



平成24年8月8日 京大基研主導研究会-原子力・生物学と物理

# 原子力発電所信頼性向上に向けての取組み ～40年間の体験から

**金氏 顯**

(かねうじ あきら)

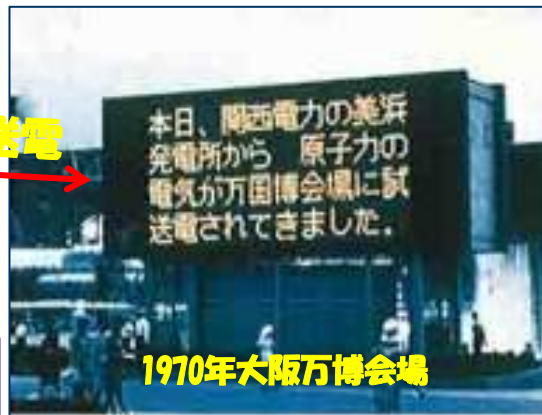
元三菱重工業常務取締役

# 自己紹介

- 1968年九州大学大学院動力機械工学専攻修士卒、三菱重工業入社  
原子力発電所（PWR型）国産初号機関電美浜2号を始めPWR23基の設計、建設、保守、新型PWR開発4年、美浜駐在2年、原子力船むつ起動試験2年など。
- 1999年同社取締役神戸造船所長
- 2001年常務取締役機械事業本部長
- 2004年役員退任、特別顧問
- 2006年原子力学会シニアネットワーク（SNW）設立、代表幹事
- 2007年より経産省資源エネルギー庁認定「原子力有識者」
- 2010年48年ぶりに北九州へUターン
- 2012年2月SNW代表幹事退任、エネルギー問題に発言する会代表幹事
- 2012年4月北九州市立産業技術保存継承センター館長
- 2012年6月九州工業大学客員教授、三菱重工業特別顧問退任（下線：現職）



41年前に大阪万博へ送電



# はじめに～東電福島事故に思うこと

- 昨年3月11日の東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所の事故により、今もなお避難生活を余儀なくされている方々をはじめ、多くの方々に多大のご不便とご心労をおかけしたことは、長年原子力に関係してきた者として、実に痛恨の極みであり、深くお詫び申し上げます。
- その一方、この事故が原子力発電に対する不安と不信を増大させ、我々の生活に欠かせないエネルギー供給構造を脱原子力、縮原子力の方向へ性急に転換させようという風潮が広がっていることを強く危惧します。
- 我が国のエネルギー安全保障を冷静に考えれば、基幹エネルギーの一つに原子力発電は必要です。「天災」やテロ等への対策徹底追求と、「人災」面の是正に取り組み、国民の信頼回復に向け地道に努力することが、原子力技術者に求められています。
- この講演では、原子力安全の基盤である原子力設備の高信頼性確保に、国産化導入初期から携わってきたメーカー技術者の体験談を提供します。

# もくじ

## 1. PWRの改良の歩みと蒸気発生器(SG)の信頼性向上

*PWRの最重要機器であるSGの信頼性向上への弛みない改良の道のりと教訓*

## 2. PWR主要機器の予防保全

*先行事例や経年劣化研究成果により予防保全の事例、メーカーの体制、トラブルの未然防止と信頼性向上活動*

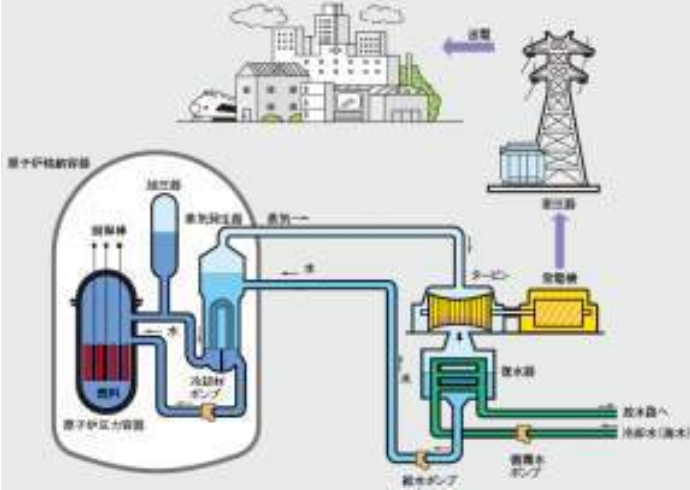
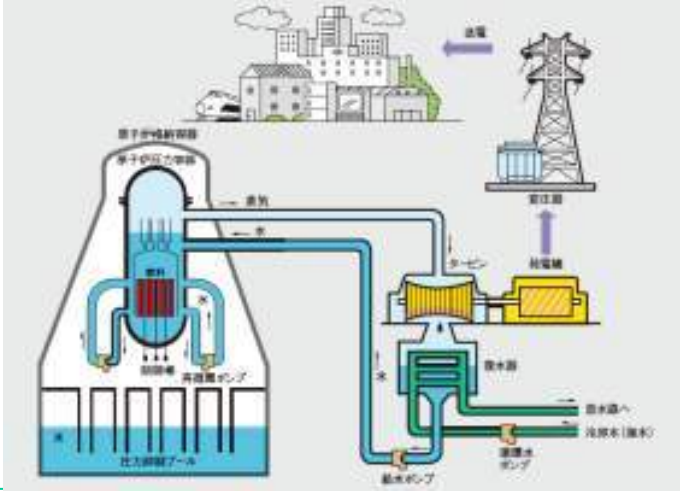

## 3. 寿命40年問題～老朽化と高経年化

## 4. 将来の新型PWR開発の現状

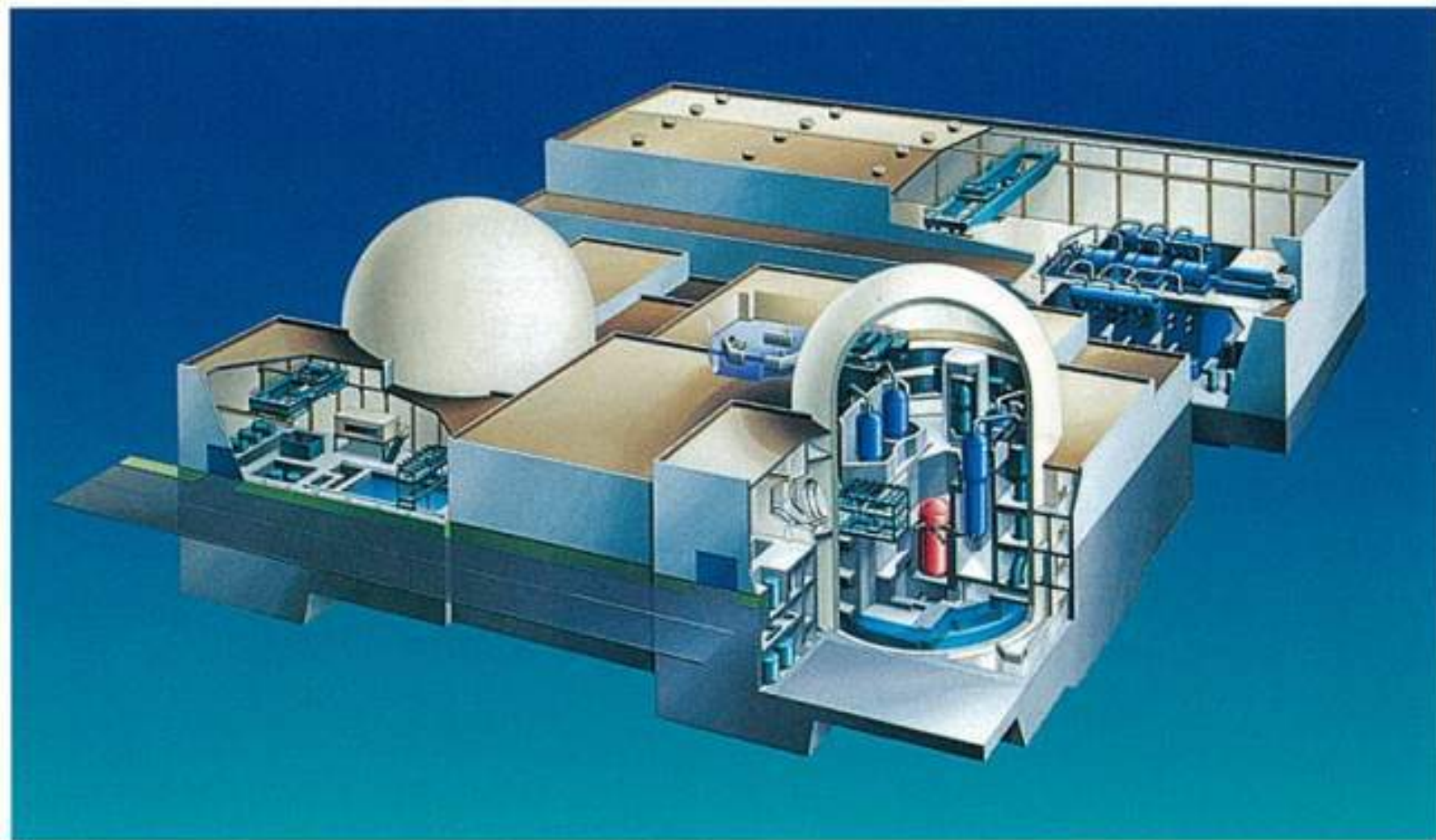
*導入技術・建設経験・運転経験を集大成したAPWR、US-APWR、EU-APWR、ATMEA、次世代軽水炉*

## 5. まとめ

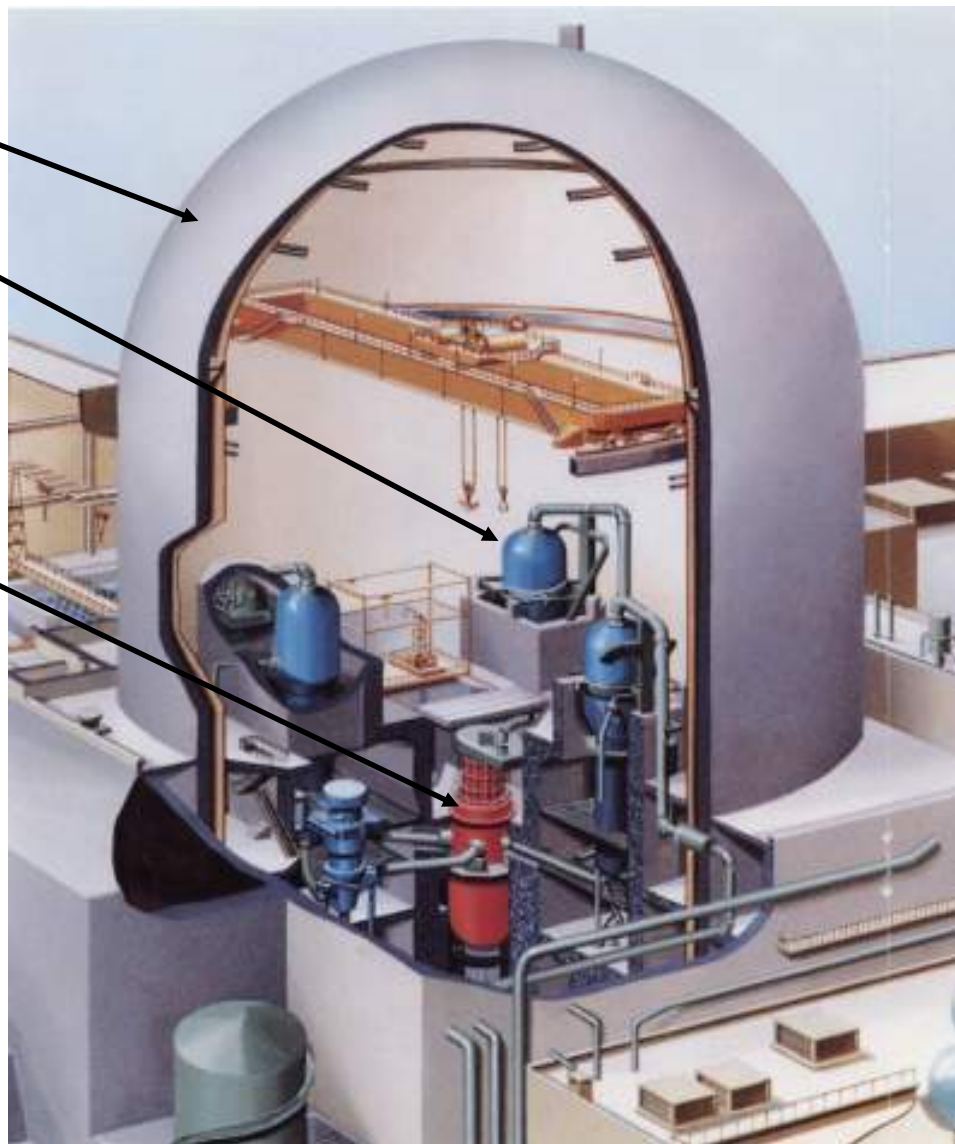
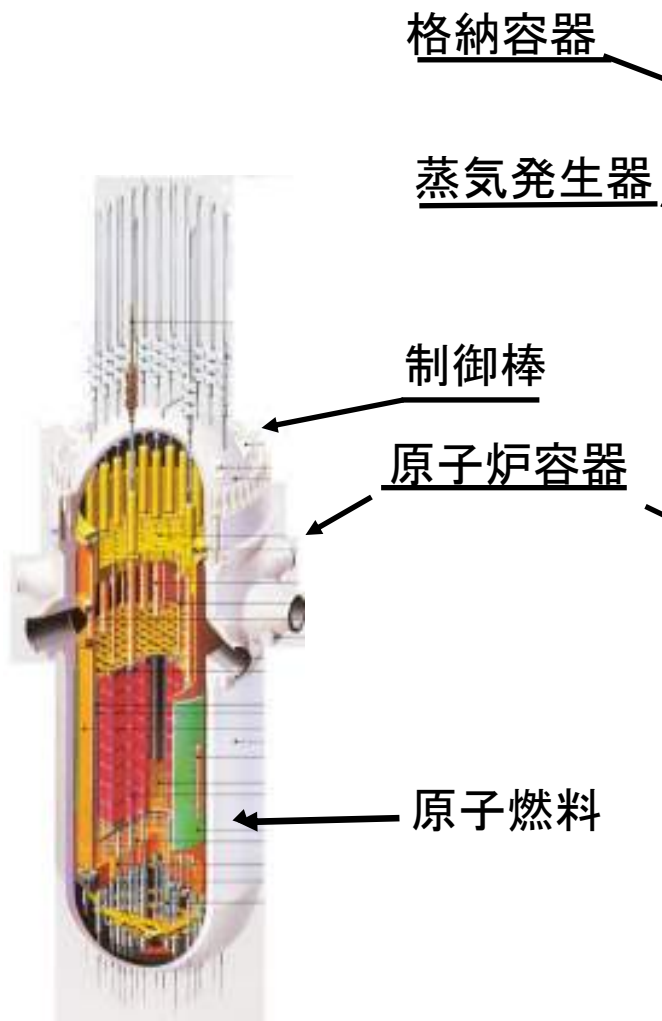
# PWRとBWR

	加圧水型軽水炉 PWR	沸騰水型軽水炉 BWR
概要		
世界の運転中NPPの炉型別割合 (2007.3)		
特徴	間接サイクル。蒸気発生器、一次冷却材ポンプが必要。タービンに放射能は行かない。	直接サイクル。タービンに放射能が行く。
原子炉圧力	およそ150気圧(15MPa)	およそ70気圧(7.0MPa)
運転基数	世界:267基、うち日本:24基	世界:89基、うち日本:26基
日本のメーカー(電力)	三菱重工(関電、九電、四電、北海道電、日本原電)	東芝、日立GE(東電、中部電、東北電、中国電、北陸電、電源開発、日本原電)
世界のメーカー	Westinghouse(米)、AREVA(仏)、ロリアトム(露)、斗山重工(韓)、上海電気他(中国)、	GE日立(米)
導入国	アメリカ、フランス、ロシア、中国、韓国、台湾、ドイツ、ベルギー他多数	アメリカ、ドイツ、台湾など

