

# いま、なぜ 原発老朽化問題なのか

2005年7月7日

原子力資料情報室・第55回公開研究会

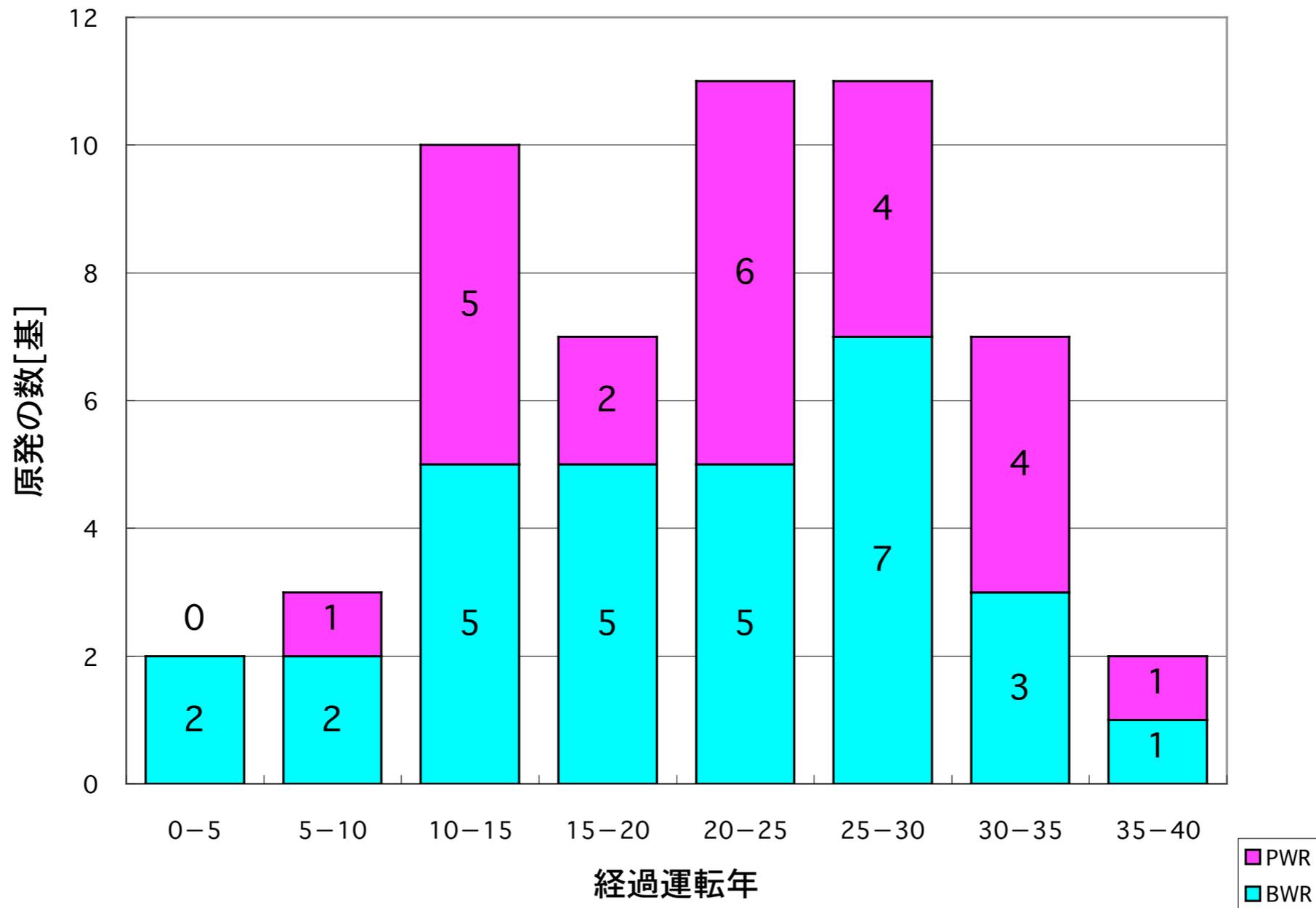
上澤千尋

『原子力資料情報室通信』  
連載「原発の老朽化を検証する」（1995年）

- 老朽化の潜在的危険性
- 炉心シュラウド損傷
- 加圧水型炉の圧力容器上ぶた貫通管の損傷
- 圧力容器の中性子照射による脆化
- 蒸気発生器の老朽化
- 日本の老朽化対策と確率論的リスク評価批判
- 廃炉の基準の提案

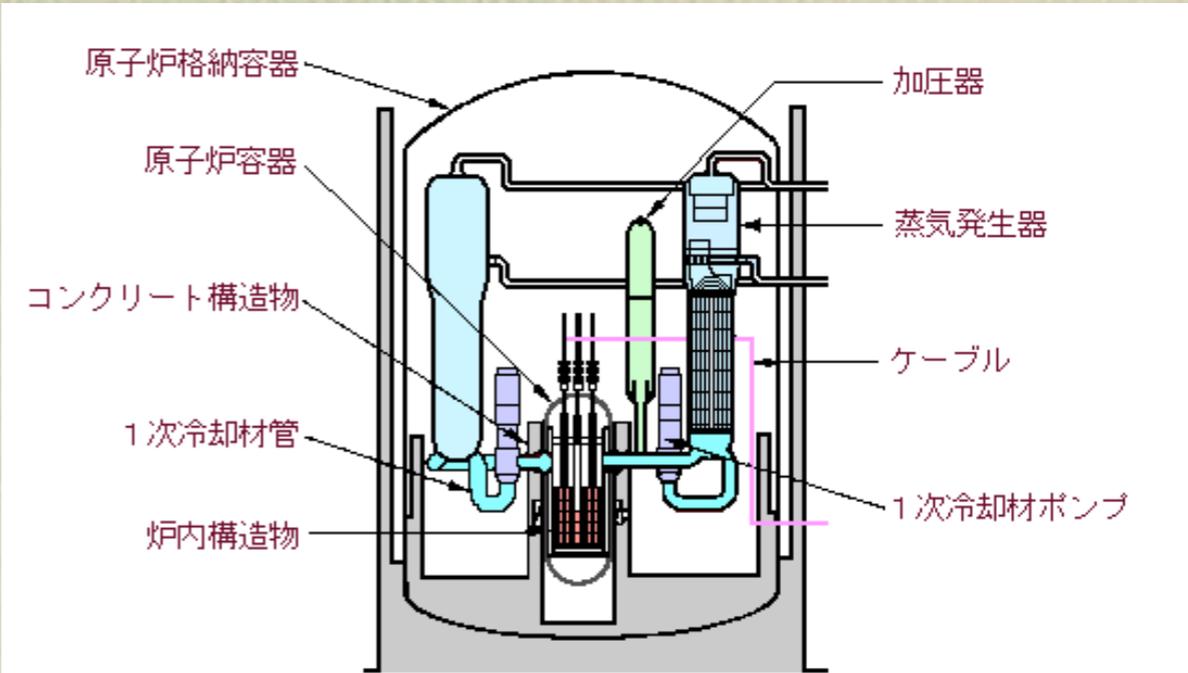
# 運転歴別原発数

(2005年12月の時点)

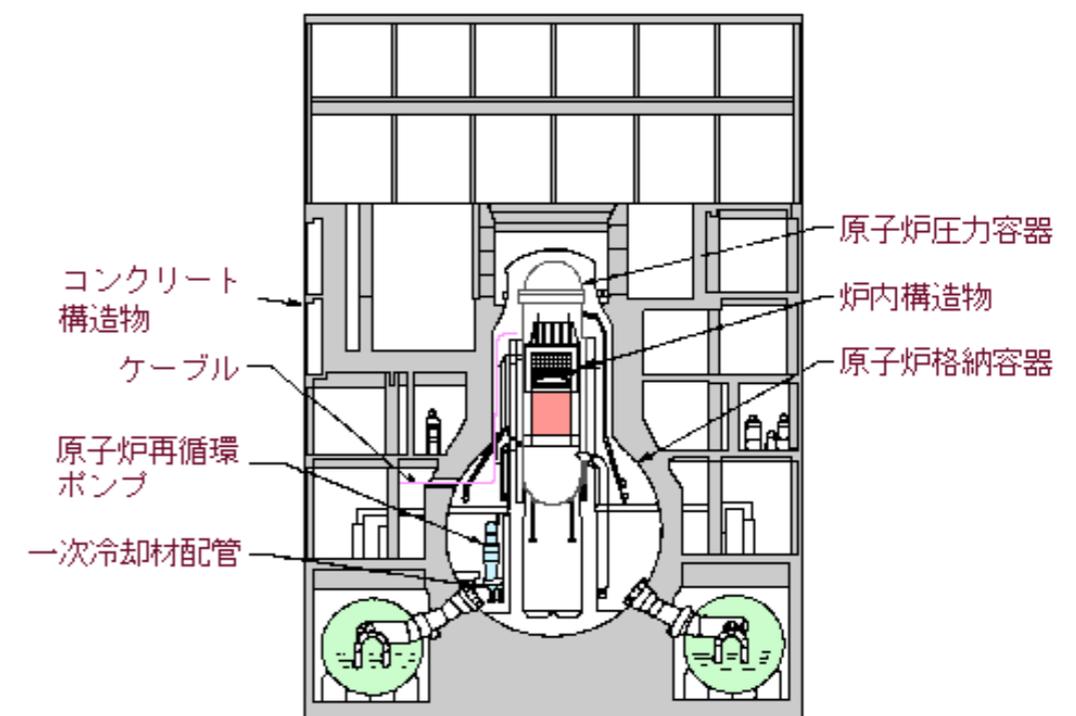


# 今回とり上げなかった 重要な問題

- 建屋やコンクリート構造物
- 信号ケーブル
- ソフトウェア
- (地震)
- (燃料棒, 制御棒)

