

日本原子力学会  
「原子炉出力向上に関する技術検討評価」特別専門委員会

# 原子炉出力向上に 関する技術検討評価

平成20年1月15日

岡本 孝司 (東京大学)

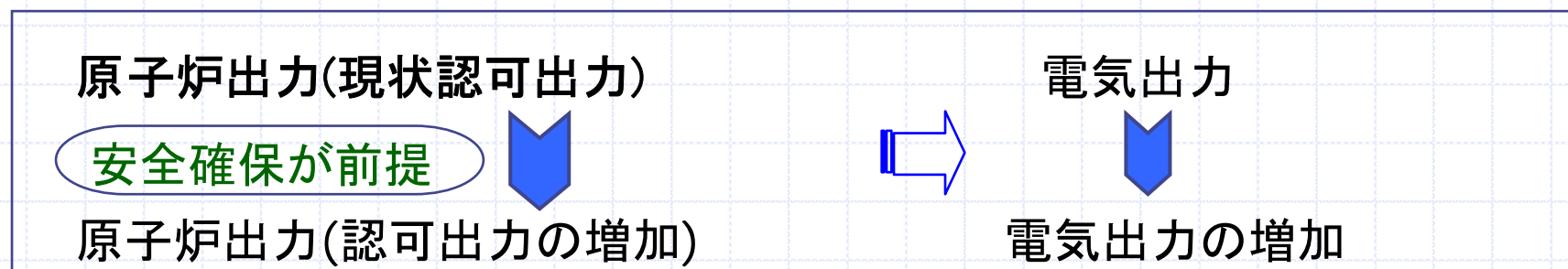
# 目次

- ◆ 1. 目的
- ◆ 2. 欧米における出力向上の状況
- ◆ 3. 超音波流量計の評価 (MU型)
- ◆ 4. 安全上評価すべき項目の検討 (S,E型)

## 1.(1) 背景

- ◆ 原子力発電プラント55基、総発電量の約1/3を占める  
基幹電源
- ◆ 「原子力政策大綱」で、既設原子力発電施設を安全の確保を前提に最大限活用する基本的考え方
- ◆ エネルギー安定供給と地球温暖化問題に貢献

### ↳ 原子炉出力向上等の高度利用への取組み



## 1.(2) 検討目的

◆ 欧米では、「出力向上」は1970年代から延べ約160件の認可実績と豊富な運転実績がある

◆ 我が国での「出力向上」に際して、安全確保



◆ 安全上評価すべき事項の抽出

◆ これらに関する対応及び考え方の明確化



☆ 検討評価の具体的道筋(手段)を示す

☆ 適切に設計、評価及び管理等を行なうことで、プラントの安全性を保つことができることを示す

## 1.(3) 検討体制

「原子炉出力向上に関する技術検討評価」  
特別専門委員会  
(平成17年9月～平成19年9月)

「出力向上の安全性に  
関する技術検討評価」  
分科会

S型、E型  
(ストレッチ、設備拡張)

「超音波流量計に関す  
る技術検討評価」  
分科会

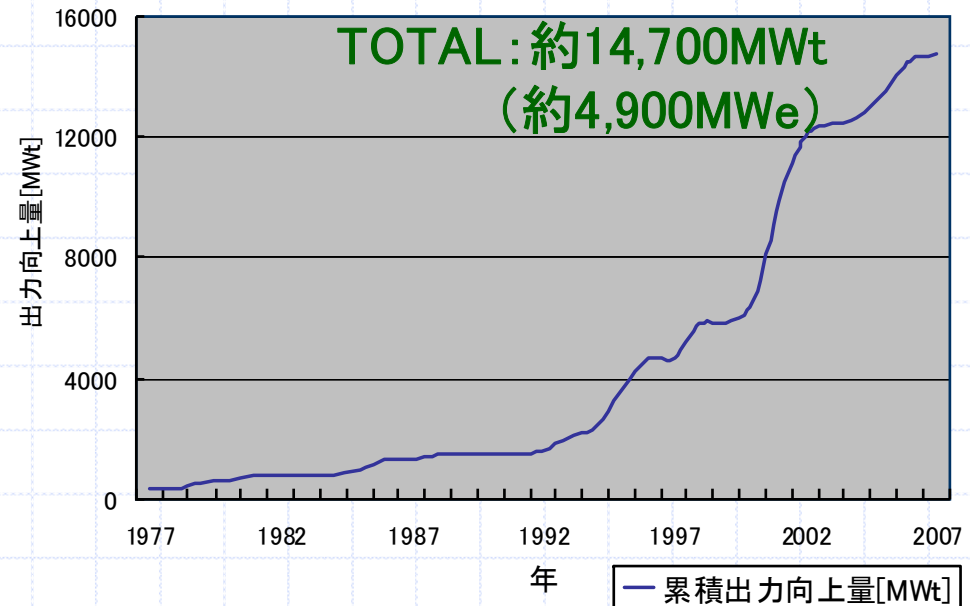
MU型  
(計測誤差低減)

## 2.1.1 米国における出力向上の状況

平成19年3月現在

炉型	出力向上分類	認可件数
BWR	測定精度改善型	10
	ストレッチ型	22
	設備拡張型	12
	小計	44
PWR	測定精度改善型	25
	ストレッチ型	39
	設備拡張型	5
	小計	69
合計		113

累積出力向上量

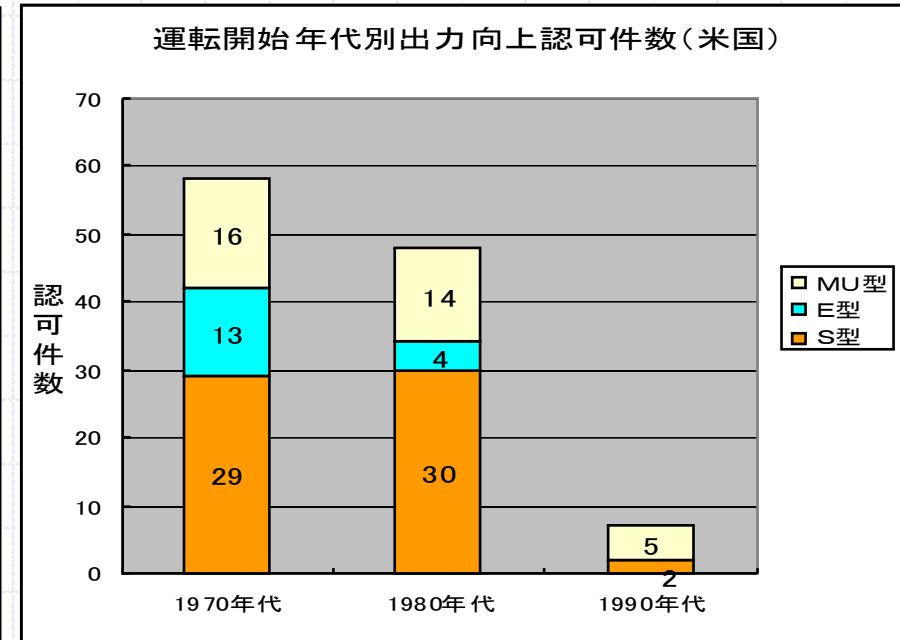
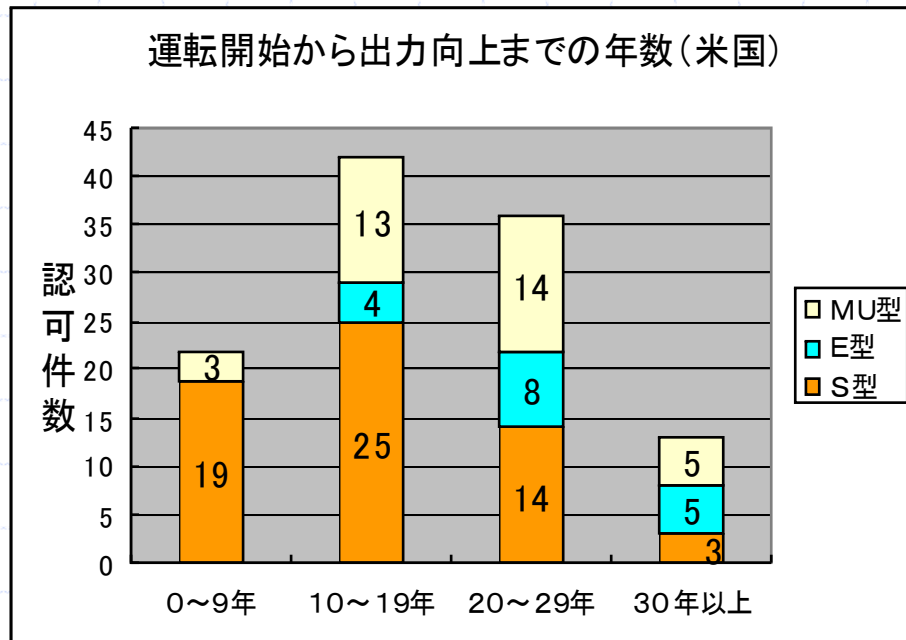


\* 100万kWe級プラント5基に相当する電気出力(累積)を達成

- ・測定精度改善( Measurement Uncertainty Recapture; MU )型 : ~2%増加
- ・ストレッチ( Stretch; S )型 : ~7%増加
- ・設備拡張( Extended; E )型 : ~20%増加

\* NRCの定義

## 2.1.2 米国出力向上プラントの出力向上時期と運転経過年数



米国における出力向上は運転年数30年以上のプラントから最近のプラントにわたって認可

1970年代に運転開始したプラントのうち、運転年数が30年以上の時点でS型またはE型の出力向上が認可された例

- ①Dresden-2号 (BWR, 1970年運開-2001年E型認可)
- ②Dresden-3号 (BWR, 1971年運開-2001年E型認可)
- ③Kewaunee (PWR, 1974年運開-2004年S型認可)
- ④Beaver Valley-1号 (PWR, 1976年運開-2006年E型認可)



## 2.1.3 米国 出力向上プラントにおけるトラブル事例

○ 異常事象報告書(LER\*)を対象に、至近12年間の出力向上に関するトラブル38件を抽出し、分析・評価

結果; ①38件は、原子炉停止やT-Spec逸脱事象であり、安全性に直接影響したものではない

②出力向上の影響事象は、主蒸気逃がし安全弁の部品損傷、設定値逸脱及び蒸気乾燥器損傷の4件

③その他は、設計・製作・施工・手順書不良等が原因

以上より、安全性を本質的に損なう事象はなく、設計または運転段階での適切な対応、管理などで対処できる。今後とも、運転経験や新知見の動向を注視し、適切に活用・反映することが重要。

\* ; Licensee Event Report



## 2.1.4 米国におけるリスク評価事例

- 出力向上は運転認可事項の変更であり、一般規制ガイドラインに基づいて評価

### 出力向上前後でのリスク評価結果事例

	出力向上前	出力向上後
Clinton 1号機 (BWR)		
CDF	$1.38 \times 10^{-5}$ / 炉・年	$1.42 \times 10^{-5}$ / 炉・年
LERF	$1.45 \times 10^{-7}$ / 炉・年	$1.53 \times 10^{-7}$ / 炉・年
Beaver Valley 2号機 (PWR)		
CDF	$2.01 \times 10^{-5}$ / 炉・年	$2.02 \times 10^{-5}$ / 炉・年
LERF	$1.12 \times 10^{-6}$ / 炉・年	増加割合0.01%以下

CDF (Acceptance Guidelines for Core Damage Frequency)

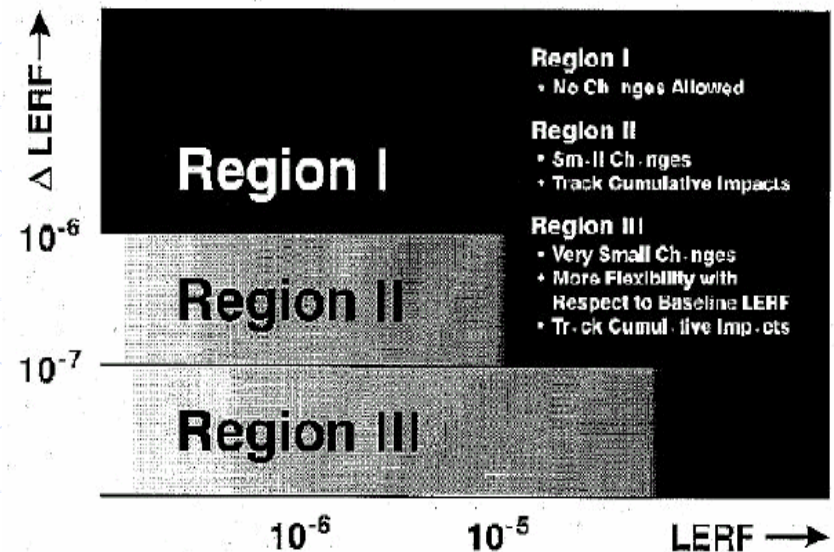
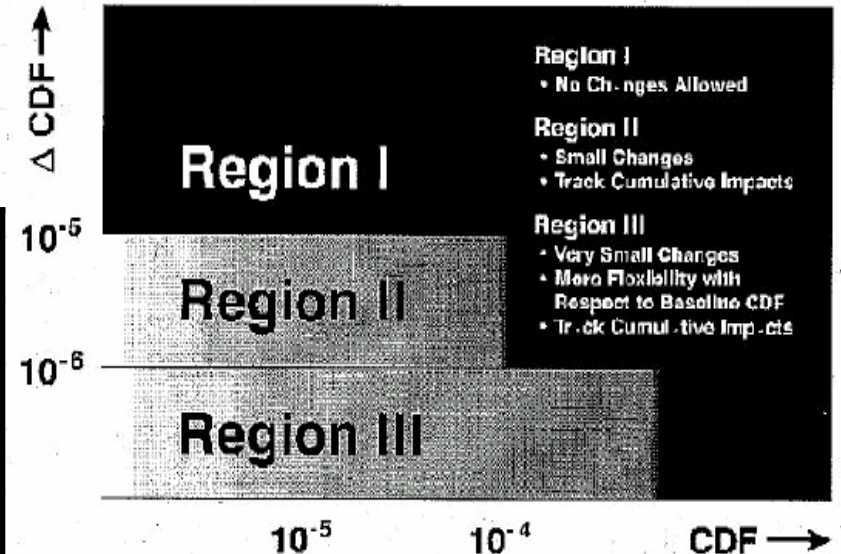
: 炉心損傷確率

LERF (Acceptance Guidelines for Large Early Frequency)

: 早期大規模放出確率

出力向上後の値はわずかな値の増加であり、一般規制ガイドライン (RG.1.174) で規定された許容基準\*を十分満足するものであり、E型出力向上を実施しても従来と同様に安全性は確保される。

### \* REGULATORY GUIDE 1.174



## 2.3 欧米における出力向上の状況のまとめ(1)

(1) 欧米では運転年数30年以上のプラントから最近のプラントにわたって、延べ約160件におよぶ多数の出力向上が認可、実施済み。

(2) 欧米では出力向上は運転認可事項の変更

- ・規制当局は新設プラントの運転認可審査プロセスを適用して審査
- ・米国においては、NRCが新設プラントの運転認可審査プロセスでの標準審査指針(SRP)に相当する出力向上審査ガイダンス(RS-001)などに基づいて審査
- ・出力向上に対して新たな規制は設けられていない。

(3) 改造範囲の広いE型出力向上における主要な設計変更・改造項目は、既設設備の改造であり、新たな技術開発項目はない。既存技術の範囲もしくはその延長で対応できる。

## 2.3 欧米における出力向上の状況のまとめ(2)

(4) 米国における出力向上プラントのトラブル公開情報(LER)について、検討を行なった結果、安全性を本質的に損なう事象は無く、設計または運転段階での適切な対応、管理などで対処できる。