# 原子カプラントの全体図（PWR）



# 原子力発電所の内部(PWR)



# 蒸気発生器の構造（大型たて置U字管式熱交換器）

## 2次側気水分離部

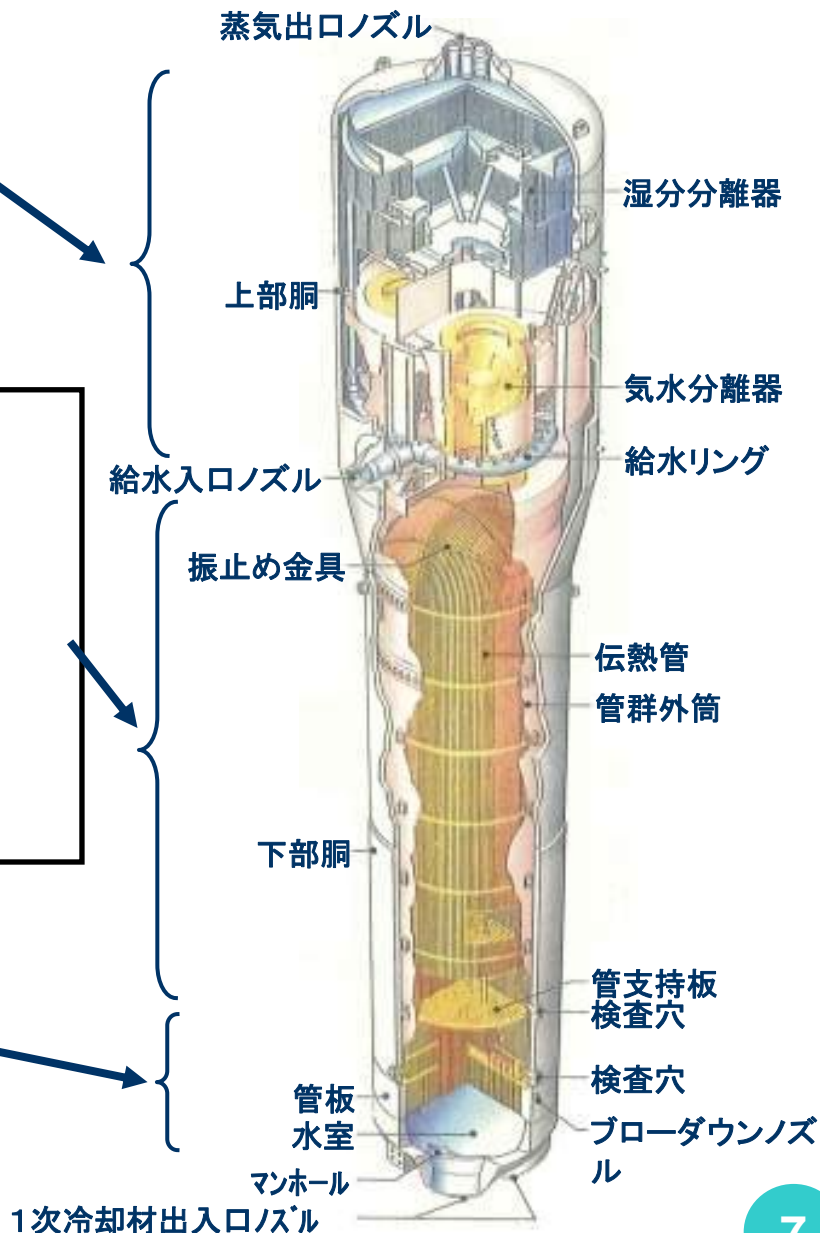
- ・気水分離器と湿分分離器を設置
- ・円筒胴部に給水入口ノズル

## 伝熱管

- ・三千数百本のU字伝熱管群
- ・伝熱管材料はニッケルクロム合金
- ・両端は管板にシール溶接、拡管
- ・直管部は管支持板、U字部は振止め金具
- ・管群外筒を設け、胴との間に円環水路形

## 1次側水室

- ・仕切板で分割、1次冷却材入口ノズルと出口ノズル





# 三菱PWRプラント建設の歩み

三菱新型  
PWR

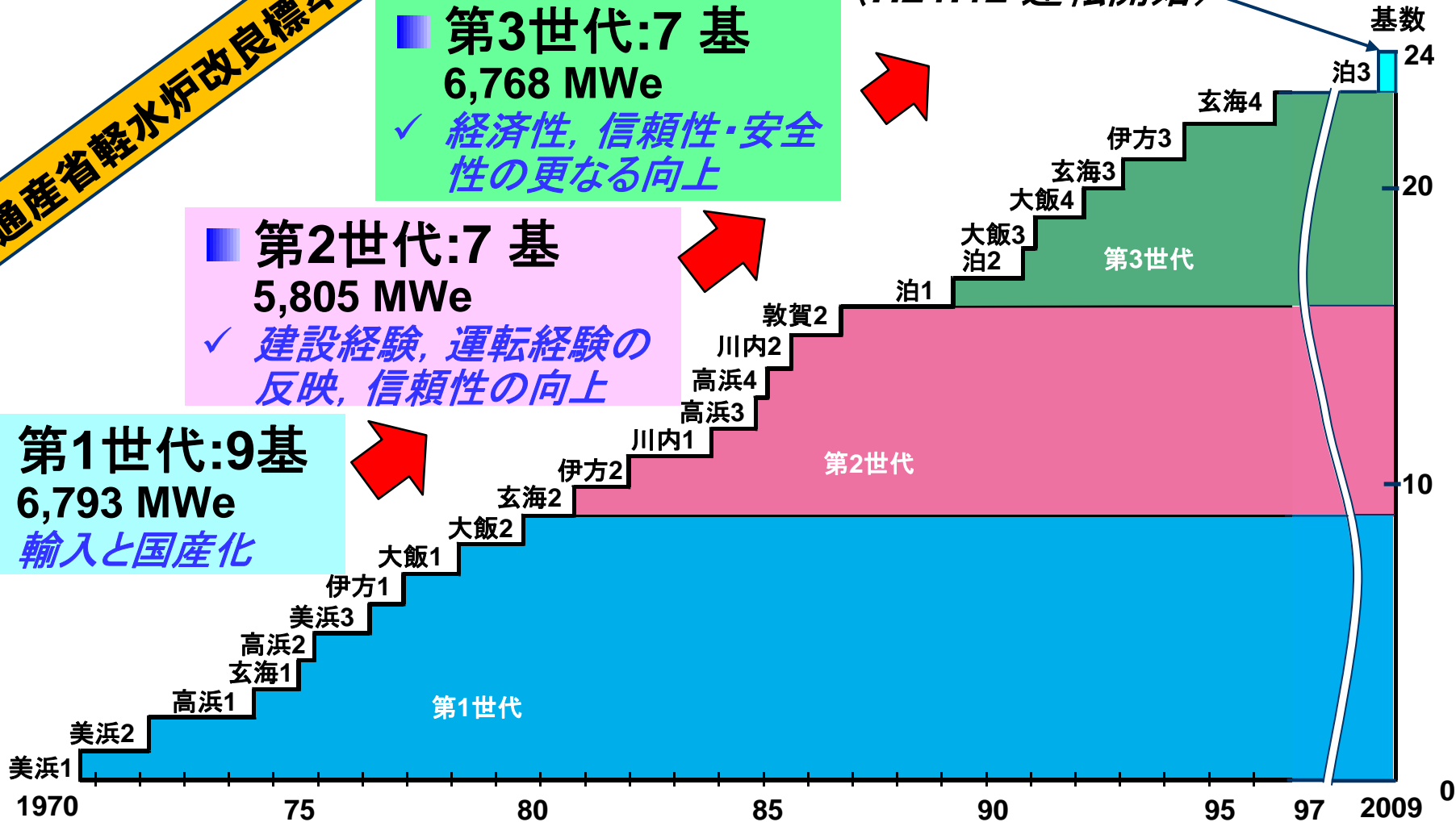
通産省軽水炉改良標準化

■ 泊3号機: 912 MWe  
✓ (H21.12 運転開始)

■ 第3世代: 7 基  
6,768 MWe  
✓ 経済性, 信頼性・安全性の更なる向上

■ 第2世代: 7 基  
5,805 MWe  
✓ 建設経験, 運転経験の反映, 信頼性の向上

■ 第1世代: 9基  
6,793 MWe  
✓ 輸入と国産化



# 設備信頼性向上の歩み

## 【第1世代】

- 米国Westinghouse社より初号機輸入、2号機以降技術導入、ソフトウェア、ハードウェアを国産化
- 初期トラブル多発：蒸気発生器(SG)、炉内構造物(CI)、燃料等に材料腐食、減肉、磨耗、流動振動等。原因究明、研究開発、再発防止対策
- 機器の国産化：原子炉容器、SG、制御棒駆動装置、一次冷却材ポンプ、CI、燃料集合体⇒約10年かけて玄海2号機で100%国産化

## 【第2世代】

- SG、CI、燃料等主要機器の設計・材料・構造など改良し信頼性向上  
⇒第1世代にもバックフィット
- 保守性、運転操作性、耐震性、機器品質向上、建設性、被ばく低減

## 【第3世代】

- SG、インコネル合金溶接部などに経年劣化トラブル発生、原因究明、研究開発、再発防止対策⇒第1、2世代にもバックフィット
- 安全性、経済性、設計合理化、耐震性、運転操作性

## 【APWR】

- 出力増大、安全性、信頼性、経済性など日本型PWR集大成  
⇒泊3号機に反映(H21年12月運転開始、最新鋭原子力)

# 蒸気発生器の伝熱管損傷発生部位と現象

振止め金具 (AVB) 部  
摩耗減肉 (2次側)

小径Uベント部  
応力腐食割れ (1次側)

管支持板部  
りん酸減肉 (2次側)

最上段管支持板部  
疲労損傷 (2次側)

※ 関電美浜2号機伝熱管破断事故 (1991. 2. 9)

管支持板部 IGA (2次側)

管板上面直下部  
IGA (2次側)

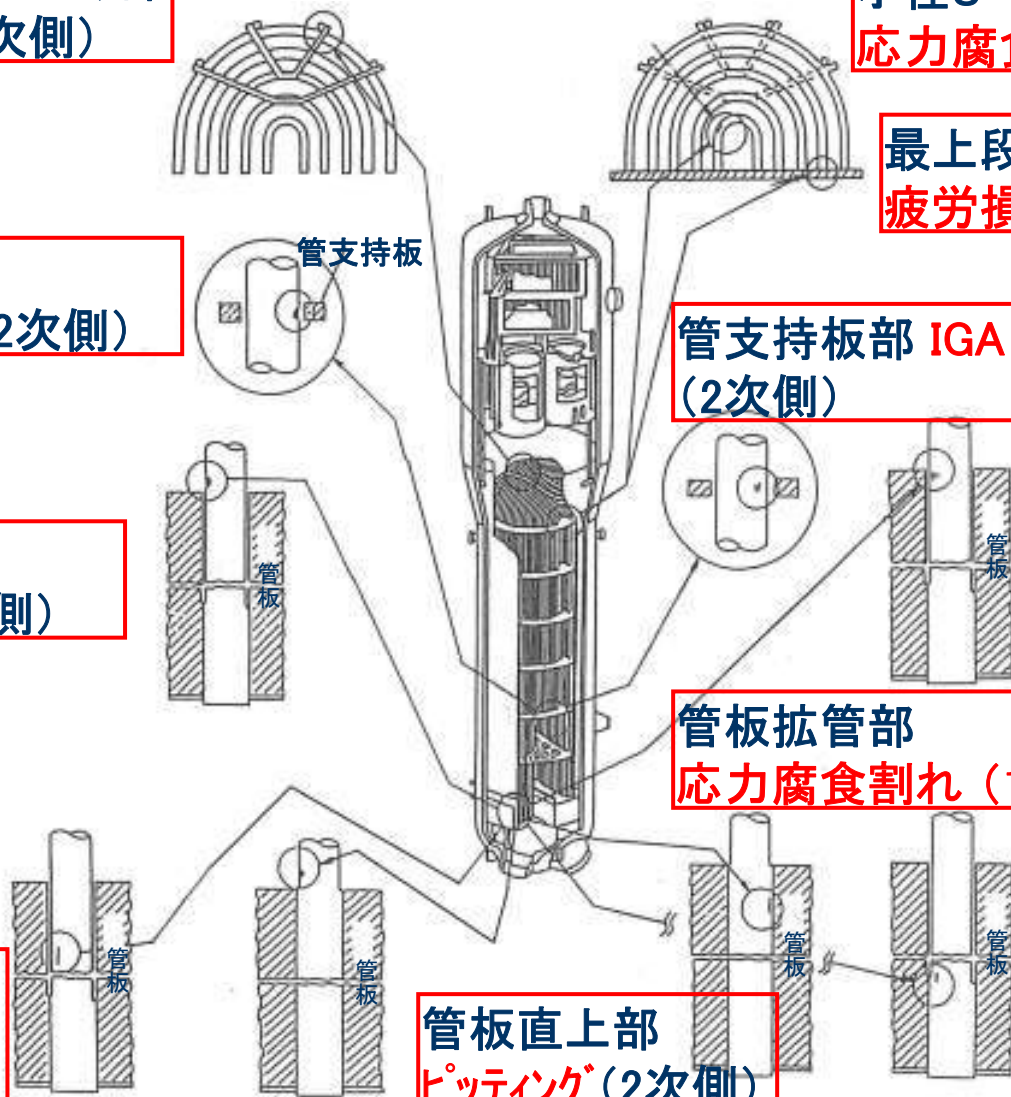
管板直上部  
りん酸減肉 (2次側)

管板拡管部  
応力腐食割れ (1次側)

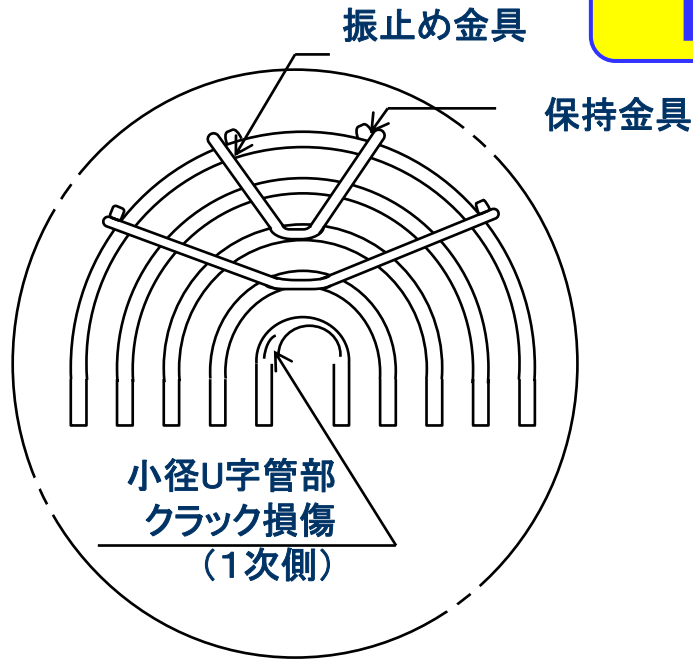
管板クレビス部  
応力腐食割れ (2次側)

管板直上部  
ピitting (2次側)