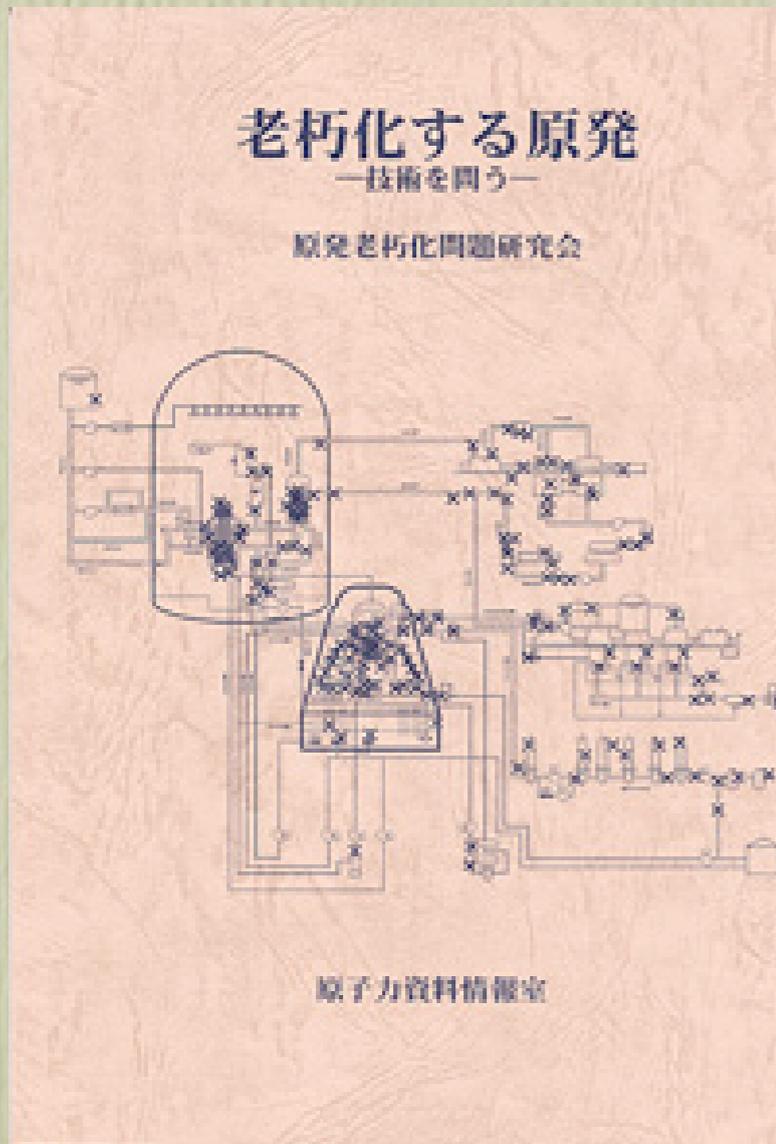


PWR (美浜発電所1号機の例)



BWR (福島第一原子力発電所1号機の例)

# 小冊子 『老朽化する原発』



第1章 老朽化する原発  
(上澤千尋) ・ ・ 事故事例集

第2章 原子炉材料の劣化  
(井野博満) ・ ・ 金属材料学の視点から

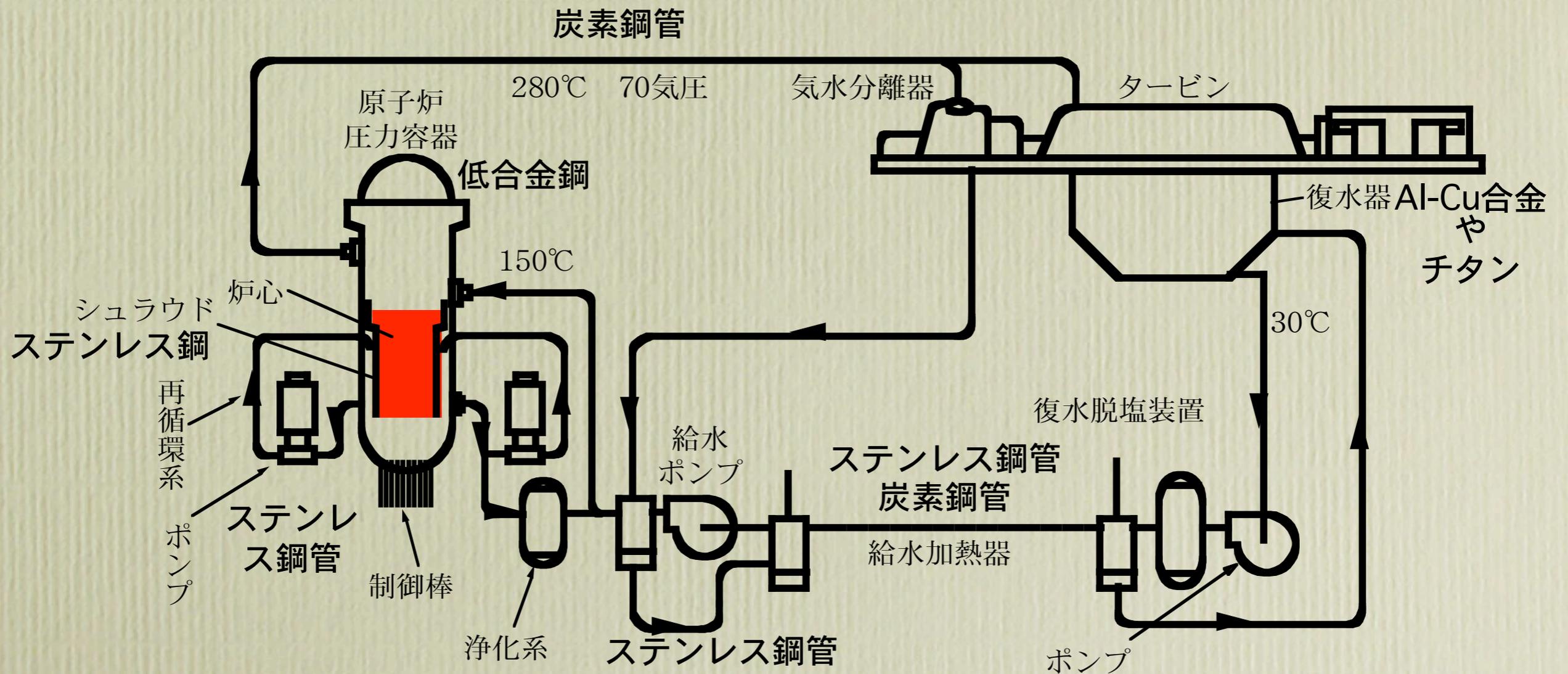
第3章 高経年化対策という虚構  
(田中三彦) ・ ・ 元原子炉設計者の立場から

