するものの、低温停止への移行は必要ほう酸水量が確保されていることで判断し、1次冷却材のほう酸濃度に影響しない。

#### ②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価では、ほう酸ポンプの台数の設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

### (3) その他

#### ①ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響なし」

- ✓ ほう酸ポンプの台数の差異に係わらず、中央制御盤盤面上の系統ミミックに配列された、ほう酸ポンプ操作器及びほう酸タンク等の監視パラメータの状態監視機能により運転員が遠隔で監視操作を行うことについて同じであり、有意な影響はない。

#### ②他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ ほう酸ポンプの台数の設計差異に関しては、他プラントでの経験及び最新知見において、設計差異の評価に影響するような知見はない。

- 「ATENA 設計の経年化評価ガイドライン」に基づき、P R A 結果又は決定論的安全解析等に影響を与えると考えられる要素を含むものを評価の着眼点として抽出し、プラントの安全性への影響について評価し、対策案・改善案の検討を実施した。
- 結果として、19系統・設備から85件の着眼点が抽出され、そのうち影響「有」が3件、影響「軽微」が65件であり、影響「有」と整理した設計差異に対してはハード及びソフトの対策案、影響「軽微」と整理した設計差異に対しては改善案を検討した。
- 大飯3号機の場合、本検討結果に基づく個別プラントの評価の結果、影響「有」と整理した設計差異に対する対策案については、設計初期より対応済もしくは既に設備対応により導入済であることから追加でのハード対策等が不要であった。また、設計差異に係るリスク情報等を把握し、他プラントとの設計差異の影響を把握することが重要であることから、これらの知見を技術資料（教育資料等）に反映し、運転員・保修課員等の認識の促進を図ることをソフト対策の追加措置案として抽出した。