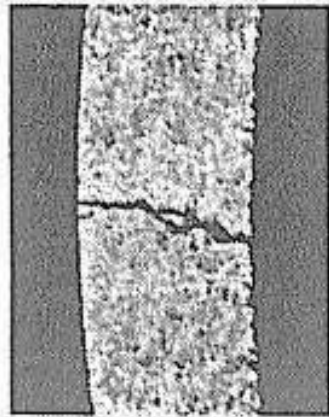
拡管境界部  
応力腐食割れ (1次側)



# PWSCC発生状況

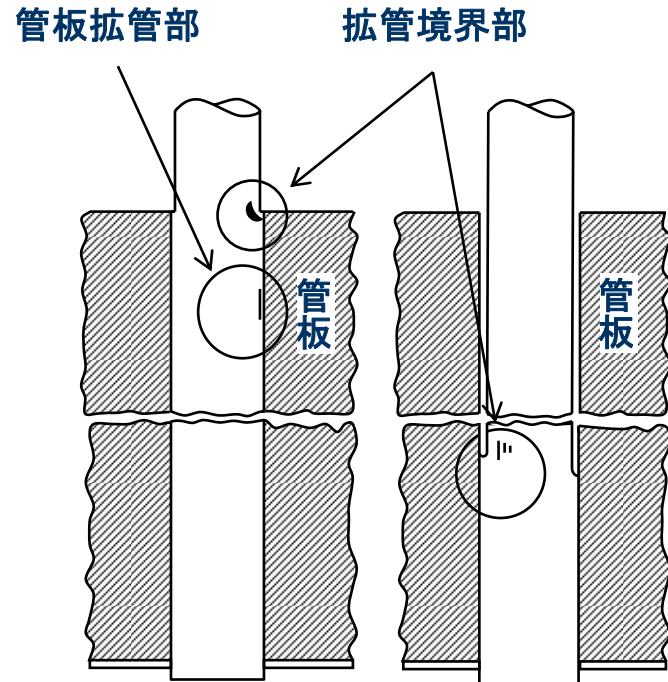


応力腐食割れ(1次側):  
PWSCC : Primary Water Stress  
Corosion Cracking



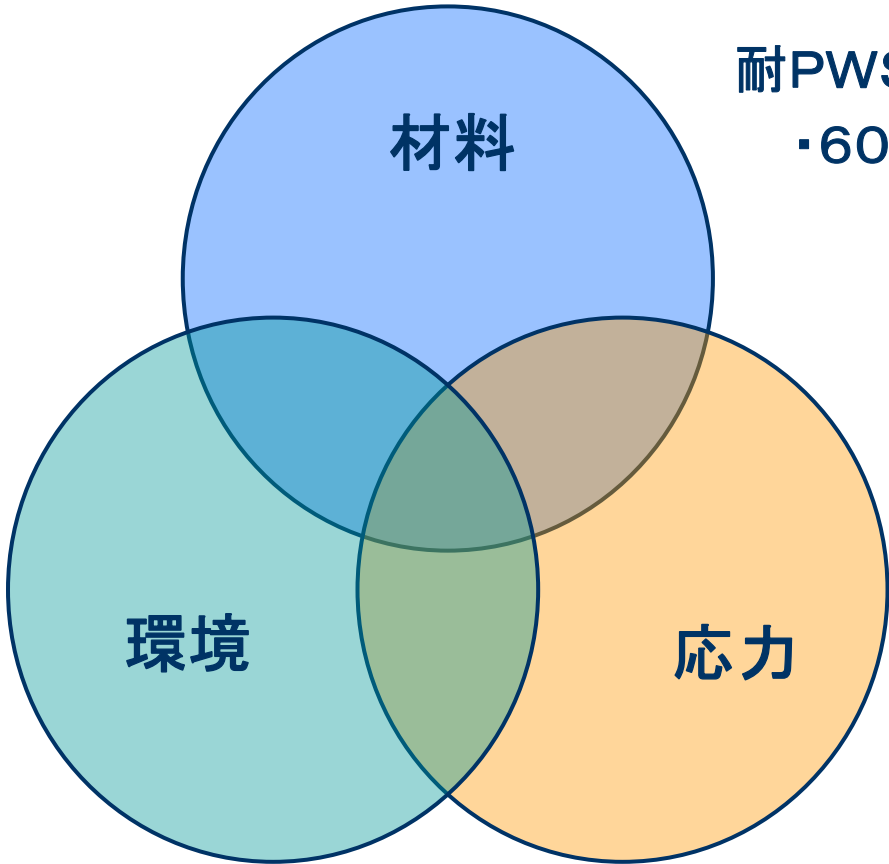
二次側                      一次側

U字管部



管板部

# PWSCC対策



耐PWSCC材料

- ・600合金→690合金

引張応力低減

- ・拡管方法 改善

  - 全厚ローラ拡管→液圧拡管

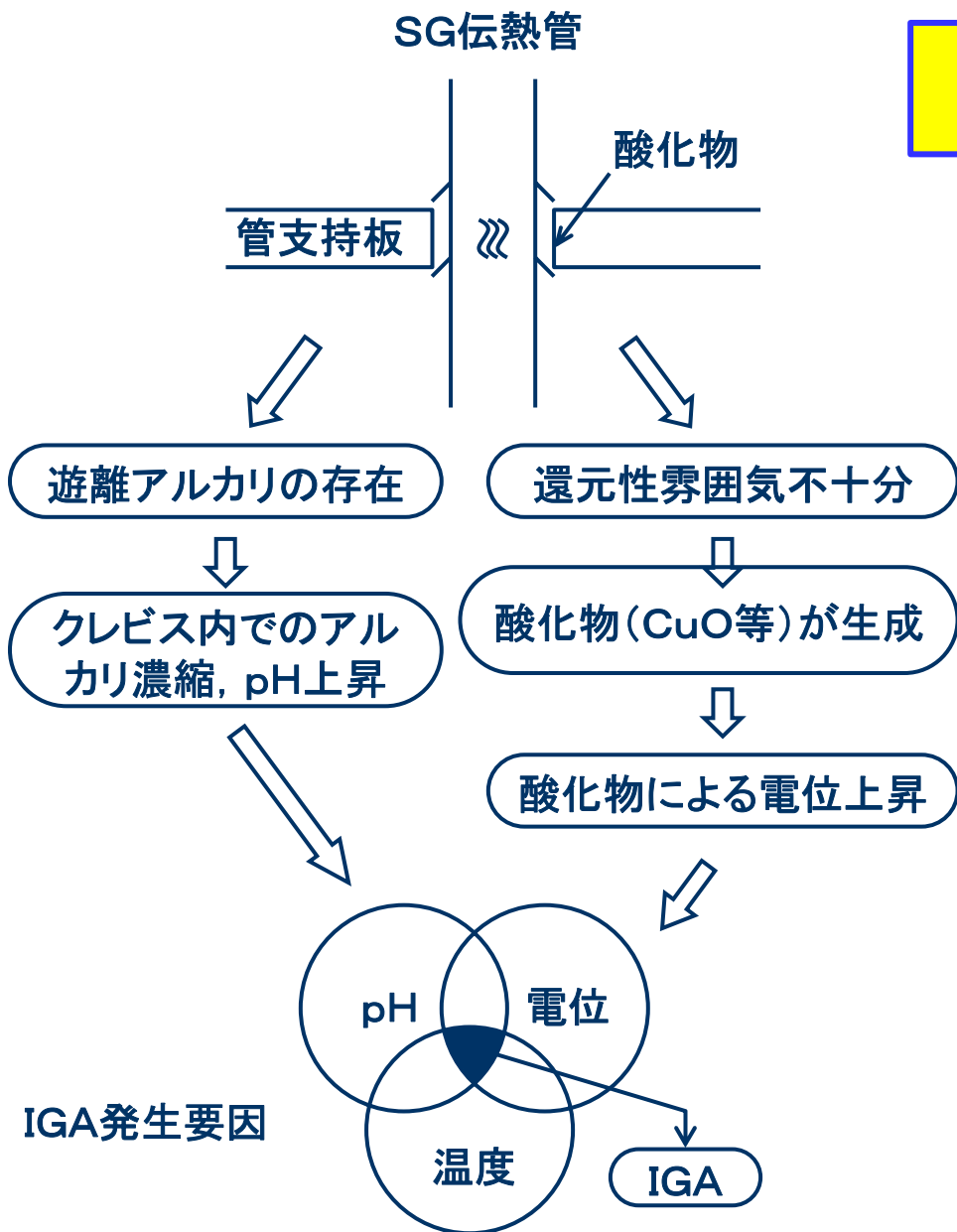
- ・小曲げ半径管SR

  - SR: Stress Relief Annealing  
(応力除去焼鈍)

- ・ショットピーニング

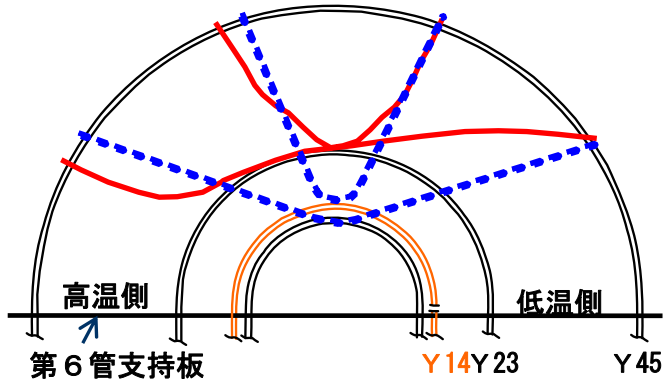
# IGA抑制対策

1. 2次系水清浄度管理の強化  
アルカリ生成源除去のため、  
復水脱塩装置（コンデミ）  
とクリーンアップ系の組み  
合せ
2. ほう酸注入  
酸化被膜中へのボロン取込  
みによる耐食性向上
3. SG内スラッジ除去  
高压ジェット水による洗浄



# 関電美浜2号機伝熱管破断事故（1991. 2. 9）

—: 美浜2号ASG      - - - : 設計要求



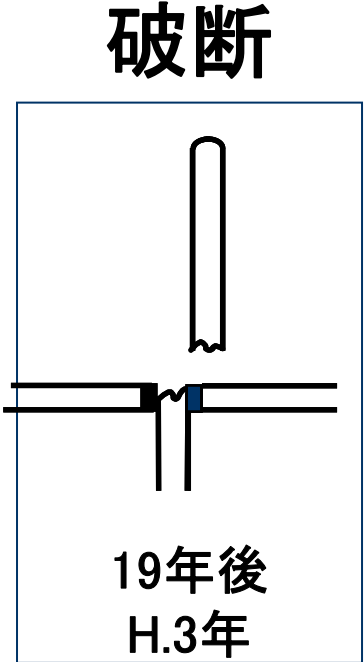
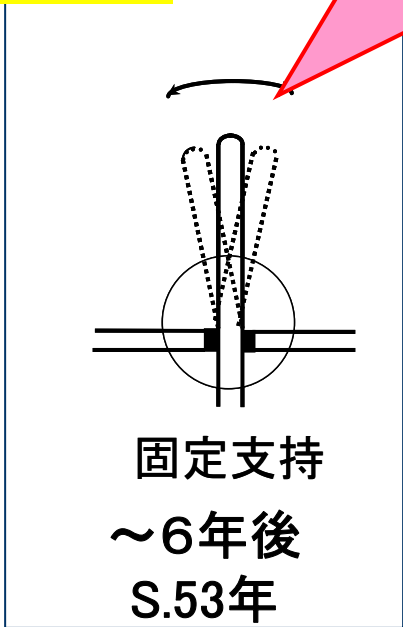
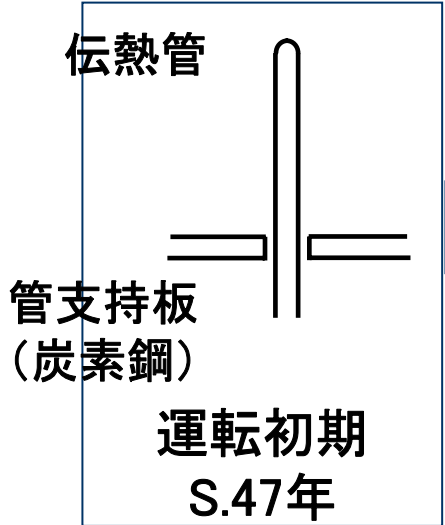
振止め金具の挿入不十分で支持されない伝熱管が流力弾性振動により19年後に破断。

国産初号機。1968年当時、振れ止め金具の設計根拠を把握してなかった。  
 ⇒ **全設備の設計根拠整備活動を展開**

## 振止め金具の状況(推定)

## 流力弾性振動発生

## フレッチング疲労の進展



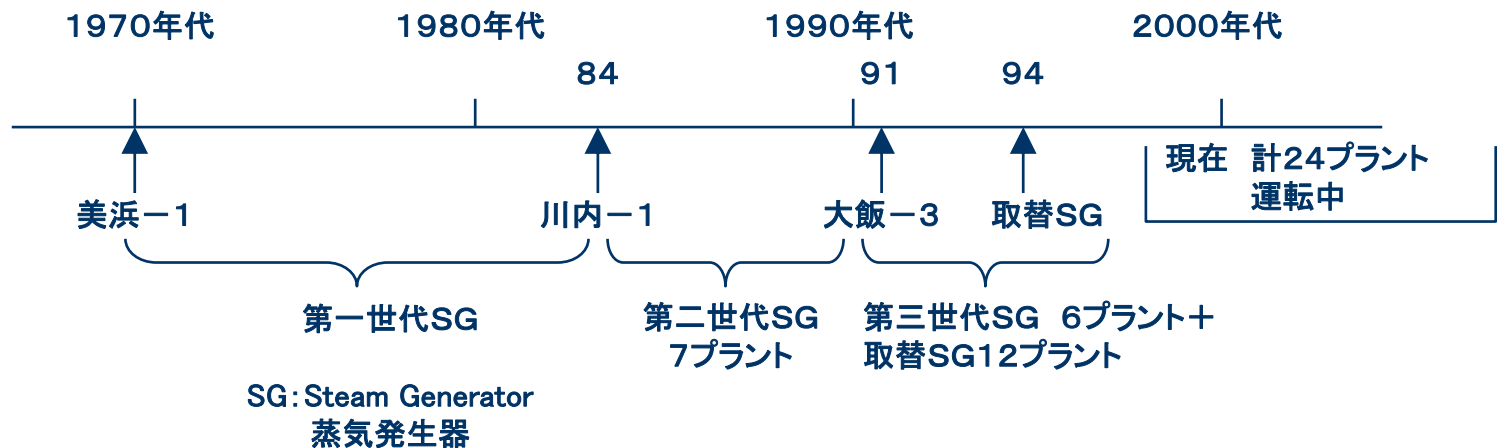
# 蒸気発生器の改良開発の歴史

歴年	'70	'71	'72	'73	'74	'75	'76	'77	'78	'79	'80	'81	'82	'83	'84	'85	'86	'87	'88	'89	'90	'91	'92	'93	'94	'95	'96	'97	'98	'99
プラント (運転開始)	△ M1		△ M2		△ T1	△△ G1T2	△ M3	△ I1		△△ O1O2		△ G2	△ I2		△ S1	△△ T3T4	△ S2	△△ GT2		△ HT1		△ HT2	△△ O3O4		△△ G3I3				△ G4	
	M:美浜、T:高浜、O:大飯、I:伊方、G:玄海、S:川内、GT:敦賀、HT:泊																													
損傷状況	<p>← 減肉 →</p> <p>← クレビス部 SCC →</p> <p>← 小径Uベント部 PWSCC →</p> <p>← 管支持板部 IGA →</p> <p>← AVB部 摩耗減肉 →</p> <p>← 管板部 PWSCC →</p>																													
水質管理	<p>← りん酸塩処理 →</p> <p>← 揮発性薬品処理 →</p> <p>← ほう酸注入 →</p> <p>← 高ヒドラジン注入 →</p>																													
検査技術	<p>← ボビンプローブ →</p> <p>← パンケーキ型プローブ(8×1) →</p> <p>← 回転型プラスポイントプローブ (インテリジェントECT) →</p>																													
補修技術	<p>← 溶接栓 →</p> <p>← メカニカルプラグ(600合金) →</p> <p>← クレビス閉鎖 →</p> <p>← AVB取替 →</p> <p>← 溶接スリーブ →</p> <p>← ろう付スリーブ →</p> <p>← レーザ溶接スリーブ →</p>																													
取替	<p>△ M2蒸気発生器 伝熱管破断</p> <p>△ 蒸気発生器取替</p>																													

