

資料6 技術的検討課題（第2章）に係る図面集

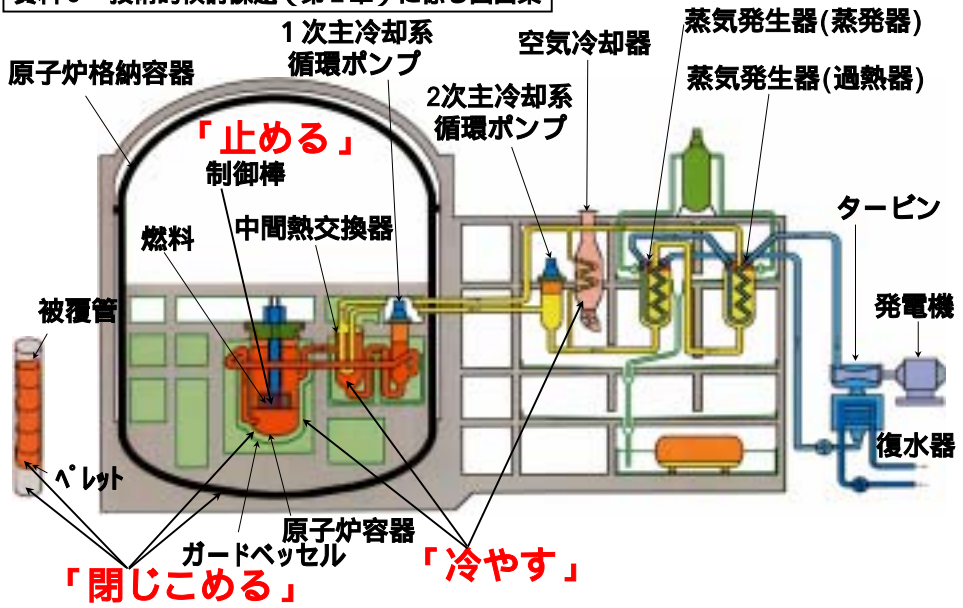


図1-1 高速増殖炉の多重防護(第7回資料)

2次主冷却系配管室（Cループ）

ナトリウム漏えい箇所 中間熱交換器 原子炉

2次主循環ポンプ 蒸気発生器 過熱器

空気冷却器

温度計取付部 近傍の状況

事故の経緯

平成7年12月8日

- 19:47 事故発生。火災検知器発報。
- 19:48 ナトリウム漏えい検知器発報。現場にて煙の発生を確認。
- 20:00 小規模漏えいと判断し、通常停止操作開始
- 20:50 火災検知器の新たな発報（急増）と白煙の増加を確認。
- 21:20 原子炉手動トリップ操作。
- 22:55 Cループ配管部のドレン操作開始。
- 23:13 S G室換気装置が自動停止。

平成7年12月9日

- 0:15 ナトリウム抜き取り完了。

漏えい後の状況

図1-2 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の概要(第2回資料)