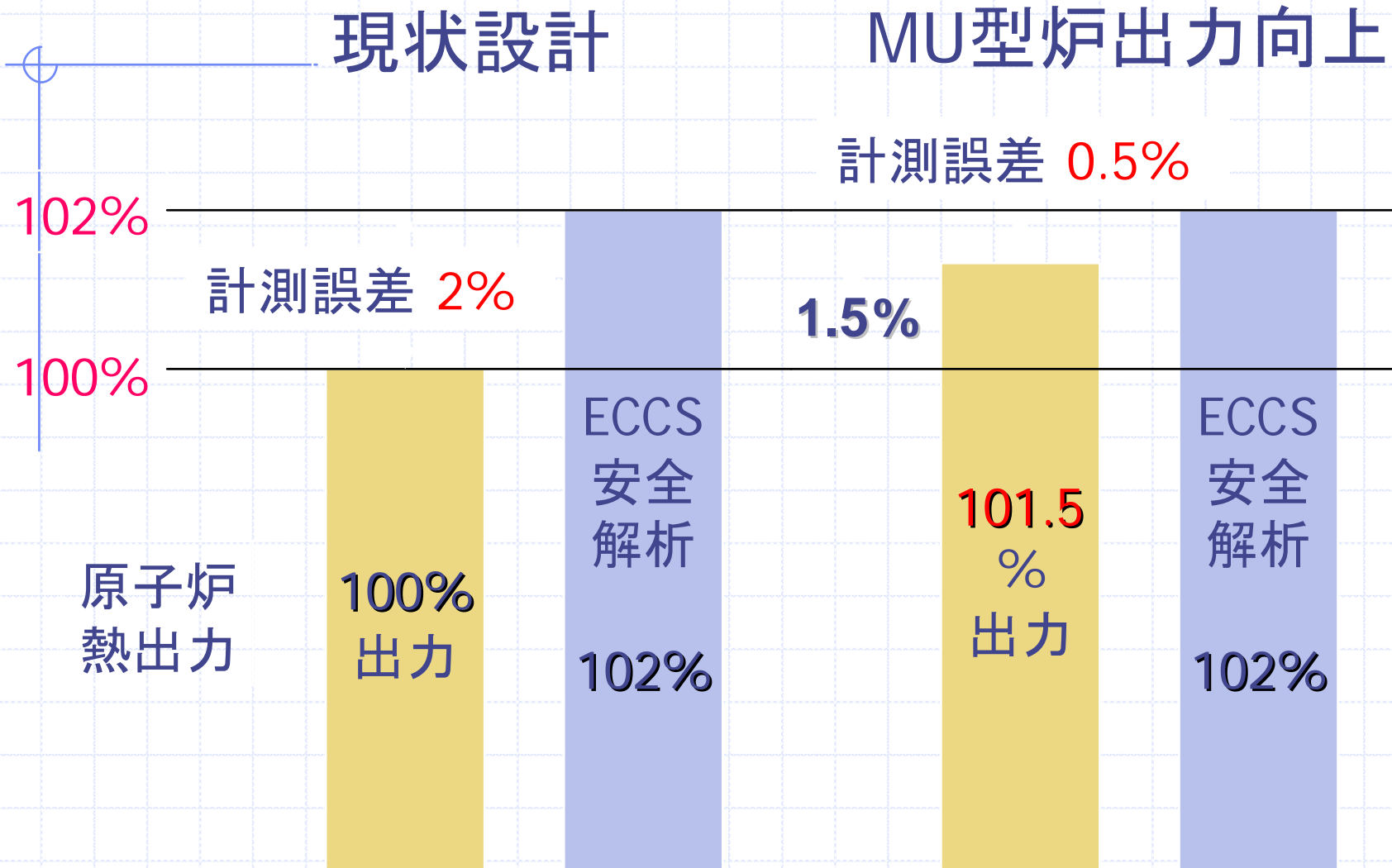
(5) 米国での出力向上における確率論的リスク評価は、一般規制ガイドラインに基づいて実施されている。

E型出力向上プラントのリスク評価の結果では、出力向上前後でのリスク増加量は小さく、許容基準を満足しており、従来と同様に安全性は確保される。

(6) 2007年9月に、NRCは今後の crossflow型の申請を認めない事を表明

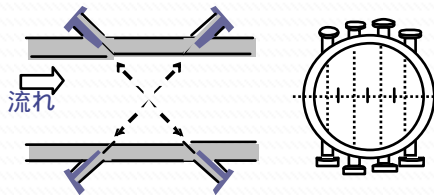
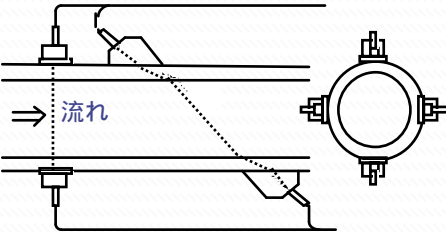
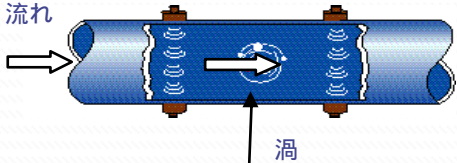
上記のような欧米の状況から、安全上評価すべき事項の検討にあたっては、新設プラントでの審査プロセスなどを参考に進める。

### 3. MU型による炉出力向上





## 3.2 米国での導入実績

型式	Chordal型	External型	Crossflow型
概要			
計測方式	伝播時間差式		相関時間差式
計測精度 (メーカー公称値)	$\pm 0.3 \sim 0.5\%$ (8測線) (4測線)	$\pm 1.0\%$	$\pm 0.3 \sim 0.5\%$ (2測線) (1測線)

計測線が多く  
より精度が高い

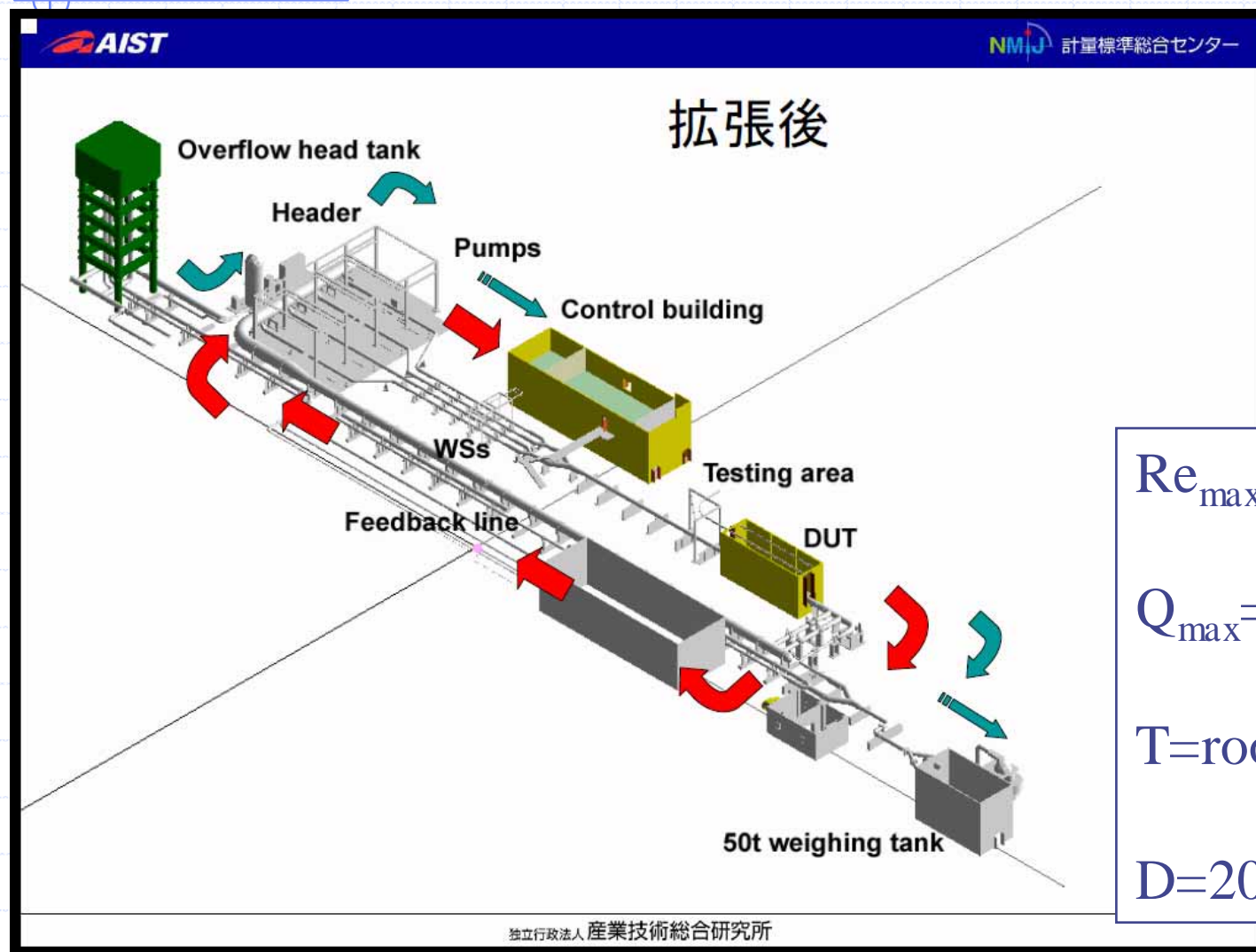
2007年9月以降  
NRCは認可しない方針  
(出力向上・計器校正)



### 3.3 提言(その1) [MU型・超音波流量計]

- ◆ 本検討においては、実機での不確かさを見積もるために、ASMEベースの評価手法を用いて検討を実施した。不確かさ評価に関する研究は日々進歩しており、ISOベースの評価手法や、ファシリティファクターなどの検討も進んでいる。今後、技術の進歩にあわせて、合理的に判断が可能な誤差評価の標準的手法の確立が望まれる。
- ◆ (独)産業技術総合研究所が所有する、世界唯一の高レイノルズ数流量試験装置(レイノルズ数： $\sim 1.7 \times 10^7$ )を用いて評価を実施し、そのデータを世界に発信することは意味がある。
- ◆ 日本発の技術である流速分布式超音波流量計について開発を推進し、より不確かさの小さい流量計として実用化する事が期待される。

# 産総研新校正装置



$$Re_{\max} = 1.7 \times 10^7$$

$$Q_{\max} = 12,000 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$T = \text{room} \sim 70\text{C}$$

$$D = 200 \sim 600 \text{ mm}$$

## 3.4 提言(その2) [MU型・超音波流量計]

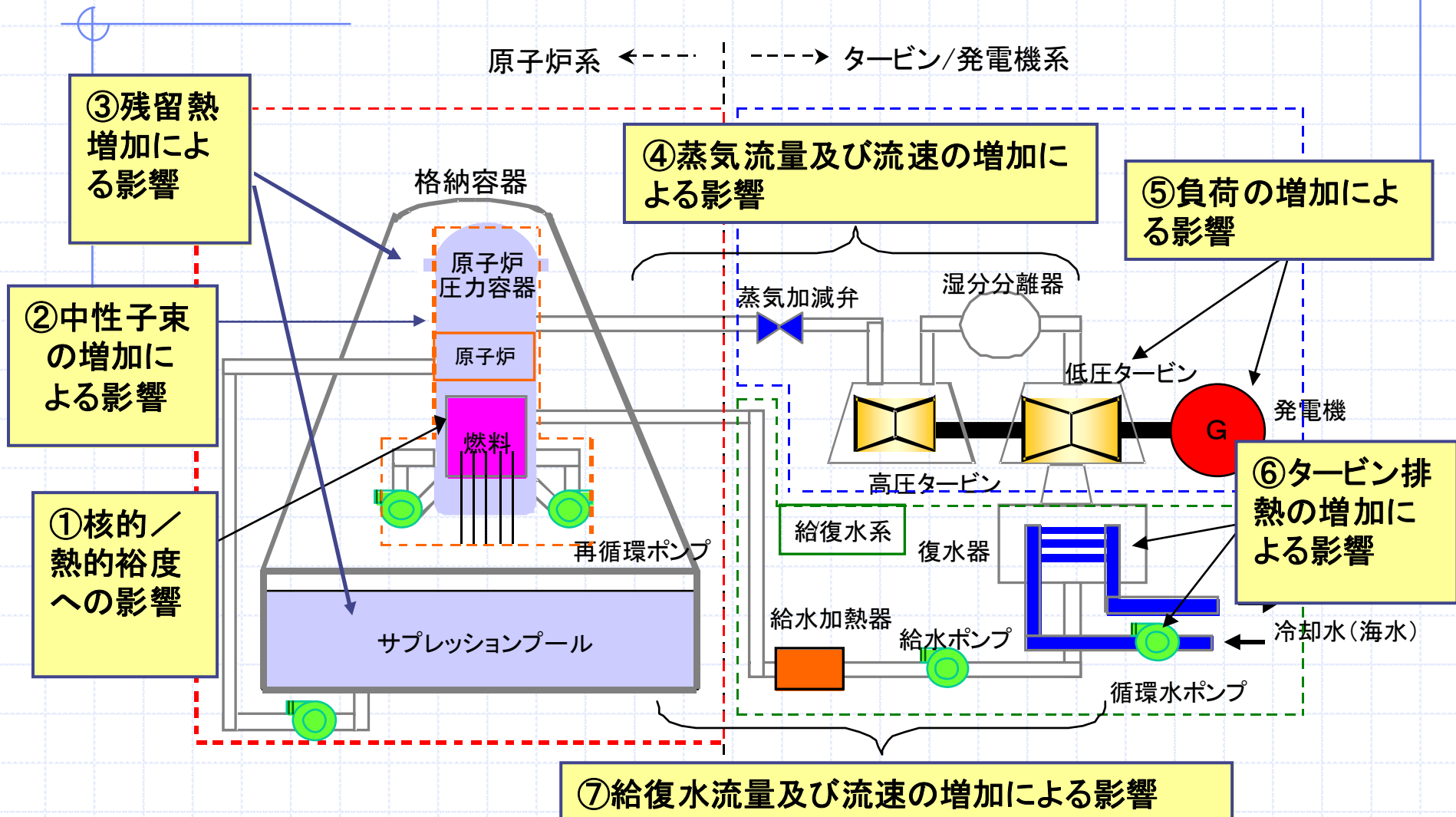
- ◆ 定格熱出力の102%を下回らない出力で評価することを要求しているECCS性能評価指針等について、指針の合理的な変更を行う必要がある。
- ◆ 実機適用に当たっては、本報告書を参考に個別の評価を行い、安全審査によって判断を行う必要がある。

ECCS性能評価指針とは「軽水動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を指す、他に「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」付録解説にも記載あり

## 4.安全上評価すべき項目の検討(S,E型)

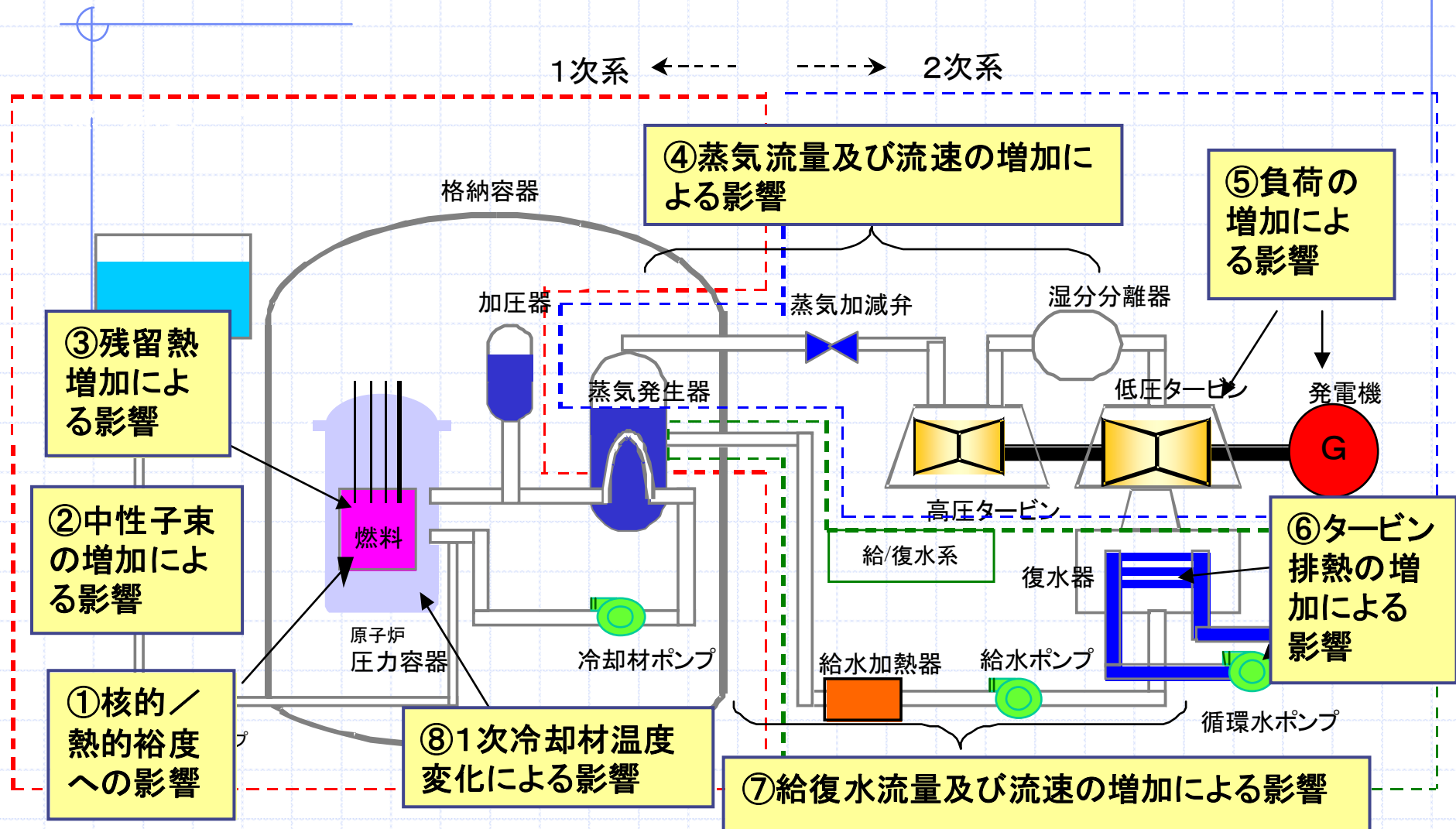
- ◆ 設置許可申請書の添付書類(添8、9、10)をベースとして炉出力向上(S,E型)により評価すべき項目を**網羅的**に抽出する。
- ◆ 項目を下記2種に分類
  - **安全評価**に掛かる項目  
机上評価＋代表プラントを仮定し**解析**により評価
  - **設備への影響**を評価すべき項目  
重要な項目を評価(配管減肉など)
- ◆ まとめ