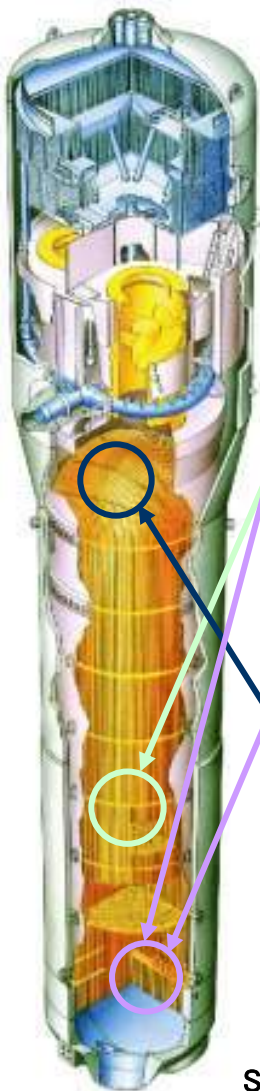


# 蒸気発生器伝熱管損傷状況と設計改良の変遷

設計段階		第一世代SG	第二世代SG	第三世代SG
プラント名		美浜-1, 2, 3 高浜-1, 2 玄海-1, 2 大飯-1, 2 伊方-1, 2	川内-1, 2 高浜-3, 4 敦賀-2 泊-1, 2	大飯-3, 4 玄海-3, 4 伊方-3 泊-3 取替SG
伝熱管材料		MA600	TT600	TT690
管支持板設計/材料		丸穴型/炭素鋼	BEC/SUS	BEC/SUS
拡管法		全厚ローラ拡管	液圧拡管	液圧拡管
伝熱管損傷	1次側	○(8プラント)	○(4プラント)	—
	2次側	○(9プラント)	—	—
	AVB部摩耗	○(5プラント)	○(5プラント)	—
SG取替		全プラント	1プラント	—



# 蒸気発生器の水処理・構造・材料の改善



腐食減肉	2次系水質:りん酸塩( $PO_4$ )処理⇒揮発性薬品(AVT)処理
IGA(外面)	管支持板管穴改善 
PWSCC(内面)	応力改善:管板部部分ローラ拡管 ⇒ 全厚液圧拡管 
振止め金具摩耗減肉	振止め金具による支持点数増加:V型 2本組 ⇒ 3本組
PWSCC(内面) IGA(外面)	伝熱管材料の改良 <b>MA600</b> $\xrightarrow{\text{特殊熱処理}}$ <b>TT600</b> $\xrightarrow{\text{Cr量増加}}$ <b>TT690</b>

SCC : Stress Corrosion Crack (応力腐食割れ)

IGA : Inter Granular Attack (粒界損傷)

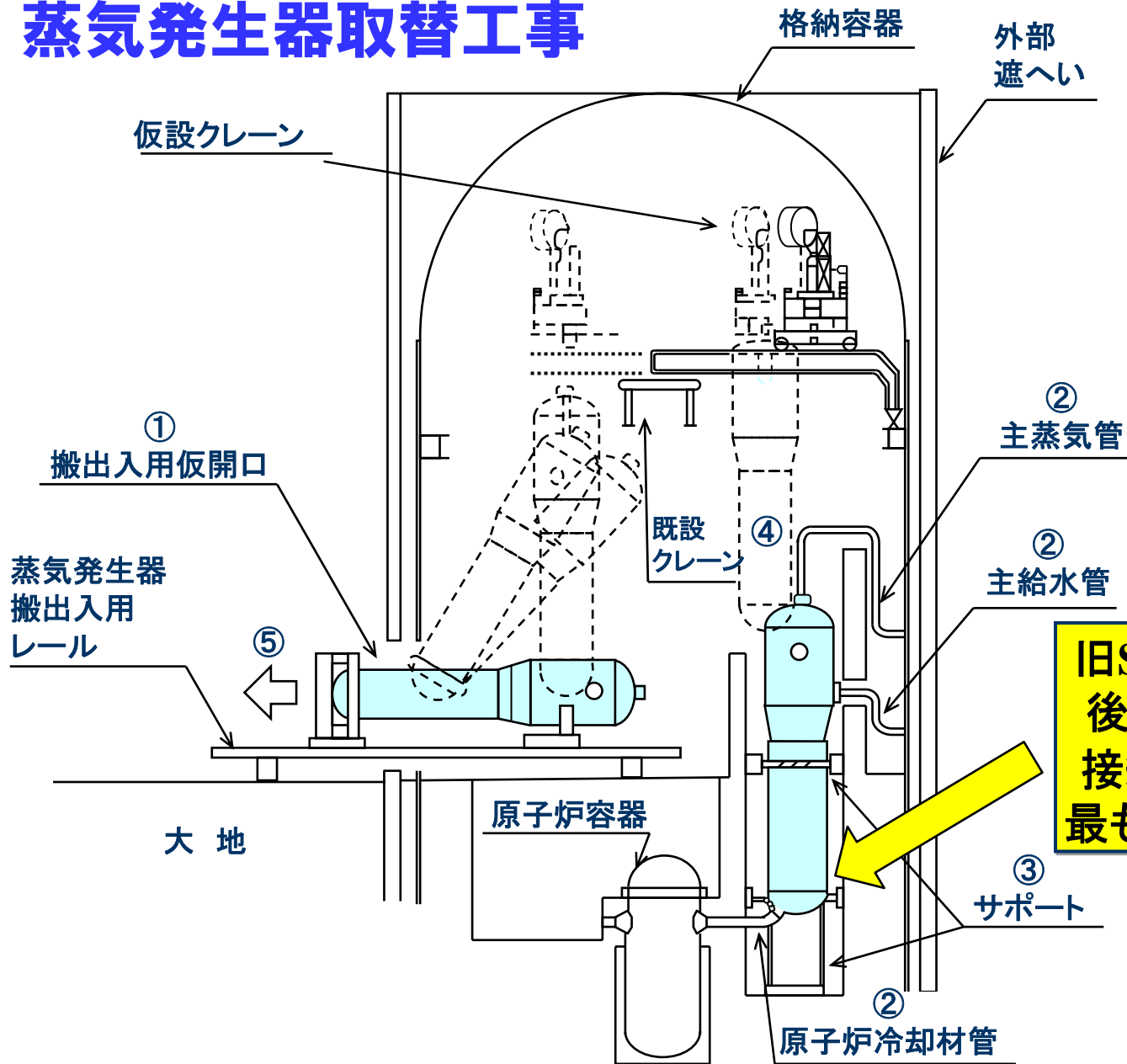
MA : Mill Annealed Alloy (従来型インコネル)

TT : Thermal Treatment (特殊熱処理インコネル)

600合金(Ni74,Cr15,Fe10)

690合金(Ni60,Cr30,Fe9)

# 蒸気発生器取替工事



旧SG切断除去後、新SGと管接続合わせが最も困難な課題

# もくじ

## 1. PWRの改良の歩みと蒸気発生器(SG)の信頼性向上

*PWRの最重要機器であるSGの信頼性向上への弛みない改良の道のりと教訓*

## 2. PWR主要機器の予防保全

*先行事例や経年劣化研究成果により予防保全の事例、メーカーの体制、トラブルの未然防止と信頼性向上活動*

## 3. 寿命40年問題～老朽化と高経年化

## 4. 将来の新型PWR開発の現状

*導入技術・建設経験・運転経験を集大成したAPWR、US-APWR、EU-APWR、ATMEA、次世代軽水炉*

## 5. まとめ

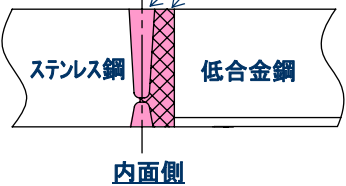
# 事例① 600合金の保全対策

## (1) 600合金使用部位 原子炉容器

### ①冷却材出入口管台 セーフエンド継手

管台セーフエンド継手構造例

600合金継手溶接 600合金パテリング

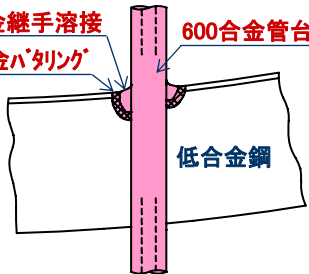


### ②制御棒駆動装置用管台 及びJ溶接部

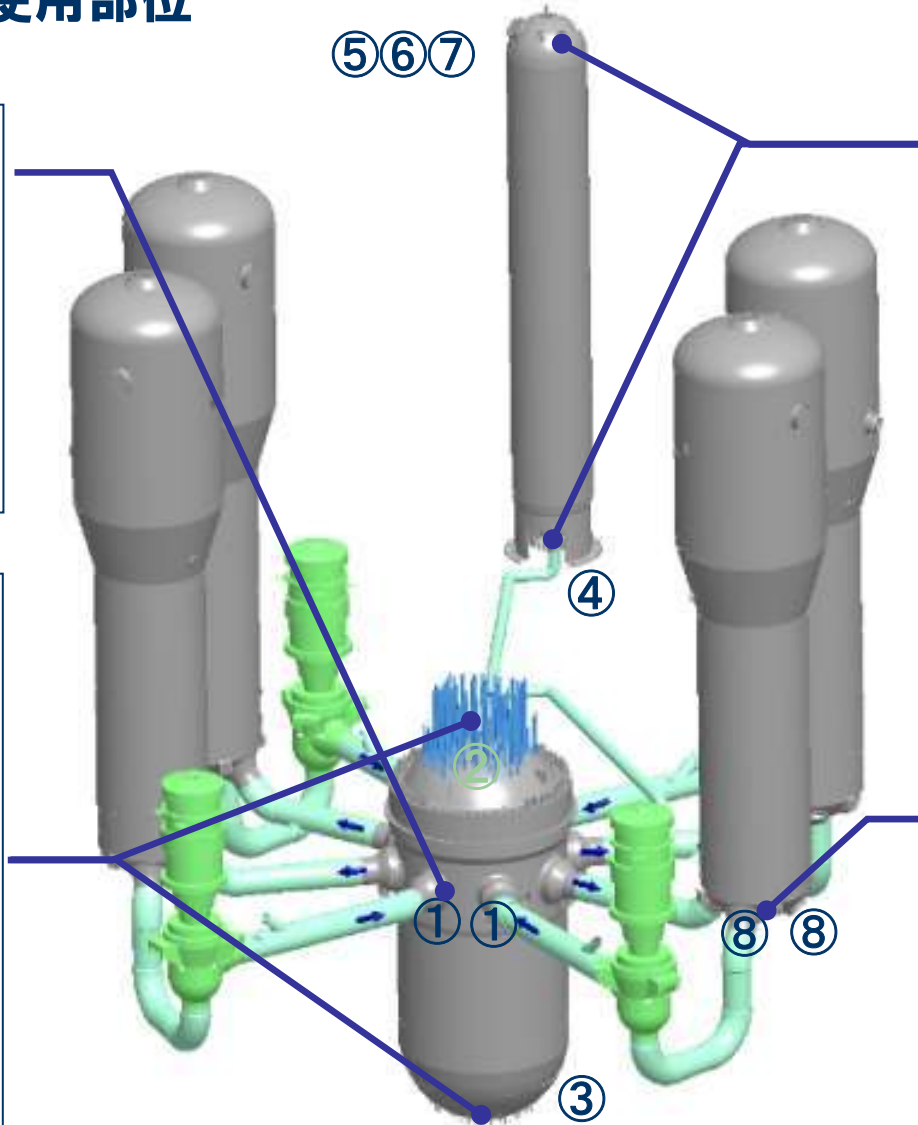
### ③炉内計装筒管台 及びJ溶接部

炉内計装筒管台J溶接部継手構造例

600合金継手溶接  
600合金パテリング



⑤⑥⑦



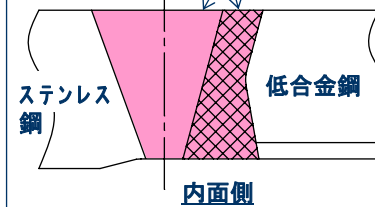
## 加圧器

- ④サージ用管台
- ⑤スプレイライン用管台
- ⑥安全弁用管台
- ⑦逃がし弁用管台

セーフエンド継手

管台セーフエンド継手構造例

600合金継手溶接 600合金パテリング

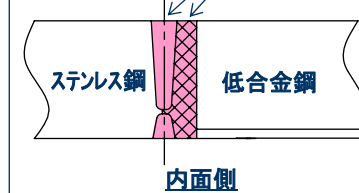


## 蒸気発生器

### ⑧冷却材出入口管台 セーフエンド継手

管台セーフエンド継手構造例

600合金継手溶接 600合金パテリング



600合金は低合金鋼(管台)とステンレス鋼(セーフエンド)を接続するため、  
度面・材料面から使用してきた。近年は690合金を適用。

強

## (2) 国内PWRプラントへのPWSCC対策の取り組み

- SCCの3要素(材料、応力、環境)に対して技術開発し、実機へ適用 (PWSCC:一次系水中のSCC)