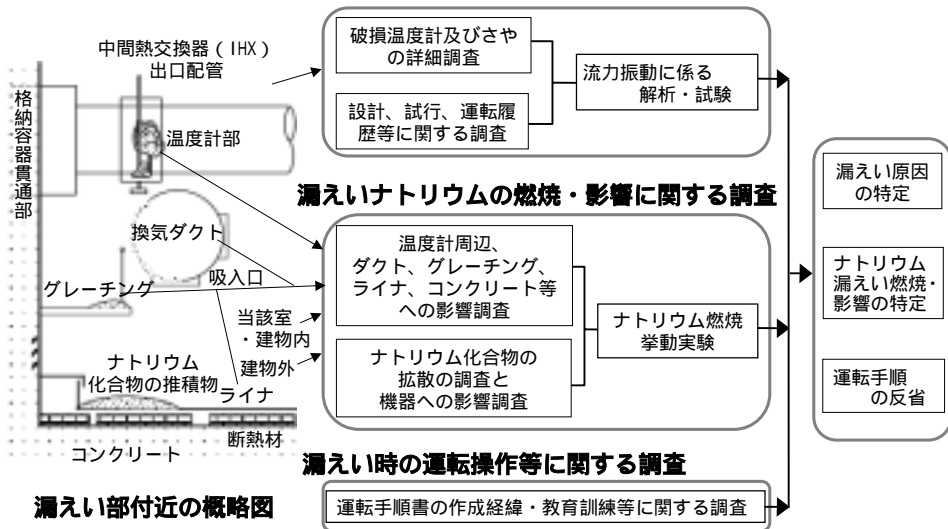


図1-3 2次主冷却系ナトリウム漏えい事故 原因究明調査の流れ

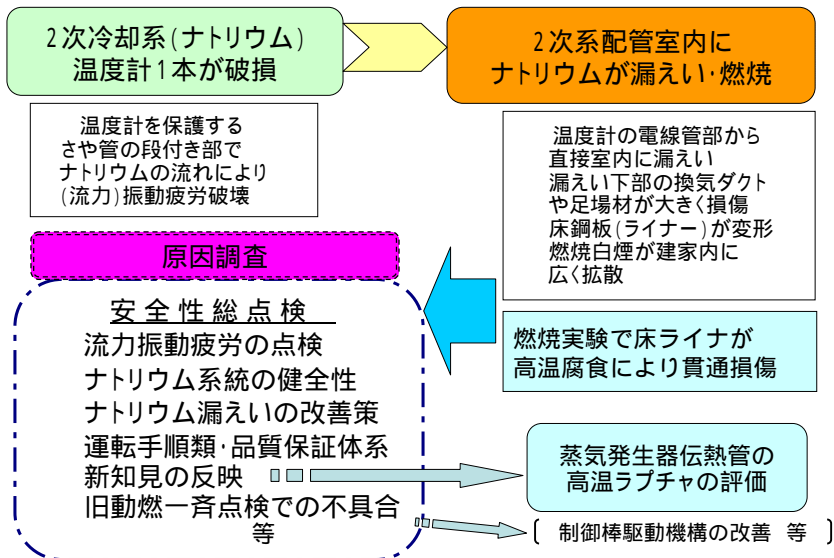


図1-4 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の技術的課題

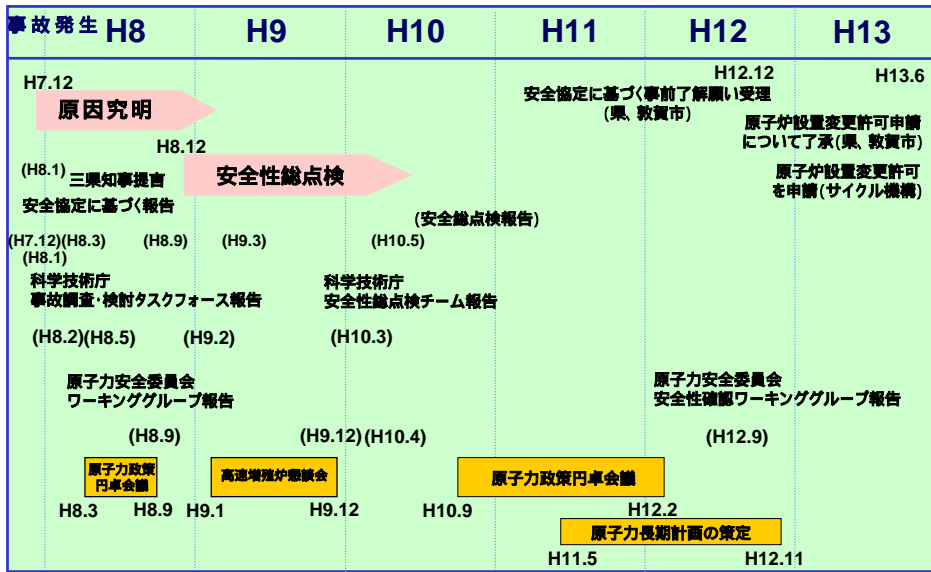


図1-5 「もんじゅ」2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後の主な経過
(第2回資料)

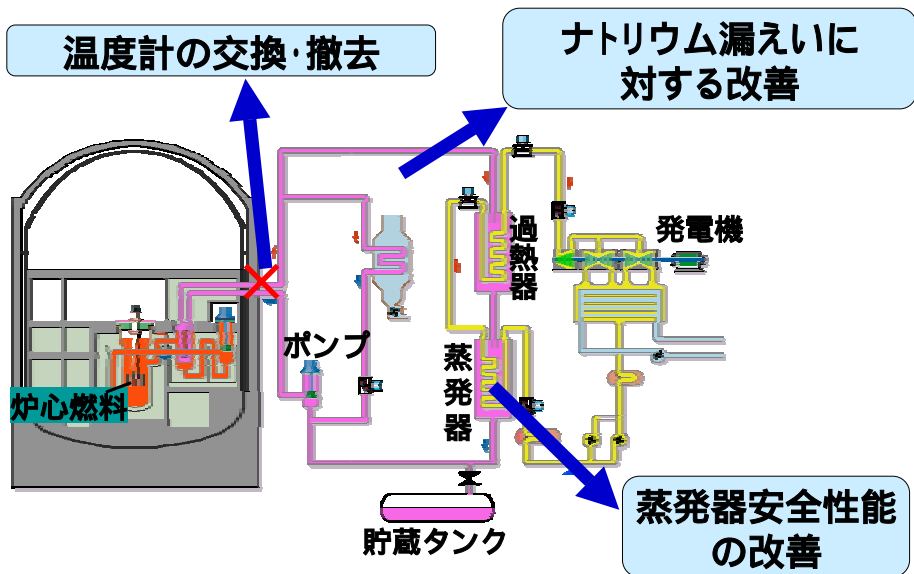


図1-6 「もんじゅ」の設備改造工事計画

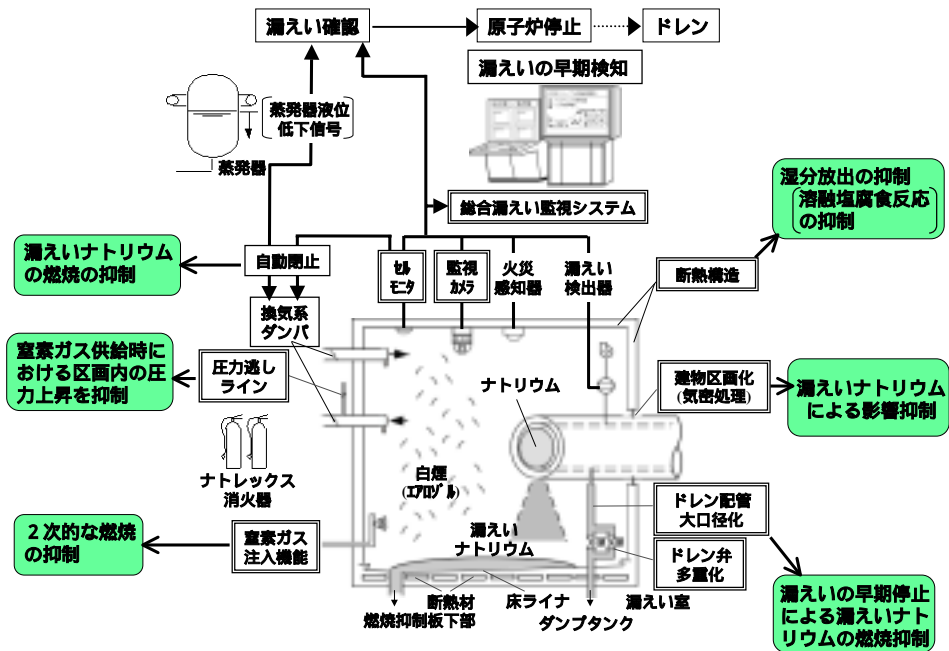


図2-1 2次ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要(1)(第15回資料)

2次ナトリウム漏えい

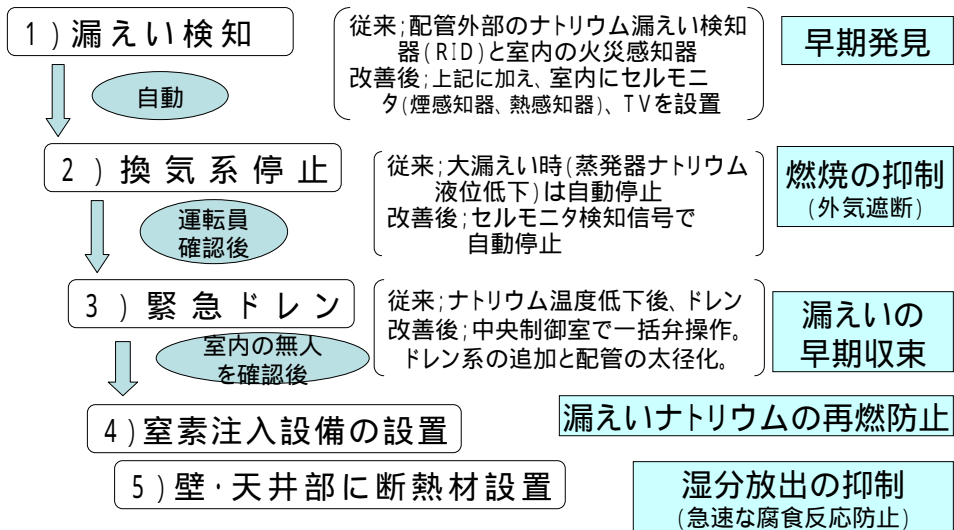


図2-2 2次ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要(2)