# 4.1 プラントの影響パラメータ整理(BWR)





# 4.1 プラントの影響パラメータ整理(PWR)



## 4.2 安全審査項目における出力向上の影響

設置許可申請書添付8、9、10の項目を評価

### プラントへの影響分類

設置許可申請書 記載項目	原子炉系							出力向上による影響の有無
	中性子束の増加による影響	核的/熱的裕度への影響	残留熱増加による影響	蒸気速度の増加による影響	冷却水温度の増加による影響	圧力増加による影響	その他	
<b>4.3 残留熱除去系</b>								
4.3.1 概要								
4.3.2 設計方針	→							
4.3.3 主要設備	-	-	○	-	-	-	-	○
4.3.4 主要仕様								
4.3.5 試験検査								
<b>4.4 原子炉隔離時冷却系</b>								
4.4.1 概要								
4.4.2 設計方針	→							
4.4.3 主要設備	-	-	○	-	-	-	-	○
4.4.4 主要仕様								
4.4.5 試験検査								
<b>4.5 非常用炉心冷却系</b>								
4.5.1 概要								
4.5.2 設計方針								
4.5.3 主要設備	-	○	○	-	-	-	-	○
4.5.4 主要仕様	→							
4.5.5 試験検査								

出力向上に影響ある項目

## 4.2 安全上評価すべき項目の抽出

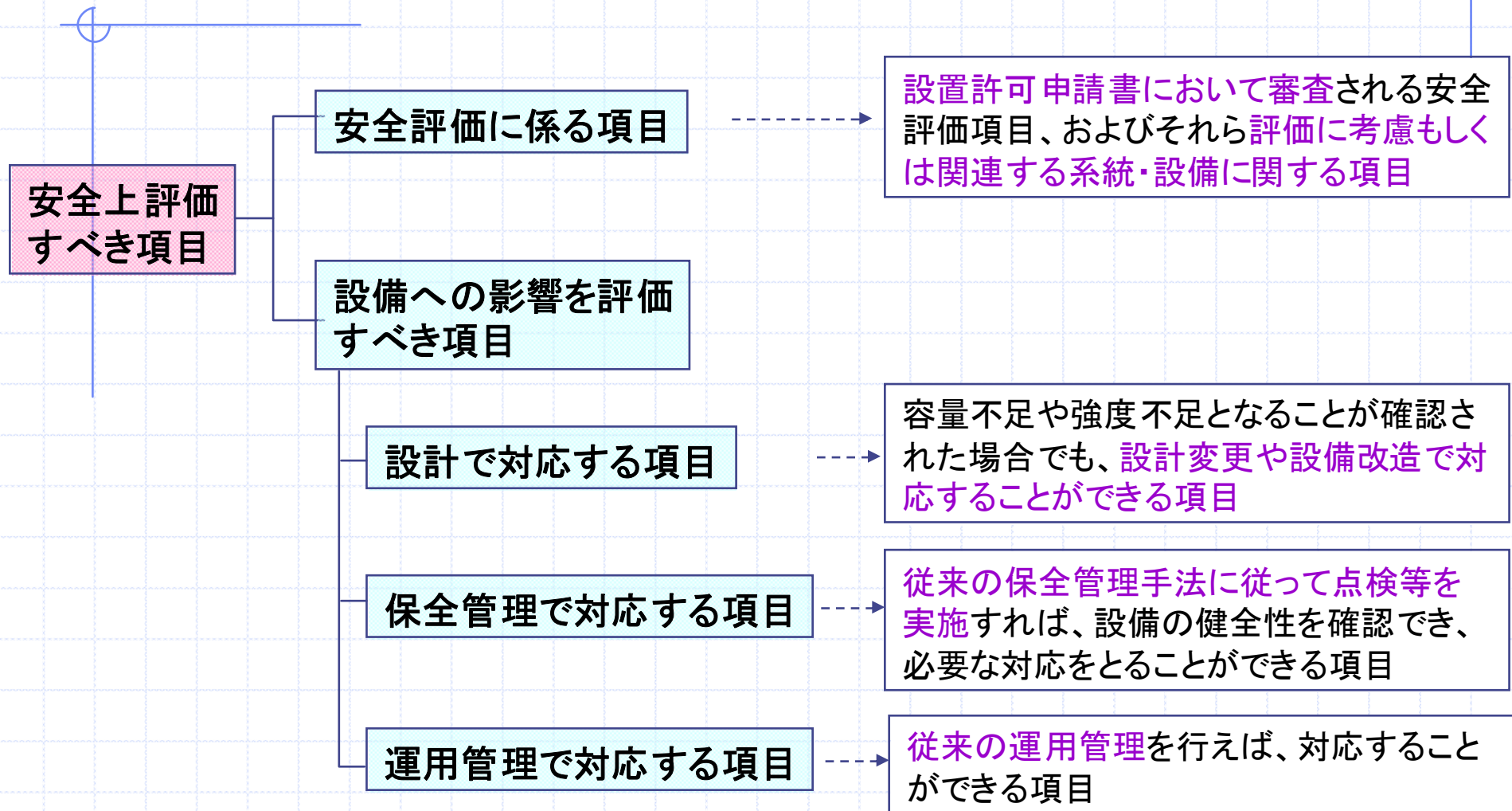
出力向上に影響ある項目

安全上評価すべき項目

安全上評価すべき項目の分類

	出力向上による影響分類	安全上評価すべき項目	安全評価に係る項目	設備への影響を評価すべき項目		
				設計で対応する項目	保安全管理で対応する項目	運用管理で対応する項目
残留熱除去系	残留熱の増加による影響	通常時の残留熱冷却能力	-	○	-	-
		非常用炉心冷却系の冷却能力	○	-	-	-
		サプレッションプール最高温度	○	-	-	-
原子炉隔離時冷却系	残留熱の増加による影響	原子炉隔離時冷却系の冷却水補給能力	-	○	-	-
非常用炉心冷却系	核的／熱的裕度への影響 残留熱の増加による影響	非常用炉心冷却系の冷却能力	○	-	-	-
原子炉補機冷却系	残留熱の増加による影響	原子炉補機冷却系の冷却能力	○	-	-	-

## 4.3 安全上評価すべき項目の分類



## 4.4 安全評価に係る項目の机上検討

安全評価に係る項目毎に、出力向上の安全性を確認するための評価方法及び判断基準について検討

### 【評価項目】

燃料関連  
核熱水力関連  
動特性  
安全解析  
実効線量  
(平常時、事故時)

安全評価に係る  
設備関連

### 【評価方法】

出力向上条件が適用範囲内であれば、設置許可申請で使用されている**現行の評価方法をそのまま適用可能**

### 【判断基準】

プラント仕様に依存しないため、指針・規格などで定められている**現行の判断基準が適用可能**

現行設備で判断基準を満足しない場合は、**設備仕様の変更**で対応



## 4.5 解析による詳細検討

### ◆ 検討の目的

抽出された「安全評価に係る項目」のうち、安全性を確保する上で重要な安全評価審査指針に定められた評価事象に対し、以下を目的として、代表プラントにおける出力向上に係る影響を評価・考察。

- ① 注目すべき項目の確認
- ② 安全性を確保できる見通しの確認

## 4.5 解析による詳細検討

### ①概略評価

各評価項目に対する出力向上の影響を評価し、以下に分類する。

A: 評価結果への影響が軽微な項目

B: 出力向上の影響を比較的容易に推測できる項目

C: 出力向上の影響を概略評価では容易に推測できない項目

A, Bについては、概略評価により安全性の見通しを得る。

Cを出力向上時に注目すべき項目として抽出する。



### ②解析評価

- ・ Cの項目について、判断基準に対して最も厳しい事象を解析評価する。

## 4.6 検討結果 (BWR) (1/3)

### ◆ 評価の前提条件

- BWR/5代表プラント(9×9燃料装荷)
- 出力向上量7%

米国でのストレッチ型の出力向上レベル

- 定格運転時の原子炉圧力は一定
- 炉心流量は現行と同じ
- 安全保護系作動信号の設定値は同じ

## 4.6 検討結果 (BWR) (2/3)

### 【概略評価結果のまとめ】

#### 評価項目の分類結果

A: 表面熱流束、燃料エンタルピ

B: 周辺公衆に対する線量

C: MCPR、原子炉圧力、PCT/ECR、PCV圧力、可燃性ガス濃度

解析評価

#### Cの評価項目

- ・MCPR
- ・原子炉圧力

- ・PCT/ECR
- ・PCV圧力
- ・可燃性ガス濃度

#### 解析事象

(判断基準に対して最も厳しい事象)

負荷の喪失  
(発電機負荷遮断バイパス弁不作動)

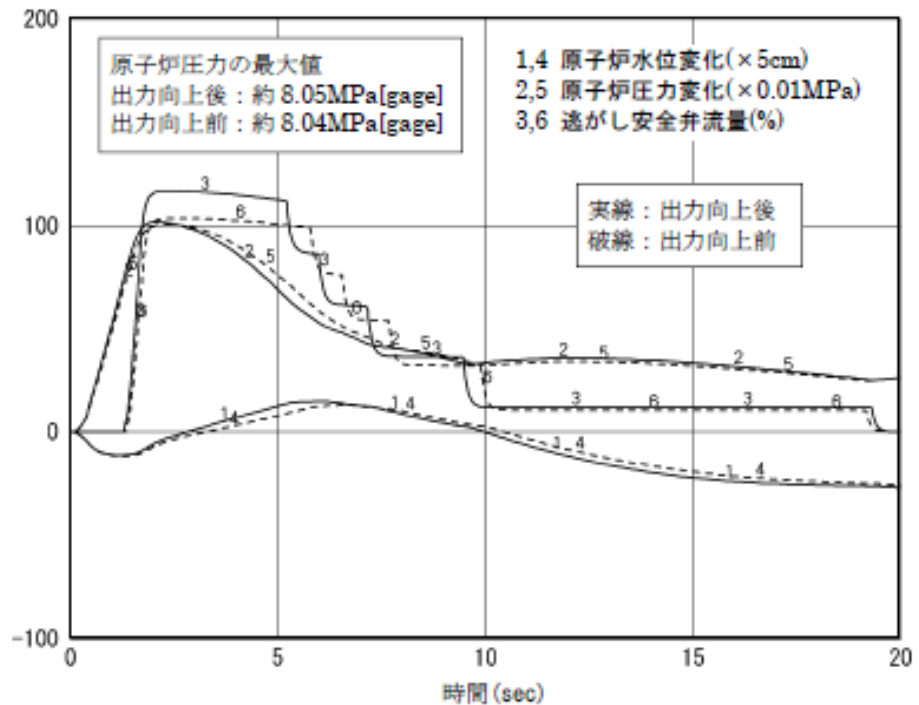
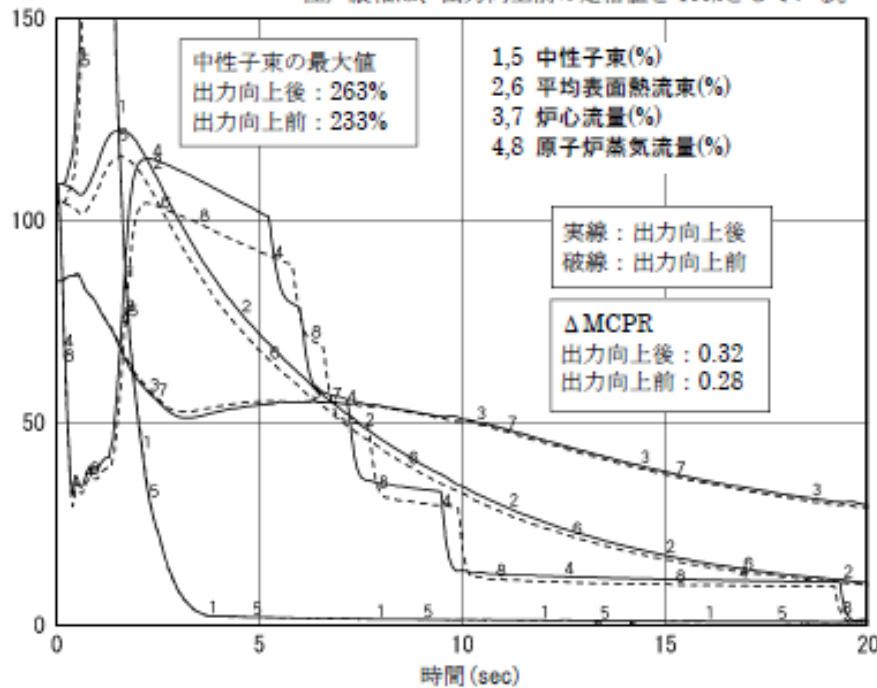
LOCA  
(ECCS性能評価)  
(PCV健全性)  
(可燃性ガスの発生)

## 4.6 検討結果 (BWR) (3/3)

【負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)】

【解析結果】

注) 縦軸は、出力向上前の定格値を 100%としている。



$\Delta$ MCPR: 0.04増加

MCPRの運転制限値を変更し、適切な炉心設計、運転管理をおこなうことで、出力向上後も問題となることはない。

原子炉圧力\*: 約8.05MPa[gage]  
\* (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力)  
判断基準( $\leq 9.48$ MPa[gage])  
判断基準は満足される



## 4.7 検討結果 (PWR) (1/3)

### ◆ 評価の前提条件

- PWR代表3ループプラント(17×17型燃料装荷)
- 出力向上量9%

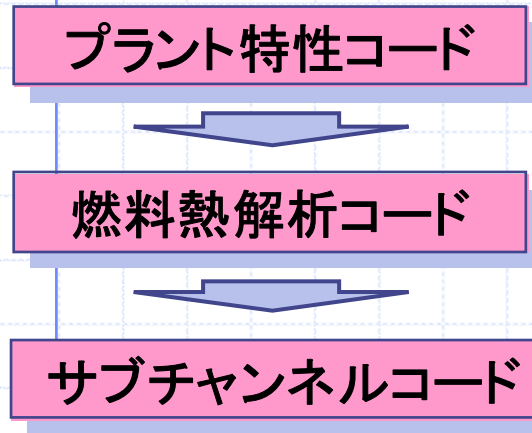
国内PWR3ループプラントのレファレンスプラントである米国Beaver Valley-1/2での設備拡張型(Extended)出力向上の実績と同程度

- 出力運転時の原子炉圧力は一定
- 1次冷却材流量は現行と同じ
- 安全保護系作動信号の設定値は同じ

# 4.7 検討結果 (PWR) (2/3)

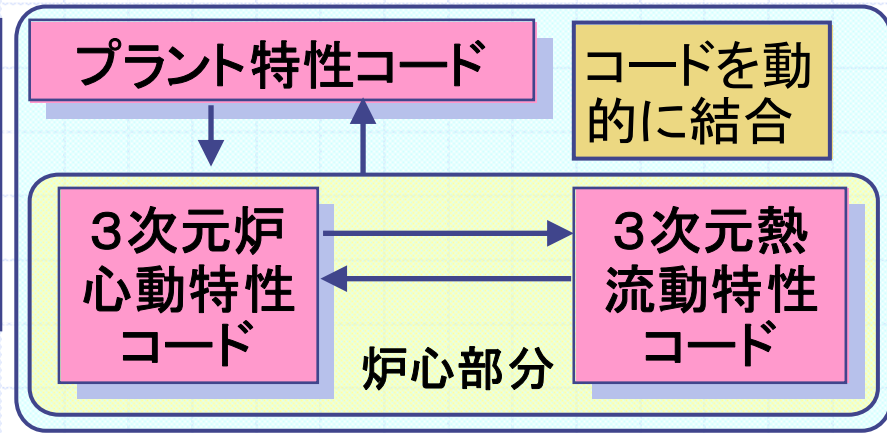
## 【原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析に適用した核熱結合手法】