### 【690合金素材開発】

耐PWSCC材料の開発

⇒大型機器取替(SGR、VHR)で採用



VHR(原子炉容器上蓋取替)状況

### 【690合金現地溶接技術】

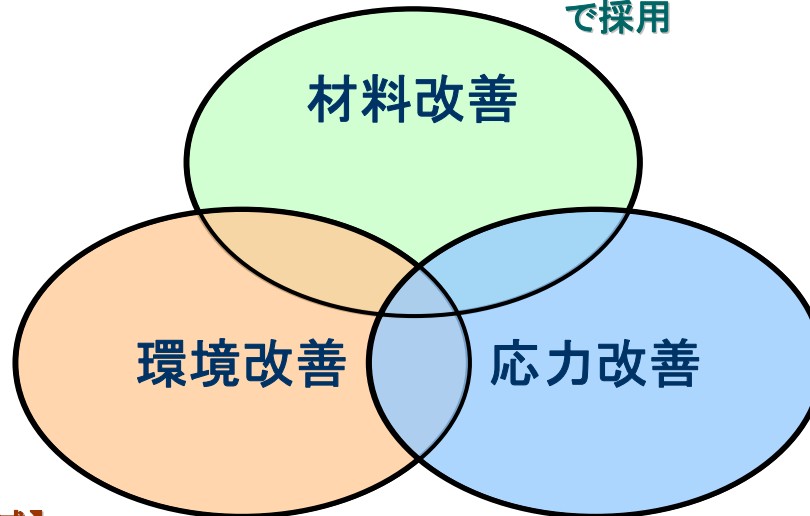
スプール取替やクラディング等の

現地溶接技術の確立

⇒RVクラディング、  
SG管台緊急補修等  
で採用



原子炉容器出口管台  
内面クラディング状況



### 【環境温度低減】

プラント性能に影響しない部位

(原子炉容器上蓋頂部)への適用

### 【圧縮残留応力付与工法】

ピーニング技術の効果を確認後、装置化・実用化

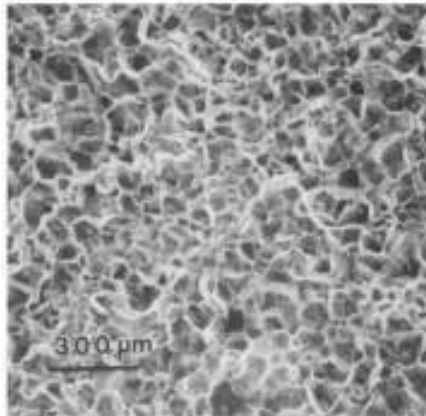
⇒実機保全工事として全プラントへ展開

# 事例② 炉内構造物のIASCC対策

## バッフルフォーマボルト (BFB) の損傷

### バッフルフォーマボルト (BFB)のIASCC

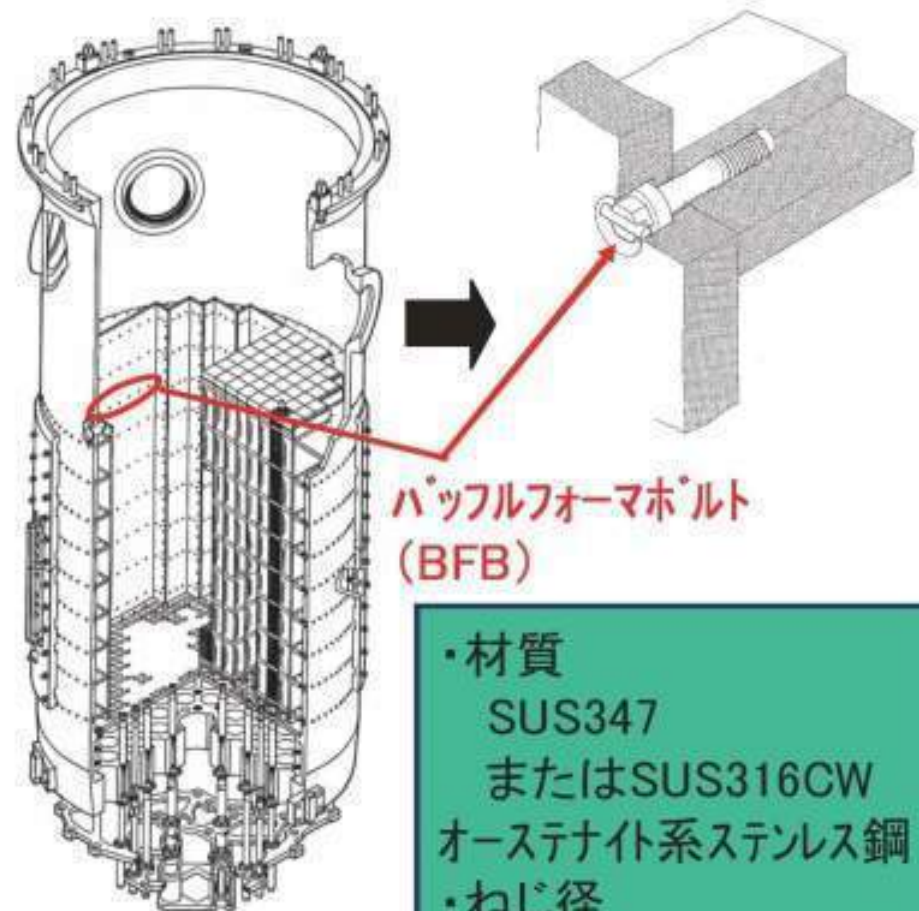
- 1989年フランスのPWRプラントで、バッフルフォーマボルト (BFB) の損傷 (粒界割れ) を確認。国内の損傷事例無し。



フランスBugeyの  
BFB首下の割れ破面状況

出典: Cauvin, R., et al.: Proc. Int. Symp. on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors, p.54(1994)

- 中性子照射によって生じる照射誘起応力腐食割れ (IASCC) と判明。



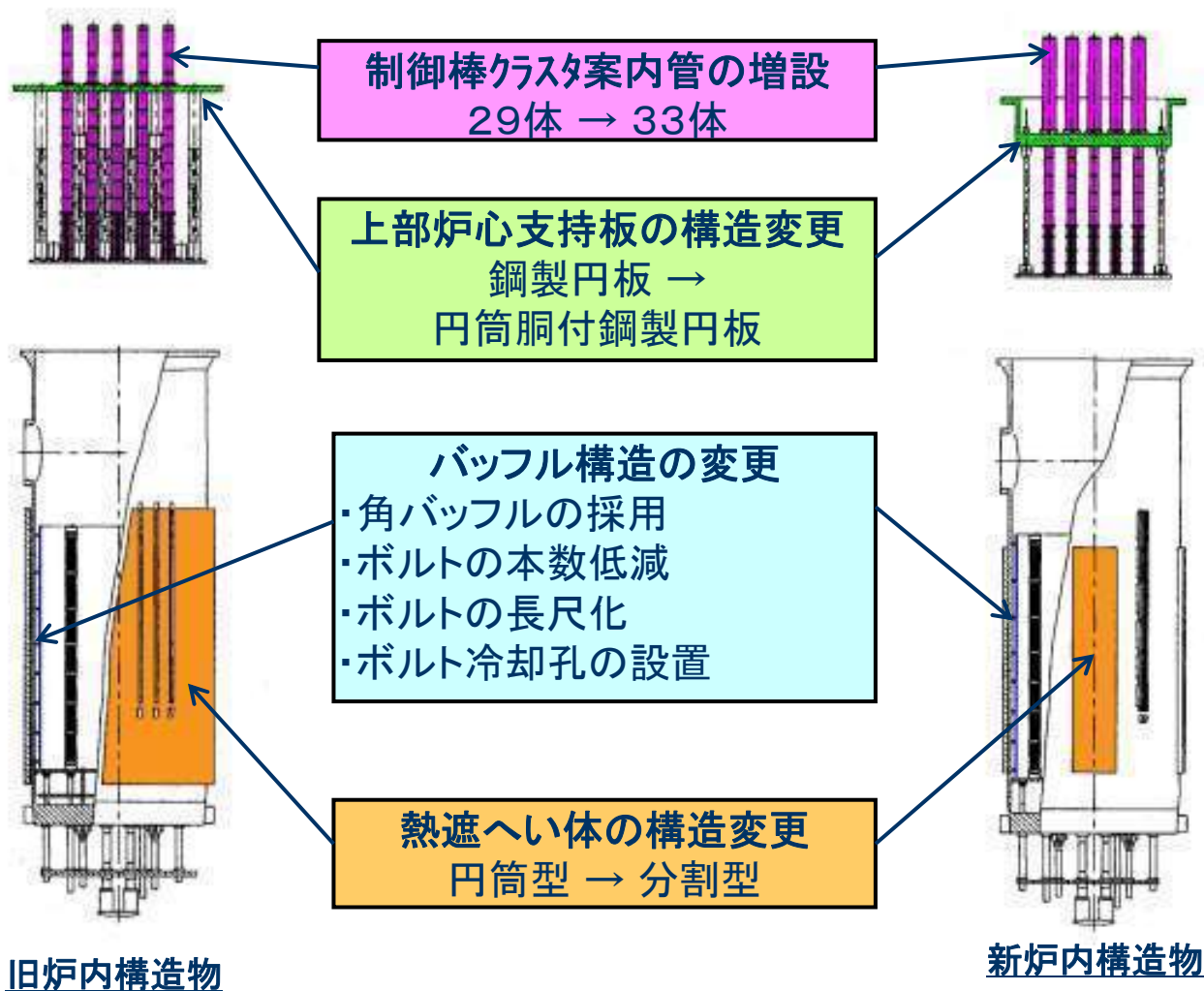
バッフルフォーマボルト  
(BFB)

下部炉内構造物

- ・材質  
SUS347  
またはSUS316CW  
オーステナイト系ステンレス鋼
- ・ねじ径  
5/8 インチ (約16mm)

# 炉内構造物全体取替（世界初の予防保全工事）

## 最新設計の新炉内構造物



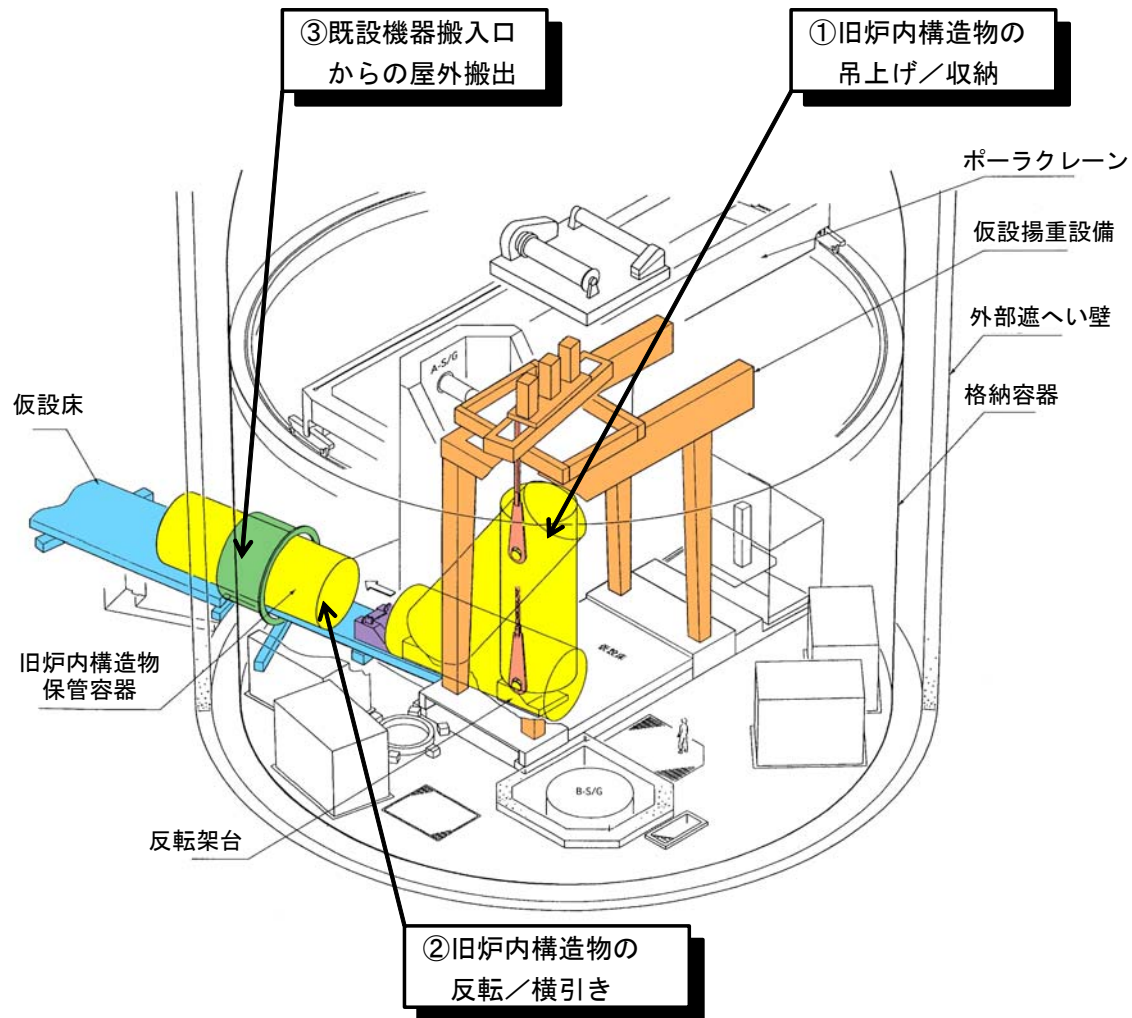
旧炉内構造物

新炉内構造物



# 旧炉内構造物一体撤去工法

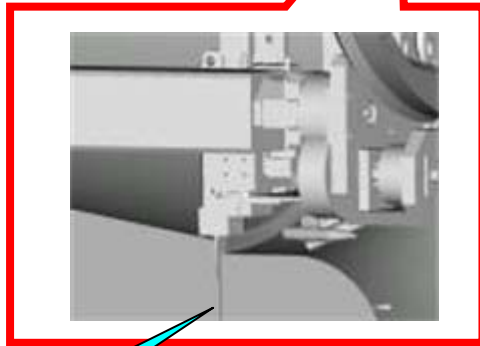
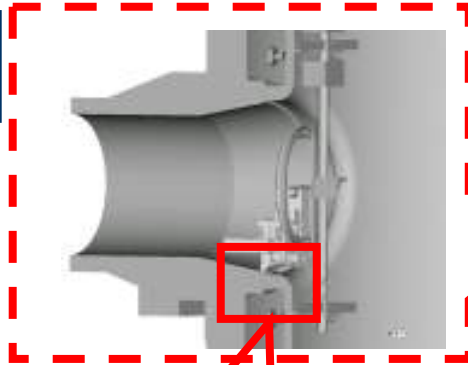
## CV機器搬入口を利用した旧CIの搬出工法



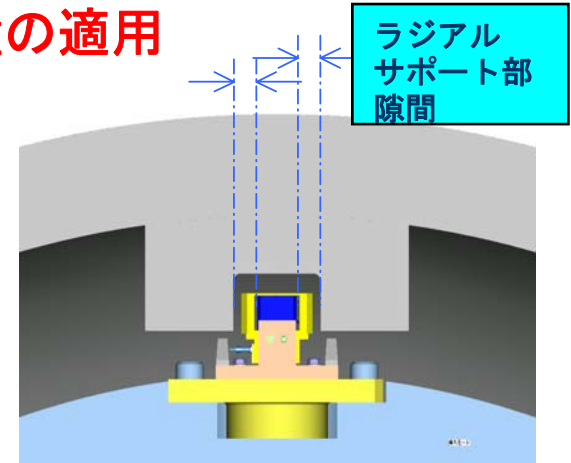
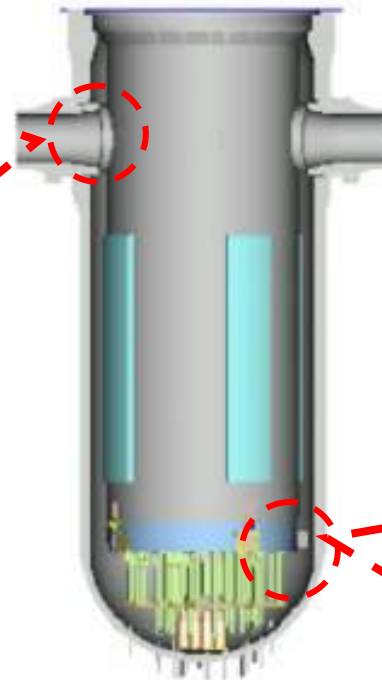
# 新炉内構造物の据付工法と実績