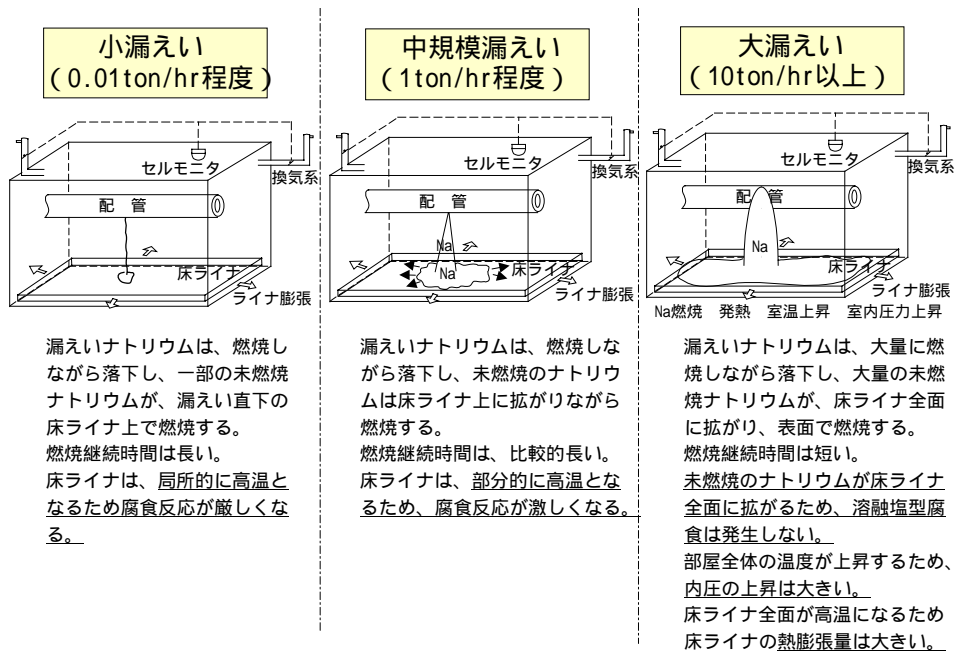


図2-3 漏えい規模と漏えいナトリウム燃烧の状況(第15回資料)

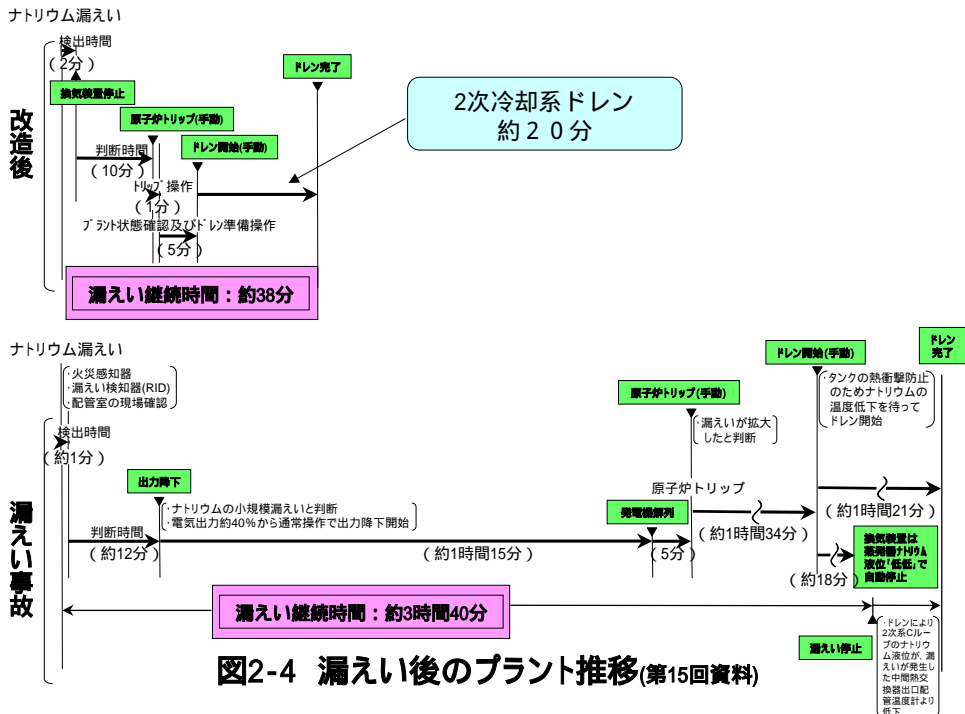


図2-4 漏えい後のプラント推移(第15回資料)