### 現行手法

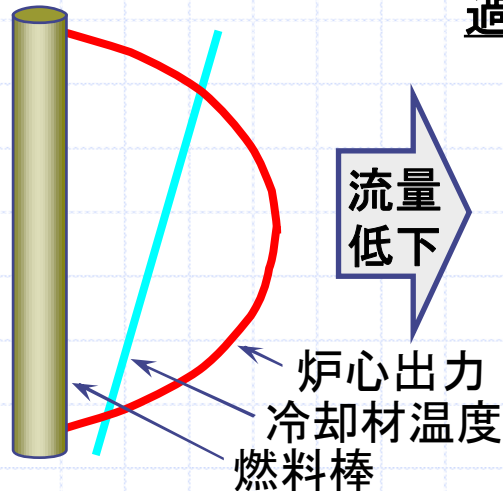


複数のコードで評価し、境界条件を保守的に設定

### 改良手法(SPARKLEコード)

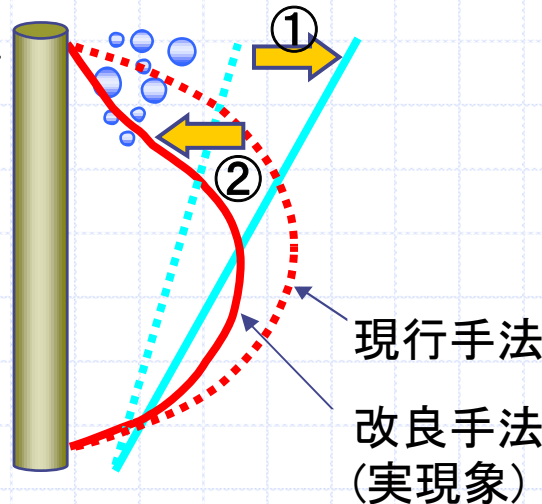


定格時



流量低下

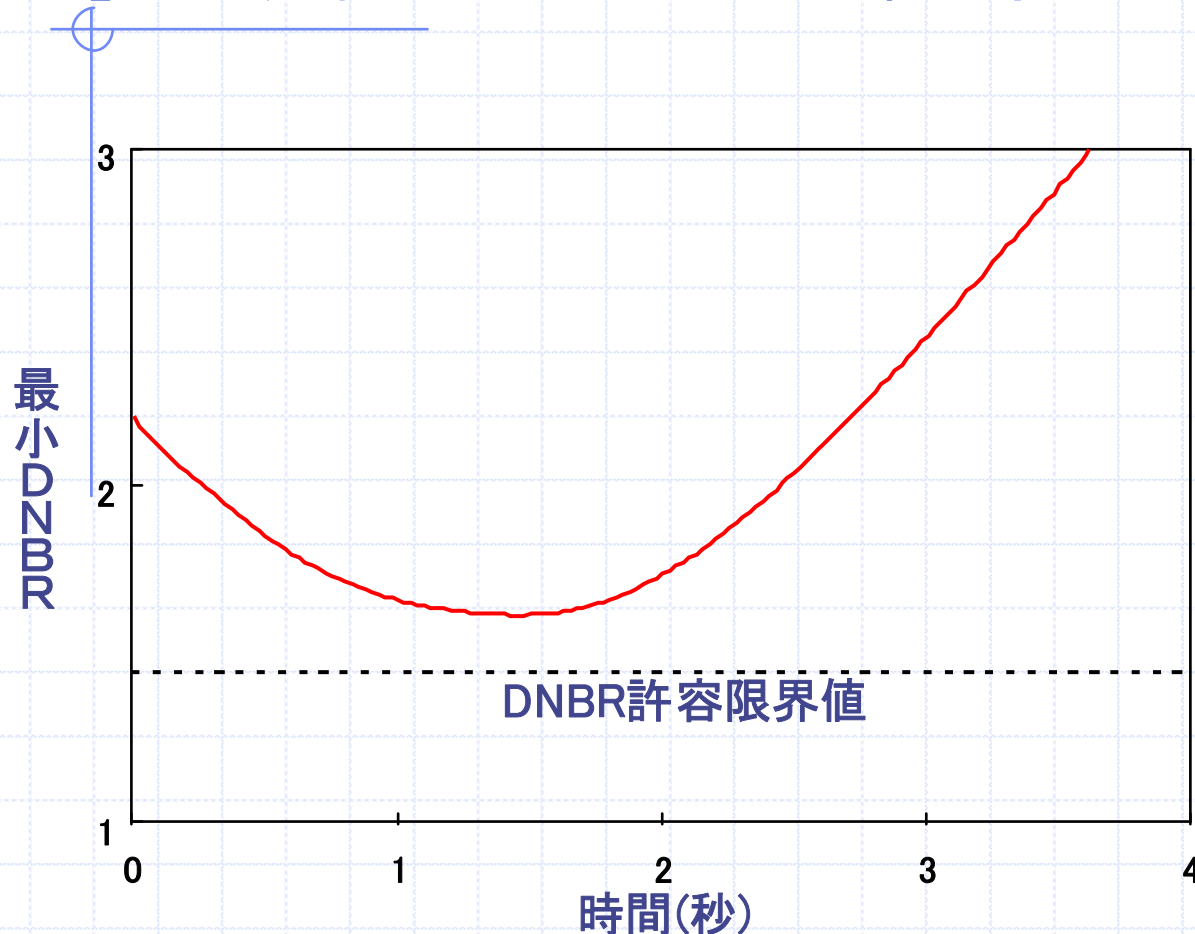
過渡時



炉心内の空間依存性を考慮したフィードバック効果を動的に評価

## 4.7 検討結果 (PWR) (3/3)

### 【原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析結果】



出力向上前の最小DNBRは  
約1.49

(DNBR許容限界値(1.42)に  
対する余裕は約5%)



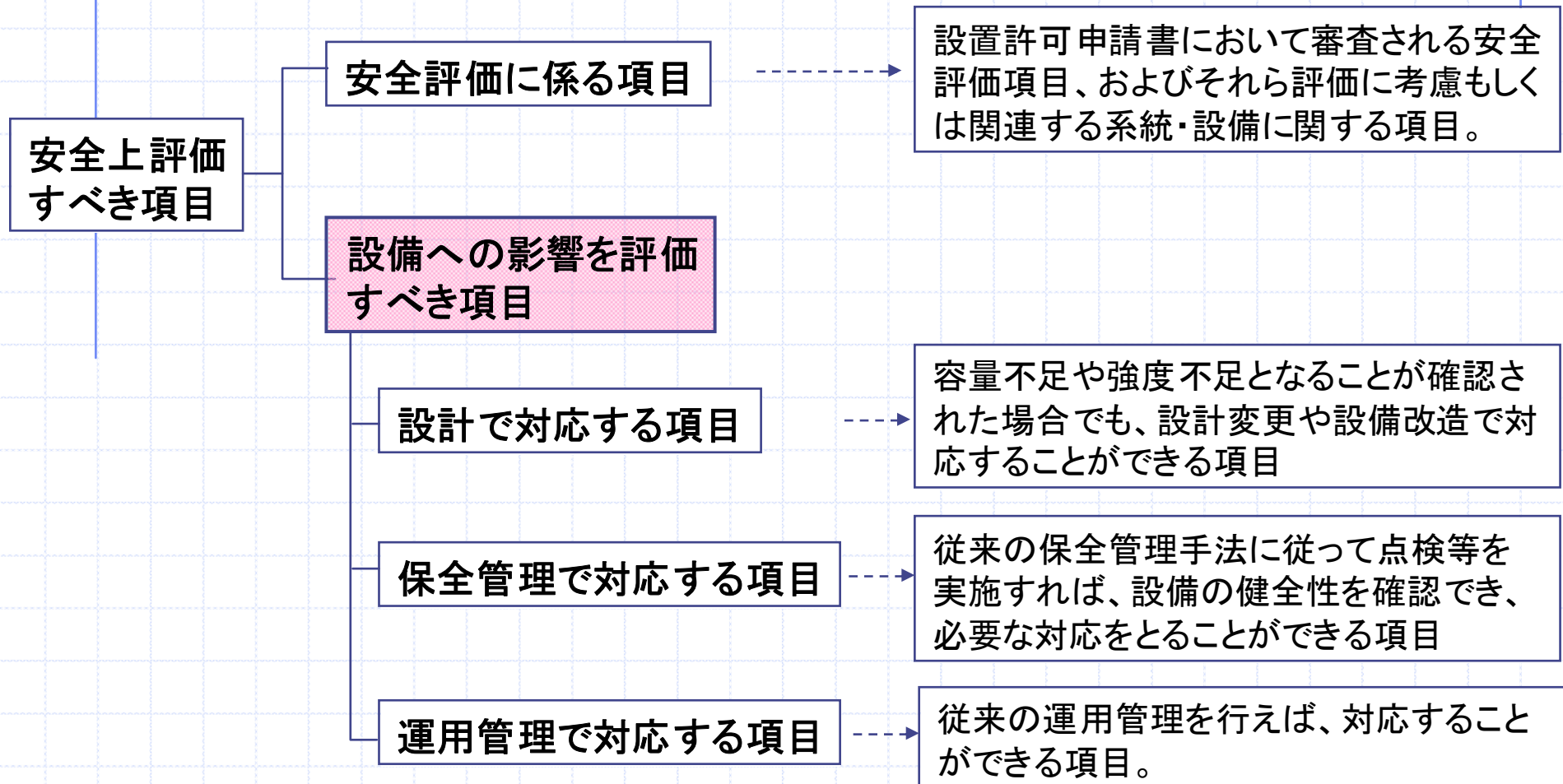
核熱結合手法を用いて評価  
した結果、出力向上後も  
DNBR許容限界値を満足す  
ることを確認。(許容限界値  
に対する余裕は約12%)

### 改良手法による出力向上条件での解析結果

## 4.8 「安全評価への影響」のまとめ

- ◆ 概略評価により、出力向上を図る場合、安全評価において注目すべき評価項目を抽出した。
- ◆ 注目すべき項目に対して、判断基準に対して最も厳しい事象を対象に、解析評価を実施した結果、判断基準を満足することが確認された。
- ◆ BWR/5代表プラントは約7%、PWR代表3ループプラントは約9%の出力向上割合で評価した結果、安全評価の判断基準を逸脱することはなく、出力向上の安全性は確保される見通しが得られた。
- ◆ ただし、将来、実機において出力向上を図る場合は、個別プラント毎に出力向上の安全性を確認する必要がある。
- ◆ なお、出力向上にあたって、最近の研究成果を反映した解析手法を採用することが合理的である。また、出力向上は、それに適合する改良燃料の開発などの新技術を導入する契機となる。

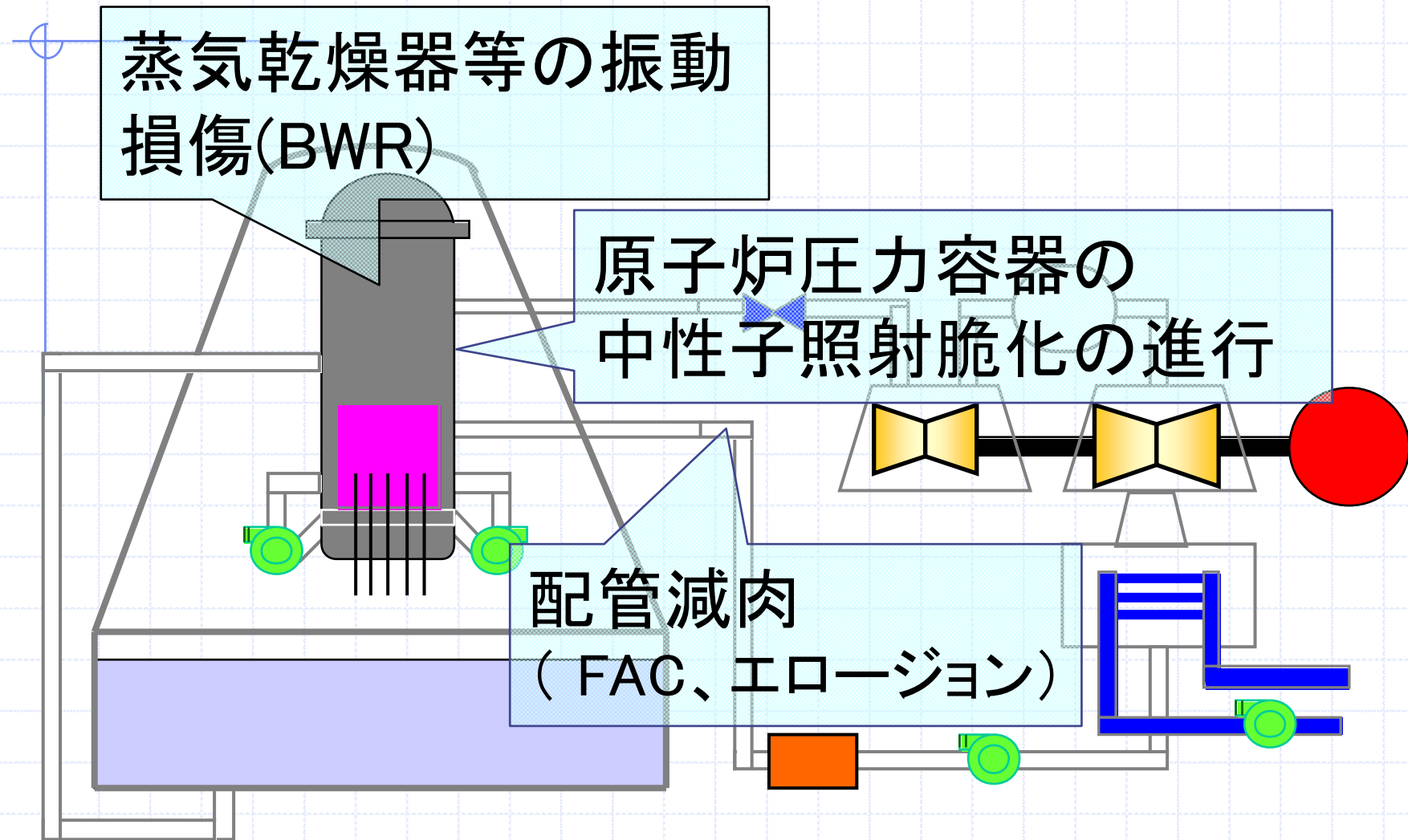
## 4.9 設備への影響を評価すべき項目





## 4.9 出力向上に係る設備への影響 (BWR,PWR)

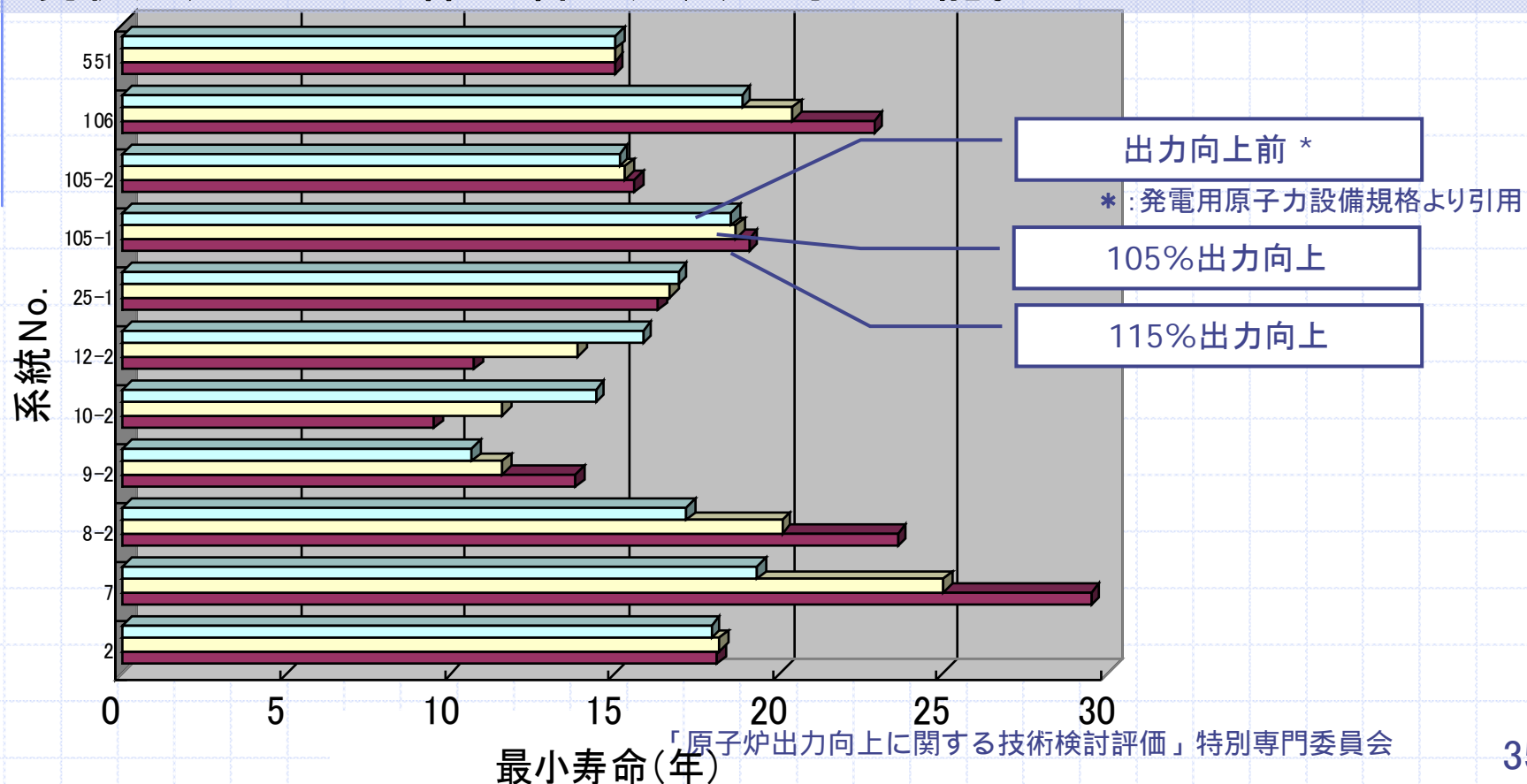
代表例



## 4.9 出力向上に係る設備への影響

### (1) 「配管減肉」

- ほとんどの系統で減肉変化率への影響は小さくなく、寿命が長くなる系統もある。
- 115%出力向上で抽気系の一部に寿命が短くなる系統が見られるが、現状適用している保全管理方法で対応可能。



## 4. 10 まとめ

- ◆ 欧米の出力向上状況を参考に、出力向上に際してプラントへの影響検討を行ない、安全性確保の観点から安全上評価すべき項目の検討・評価を実施した。
- ◆ 安全評価に係る項目は、出力向上の評価条件が評価コード等の適用範囲内であれば、現行の評価方法、判断基準が適用できる。
- ◆ 出力向上に係る安全評価への影響について評価・考察した結果、判断基準を逸脱する項目はなく、安全性は確保される見通しを得た。
- ◆ 設備影響を評価する項目は、設計、保安全管理、運用管理で対応することが可能であり、適切に対応することによりプラントの安全性は保たれる。
- ◆ 個別プラントで出力向上を実施する際は、プラント毎に安全性を確認する必要がある。
- ◆ 今後とも、運転経験や新知見の動向を注視し、必要に応じて安全評価などに適切に反映すべきである。

## 4.11 提 言（その3）[S,E型炉出力向上]

- ◆ 日本国内においても、現在の知見と技術で出力向上は可能であり、安全確保を大前提に積極的な出力向上が望まれる。
- ◆ 個別プラントの出力向上にあたっては、本報告書を参考に、評価、確認していくことが必要。
- ◆ 出力向上による設備影響については、個別プラント毎に評価し、設計や保全管理で適切に対応していくことが重要。
- ◆ 欧米での実績や経験を反映し、安全な出力向上が可能となるよう、常に最新知見を取り入れていくことが重要。