第4章 設計技術からみた維持基準の意味  
(柴田宏行) ・ ・ 原発設計思想について

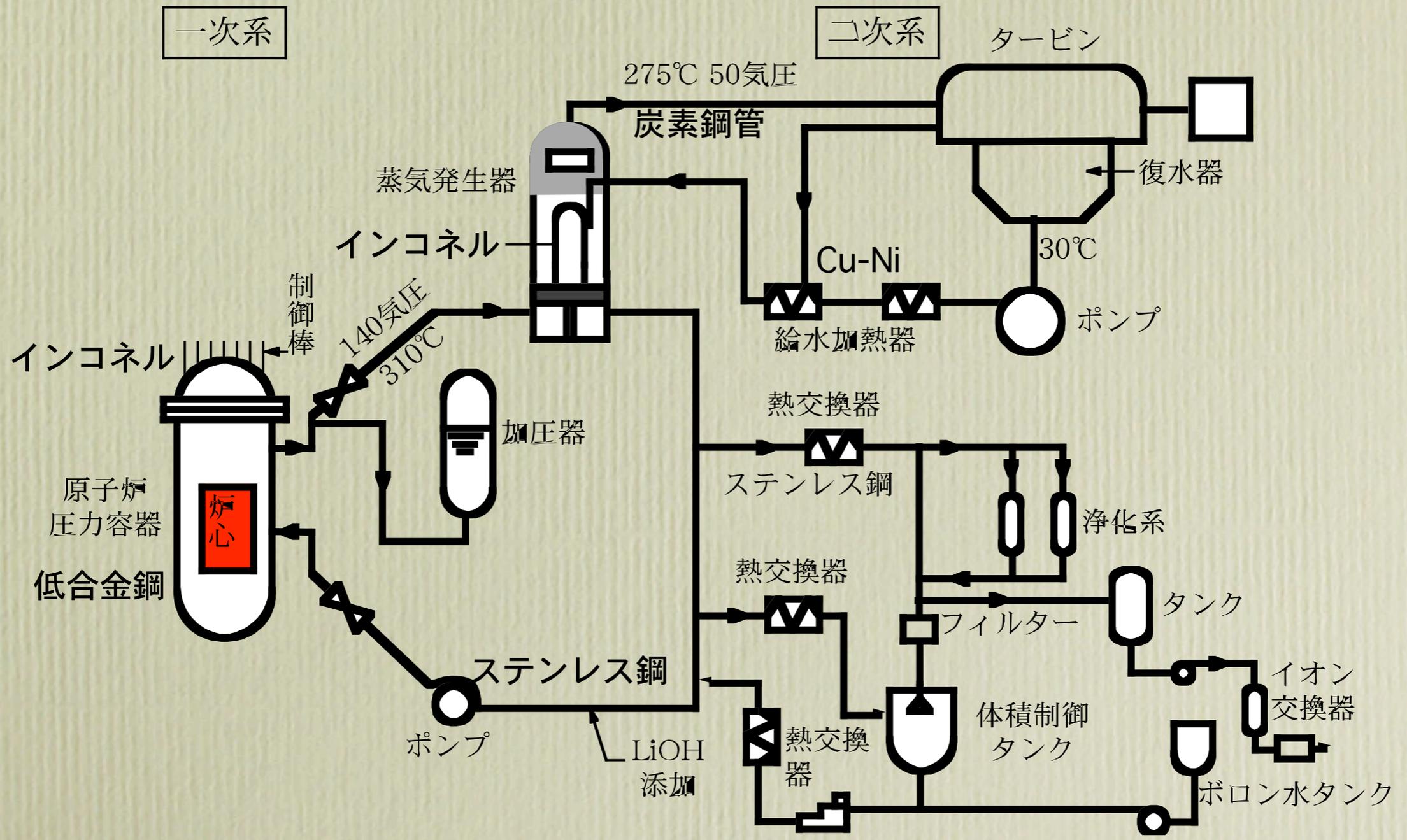
第5章 近代技術の性格と事故  
(湯浅欽史) ・ ・ 安全率という考え方

第6章 老朽化問題-現地から見ると  
(武本和幸) ・ ・ 東京電力の実際

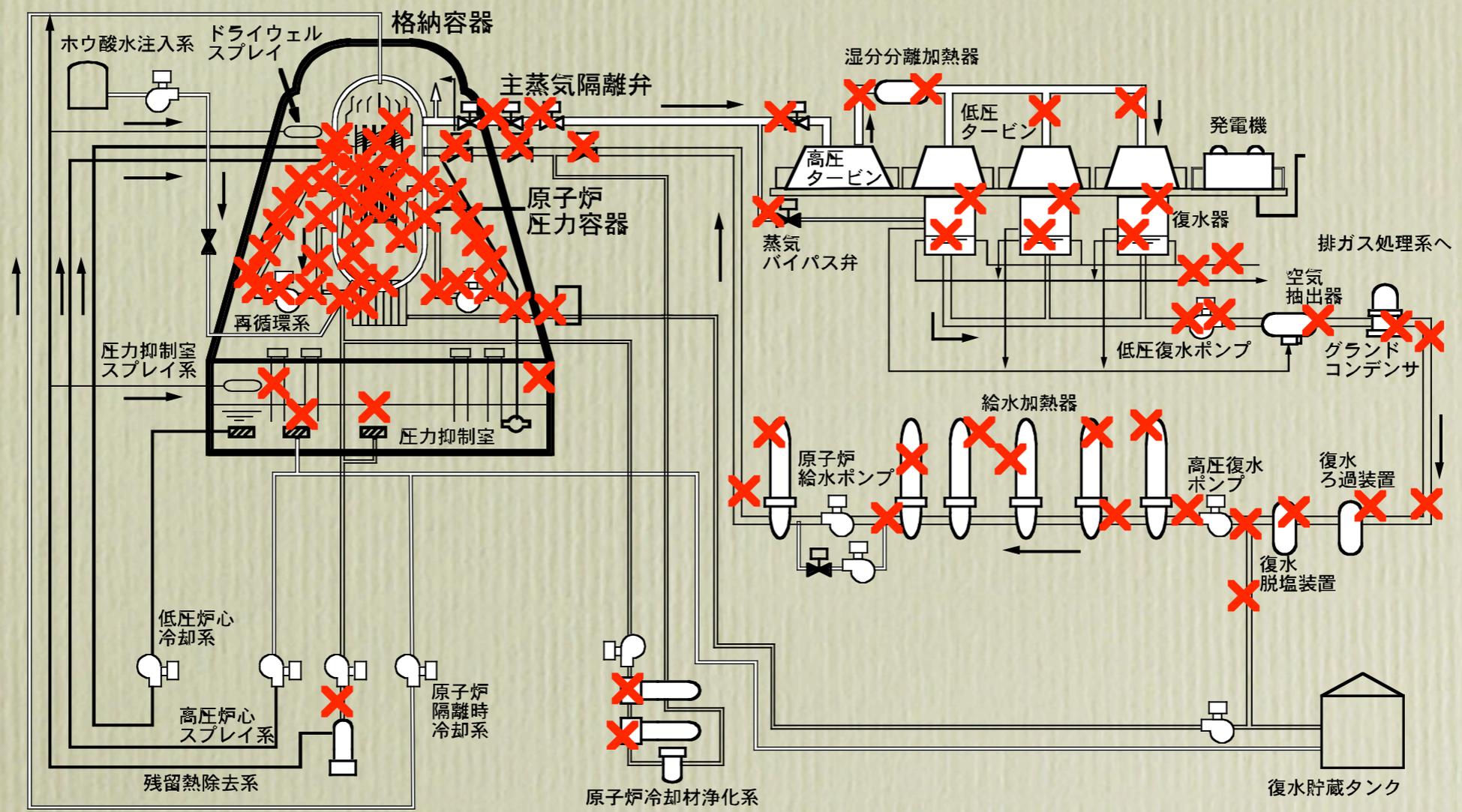
# 沸騰水型炉の系統図



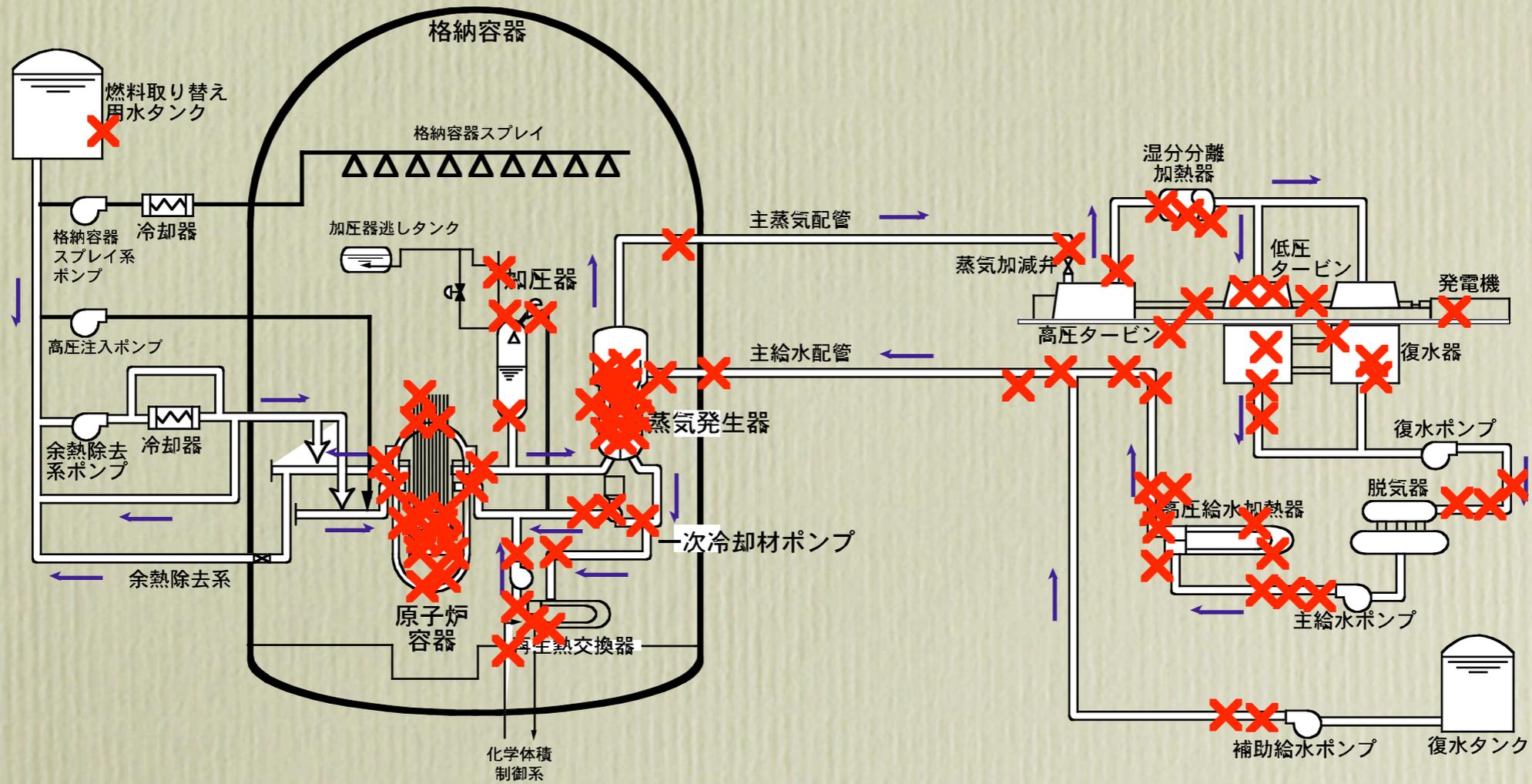