## 水中高精度遠隔隙間計測装置の適用

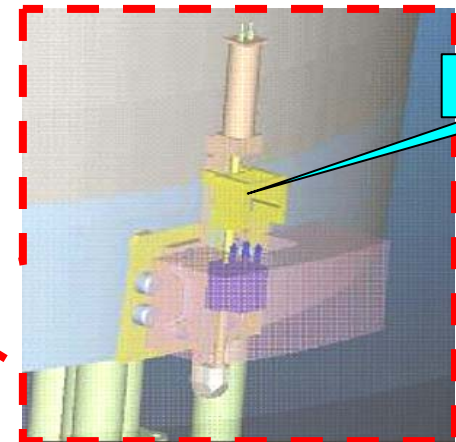
出口ノズル部  
隙間計測装置



ゲージ



ラジアル  
サポート部  
隙間



計測端子

ラジアルサポート部隙間計測装置

	据付実績
出口ノズル部隙間	1.4mm
ラジアルサポート部隙間	0.4mm

# 新炉内構造物の据付工法と実績

## 新CIの据付状況

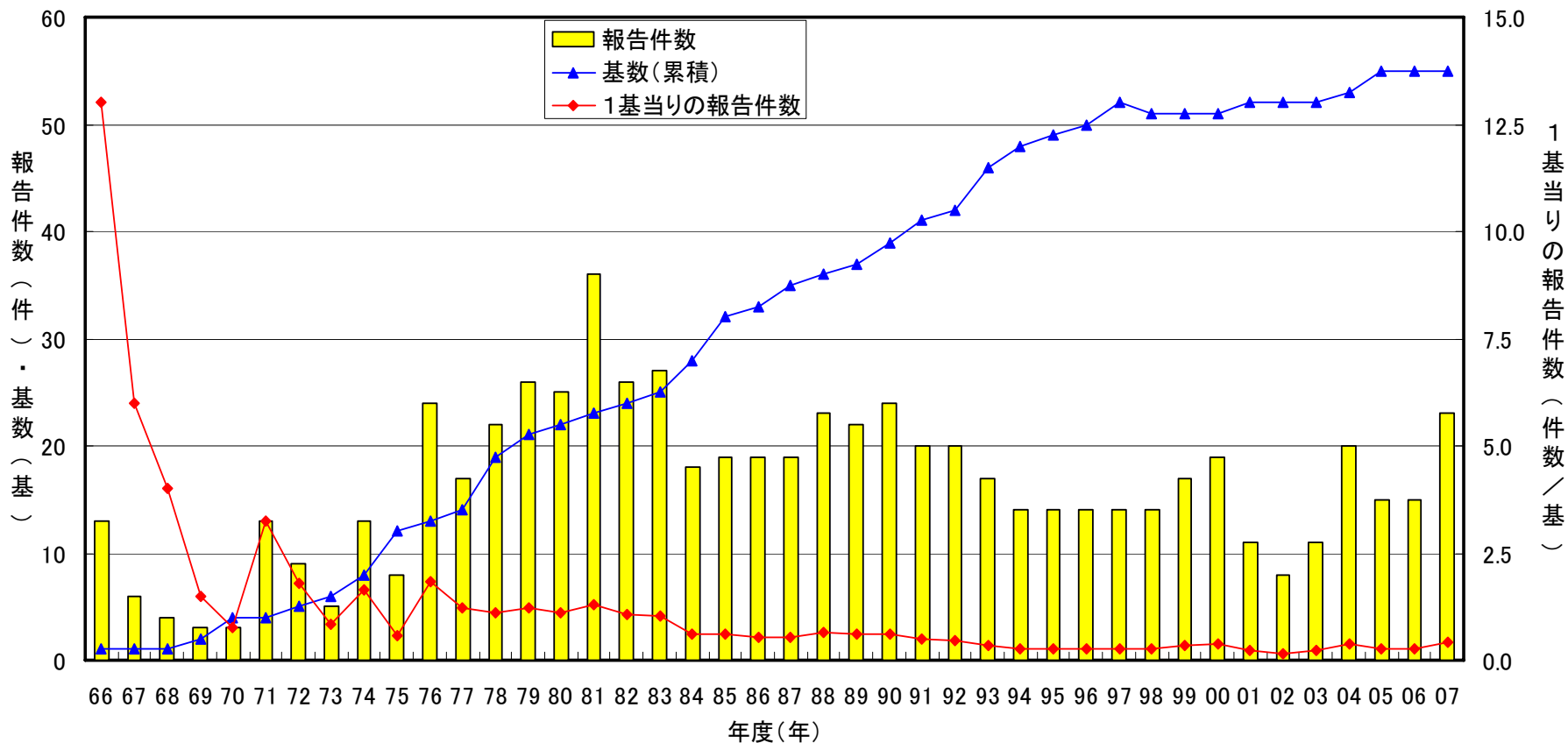


新CI(UCI)の据付状況



新CI(LCI)の据付状況

# 定期検査の評価（トラブル件数）

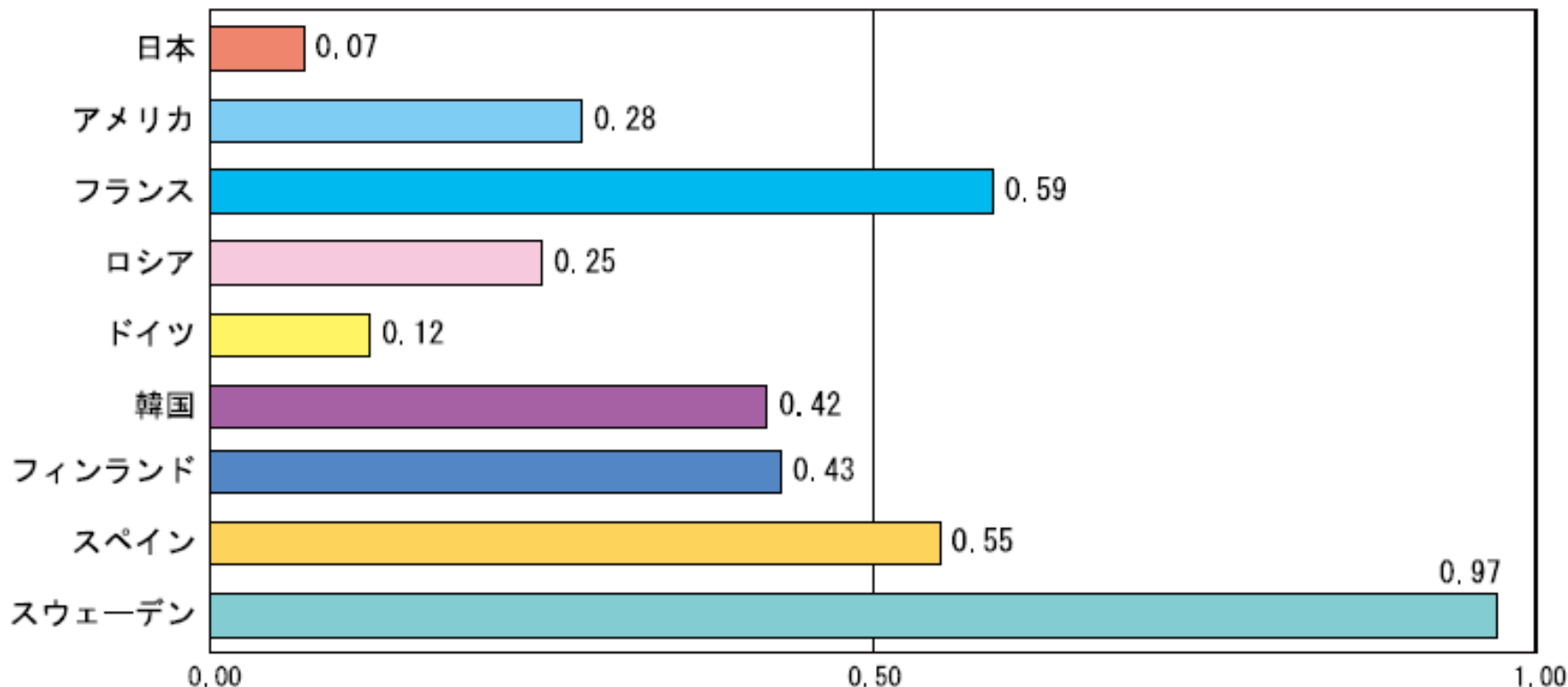


[出典] 独立行政法人 原子力安全基盤機構:平成20年版(平成19年度実績)原子力施設運転管理年報

- トラブルの件数は、プラント基数・運転年数の増加にも拘らず減少傾向
- 徹底した原因究明と対策の反映、きめ細かな予防保全対策の成果

# わが国の原子力発電所の計画外停止は世界一少ない

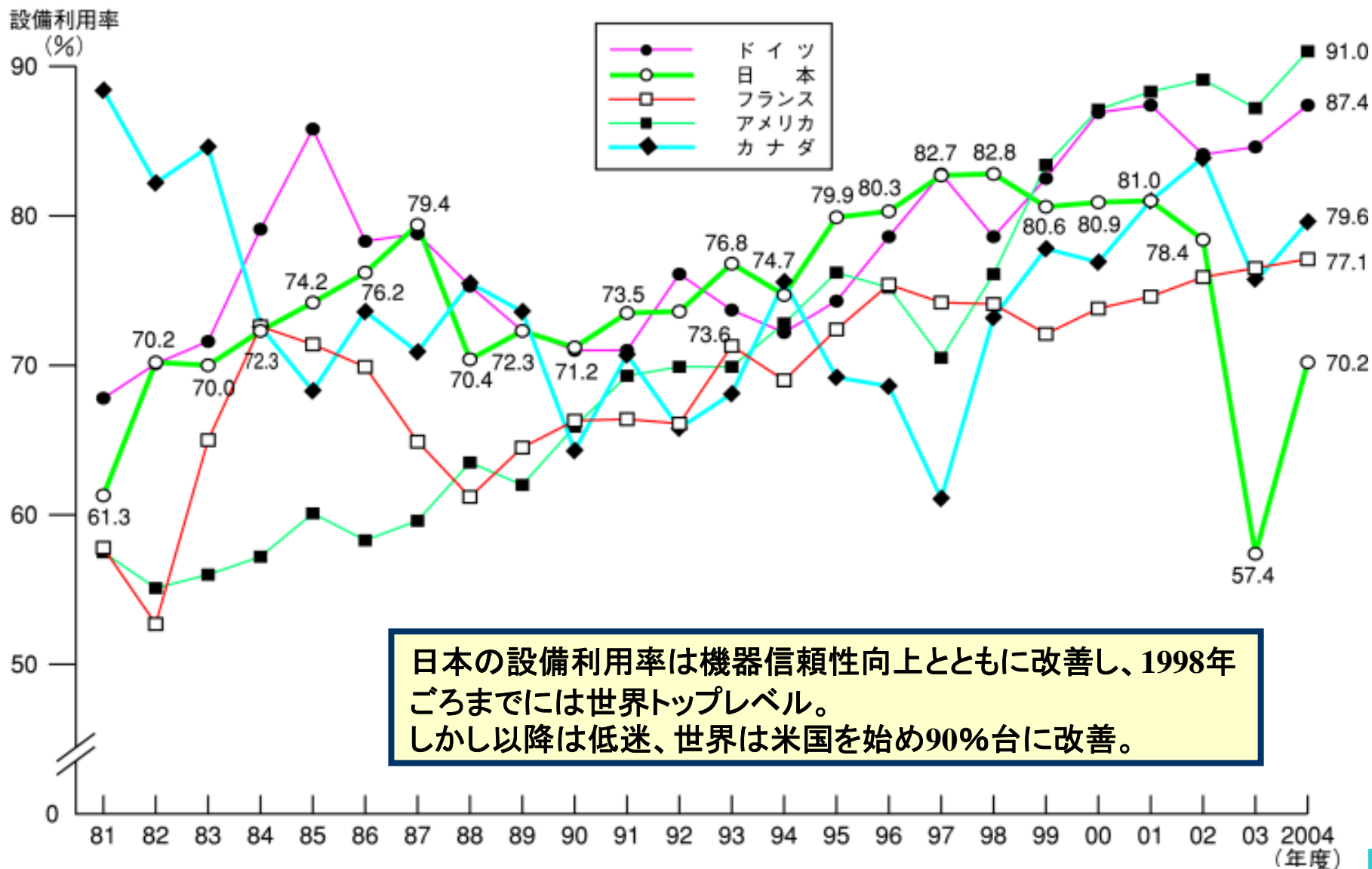
(2008年)



7,000時間当たりの計画外自動スクラム割合

$$\left( = \frac{\text{運転期間中の計画外自動スクラム回数} \times 7,000}{\text{原子炉運転時間}} \right)$$

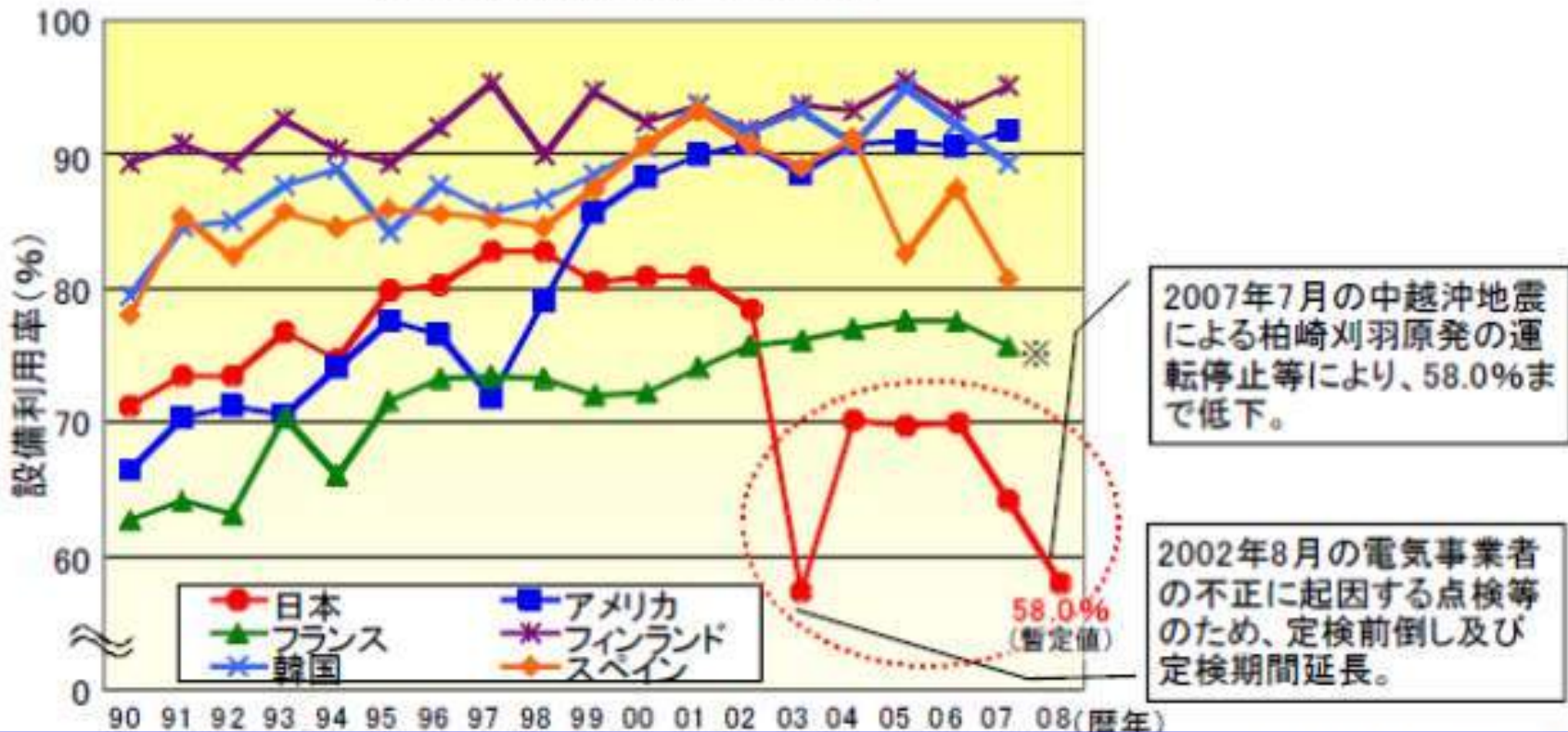
# 世界の原子力発電の設備稼働率



日本の設備利用率は機器信頼性向上とともに改善し、1998年ごろまでには世界トップレベル。しかし以降は低迷、世界は米国を始め90%台に改善。

# 設備利用率の推移

世界の設備利用率との比較



○我が国の原子力発電所の設備利用率は、設備トラブル対策により改善。1990年代後半には80%台を達成。

○その後、2002年東電問題、2004年美浜3号機人身事故、2007年中越沖地震等により、トラブルと国の規制強化の負のスパイラルにより、設備利用率は80%を大きく低下。