## 4.11 提 言（その3）[S,E型炉出力向上]

◆ 将来に向けて、安全且つ合理的に、より大幅な出力向上を目指すため、下記点が重要である。

- ・安全評価手法の高度化を推進すること
  - ・新しい燃料の研究開発・導入を推進すること
- また、リスク情報の活用が推進されていくことを期待する。



# まとめ

## ◆ MU型炉出力向上は可能である

- 産総研高レイノルズ数試験装置で検証をすることを推奨
- 指針の合理的な改訂が必要

## ◆ S,E型炉出力向上は可能である

- 現行審査体系で個別プラントごとに厳格に審査を行えば十分
- 代表プラントによる解析の結果、成立性について十分な見通しがあることを確認した
- 配管減肉管理などの運転・保守管理を適切に実施する事

## ◆ 今後の課題

- 安全評価手法の高度化(新解析手法)を推進する事。
- 新しい燃料の導入を推進する事。
- リスク情報の活用を推進すること。

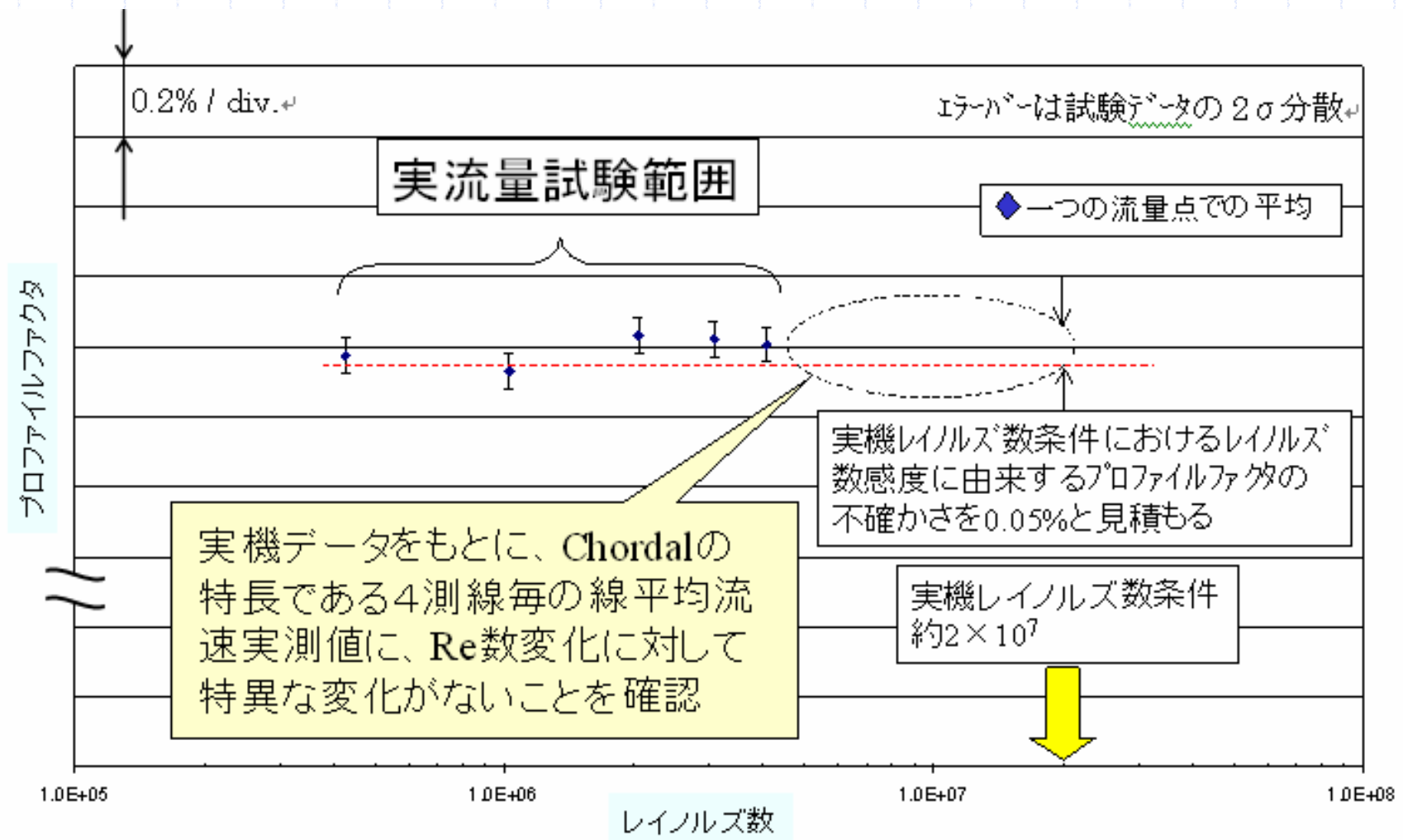
## 補足資料(1)

# 超音波流量計の評価結果

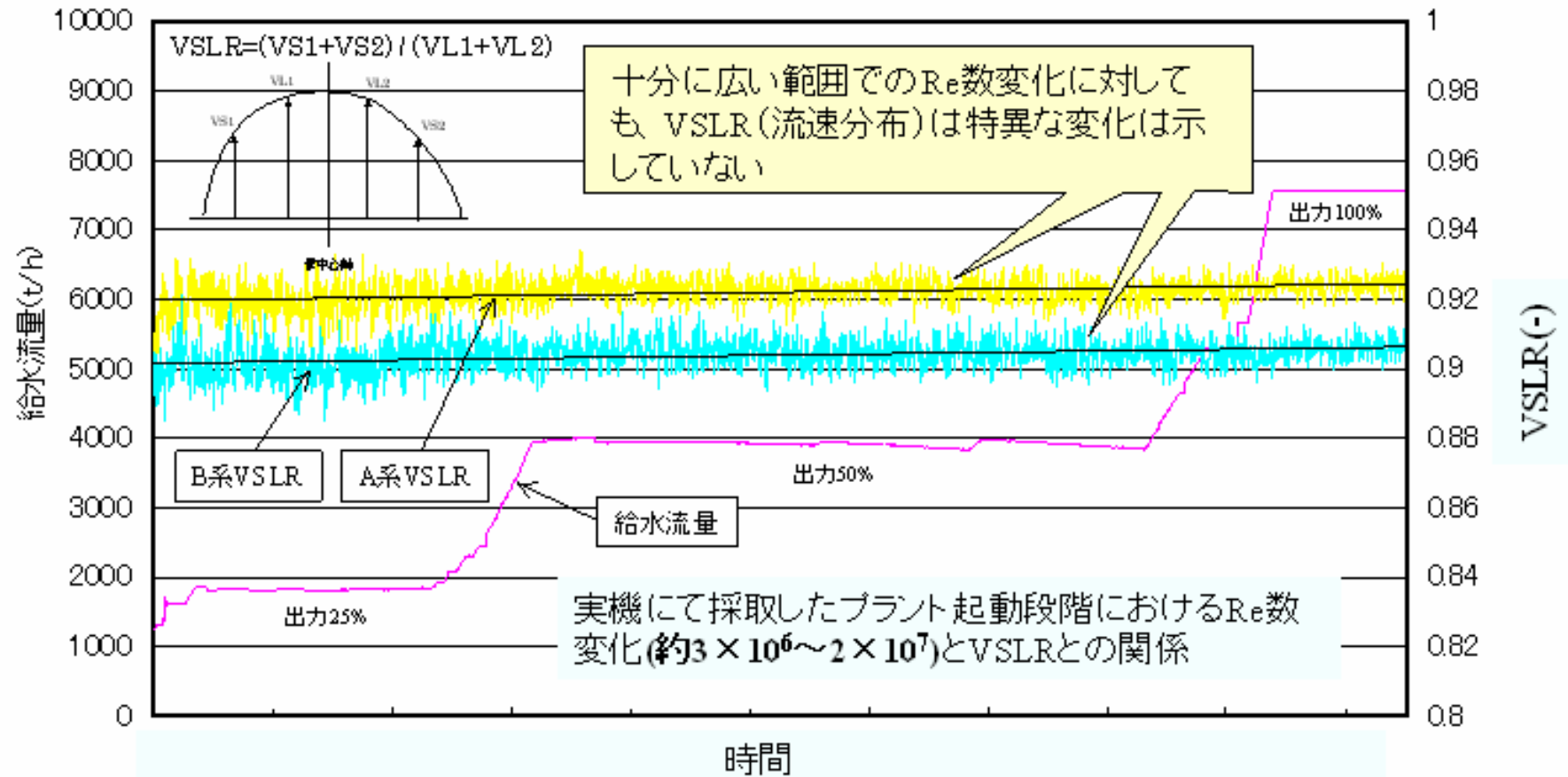
# Chordal型

- ◆ Chordal型はARL試験設備において実機における設置計画位置の上流側配管形状を模擬した試験装置を使用して常温実流量試験(～約 $5 \times 10^6$ )を実施し校正定数PFを決定するとともに、確立された不確かさ評価手法にもとづき、実機における質量流量計測不確かさが $\pm 0.28\%$ であることを、メーカは確認している。(メーカ)
- ◆ Chordal型はガウス積分公式に従った平行4測線/1平面にて計測しており、かつ直接流体に超音波を送受信できるという利点がある。このため流速分布のRe数変化の感度が小さく、また、実機において100%流量条件( $10^7$ )で、差圧式流量計に追従していることが確認されている。また、4測線計測データにより流速分布の変動を比較的捉えやすい。以上より、Re数の外挿性は比較的高いと判断される。
- ◆ MU型炉出力向上に利用できる測定精度を有する可能性が高い。
- ◆ なお、Re外挿性をより詳細に確認するため、高Re数試験を行い、世界にそのデータをバックアップデータとして提示することは意味がある。

# Chordal型におけるプロフィールファクターのRe依存性



# 実機試験におけるChordal型流速比(VSLR)の変化



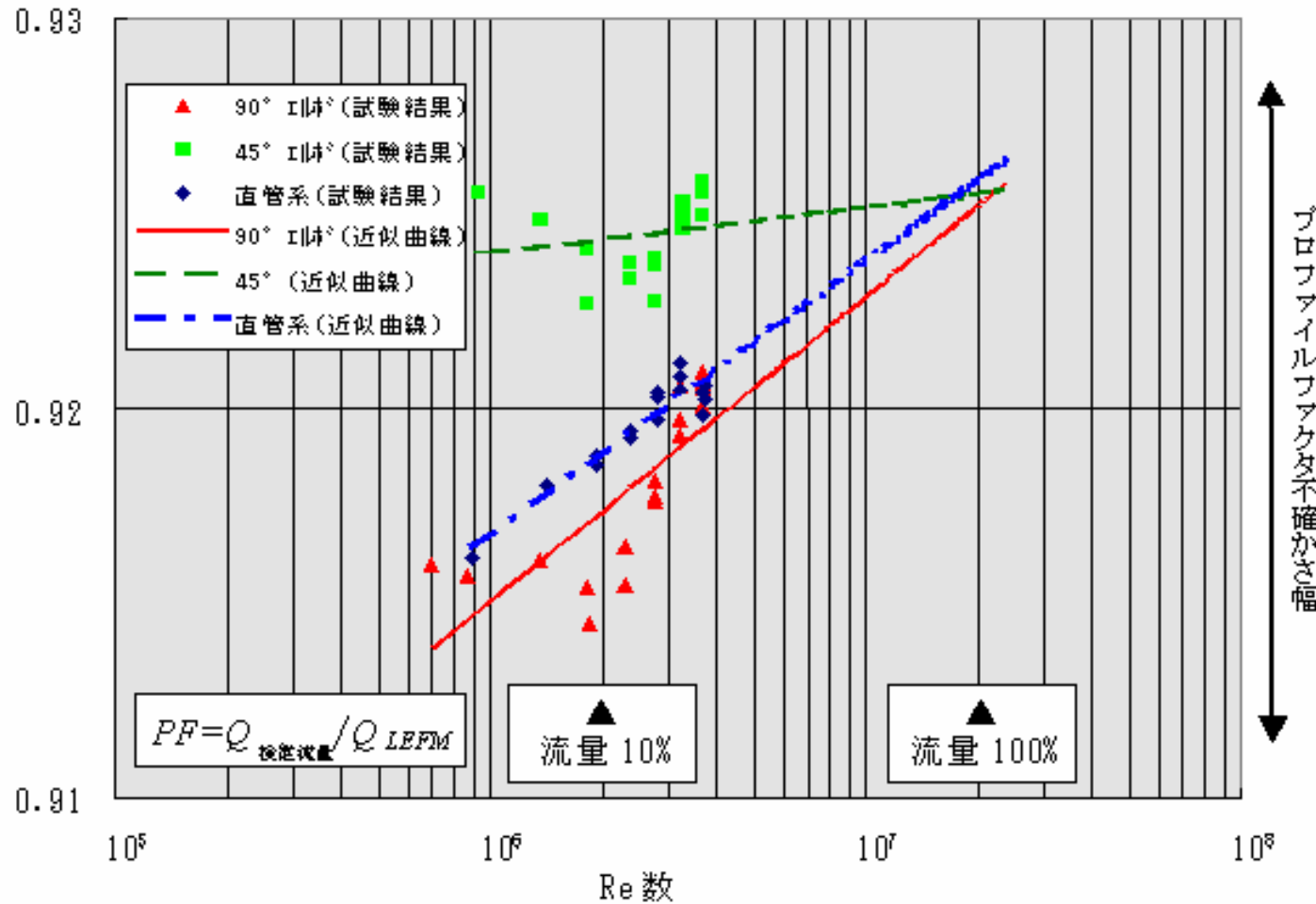


# External型

- ◆ External型はARL試験設備において、上流配管形状を模擬した試験装置を使用して、常温実流量試験( $\sim 5 \times 10^6$ )を実施し校正定数PFを決定するとともに不確かさが $\pm 1.0\%$ であることを、メーカーは確認している。また、整流装置下流4-12Dの位置に設置することで、流速分布変化の影響を極小化する工夫をしている(メーカー)
- ◆ External型は直径軸上の測線にて計測しているため、流速分布に関する情報量が少なく、管外部から超音波信号を送受信している。これらの要因により、流速分布のRe数変化の感度が比較的大きい。実機において100%流量条件( $\sim 10^7$ )で差圧式流量計に追従していることが確認されているが、Re数の外挿性は比較的低いと判断される。
- ◆ MU型炉出力向上に利用するためには、例え不確かさが $\pm 1.0\%$ であっても高Re数試験を実施し、外挿性を確認することが推奨される。

# External型におけるプロフィールファクターのRe依存性

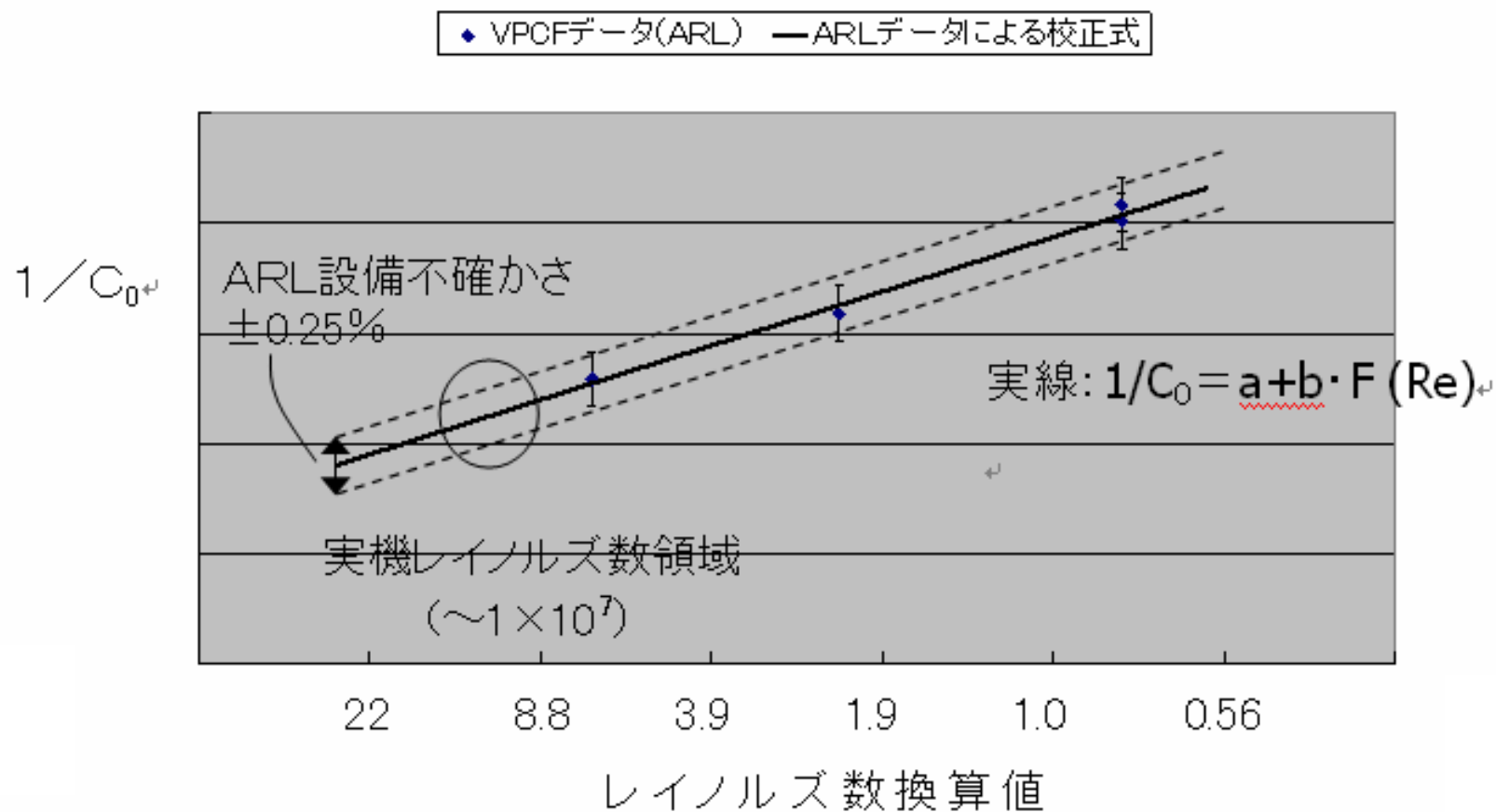
プロフィールファクタ



# Crossflow型

- ◆ Crossflow型の校正係数VPCFは、米国の実機データならびに検定試験データからRe数の1次関数でフィッティングでき、高Re数領域での不確かさについて0.25%以内であることが説明可能とメーカーは主張している。(メーカー)
- ◆ なお、米国の実機データは既存流量計を基準としているため、誤差が大きい。よって、高Re数領域におけるVPCFの不確かさ(0.25%)を保証するためには、より精度の高い試験を行うことが望ましいと考える。
- ◆ MU型炉出力向上に利用するためには、高Re数における計測試験を実施し、VPCFの外挿性を確認することが推奨される。