# 加圧水型炉の系統図



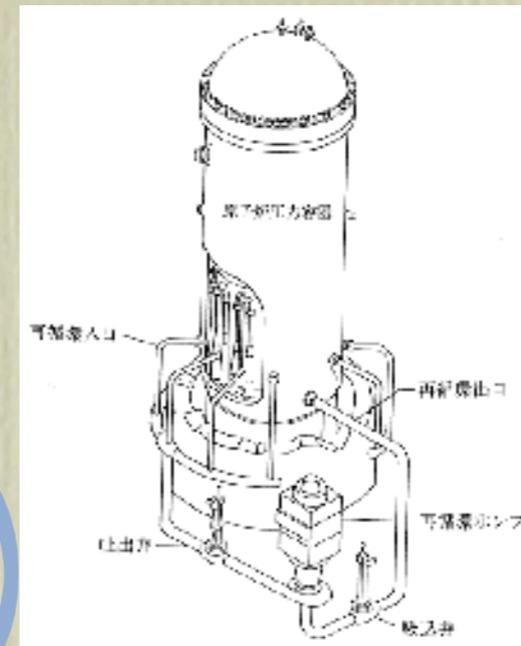
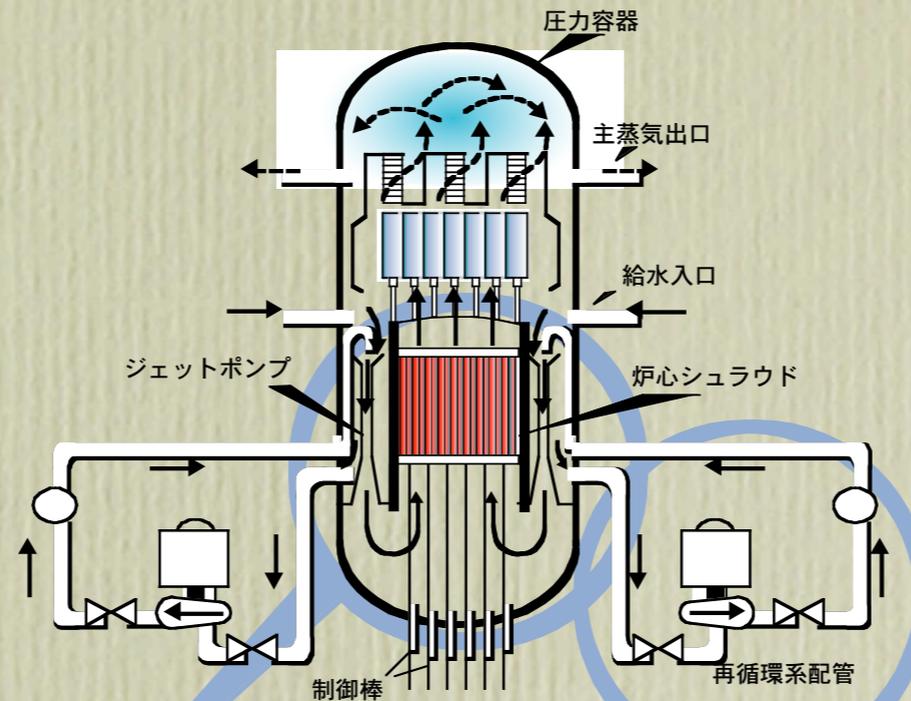
# 沸騰水型炉・しくみと事故



# 加圧水型炉・しくみと事故

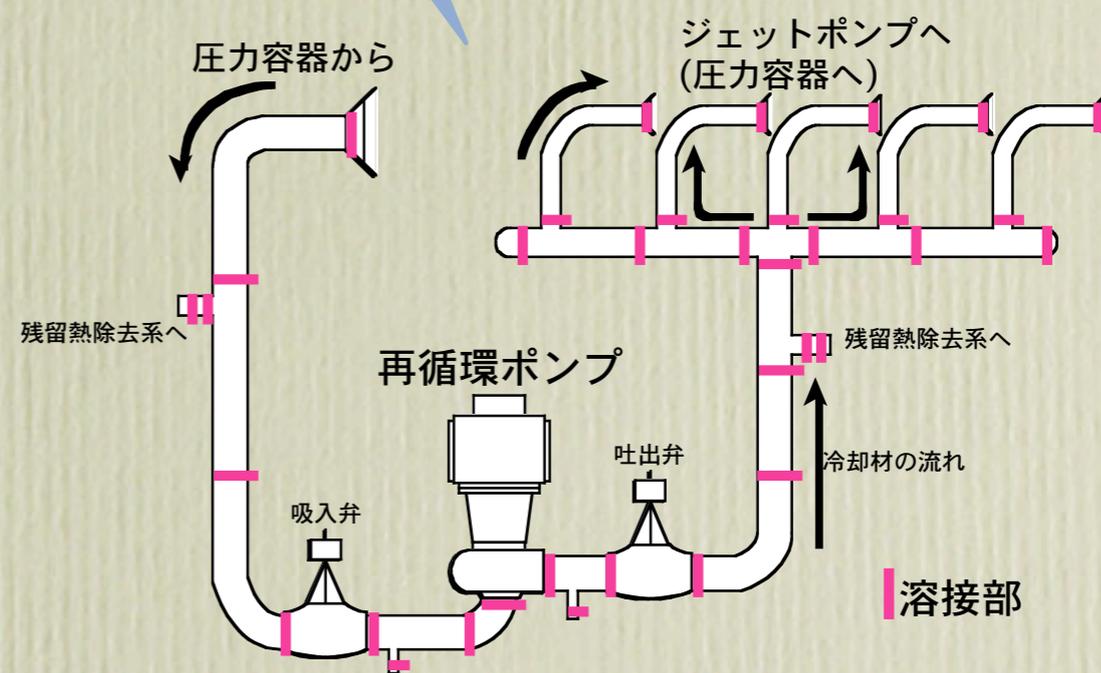
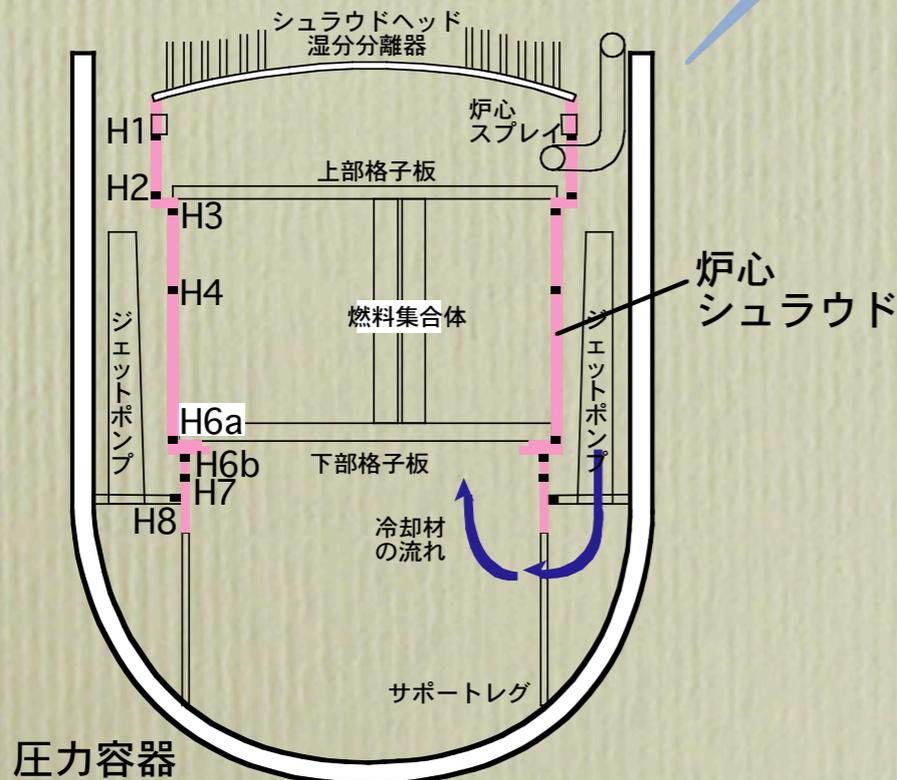