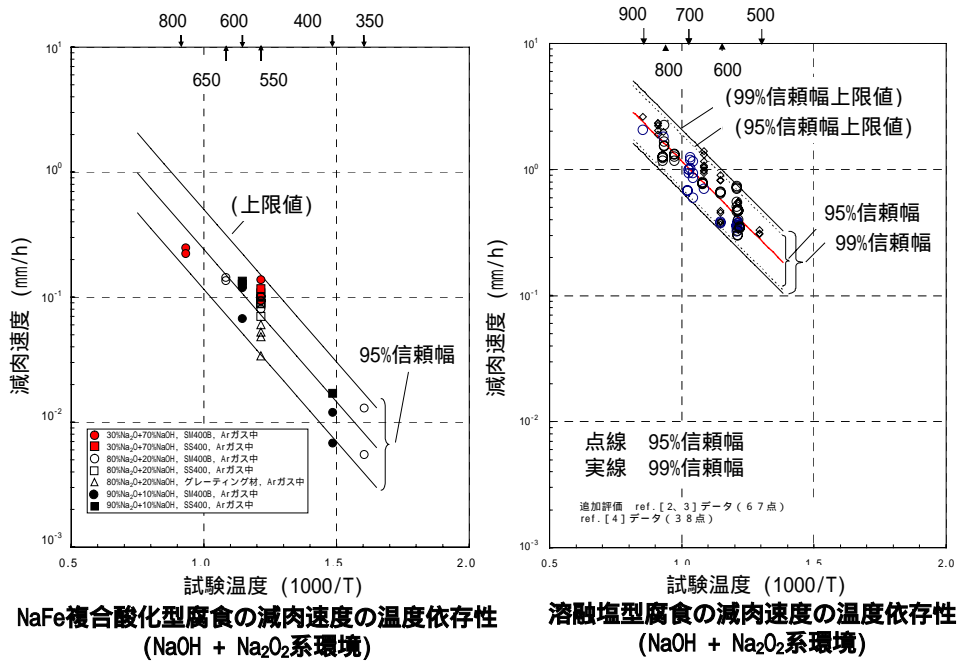


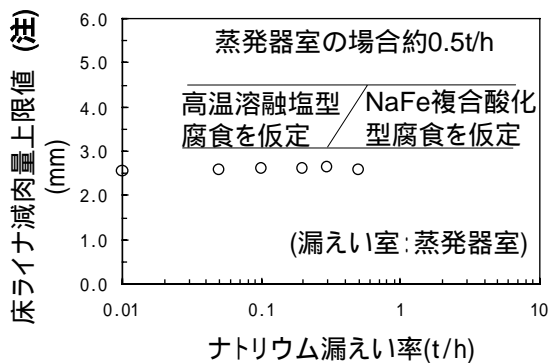
図2-5 腐食の形態と減肉速度の関係(第4回資料)

漏えい室	床ライナ 最高温度	床ライナ 最大減肉量	漏えい率
2次主冷却系配管室 (A446)	約860	約2.6mm	0.7t/h
蒸発器室 (A438)	約870	約2.6mm	0.3t/h
過熱器室 (A439)	約860	約2.6mm	0.4t/h

床ライナの最高温度
約870

床ライナの最大減肉量
は高温溶融塩型腐食を
仮定

約2.6mm



(注) ナトリウム漏えい率が大きく、ナトリウムプール中の金属ナトリウム濃度が高い場合には、Na₂O₂やNaOHが金属ナトリウムにより還元されるため、溶融塩型腐食は生じない。300 以下の時間域においては、NaOH (融点 318.4) は固体で存在するため、ナトリウム鉄複合酸化型腐食となる。配管室の場合の境界は約 1 t/h である。

図2-6 床ライナ減肉量評価結果(第4回資料)

	容積	漏えい量	換気流量	換気の特徴	雰囲気ガス温度	壁コンクリート温度	床ライナ最高温度	堆積物のNaOH生成に寄与し得る水分	腐食
もんじゅ事故	2300m ³ (279t)	640±42kg	390m ³ /分	強制換気	漏えい部を除き40~50推定	漏えい部近傍を除き40	約700~750	殆どなしと推定	約1~1.5mm減肉
漏えい燃焼実験-	100m ³ (鋼製)	240kg	35m ³ /分(うちカメラ約0.7m ³ /分)	強制換気	約320	100以上	約770	殆どなし	約1mm減肉
漏えい燃焼実験-	170m ³ (鋼製)	690kg	35m ³ /分(うちカメラ約31m ³ /分)	カメラからの強制吹き付け	約300	100以上	約850	約80kg	6ヶ所(貫通孔)

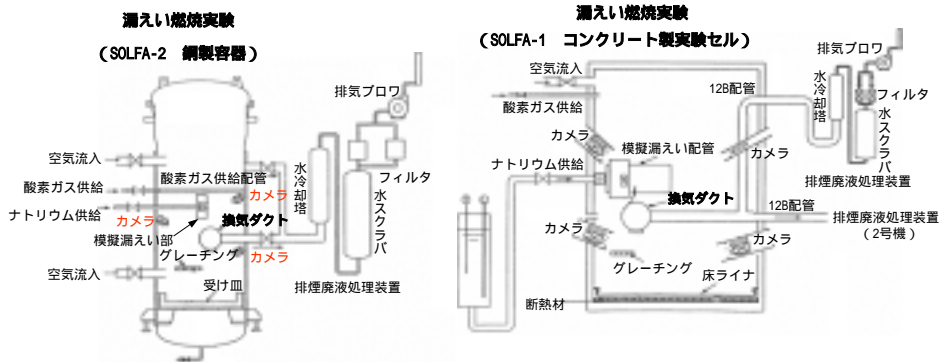


図2-7 もんじゅナトリウム漏えい事故と漏えい燃焼実験(第15回資料)

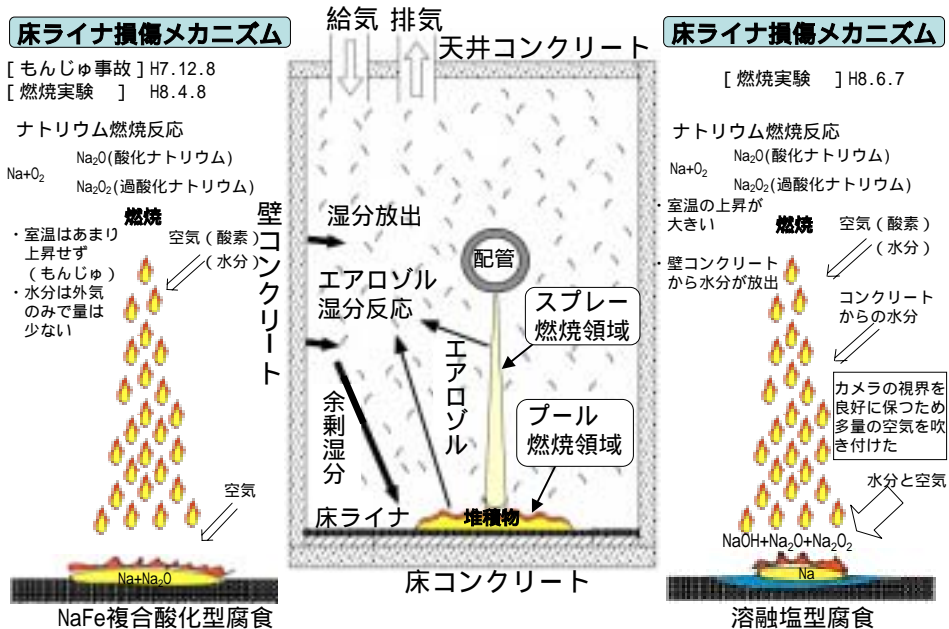
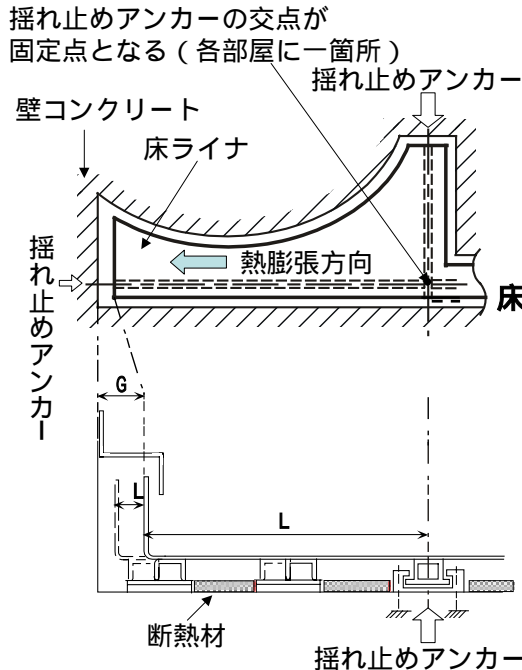