# Crossflow型における流量校正係数( $C_0$ )のRe依存性



# 流速分布式(参考)

- ◆ 新型超音波流量計として流速分布式超音波流量計についてわが国独自に開発研究を進めている。
- ◆ 流速分布が計測できるので高精度な流量計測が期待できるが、トレーサーが必要であるなどの課題もある。
- ◆ 今後は実機適用に関連した課題点を抽出し、実機適用に向けた試験を行う必要がある。



## 補足資料(2)

# 代表プラントの解析結果 (BWR)

# 評価方法

## ①概略評価

各評価項目に対する出力向上の影響を評価し、以下に分類する。

A: 評価結果への影響が軽微な項目

B: 出力向上の影響を比較的容易に推測できる項目

C: 出力向上の影響を概略評価では容易に推測できない項目

A, Bについては、概略評価により安全性の見通しを得る。

Cを出力向上時に注目すべき項目として抽出する。



## ②解析評価

- ・ Cの項目について、判断基準に対して最も厳しい事象を解析評価する。

## 検討結果 (BWR) (1/9)

### ◆ 評価の前提条件

- BWR/5代表プラント(9×9燃料装荷)
- 出力向上量7%

米国でのストレッチ型の出力向上レベル

- 定格運転時の原子炉圧力は一定
- 炉心流量は現行と同じ
- 安全保護系作動信号の設定値は同じ

# 検討結果 (BWR) (2/9)

## 【概略評価結果[運転時の異常な過渡変化]】

評価項目	判断基準に対して最も厳しい事象	出力向上の影響	分類
M CPR ( $\leq 1.07$ )	負荷の喪失 (発電機負荷遮断 バイパス弁不作動)	過渡時のボイド反応度印加割合が増加するため、M CPR低下量( $\Delta$ M CPR)が大きくなることが考えられる。	C
表面熱流束 ( $\leq 170\%$ )	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	初期値の熱的状态(最大線出力密度)、制御棒引抜阻止信号の設定値は変わらないため、影響は軽微。	A
燃料エンタルピ <sup>o</sup> ( $\leq$ 燃料の許容限界値以下)	原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き	零出力状態(高温待機)の解析のため、影響は軽微。	A
原子炉圧力* ( $\leq 9.48$ MPa[gage])	負荷の喪失 (発電機負荷遮断 バイパス弁不作動)	主蒸気流量の増加で主蒸気遮断量が増加するため、過渡時の原子炉圧力が上昇することが考えられる。	C

\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力

# 検討結果 (BWR) (3/9)

## 【概略評価結果[事故]】

\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力

評価項目	判断基準に対して最も厳しい事象	出力向上の影響	分類
炉心冷却性能 (PCT ≤ 1200°C) (ECR ≤ 15%)	LOCA (ECCS性能評価)	崩壊熱が増加するため、PCT/ECRの上昇が考えられる。	C
燃料エンタルピー (≤エンタルピー制限値)	制御棒落下	零出力状態(冷温時及び高温待機時)の解析のため、影響は軽微。	A
原子炉圧力* (≤10.34MPa[gage])	原子炉冷却材ポンプの軸固着	主蒸気流量の増加で主蒸気遮断量が増加するため、事故時の原子炉圧力が上昇することが考えられる。	C
格納容器内圧力 (≤310kPa[gage])	LOCA (PCV健全性評価)	LOCA時の格納容器に放出されるエネルギーが増加するため、格納容器内圧力、温度が上昇することが考えられる。	C
周辺公衆に対する線量 (≤5mSv)	放射性気体廃棄物処理施設の破損	燃料中の核分裂生成物蓄積量が出力向上割合に比例して増加するが、現行評価において判断基準を十分下回っているため判断基準は満足。	B
格納容器内可燃性ガス濃度 (≤4vol%[水素]又は5vol%[酸素])	可燃性ガスの発生	核分裂生成物の炉内蓄積量の増加で格納容器内放射線が増加するため、格納容器内水素及び酸素濃度が増加することが考えられる。	C



# 検討結果 (BWR) (4/9)

## 【概略評価結果のまとめ】

### 評価項目の分類結果

A: 表面熱流束、燃料エンタルピ

B: 周辺公衆に対する線量

C: MCPR、原子炉圧力、PCT/ECR、PCV圧力、可燃性ガス濃度

解析評価

### Cの評価項目

- ・MCPR
- ・原子炉圧力

- ・PCT/ECR
- ・PCV圧力
- ・可燃性ガス濃度

### 解析事象

(判断基準に対して最も厳しい事象)

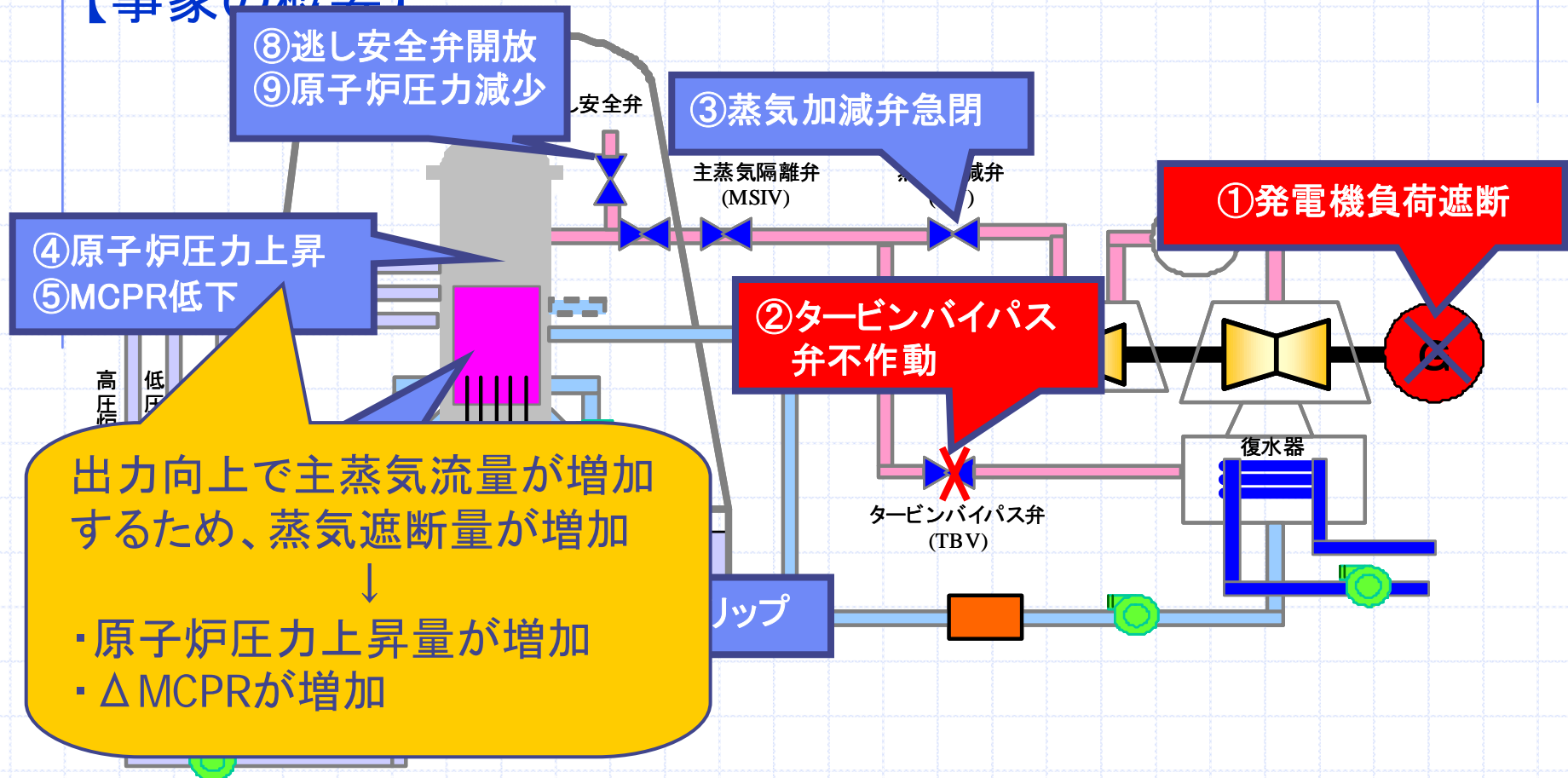
負荷の喪失  
(発電機負荷遮断バイパス弁不作動)

LOCA  
(ECCS性能評価)  
(PCV健全性)  
(可燃性ガスの発生)

# 検討結果 (BWR) (5/9)

【負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)】

【事象の概要】

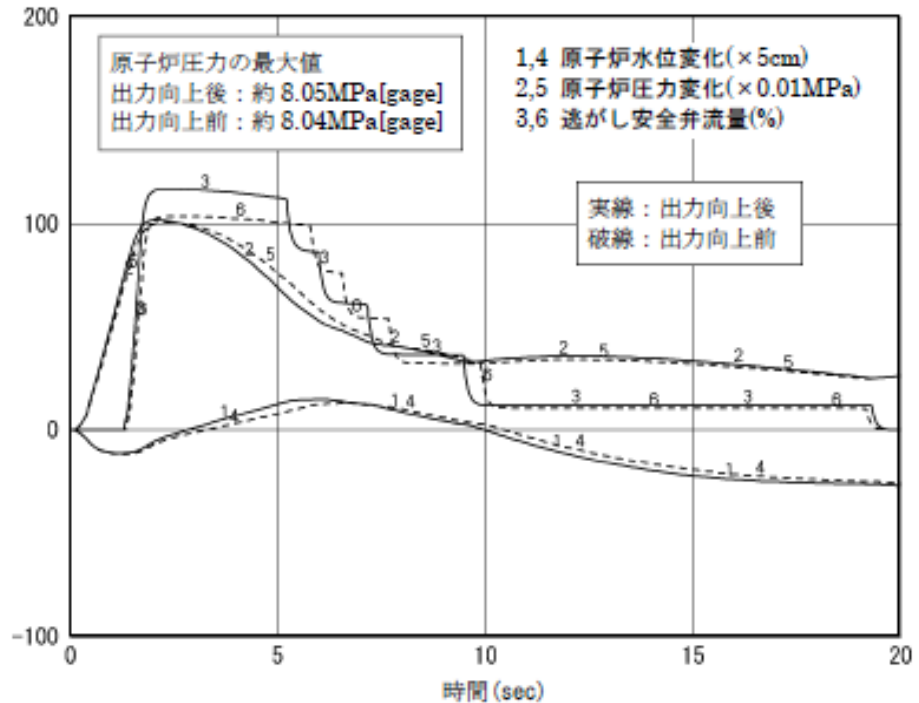
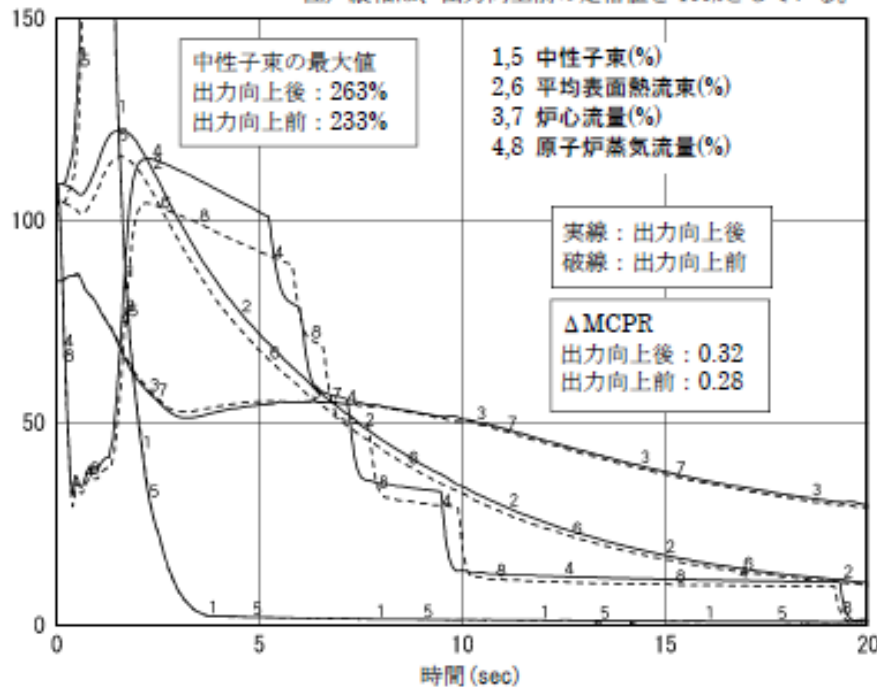


# 検討結果 (BWR) (6/9)

【負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)】

【解析結果】

注) 縦軸は、出力向上前の定格値を 100%としている。



$\Delta$ MCPR: 0.04増加

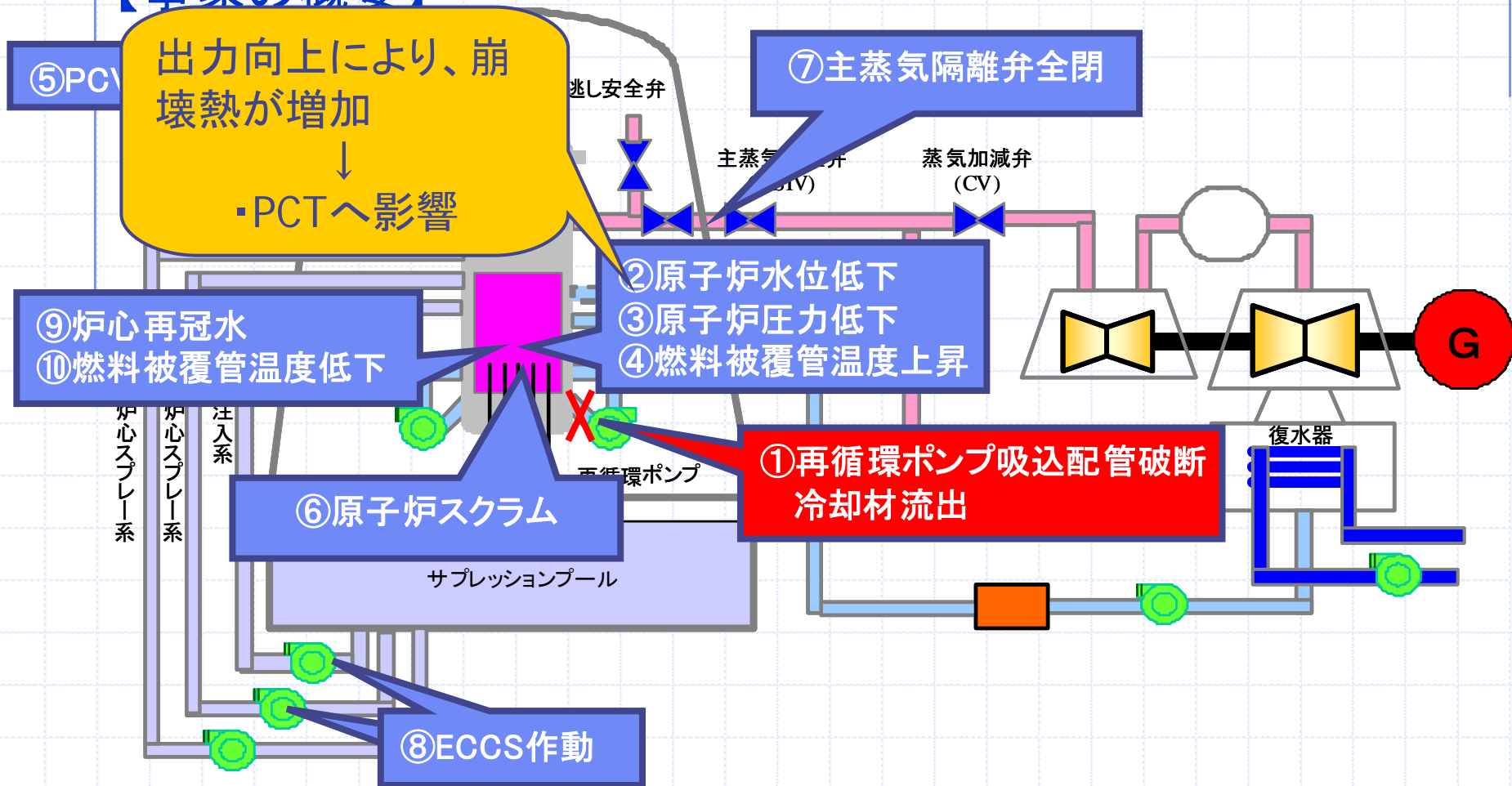
MCPRの運転制限値を変更し、適切な炉心設計、運転管理をおこなうことで、出力向上後も問題となることはない。