# ステンレスのひび割れ



炉心シュラウドと溶接部の位置

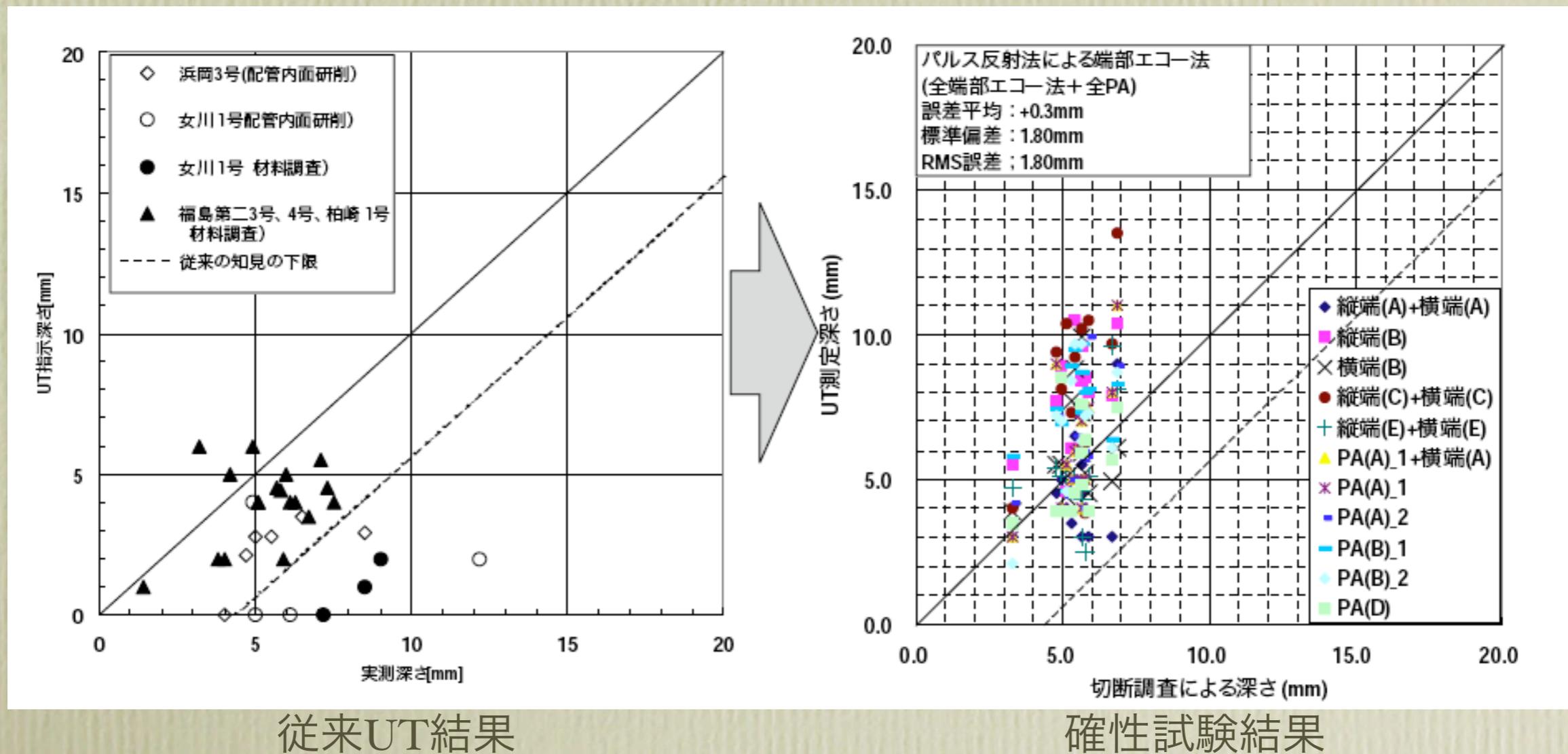
再循環系配管と溶接部の位置



■Hx: 水平溶接部

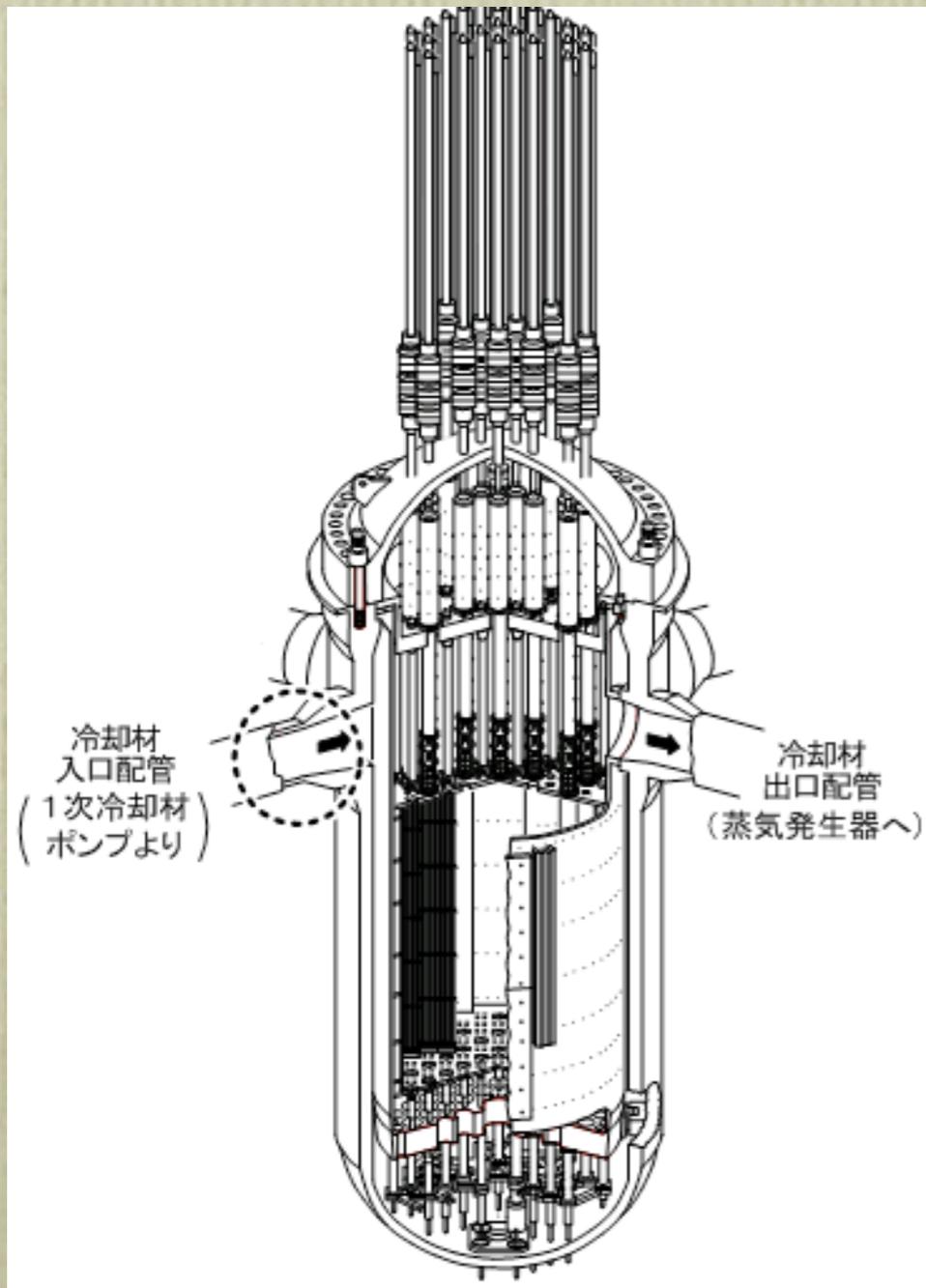
# ステンレスの ひび割れにかかわる問題

- 応力腐食割れのメカニズム未解明
- 超音波測定の精度のなさ
- 労働者の被曝の増加



# 原子炉脆性破壊

## 加圧水型炉



長期運転

→中性子照射による強度低下

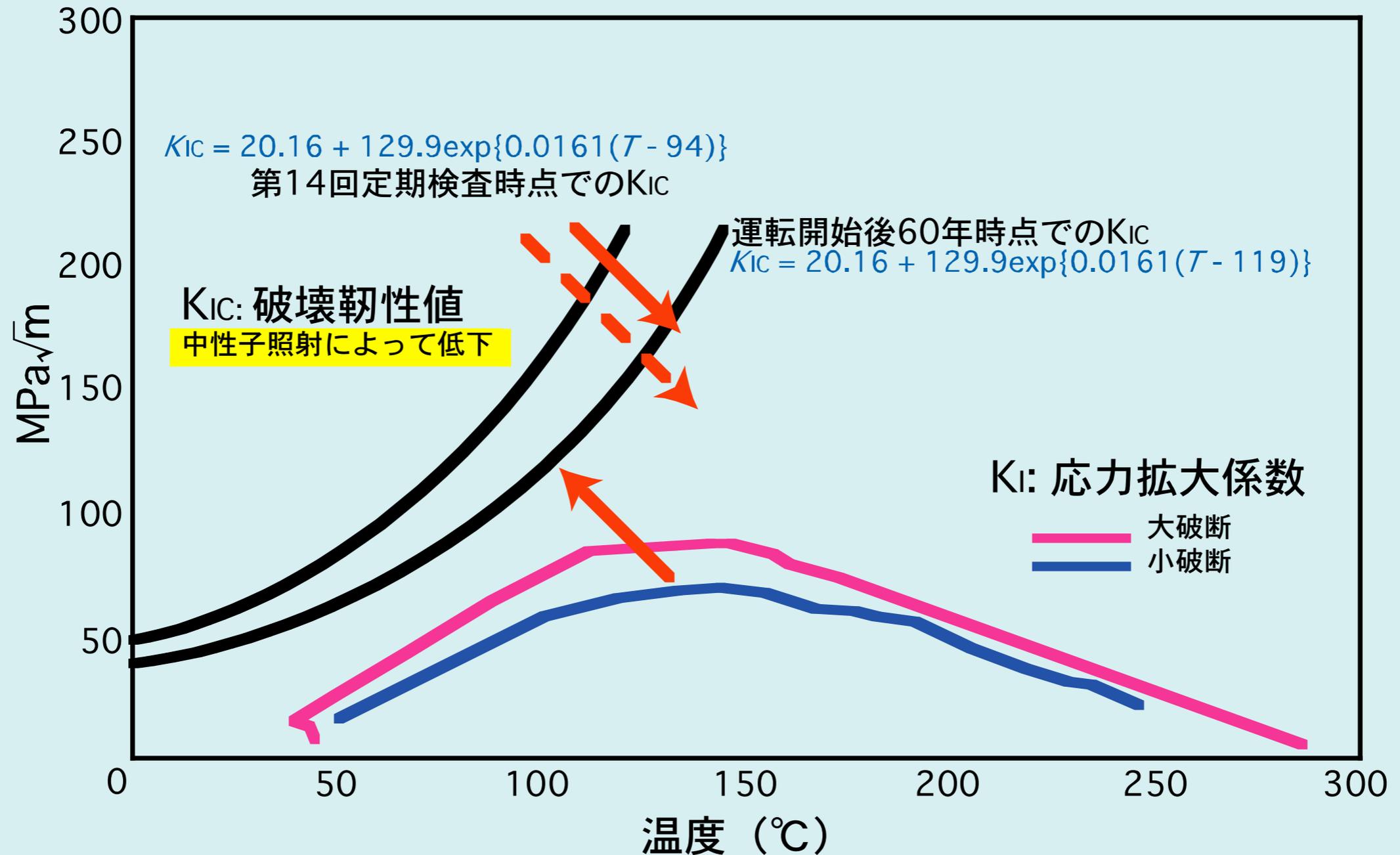
配管破断事故で緊急注水

→原子炉内壁温度が急激に低下

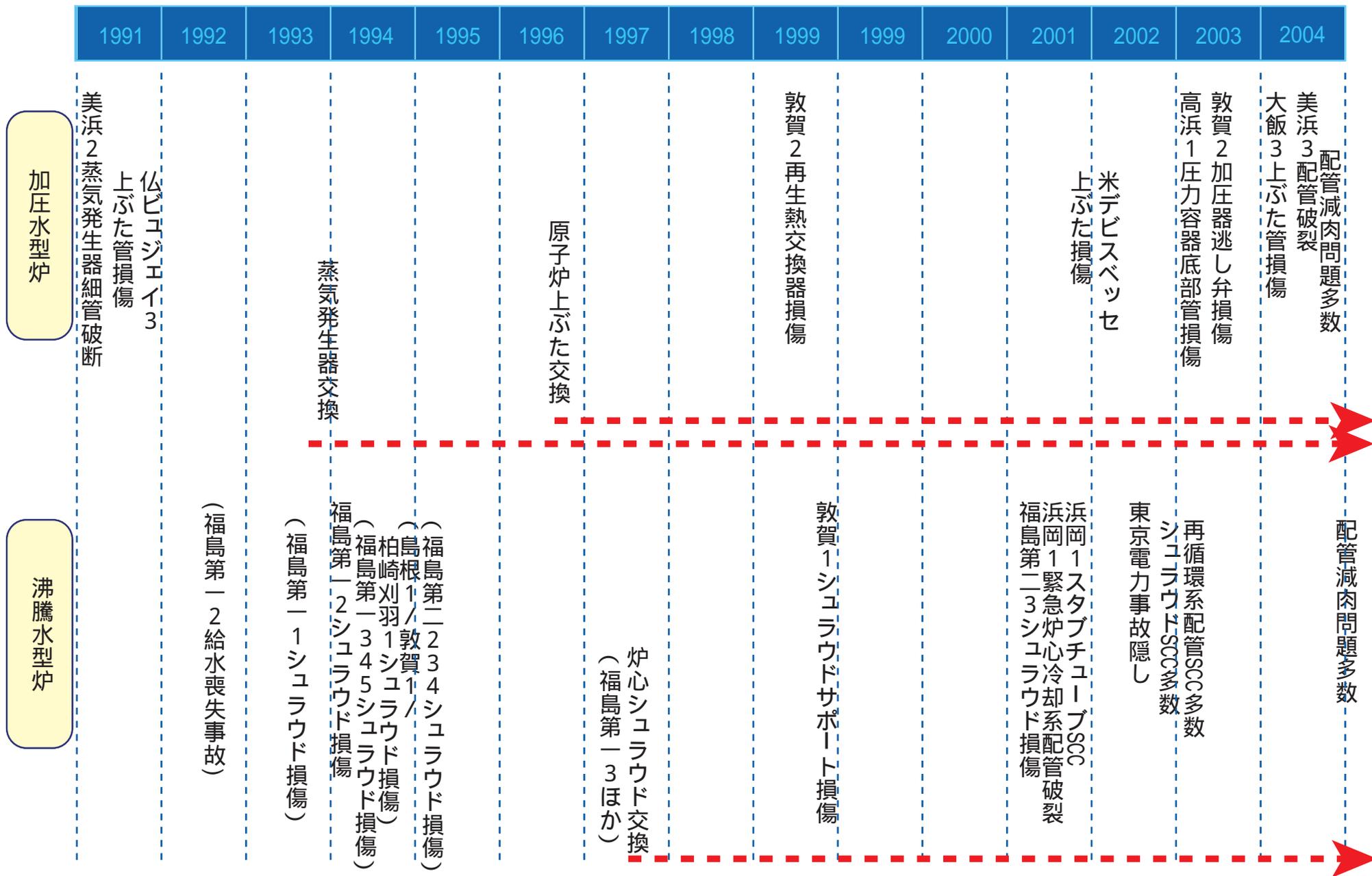
⇒原子炉が一気に崩壊

# 美浜1号・原子炉破壊評価

美浜1号炉压力容器の  
中性子照射脆化に対する評価（加圧熱衝撃）



# 老朽化事故の年表



1991

1992

1993

1994

1995

1996

1997

1998

1999

1999

2000

2001

2002

2003

2004

加圧水型炉

沸騰水型炉

美浜2 蒸気発生器細管破断

上ぶた管損傷

仏ビュージェイ3

(福島第一 2 給水喪失事故)

(福島第一 1 シュラウド損傷)

柏崎刈羽 1 シュラウド損傷

(福島第一 3 4 5 シュラウド損傷)

福島第一 2 シュラウド損傷

(福島第二 2 3 4 シュラウド損傷)

(島根 1 / 敦賀 1 / 柏崎刈羽 1 シュラウド損傷)

原子炉上ぶた交換

炉心シュラウド交換

(福島第一 3 ほか)