図2-8 ナトリウム燃焼と床ライナ損傷メカニズム(第15回資料)



床ライナと建物壁の干渉評価

	L	評価用 ライナ 長さ (m)	G	L
			ギャップ (mm)	熱膨張量 (mm)
配管室 (A) (A442)	45.5	640	420	405
蒸発器 (C) (A438)	10.8	850	150	111

床ライナと建物壁の干渉評価(補正)

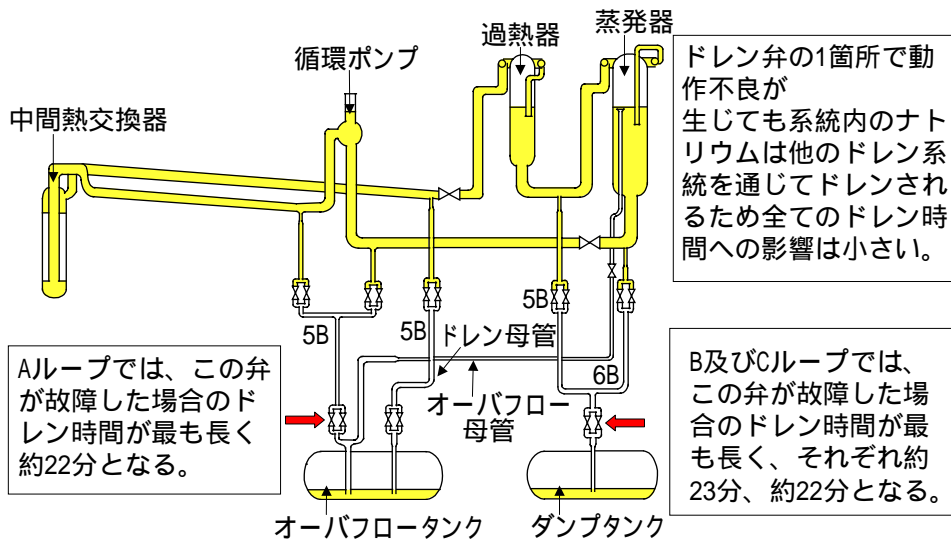
平成15年9月

	L	評価用 ライナ 長さ (m)	G	L
			ギャップ (mm)	熱膨張量 (mm)
配管室 (A) (A442)	45.5	619	425	410
蒸発器 (C) (A438)	10.8	800	160	118

- ・評価用ライナ温度の低下は、断熱材の敷設率を実態に合わせて見直した(低減化した)ことによる。
- ・熱膨張量の増加は、初期温度を 実態に合わせて見直した(低くした)ことによる。
- ・ギャップ幅の増加は、据付時の実測値を使用したことによる。

図2-9 大漏えい時の熱膨張による床ライナと建物の干渉(第15回資料(改))

床ライナ温度及び床ライナ減肉量等の評価に当っては、ドレン所要時間(約20分)に余裕を見て25分としている。



ドレン弁の1箇所で作
作不良が
生じても系統内のナト
リウムは他のドレン系
統を通じてドレンされ
るため全てのドレン時
間への影響は小さい。

Aループでは、この弁
が故障した場合のド
レン時間が最も長く
約22分となる。

B及びCループでは、
この弁が故障した場
合のドレン時間が最
も長く、それぞれ約
23分、約22分となる。

図2-10 弁故障時のドレン所要時間(第15回資料)