○ただし、2007年度はPWRは75.7%、BWRは51.5%、平均61%

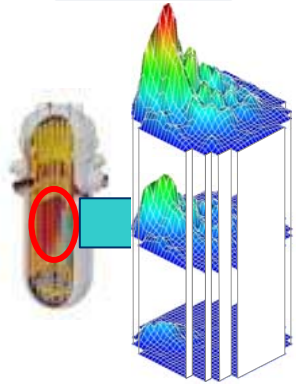
下  
た

# プラントメーカーは開発からアフターサービスまで

## 三菱重工の例



ホットセル施設



安全解析技術(制御棒飛び出し時)



超大型複合工作機



超大容量クレーンによるCV工期短縮



水中UTロボット(原子炉容器欠陥探傷)



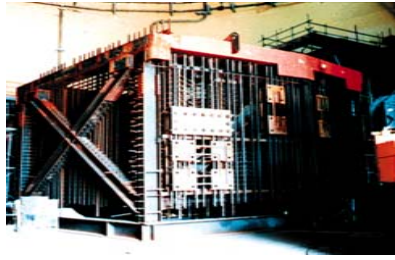
APWR炉内流動試験設備



3D-CADによる配置・配管設計



電子ビーム溶接装置

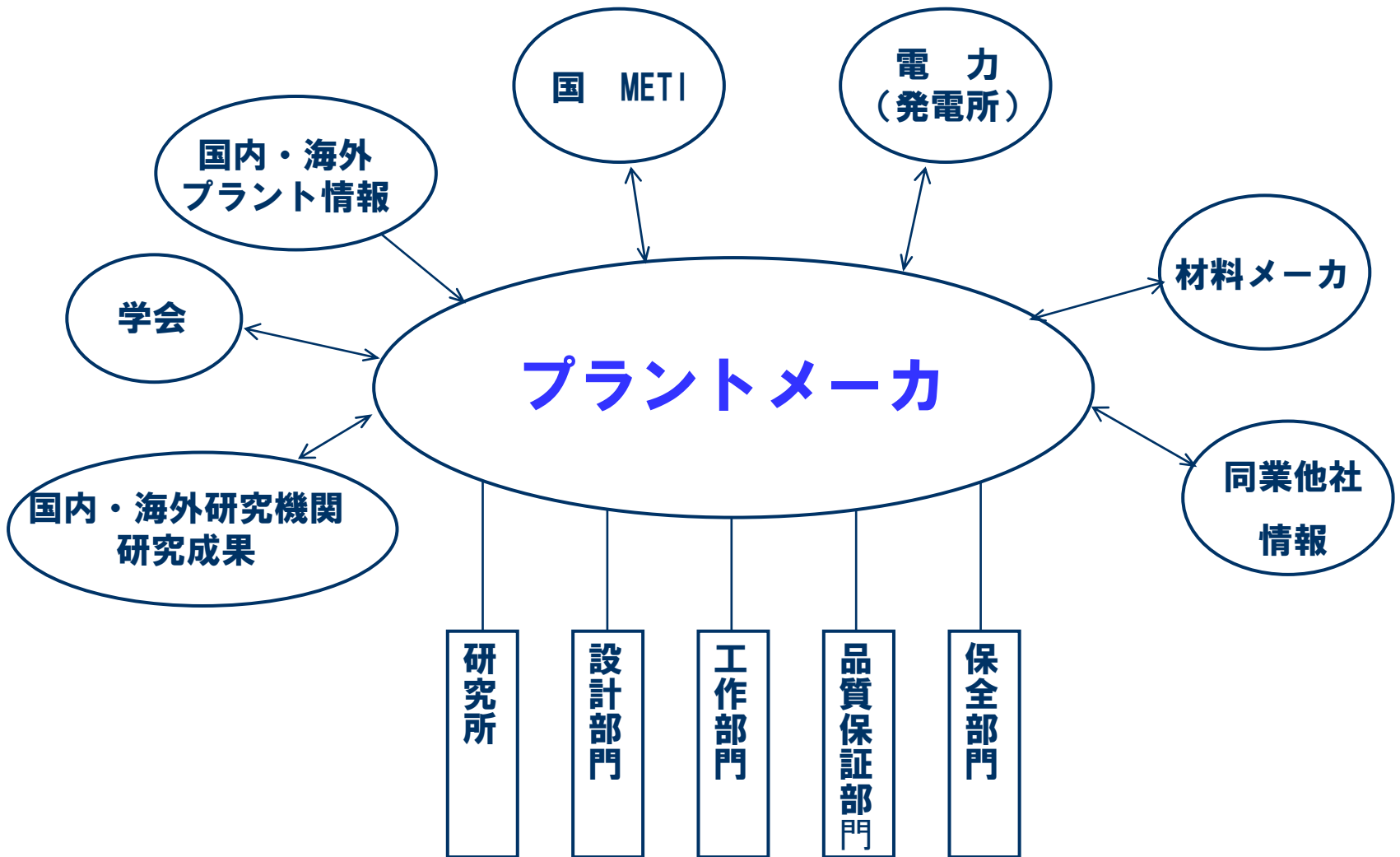


プレハブ大型ブロック工法



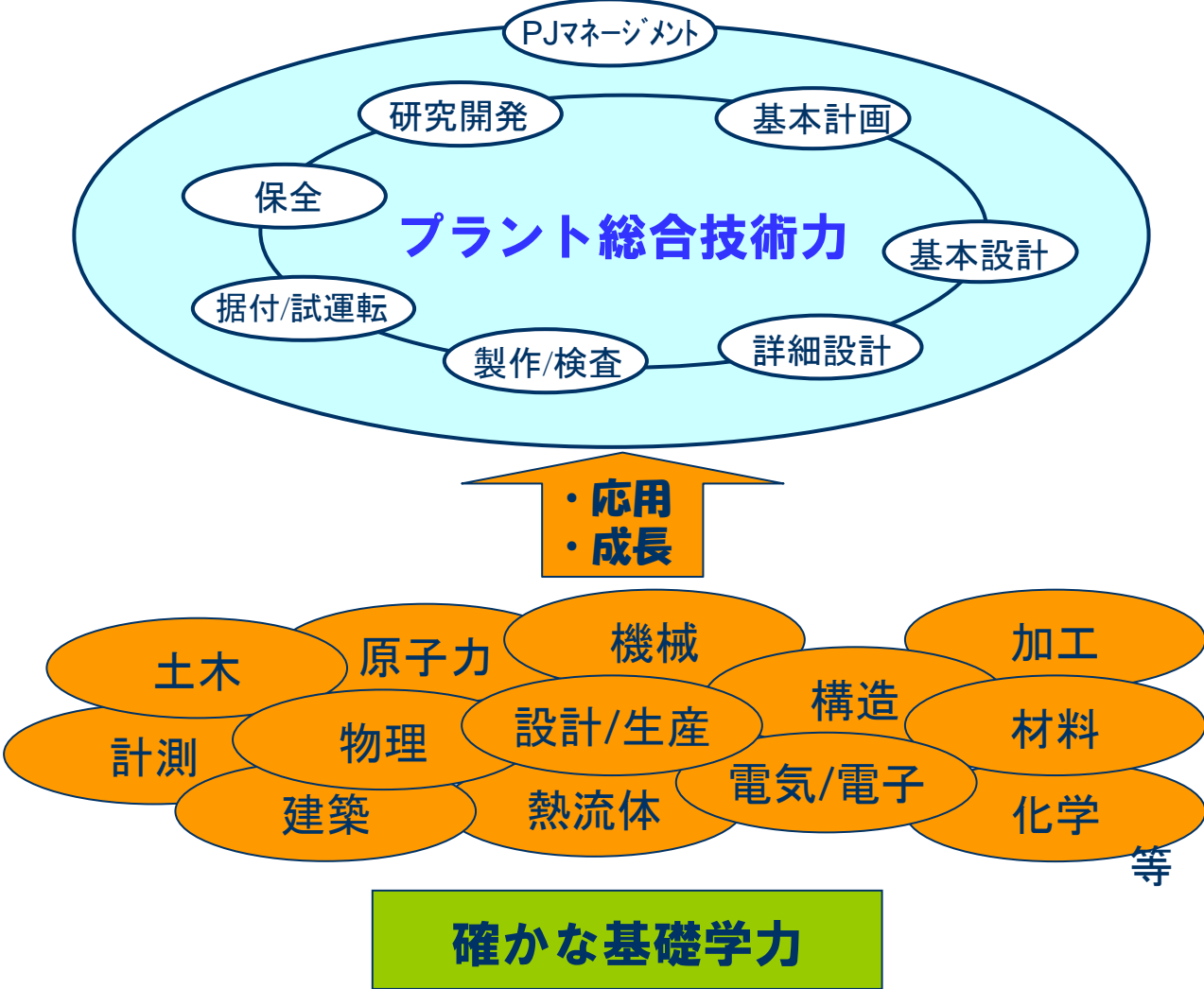
原子炉容器バルブ補修溶接装置





## プラントメーカーの体制と社外との関係

# プラント総合技術力を支える技術は広範囲



# もくじ

## 1. PWRの改良の歩みと蒸気発生器(SG)の信頼性向上

*PWRの最重要機器であるSGの信頼性向上への弛みない改良の道のりと教訓*

## 2. PWR主要機器の予防保全

*先行事例や経年劣化研究成果により予防保全の事例、メーカーの体制、トラブルの未然防止と信頼性向上活動*

## 3. 寿命40年問題～老朽化と高経年化

## 4. 将来の新型PWR開発の現状

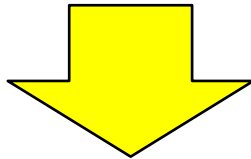
*導入技術・建設経験・運転経験を集大成したAPWR、US-APWR、EU-APWR、ATMEA、次世代軽水炉*

## 5. まとめ

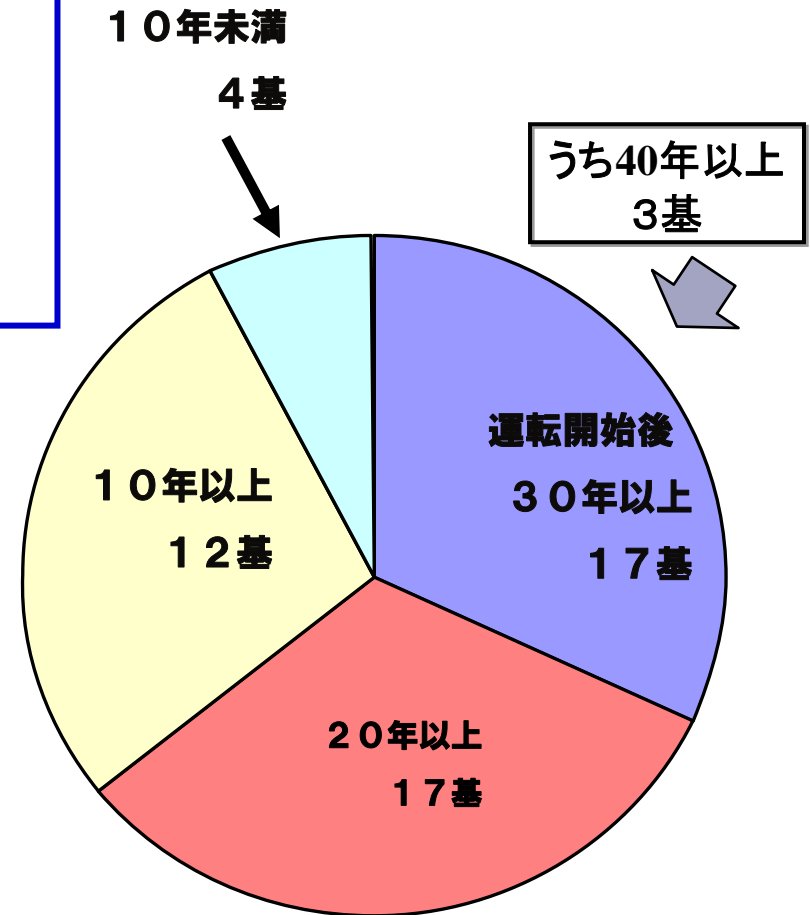
# わが国の原子力発電所の運転年数

## <我が国原子力発電所の年令>

2012年8月現在、わが国では50基の  
原子力発電所が運転中、運転開始後  
40年以上:3機(6%)  
30年以上:17機(34%)  
20年以上:34機(68%)  
⇒高経年化状況の進行



原子力発電の経済性、化石燃料  
価格高騰、地球温暖化対策等の  
為に、原子力発電所の運転年数  
を出来るだけ延長したい。



# 原子力発電所の寿命はどのように決めるのか？

- \* 40年間は設計時の構造強度解析条件。60年で解析しても許容範囲。
- \* 原子炉容器材料の中性子照射による脆性破壊強度劣化は100年でもOK  
(劣化程度監視の炉内試験片を定期的に取り出し試験、最も劣化が進んでいると言われる玄海1号機でも100年は大丈夫との結果。)
- \* 実態としては、経済原則で寿命を決める。  
高経年炉は出力が最新炉よりも小さく、運転保守にかかる費用(人件費、検査費、補修費など)は新しい発電所よりも余計にかかる。また稼働率も良くない。  
これまで廃炉になった東海1号機(ガス炉)、浜岡1,2号機は、原子炉として技術的な寿命がきたわけではない。
- \* 老朽化した発電所が事故の発生確率高くなるのではないか？  
原子力発電所は膨大な「機器・構造物」から構成されており、時間の経過とともに(経年に伴い)、劣化していく。それらは保全活動により、検査し、劣化すると「保修」や「新品への取替」を行なっている。実際、重要な機器である、SG, RV蓋、主要配管、低圧タービン、中央制御システムなどは第1世代、第2世代の発電所では殆どが最新のものに取り替えられている。従って、「老朽化」という言い方は適切ではなく、「高経年化」と言う。
- \* 欧米でも個別に評価し、60年まで許容している国は多い。

# 高経年化対策の例（美浜3号機）

＜美浜発電所3号機の運転・保守状況＞

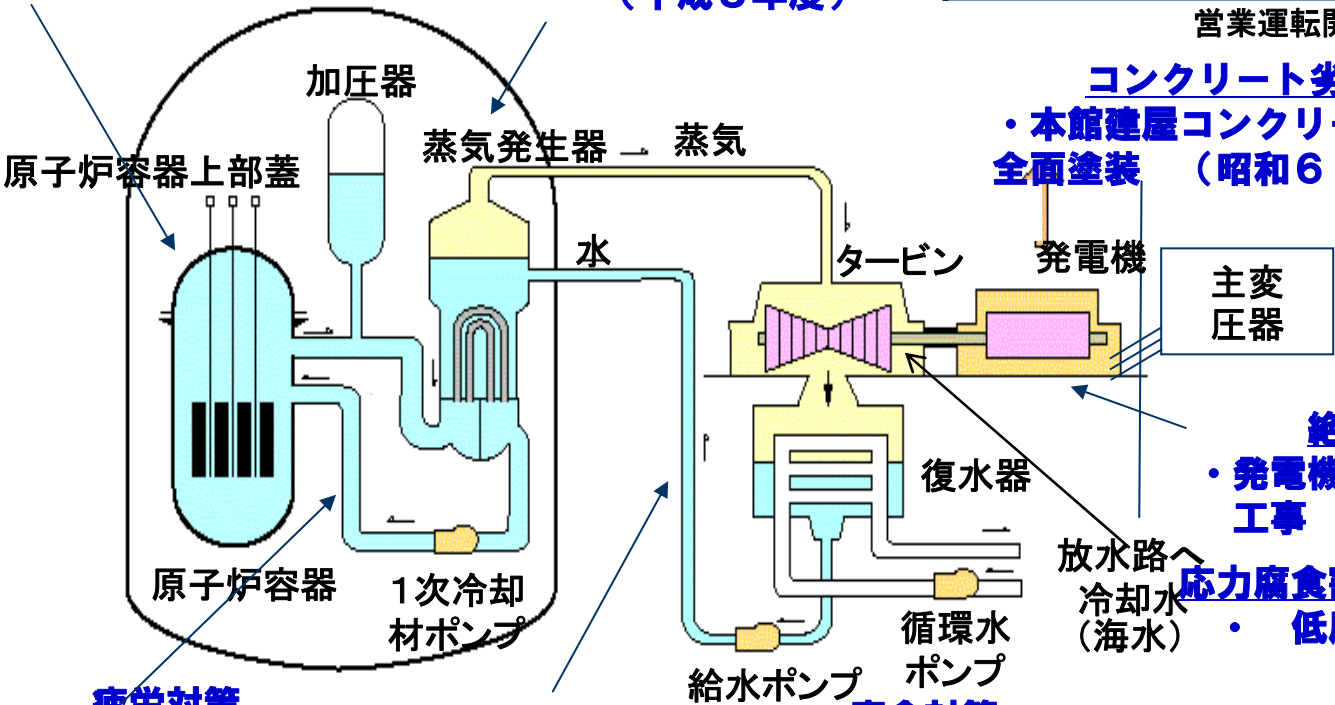
累積発電電力	約1,509億kWh
計画外停止回	0.35回/年
累積設備利用	73.6%