敦賀 2 再生熱交換器損傷

敦賀 1 シュラウドサポート損傷

米デビスベッセ

上ぶた損傷

東京電力事故隠し

再循環系配管SCC多数

シュラウドSCC多数

高浜 1 圧力容器底部管損傷

敦賀 2 加圧器逃し弁損傷

配管減肉問題多数

美浜 3 配管破裂

大飯 3 上ぶた管損傷

配管減肉問題多数

# 日本の軽水炉原発の経年数

経年数とは運転開始日から2005年末までの年数 (1 / 2) 作成・田中三彦

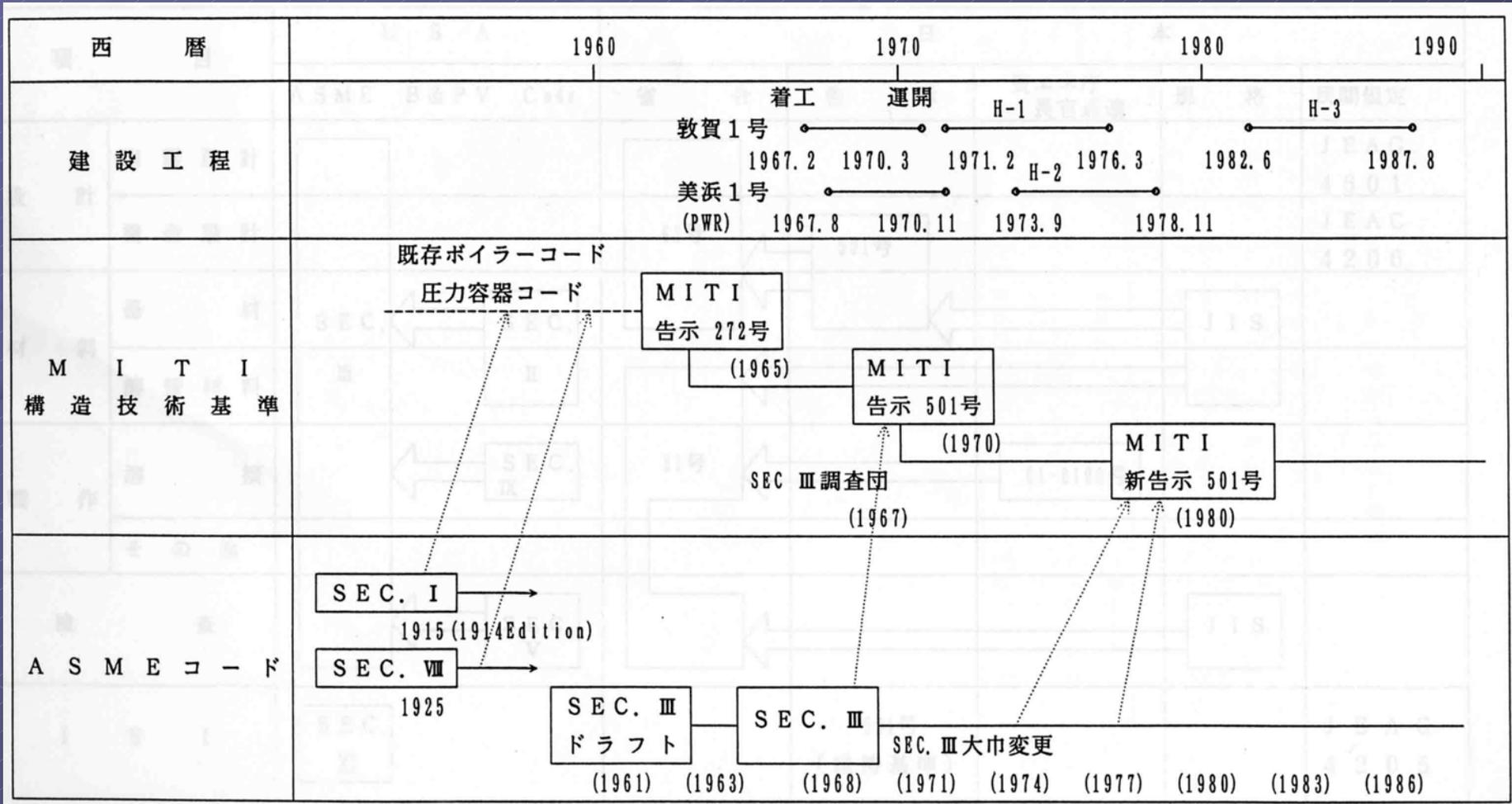
原発名	事業者	出力(万kW)	形式	運転開始日	経年数
敦賀1号	原電	35.7	B	1970.03.14	35
美浜1	関電	34.0	P	1970.11.28	35
福島第一・1号	東電	46.0	B	1971.03.26	34
美浜2号	関電	50.0	P	1972.07.25	34
島根1号	中国電	46.0	B	1974.03.29	31
福島第一・2号	東電	78.4	B	1974.07.18	31
高浜1号	関電	82.6	P	1974.11.14	31
玄海1号	九電	55.9	P	1975.10.15	30
高浜2号	関電	82.6	P	1975.11.14	30
浜岡1号	中電	54.0	B	1976.03.17	29
福島第一・3号	東電	78.4	B	1976.03.27	29
美浜3号	関電	82.6	P	1976.12.01	29
伊方1号	四電	56.6	P	1977.09.30	28
福島第一・5号	東電	78.4	B	1978.04.18	27
福島第一・4号	東電	78.4	B	1978.10.12	27
東海第二	原電	110.0	B	1978.11.28	27
浜岡2号	中電	84.0	B	1978.11.29	27

# 日本の軽水炉原発の経年数

経年数とは運転開始日から2005年末までの年数(2 / 2)

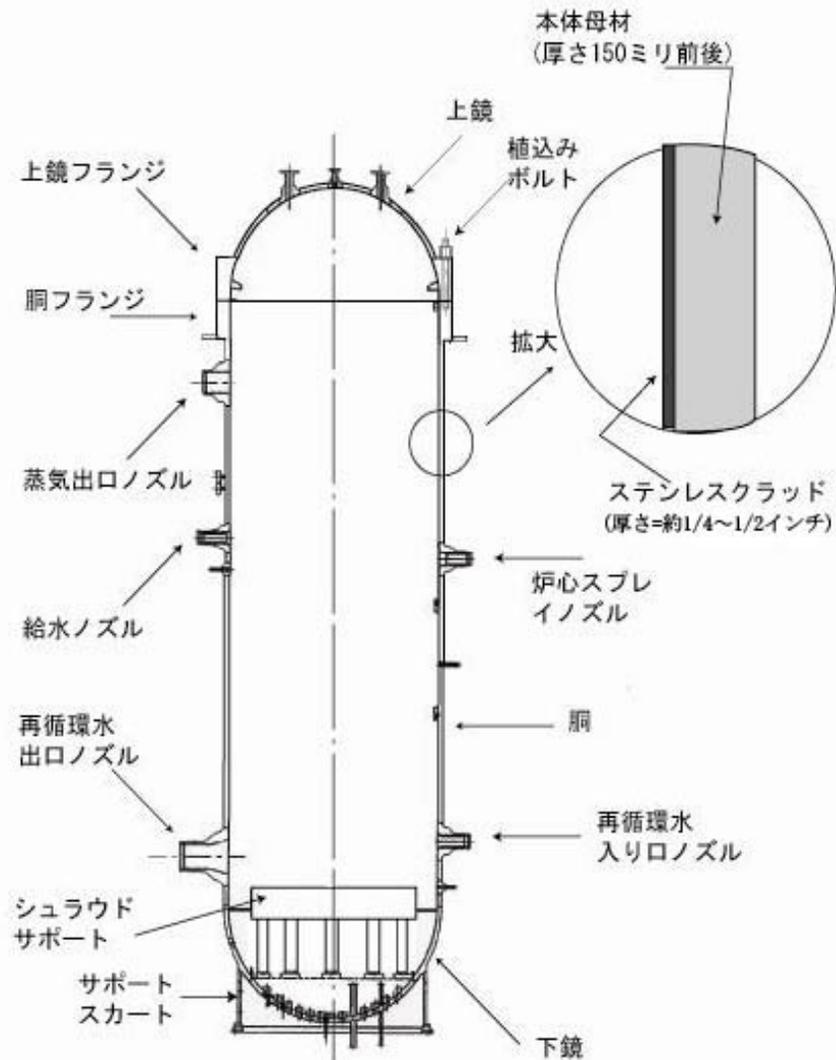
大飯1号	関電	117.5	P	1979.03.27	26
福島第一・6号	東電	110.0	B	1979.10.24	26
大飯2号	関電	117.5	P	1979.12.05	26
玄海2号	九電	55.9	P	1981.03.30	24
伊方2号	四電	56.6	P	1982.03.19	23
福島第二・1号	東電	110.0	B	1982.04.20	23
福島第二・2号	東電	110.0	B	1984.02.03	21
女川1号	東北電	52.4	B	1984.06.01	21
川内1号	九電	89.0	P	1984.07.04	21
高浜3号	関電	87.0	P	1985.01.17	20
高浜4号	関電	87.0	P	1985.06.05	20
福島第二・3号	東電	110.0	B	1985.06.21	20
柏崎刈羽1号	東電	110.0	B	1985.09.18	20
川内2号	九電	89.0	P	1985.11.28	20
敦賀2号	原電	116.0	P	1987.02.17	18