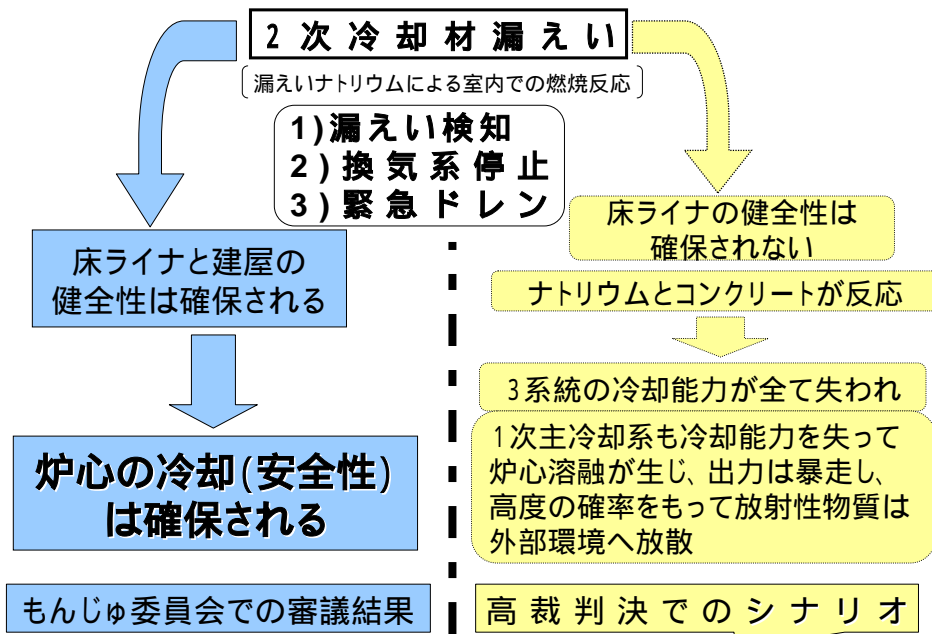


図2-11 2次冷却材(ナトリウム)漏えい事故

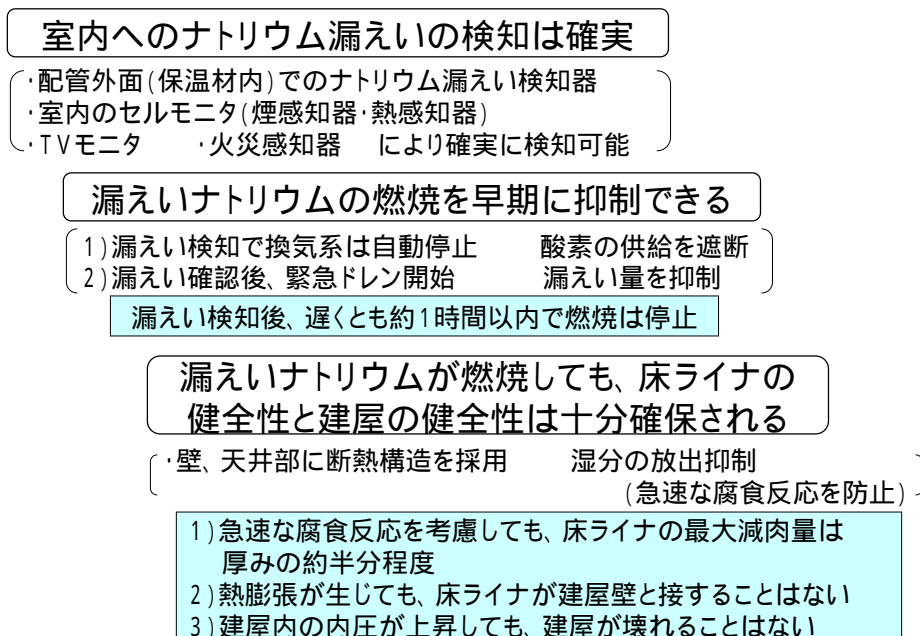


図2-12 2次冷却材漏えいに対する改善策の効果

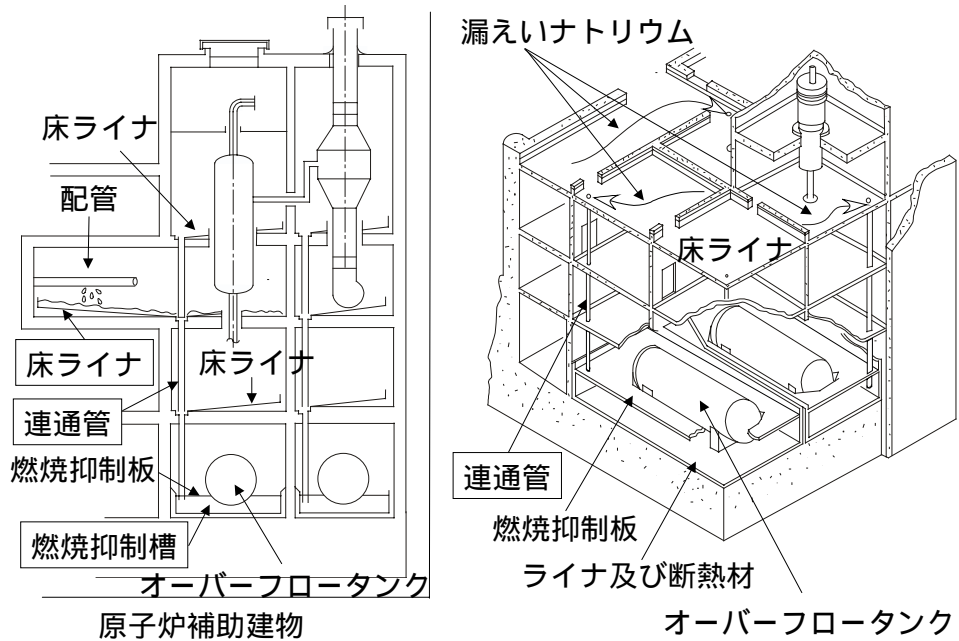


図2-13 床ライナの構造(第15回資料)

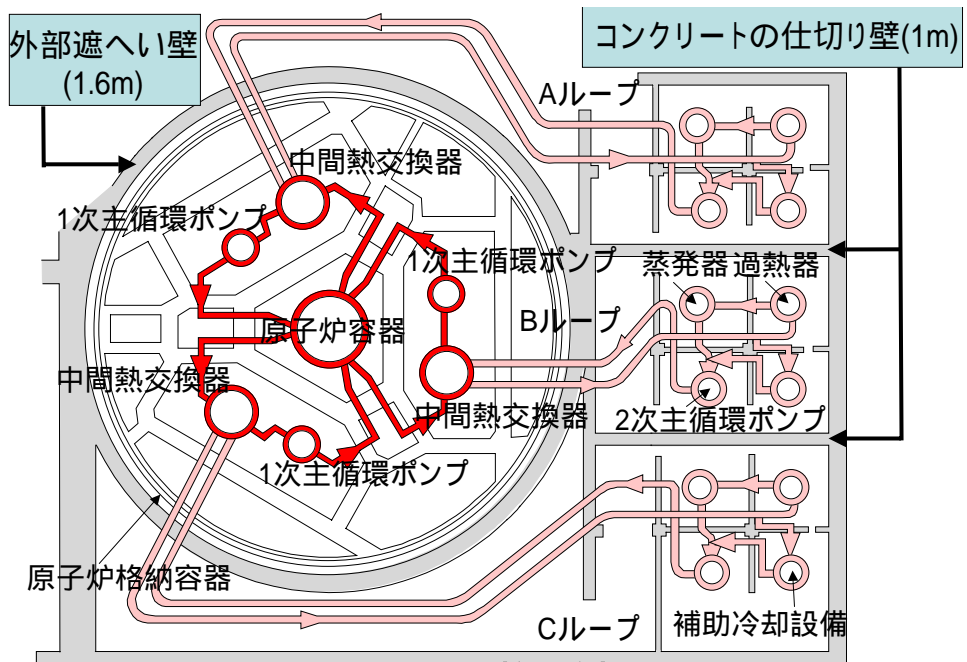
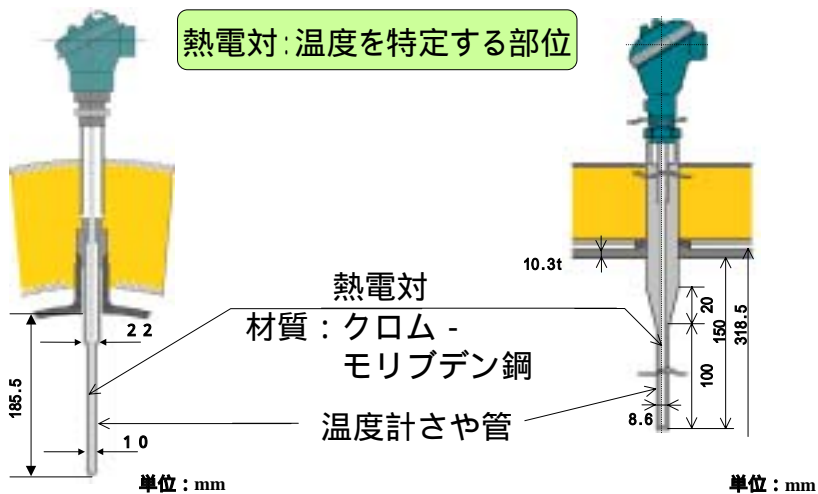