営業運転開始～平成16年度

- 応力腐食割れ**
- 原子炉容器上部蓋取替工事（平成8年度）

- 応力腐食割れ、疲労対策**
- 蒸気発生器取替工事（平成8年度）

- コンクリート劣化**
- 本館建屋コンクリート外壁全面塗装（昭和62年度）



- 疲労対策**
- 1次冷却材分岐管取替え（平成12年度）

- 腐食対策**
- 2次系熱交換器取替え（平成16年度）
  - 2次系配管取替え（平成16年度）

- 絶縁低下対策**
- 発電機固定子コイル巻替工事（平成12年度）

- 応力腐食割れ、エロージョン**
- 低圧タービン取替工事（平成8年度）

## <高経年化してもトラブルは増加してない>

■ 計画的に検査や機器の取替えを行えば、長期間運転しても安全性を損なうことはありません。

定期検査などにより劣化が見つかった場合、最新技術の設備や機器に取り替えていくことで、劣化の進展を防ぐことができます。

運転開始30年前後の原子力発電所について事故などのトラブルにより運転を停止した件数の時間的な推移を見てみると、運転の長期化によるトラブルは増加していないことがわかります(右図)。



# もくじ

## 1. PWRの改良の歩みと蒸気発生器(SG)の信頼性向上

*PWRの最重要機器であるSGの信頼性向上への弛みない改良の道のりと教訓*

## 2. PWR主要機器の予防保全

*先行事例や経年劣化研究成果により予防保全、トラブルの未然防止と信頼性向上*

## 3. 寿命40年問題～老朽化と高経年化

## 4. 将来の新型PWR開発の現状

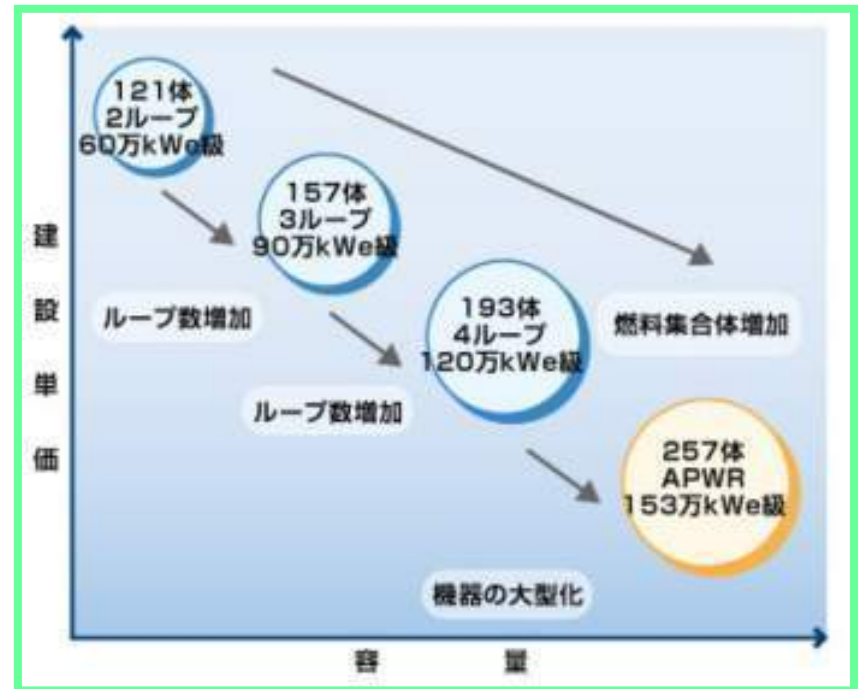
*導入技術・建設経験・運転経験を集大成したAPWR、US-APWR、EU-APWR、ATMEA、次世代軽水炉*

## 5. まとめ



# APWRの開発

- 日本型改良標準化の更なる発展
- 単体機器・サブシステムの改良実績を踏まえた新規大型炉心の開発による安全性・信頼性・運転操作性・環境との調和等の向上と高度化の達成
- 斬新な炉心設計、安全設計と入念な検証・確認作業
- 敦賀3/4号、川内3号に採用、福島事故で建設凍結



# APWR開発の狙いと特徴

燃料257体炉心、高性能大容量設備開発



約153万kW

ECCS4系列化、高性能蓄厚タンク採用



安全性向上：炉心損傷確率1桁低減

中性子反射体・ジルカロイグリッド燃料採用



ウラン資源8%節約

炉心運用性向上、定検作業の高速化



長サイクル運転、定検短縮

総合的な施設展開(物量低減、設計標準化)



コンパクト配置、系統設備簡素化

中性子反射体を設置した改良型炉内構造物



原子炉容器照射量を1/3に低減

70F-1型蒸気発生器



耐食性、流力弾性振動に対する  
裕度及び湿分分離性能向上

MA25S型一次冷却材ポンプ



大容量・高効率化、シール特性向上

新型中央制御盤、デジタル式制御保護  
装置採用



ヒューマンエラー防止、  
保守作業容易化

線源強度の低減、保守作動自動化  
／ロボット化



作業線量0.2(人・Sv)/(炉・年)以下

# 原子力発電プラントの世代 (Generation)

## Generations of Nuclear Energy

### 既設原子炉

### 新規建設炉

### 将来炉

Gen IV  
Generation IV

革新型炉  
Designs



- Safe
- Sustainable
- Economical
- Proliferation Resistant and Physically Secure



- ABWR
- ACR1000
- AP1000
- APWR
- EPR
- ESBWR



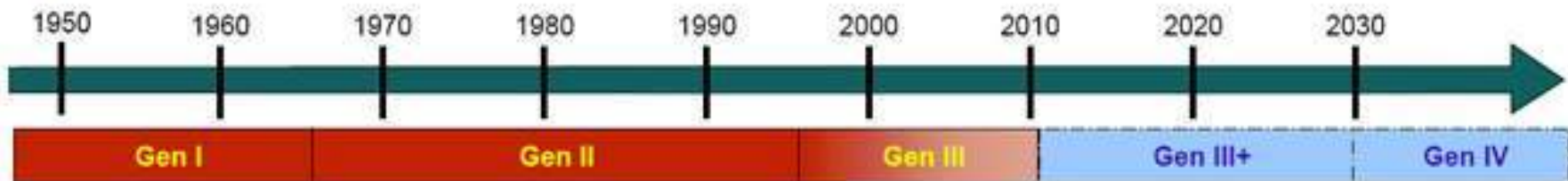
- CANDU 6
- System 80+
- AP600



- PWRs
- BWRs
- CANDU



- Shippingport
- Dresden
- Magnox



# APWRの発展炉：Generation III+

## US-APWR：米国向け170万kW級第3世代炉

- ✓ APWRを基本に燃料を12ftから14ft
- ✓ 世界最大級の電気出力（170万kW eクラス）
- ✓ 24ヶ月連続運転による経済性の向上
- ✓ 世界トップレベルの安全性・信頼性
  - ・パッシブ技術とアクティブ技術のベストミックス
  - ・航空機落下対策
- ✓ USNRCに日本単独メーカーとしては初めてCOL設計審査申
- ✓ ルミナント社向けコマンチエピーク3, 4号機及びドミニオン社向けノースアナ3号機に採用が決定

## EU-APWR：欧州向け170万kW級第3世代炉

- ✓ US-APWRをベースとした欧州向け大型炉
- ✓ EURや欧州各国独自の規制要求に対応
- ✓ 大型航空機衝突を想定した設計
- ✓ シビアアクシデント対応設備の専用化
- ✓ フィンランド・オルキルオト4号機に向け応札準備中

# ATMEA1 : 110万kW級第3世代炉

## ■三菱重工、AREVA合併会社“ATMEA”によるGeneration III+プラントの開発

### ■プラントの特徴

- ✓電気出力1100MWe (net) : 中規模の電力需要にも対応する出力
- ✓広い規制適合性 : IAEA、米国、欧州、日本の安全基準に適合
- ✓各国電力要求にも広く対応 : URD (米国)、EUR (欧州)
- ✓ヨルダン、アルゼンチン向けに応札準備中

### ■AREVA社との協同開発

(2007年, JV (ATMEA社) 設立)

- ✓世界トップの総合力を持つ原子力メーカーの中型炉開発での協調
  - ① 両社のオリジナル最新技術、経験、実績の反映
  - ② 両社の経営資源の活用



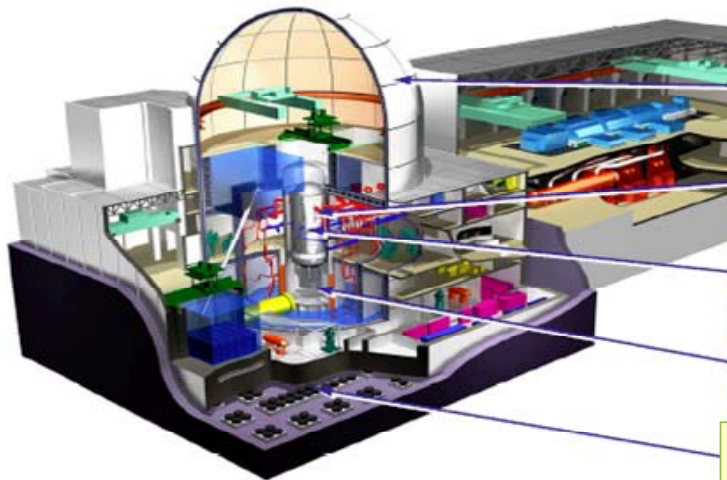
# 我が国で開発中の次世代軽水炉のイメージ

- 2030年前後からの日本国内の代替炉建設需要を想定し、世界市場も視野に入れ、(財)エネルギー総合工学研究所、国、電力事業者及び原子炉プラントメーカー(三菱、日立、東芝)が開発を推進。

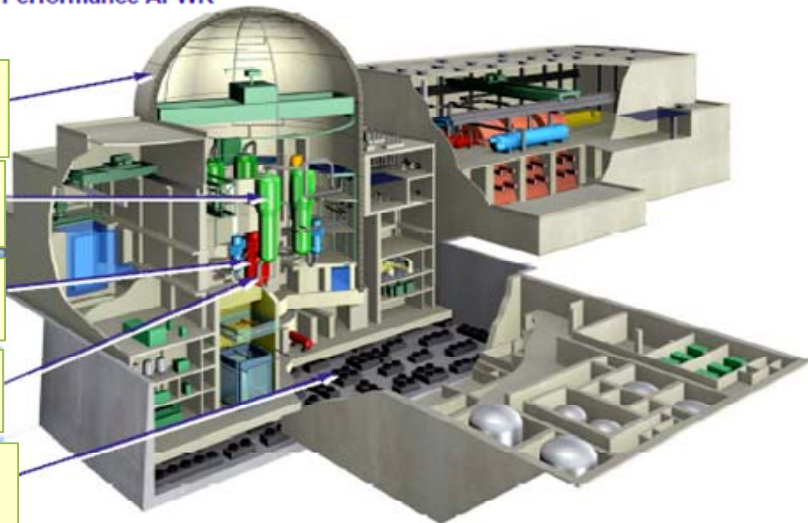
## 安全性向上の主要なポイント

- 原子炉建屋への免震装置の導入
- 崩壊熱除去システムの強化 ➔ 電源不要の自然循環冷却、空気冷却方式
- 過酷事故対策の導入
  - ➔ 炉心溶融物質の保持・冷却対策 = 格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の維持
- 安全系分散配置と航空機落下対策ドームの採用

HP-ABWR  
High Performance ABWR



HP-APWR  
High Performance APWR



航空機落下にも耐えられる原子炉格納容器/原子炉建屋

新材料によりプラント寿命80年に対応した大型機器

ウラン燃料の長期燃焼と燃焼効率を向上した原子炉

規制要求を超える原子炉炉心の溶融事故にも対応した安全設備

建設地点の地震条件に依存しない設計と耐震安全性を強化する免震装置

電気出力 180 万 kW 級 国際標準炉

# もくじ

## 1. PWRの改良の歩みと蒸気発生器(SG)の信頼性向上

*PWRの最重要機器であるSGの信頼性向上への弛みない改良の道のりと教訓*

## 2. PWR主要機器の予防保全

*先行事例や経年劣化研究成果により予防保全、トラブルの未然防止と信頼性向上*

## 3. 寿命40年問題～老朽化と高経年化

## 4. 将来の新型PWR開発の現状

*導入技術・建設経験・運転経験を集大成したAPWR、US-APWR、EU-APWR、ATMEA、次世代軽水炉*

## 5. まとめ

# まとめ：原子力シニアからのメッセージとして

1. 我が国の原子力の将来は今現在不透明だが、我が国のエネルギー安全保障を冷静に考えれば、我が国の原子力技術は維持し、より信頼あるものにしていかねばならず、産業界、研究機関、大学教育機関等関係先のより一層の連携と尽力を必要としている。
2. メーカーは、原子力安全の基盤である設備信頼性向上という永遠の課題に向かって努力していくことが最重要使命である。そのためにお客様・材料メーカ・設計・製造・検査・研究所・現地間のコミュニケーション・情報共有化による良好関係の構築維持が重要。
3. 団塊世代が続々退職する中、三現主義（現場、現物、現実）の徹底、世界にアンテナ、知（経験、知識、暗黙知）の伝承、教訓の風化防止などの活動の継続は今後ますます大事になる。
4. 我が国原子力の国際化は今後の重要課題。まず第一に我が国原子力の安全規制体制、安全基準などの国際化が急務、メーカーも前面に立って尽力の必要がる。原子力発電所の輸出は国際貢献の意味からも技術伝承の為にも、政府、電力、メーカーが一体となって、相手国の事情を良く見極め、リスク管理を万全にしつつ推進する必要がある。



## 最後に：東電福島事故に思う～私の願い

1. チェルノブイリ事故や米国同時多発テロ以降の欧米安全強化策を、わが国安全規制当局が毅然として規制に取り入れていけば、福島事故の影響はかなり軽減されたはずである。新設の原子力規制委員会には原子力安全の高い理念に立って、欧米と福島事故に学び、豊富な専門知識経験の人材を活かし、わが国の原子力の健全な発展に貢献して欲しい。
2. 国と地方首長と電力事業者間の不信関係は東電福島事故の遠因になり、最近の再稼動問題でも未だ続いている。国が先頭に立って3者の信頼関係再構築に取り組んで頂きたい。
3. 今後は豊富な専門的技術力を有するメーカーも原子力安全規制の表舞台に立つべきだ。
4. エネルギー分野を専攻しようと志す若者には、これまでの技術分野だけでなく、政策、社会経済、国際関係、メディアなどの社会分野にも進んでもらい、技術安全と社会安全のバランスが取れた原子力発展に貢献して欲しい。

ご清聴、有難うございました。



**K2、8611m**

**2005年8月31日**

**PHOTO BY A.KANEUJI**