原子炉圧力\*: 約8.05MPa[gage]  
\* (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力)  
判断基準( $\leq 9.48$ MPa[gage])  
判断基準は満足される

# 検討結果 (BWR) (7/9)

## 【LOCA[大破断]】

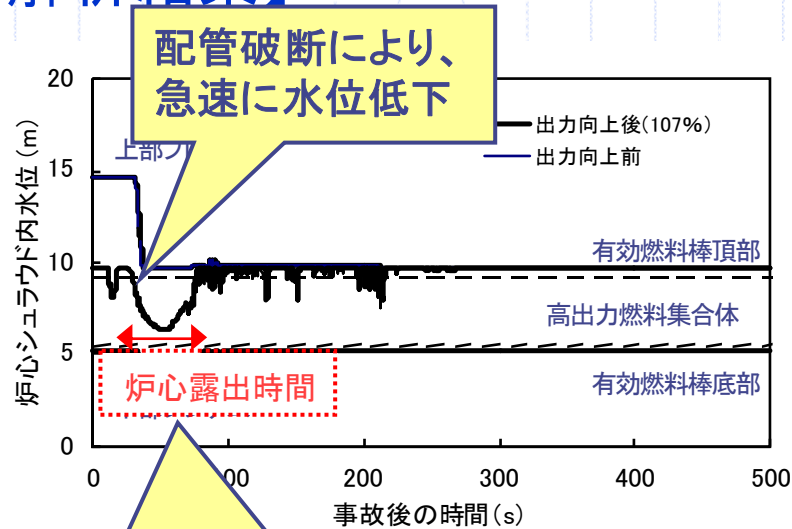
### 【事象の概要】



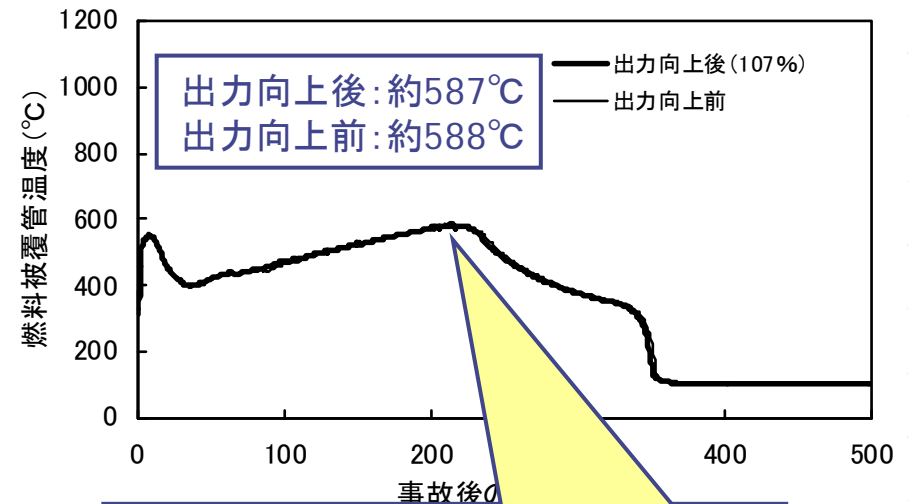
# 検討結果 (BWR) (8/9)

## 【LOCA(ECCS性能評価)[大破断]】

### 【解析結果】



水位低下と同時に、急速な自己減圧により、ECCS作動タイミング、炉心露出時間は殆ど変わらない



炉心露出時間が殆ど変わらないため、PCTは殆ど変わらない  
判断基準(≤1200°C)は満足される



# 検討結果 (BWR) (9/9)

## 【解析結果のまとめ】

\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力

評価項目		解析事象	解析値
異常な過渡変化 運転時の	MCPR ( $\leq 1.07$ )	負荷の喪失 (発電機負荷遮断バイパス弁不作動)	$\Delta$ MCPR: 0.04増加
	原子炉圧力* ( $\leq 9.48$ MPa[gage])	負荷の喪失 (発電機負荷遮断バイパス弁不作動)	約8.05MPa
事故	炉心冷却性能(PCT/ECR) (PCT $\leq 1200^{\circ}\text{C}$ ) (ECR $\leq 15\%$ )	LOCA (ECCS性能評価)	大破断: 約 $587^{\circ}\text{C}$ 中小破断: 約 $583^{\circ}\text{C}$ ECR: 極めて小さい
	格納容器内圧力 ( $\leq 310$ kPa[gage])	LOCA (PCV健全性評価)	約254kPa
	格納容器内可燃性ガス濃度 ( $\leq 4$ vol%[水素]又は 5vol%[酸素])	可燃性ガスの発生	【酸素濃度】 約4.4%(D/W), 約4.4%(S/C) 【水素濃度】 約3.4%(D/W), 約1.3%(S/C)

判断基準は満足される

## 補足資料(3)

# 代表プラントの解析結果 (PWR)

## 検討結果 (PWR) (1/10)

### ◆ 評価の前提条件

- PWR代表3ループプラント(17×17型燃料装荷)
- 出力向上量9%

国内PWR3ループプラントのレファレンスプラントである米国Beaver Valley-1/2での設備拡張型(Extended)出力向上の実績と同程度

- 出力運転時の原子炉圧力は一定
- 1次冷却材流量は現行と同じ
- 安全保護系作動信号の設定値は同じ

# 検討結果 (PWR) (2/10)

## 【概略評価結果[運転時の異常な過渡変化]】

評価項目	判断基準に対して最も厳しい事象	出力向上の影響	分類
最小DNBR ( $\geq$ 許容限界値)	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	出力向上により定格運転時最小DNBRは低下し、それに伴って過渡時最小DNBRも低下。現行評価において判断基準を十分上回っているため出力向上後も判断基準は満足される見通し。	C
燃料中心温度 ( $\leq$ 燃料ペレット溶融点未満)	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	左記事象で対象としている線出力密度は、実際の過渡時線出力密度に十分に余裕を見込んだ値であり、出力向上後も評価対象となる線出力密度は変更しないため、出力向上の影響は軽微。	A
燃料エンタルピー ( $\leq$ 燃料の許容限界以下)	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	高温零出力からの解析であり、出力向上の影響は軽微。	A
原子炉圧力* ( $\leq 18.88\text{MPa}$ [gauge])	負荷の喪失	出力向上により原子炉圧力の上昇が考えられるが、過渡時原子炉圧力は加圧器安全弁作動設定圧付近に留まるため、出力向上の影響は軽微。	A

\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力

# 検討結果 (PWR) (3/10)

## 【概略評価結果[事故]】

\*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力

評価項目		判断基準に対して最も厳しい事象	出力向上の影響	分類
炉心冷却	PCT( $\leq 1200^{\circ}\text{C}$ ) ECR( $\leq 15\%$ )	LOCA (ECCS性能評価)	線出力密度及び崩壊熱が増加するため、PCT/ECRが上昇。	C
	最小DNBR ( $\geq$ 許容限界値)	原子炉冷却材ポンプの軸固着	出力向上により定格運転時最小DNBRは低下し、それに伴って過渡時最小DNBRも低下。	C
燃料エンタルピ ( $\leq$ エンタルピ制限値)	制御棒飛び出し (高温零出力)	高温零出力からの解析であり、出力向上の影響は軽微。	A	
原子炉圧力* ( $\leq 20.59\text{MPa}$ [gage])	主給水管破断	出力向上により原子炉圧力の上昇が考えられるが、過渡時原子炉圧力は加圧器安全弁作動設定圧付近に留まるため、出力向上の影響は軽微。	A	
格納容器内圧力 ( $\leq$ 最高使用圧力)	LOCA (CV健全性評価)	炉心保有エネルギー及び崩壊熱が増加するため、事故時CV圧力が上昇することが考えられるが、出力向上に伴うCV圧力への寄与は軽微。	A	
周辺公衆に対する線量 ( $\leq 5\text{mSv}$ )	LOCA 蒸気発生器伝熱管破損	核分裂生成物の炉内蓄積量及び1次冷却材中の核分裂生成物の濃度が出力向上割合にほぼ比例して増加するが、現行評価において判断基準を十分下回っているため判断基準は満足。	B	
可燃性ガス濃度 ( $\leq 4\text{vol}\%$ [水素])	可燃性ガスの発生	核分裂生成物の炉内蓄積量が増加し、格納容器内放射線が増加するため、格納容器内水素濃度は増加することが考えられるが、現行評価において判断基準を十分下回っているため判断基準は満足。	B	

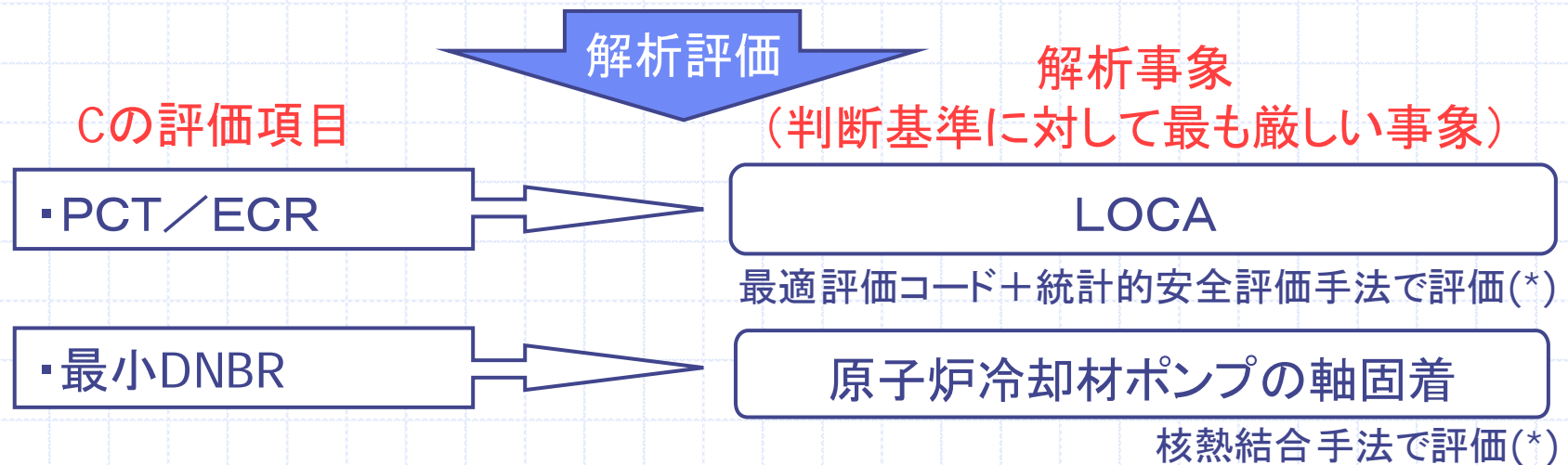


# 検討結果 (PWR) (4/10)

## 【概略評価結果のまとめ】

### 評価項目の分類結果

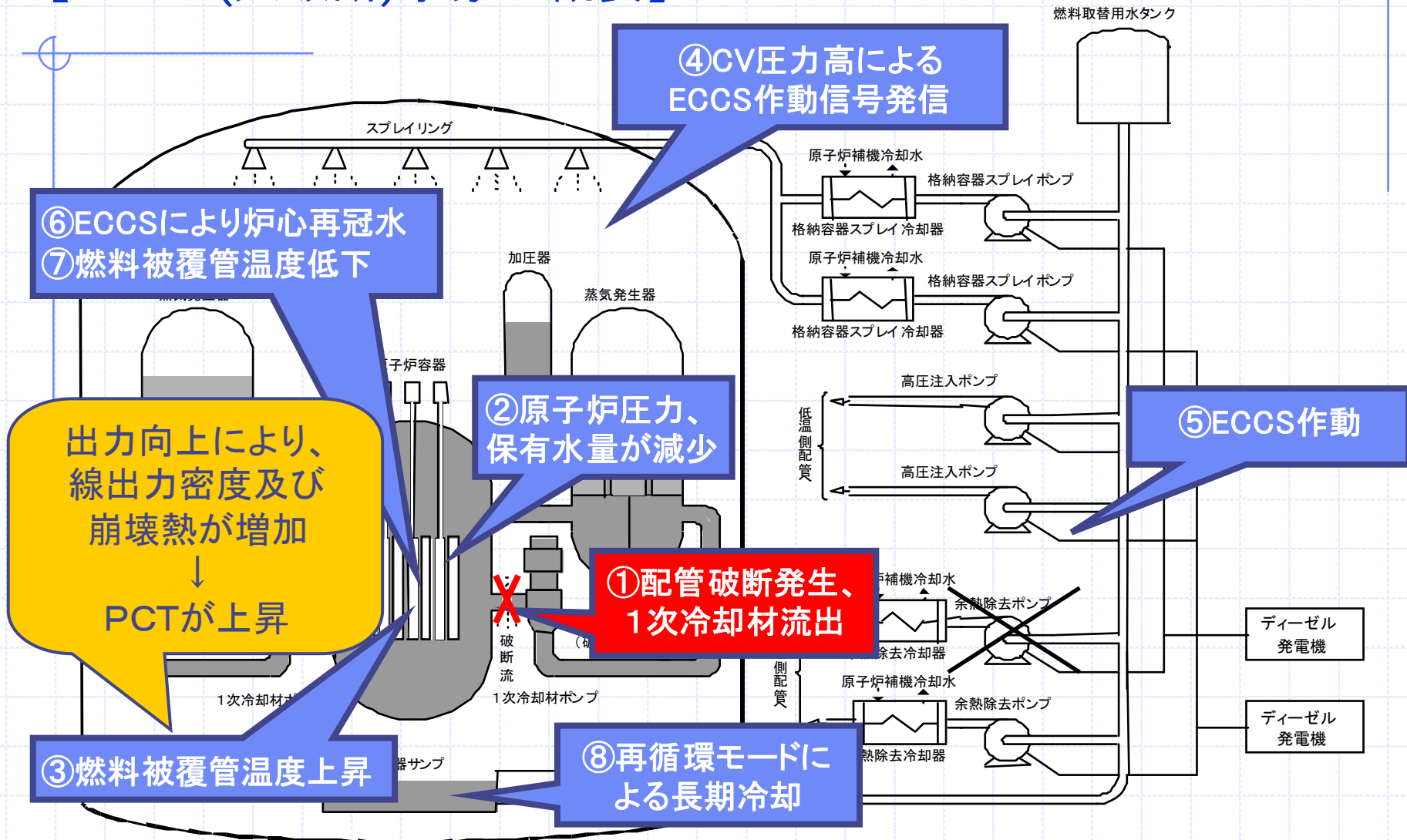
A: 燃料中心温度、燃料エンタルピ、原子炉圧力、CV圧力  
B: 周辺公衆に対する線量、可燃性ガス濃度  
C: 最小DNBR、PCT/ECR



(\*): 今回の解析評価では、将来に出力向上を申請する場合に使用すると予想される改良手法を使用。これらの手法は、米国では既に規制当局(NRC)に認可済。統計的安全評価手法は米国の出力向上において実績有り。国内においても、これらの手法の開発はほぼ完了。統計的安全評価手法は、現在、日本原子力学会「統計的安全評価手法標準分科会」において、標準を策定中。