図2-14 原子炉の冷却系



「もんじゅ」の温度計

「常陽」の温度計

約500 の高温領域で
6万時間以上の使用実績

図3-1 温度計の設計

高温構造設計指針(425 を越える領域)にて設計

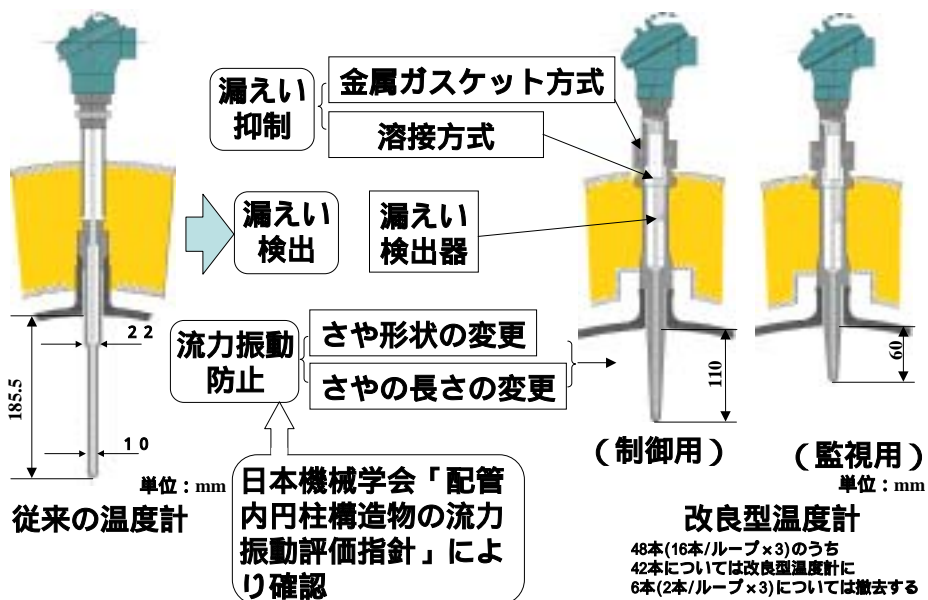


図3-2 2次冷却系改良型温度計の構造(第3回資料)

	液体金属				気体	備考	
	ナトリウム	ナトリウム カリウム	水銀	鉛	ヘリウム	水	
融点 ()	98	11	39	328	-	0	
沸点 ()	881	784	357	1737	-	100	
熱流力特性	代表条件	327	327	277	10MPa 327	15MPa 327	
	比重 (-)	0.87	0.80	12.9	10.6	7.9×10^{-3}	0.66
	熱伝導率 (w/cm · k)	76	26	13	16	0.25	0.50
中性子減速能	小	小	小	小	小	大	
中性子吸収断面積 (10^{-6}cm^{-1})	小	小	小	大	小	小	
	5	28	430	32	0	2	
化学的活性	大	ナトリウム 以上に大	小	小	小	小	

伝熱流動特性値；伝熱工学資料（改定第4版）、日本機械学会（1986年）
NAKAGAWA, Ed., JAPANESE EVALUATED NUCLEAR DATA LIBRARY Ver3, JAERI (July, 1990) 原子力ハンドブック、オーム社

図4-1 各種冷却材の特性(第9回資料)

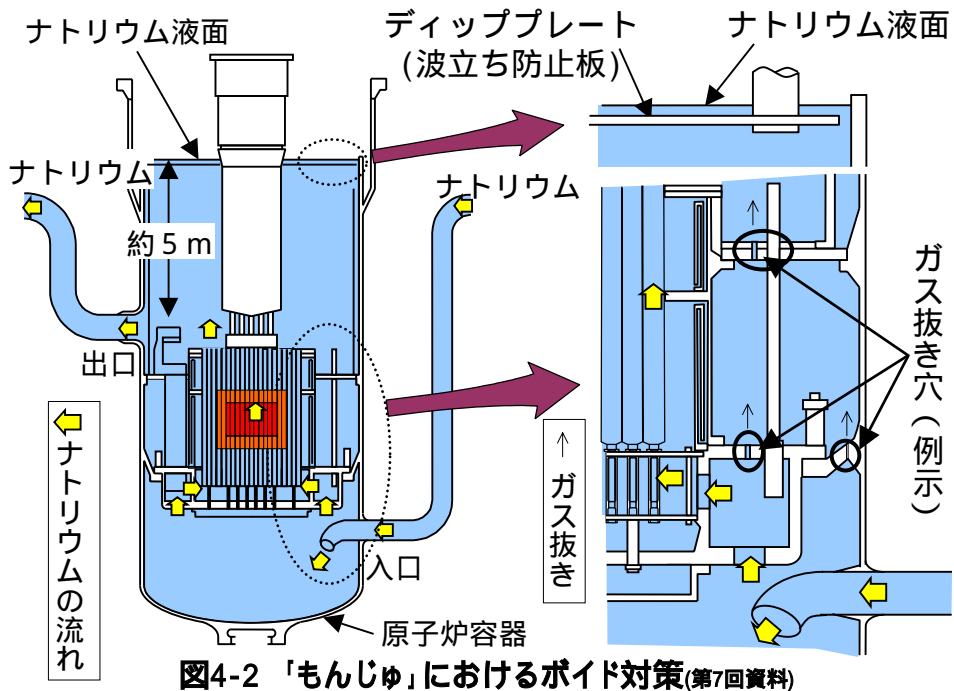


図4-2 「もんじゅ」におけるボイド対策(第7回資料)