# 構造技術基準(告示)の変遷とASME規格との関係

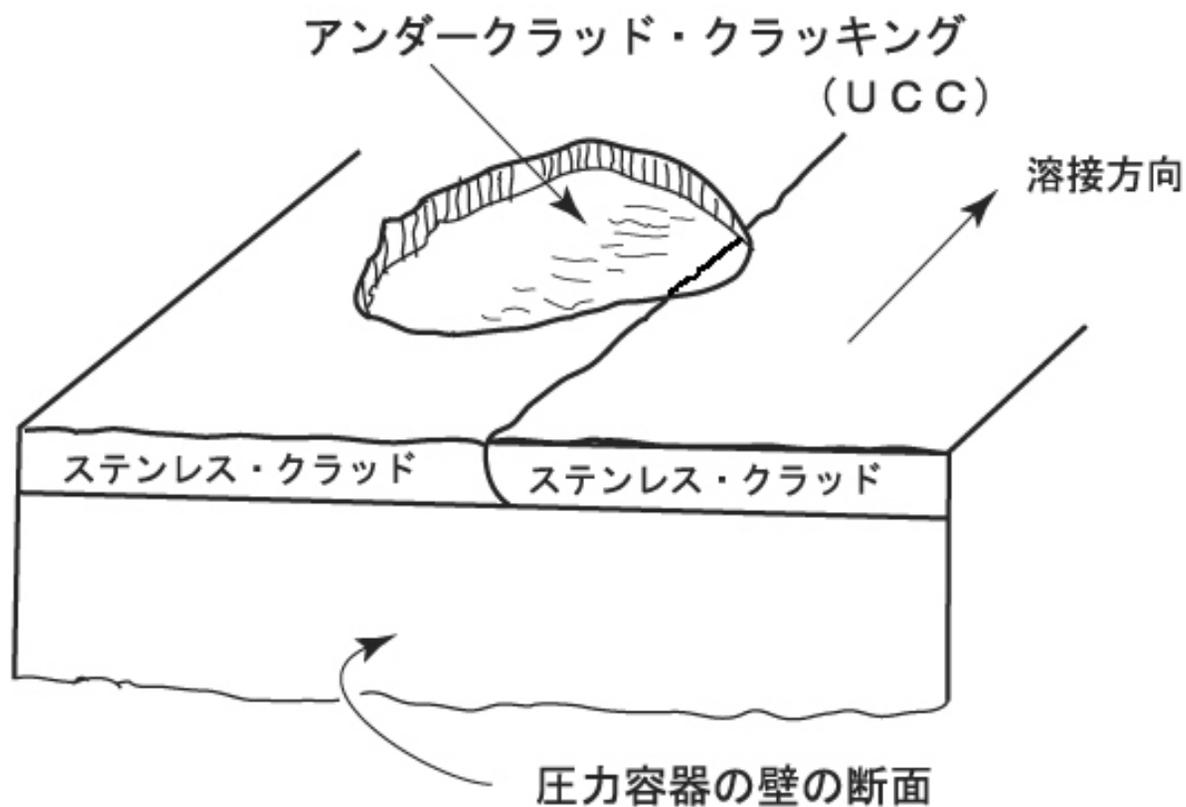


# 古い原発にはどんな構造計算がなされたか

告示	規定		告示 272号		告示 501号 (旧)		告示 501号 (新)			
	延性破壊	疲労破壊	一次応力	二次応力	規格計算	規定なし	13-1-イ (イ) (ロ) (ハ)	13-1-イ (ニ)	13-1-イ (ニ)	13-1-イ (ニ)
示	延性破壊	一次応力			規格計算					13-1-イ (ニ)
		二次応力			規定なし					13-1-イ (ニ)
		簡易弾塑性解析			規定なし					14
	疲労破壊	疲労評価			規定なし					13-1-ロ
		疲労評価不要の検討			規定なし					13-3-イ~ハ
		疲れ強度減少係数			規定なし					15
特別な応力評価				規定なし					13-1-チ~ヌ	
A S M E	規定		1963 (初版)	1965	1968	1970 W	1971	1974	1977	1980
	延性破壊	一次応力	N414.1~3	←	←	←	NB-3221.1~3	←	←	←
		二次応力	N414.4	←	←	←	NB-3222.1	←	←	←
		簡易弾塑性解析	規定なし	規定なし	規定なし	N417.6 (c) として追加	NB-3223.1	←	←	←
	疲労破壊	疲労評価	N415.2	←	←	←	NB-3223.4 (e)	←	←	←
		疲労評価不要の検討	N415.1	←	←	←	NB-3223.4 (d)	←	←	←
		疲れ強度減少係数	N467	←	←	←	NB-3356	←	WT9 NB-3123.2	←
特別な応力評価		N417	←	←	←	NB-3227	←	←	←	



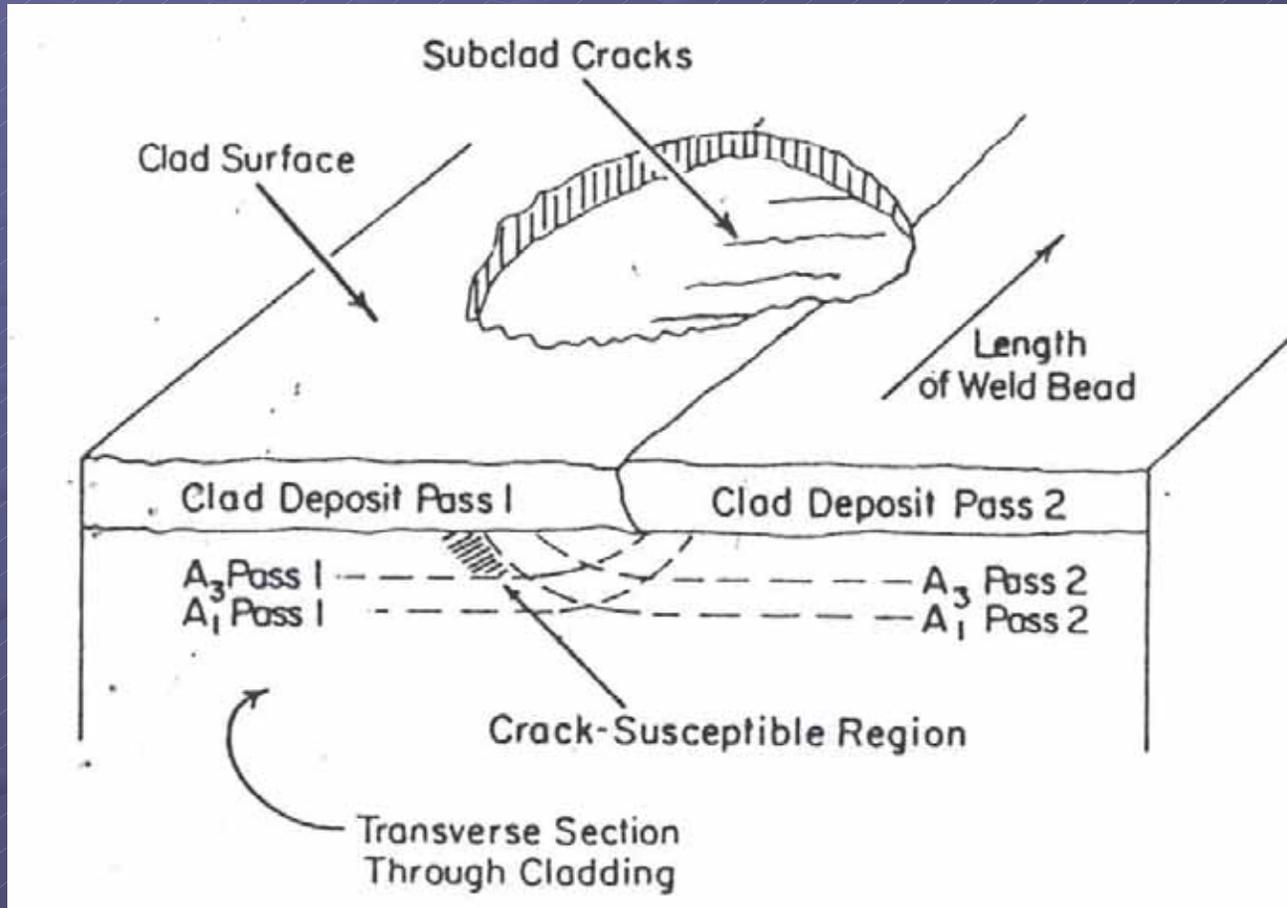
図表 4.2 初期の沸騰水型原発用原子炉圧力容器



### 図表 4.3 アンダークラッド・クラッキング

1970年にヨーロッパで最初に発見された。ステンレスのクラッドを剥いたら、その下に無数のクラックが見つかった。

# UCCはどうして起きたか



# Welding Research Council Bulletin 197(1974-8)の目次

## A Review of Underclad Cracking in Pressure Vessel Components

by A. G. Vinckier and A. W. Pense

### CONTENTS

I. Introduction .....	1	IV. Synthesis of Industry Reports and Current Research .....	14
A. Preface .....	1	A. Microstructure and Hardness .....	14
B. Historical Review .....	2	B. Typical Location of Subclad Cracks .....	15
C. Definition of Critical Terms .....	3	C. Distribution of Residual Stresses and Plastic Strains in Cladding and Base Metal .....	15
II. The Subclad Cracking Questionnaire .....	5	D. Mechanism of Underclad Crack Formation .....	18
A. Purpose and Distribution .....	5	V. Control of Underclad Cracking .....	18
B. General Results .....	5	A. Avoiding Hot Cracking .....	18
C. Statistical Studies .....	6	B. Avoiding Reheat Cracking .....	18
D. Production Experiments Reported on Questionnaires .....	7	C. Long Range Approaches .....	19
III. Results of Current Research: Fundamental Work .....	8	References .....	21
A. Mechanisms Responsible for Subclad Separations .....	8	Appendix I .....	22
B. Hot Cracking .....	8	Appendix II .....	23
C. Reheat Cracking .....	8	Appendix III .....	25
D. Testing Procedures .....	10	Appendix IV .....	35



# 美浜1号炉 高経年化技術報告書に記されているUCCに関する記述

## (2) 上部鏡等低合金鋼部の内張り下層部のき裂

上部鏡，上部胴等には低合金鋼が用いられており，ステンレス鋼の内張りが施されている。一部の低合金鋼では大入熱溶接を用いた肉盛で溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生した事象がある。これは肉盛溶接の際，6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものであり，美浜1号機においては3本の溶接ワイヤーであったので入熱は低く，適切な入熱条件で溶接を実施しており，き裂の発生する可能性は極めて小さく，高経年化対策上有意な事象ではない。

# まとめ

- 1965年当時の「告示272号」でいま原発を設計、製造したら、「危険である」として、国は建設を許可しないはずだ。いま高経年化対策の対象になっている原発は、本質的にそういう危険な「欠陥原発」である。

## (まとめのつづき)

- 原発機器の安全性(or 危険性)はメーカーの技術(設計、製造、検査、品質管理、など)に大きく依存する。しかし、その詳細は基本的に秘密であり、違法な技術を施してもそれが明るみに出ることはずない。つまり、原発は建設中に危険な「個性」を抱え込む可能性があるが、基本的に秘密だから、高経年化対策での議論をすりぬけてしまう。また秘密性が高いものほど関係者も資料も少なく、高経年化対策時には、関係者も退職し、もはや事実を知る者がいないこともあり得る。