# 検討結果 (PWR) (5/10)

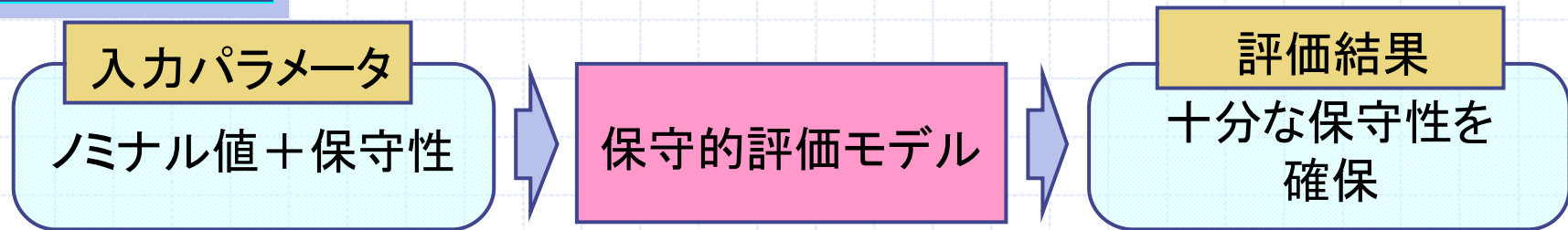
## 【LOCA(大破断)事象の概要】



# 検討結果 (PWR) (6/10)

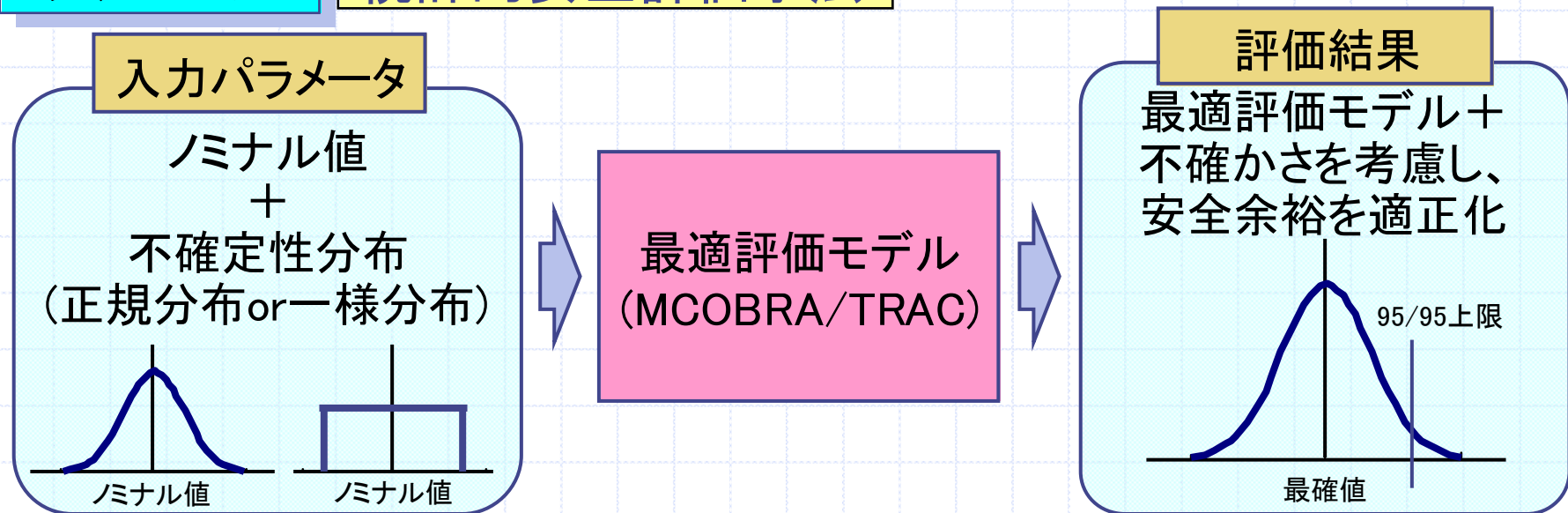
## 【LOCA評価に適用した改良手法】

### 現行手法



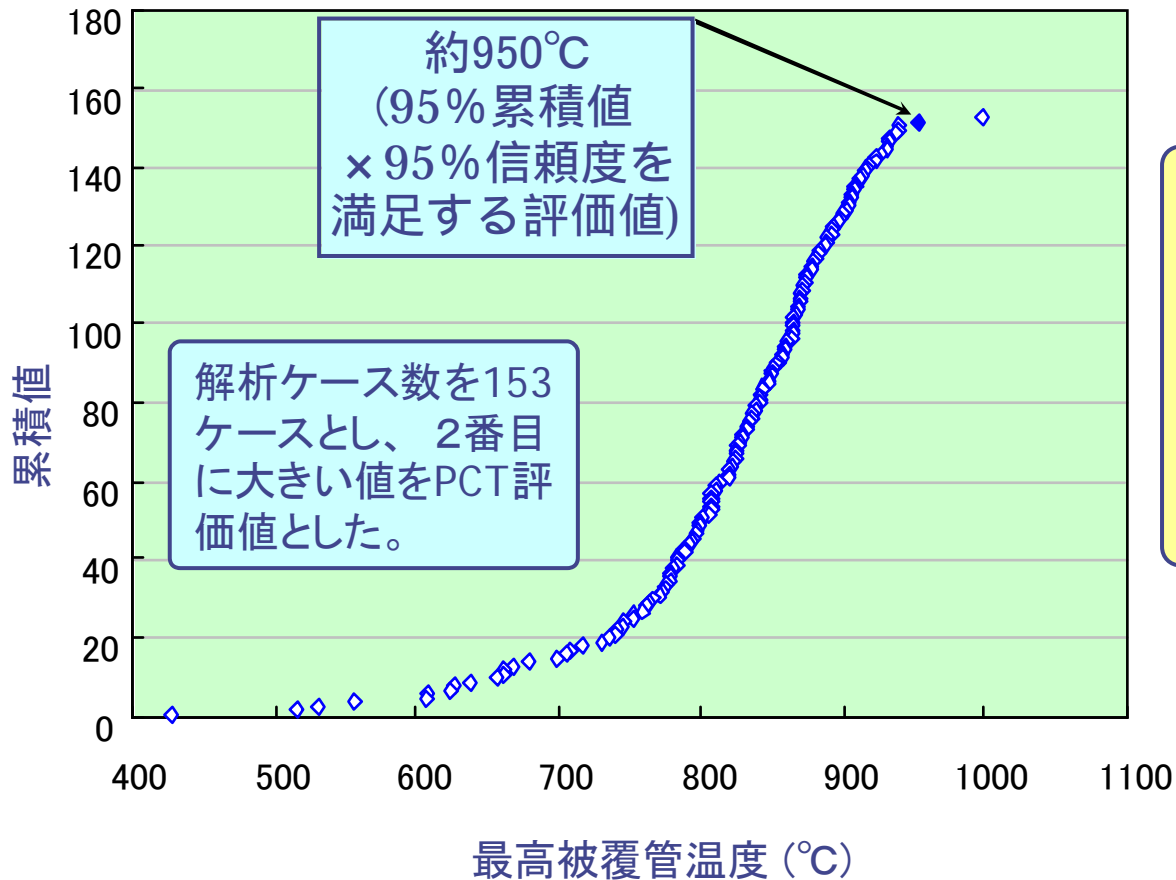
### 改良手法

#### 統計的安全評価手法



# 検討結果 (PWR) (7/10)

## 【LOCA解析結果】

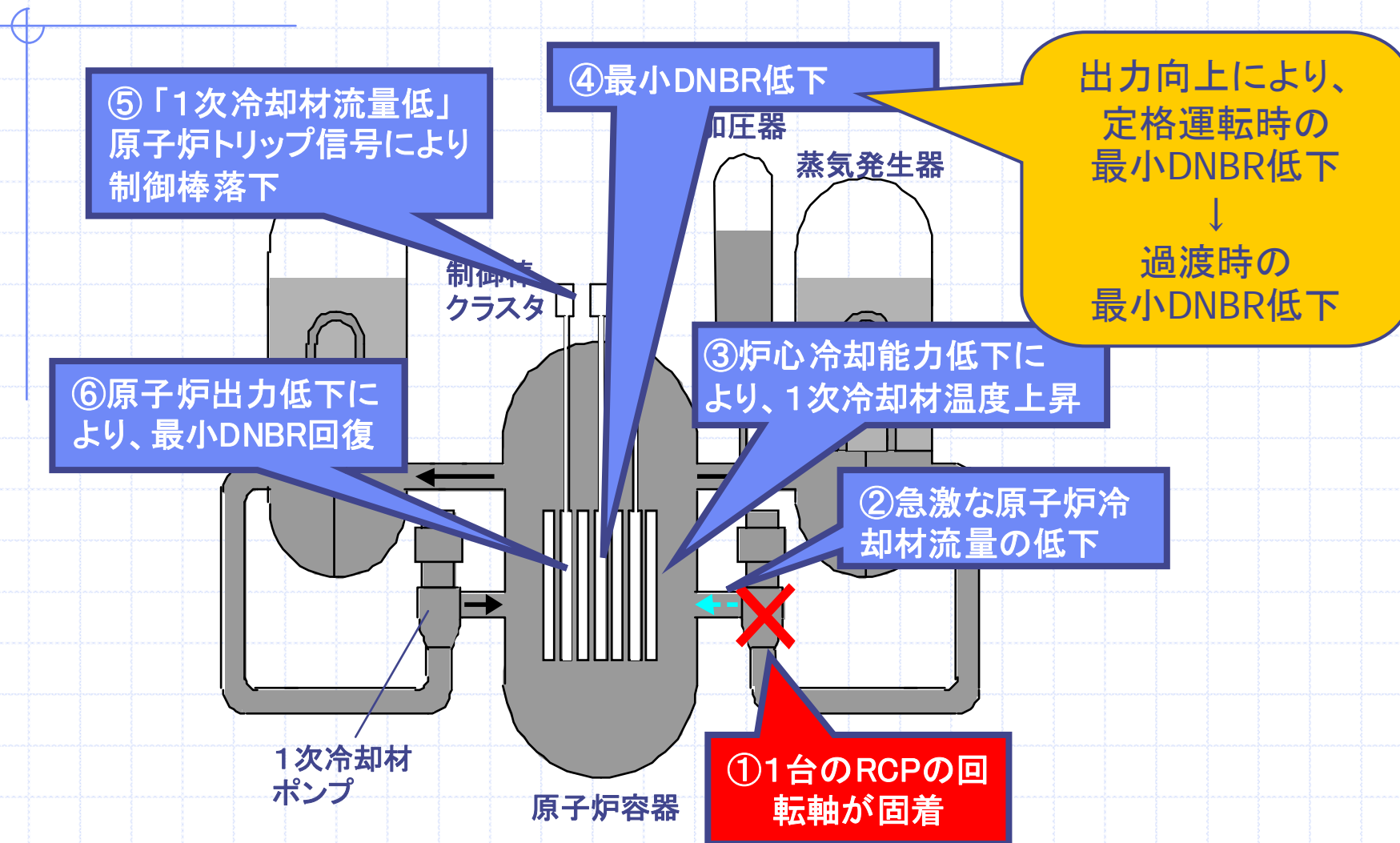


出力向上前のPCTは  
約1050°C程度  
↓  
統計的安全評価手法を用い  
て評価した結果、PCTは約  
950°Cとなり、**判断基準は十  
分に満足。**

## 改良手法による出力向上条件での解析結果

# 検討結果 (PWR) (8/10)

## 【「原子炉冷却材ポンプの軸固着」事象の概要】

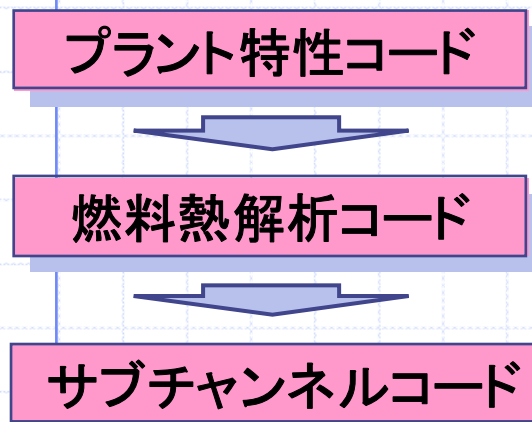




# 検討結果 (PWR) (9/10)

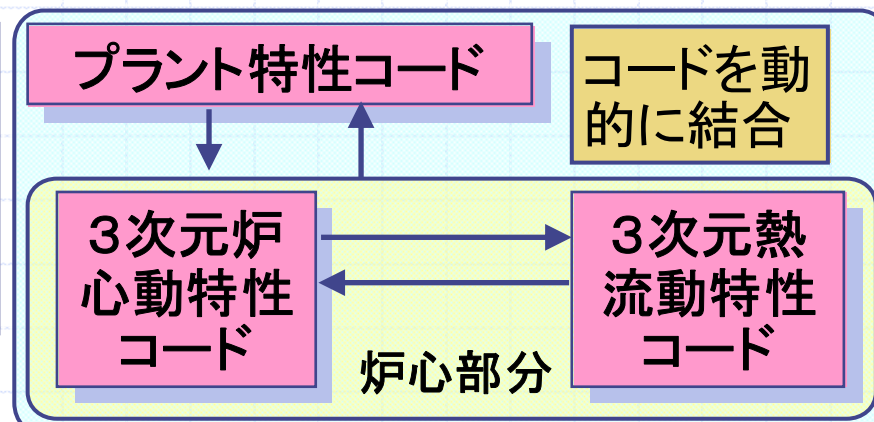
## 【原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析に適用した核熱結合手法】

### 現行手法

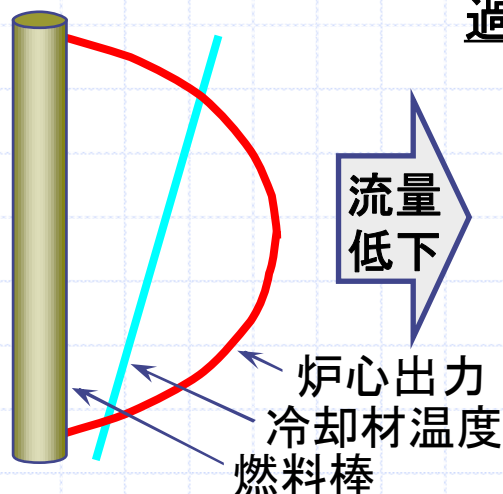


複数のコードで評価し、境界条件を保守的に設定

### 改良手法(SPARKLEコード)

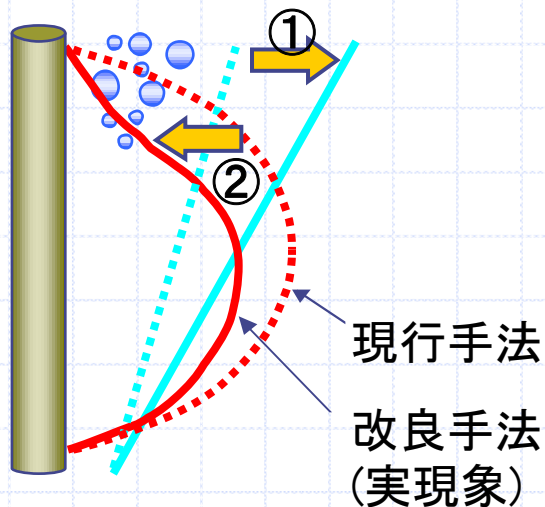


定格時



流量低下

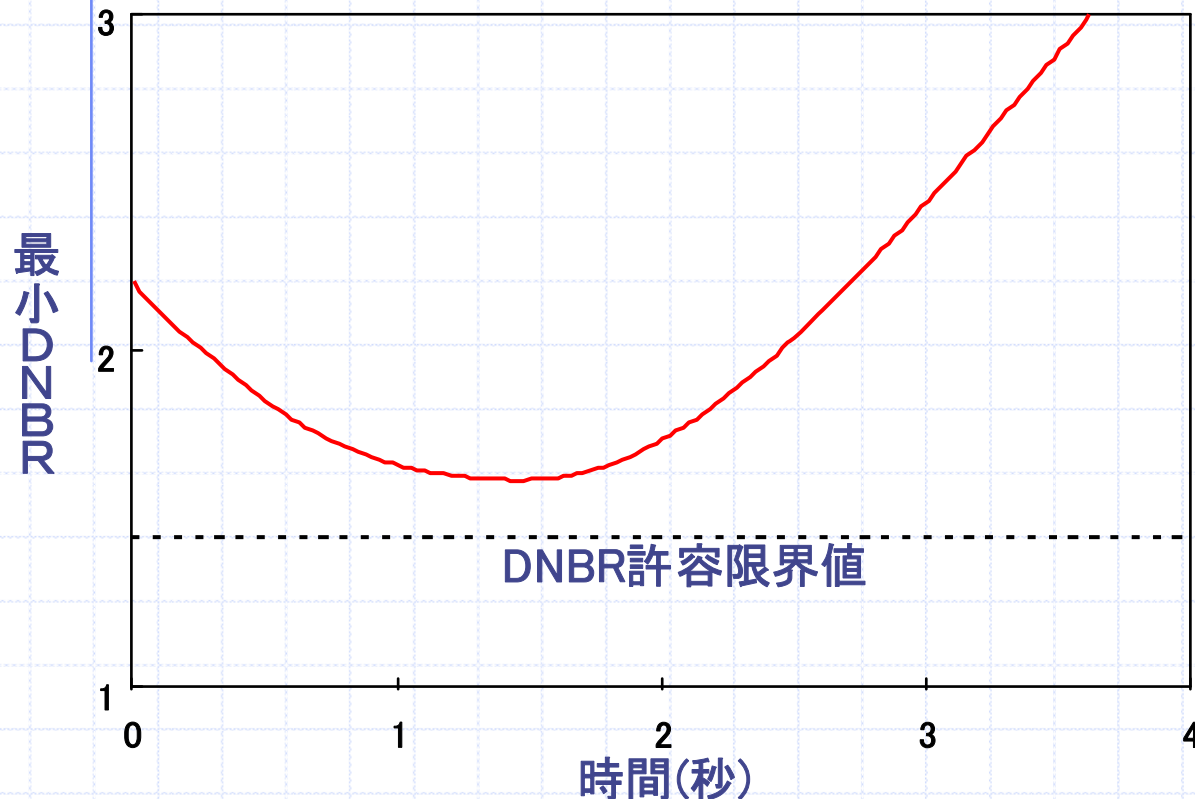
過渡時



炉心内の空間依存性を考慮したフィードバック効果を動的に評価

# 検討結果 (PWR) (10/10)

## 【原子炉冷却材ポンプの軸固着の解析結果】



出力向上前の最小DNBRは  
約1.49

(DNBR許容限界値(1.42)に  
対する余裕は約5%)



核熱結合手法を用いて評価  
した結果、出力向上後も  
DNBR許容限界値を満足す  
ることを確認。(許容限界値  
に対する余裕は約12%)

### 改良手法による出力向上条件での解析結果