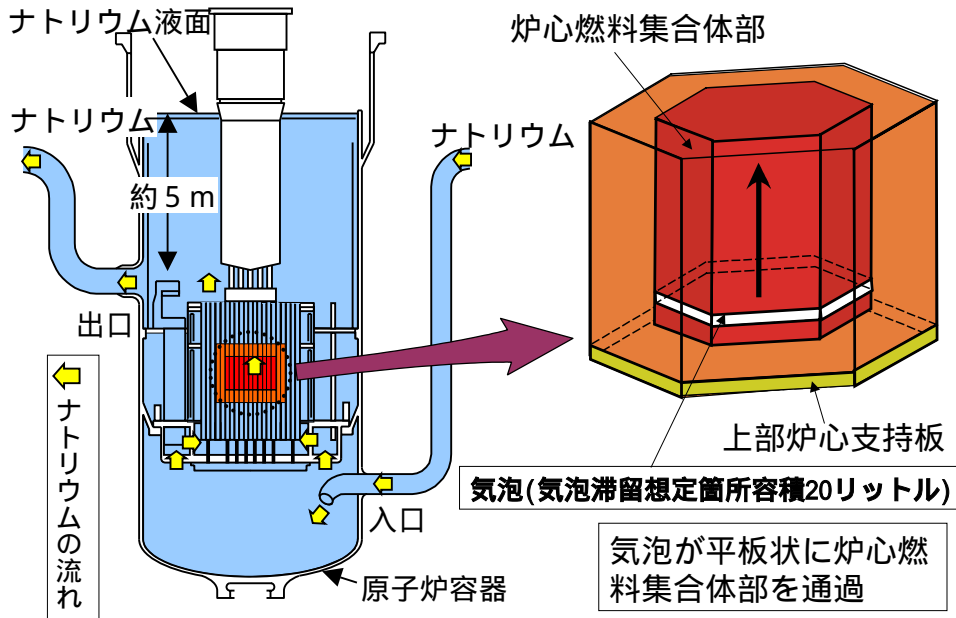


図4-3 「もんじゅ」気泡通過事故の評価の想定イメージ(第7回資料)

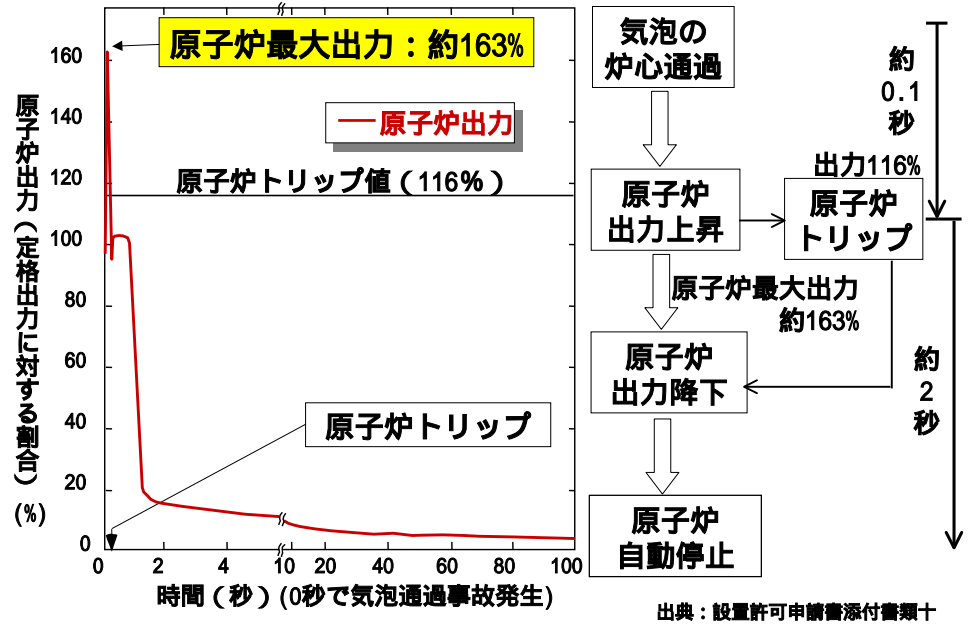


図4-4 「もんじゅ」の気泡通過事故の評価結果(第7回資料)

出典：設置許可申請書添付書類十

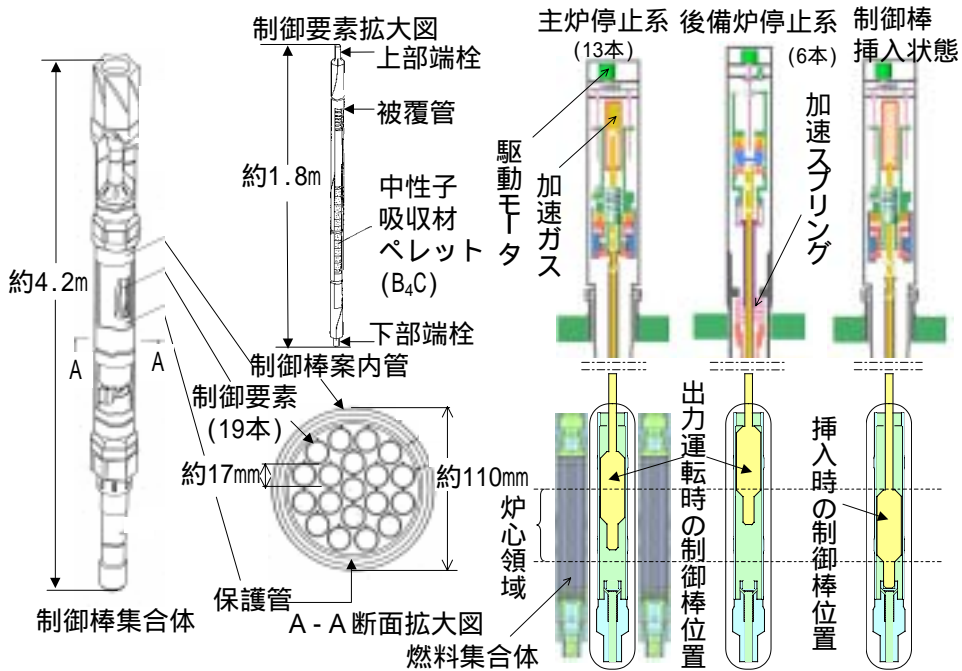
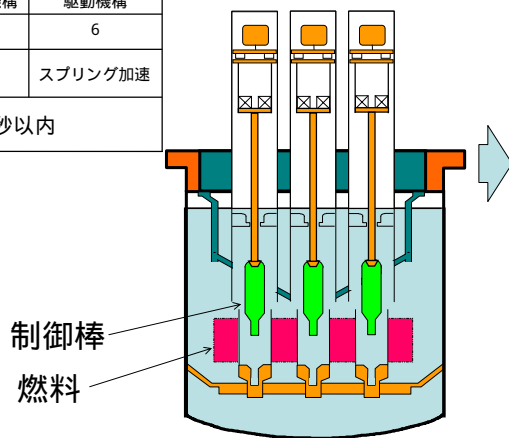


図4-5 制御棒の構造概要説明図(第16回資料)

項目	主炉停止系		後備炉停止系
	微調整棒 駆動機構	粗調整棒 駆動機構	後備炉停止棒 駆動機構
1 本数	3	10	6
2 スクラム時加速方式	ガス圧加速		スプリング加速
3 スクラム時挿入時間	1.2秒以内		



制御棒は確実に挿入される

原子炉は停止

主炉停止系 13本が全部動かなくても、
後備炉停止系 6本のうち2本が挿入されれば原子炉が完全に停止。

図4-6 制御棒挿入の信頼性 (第16回資料)

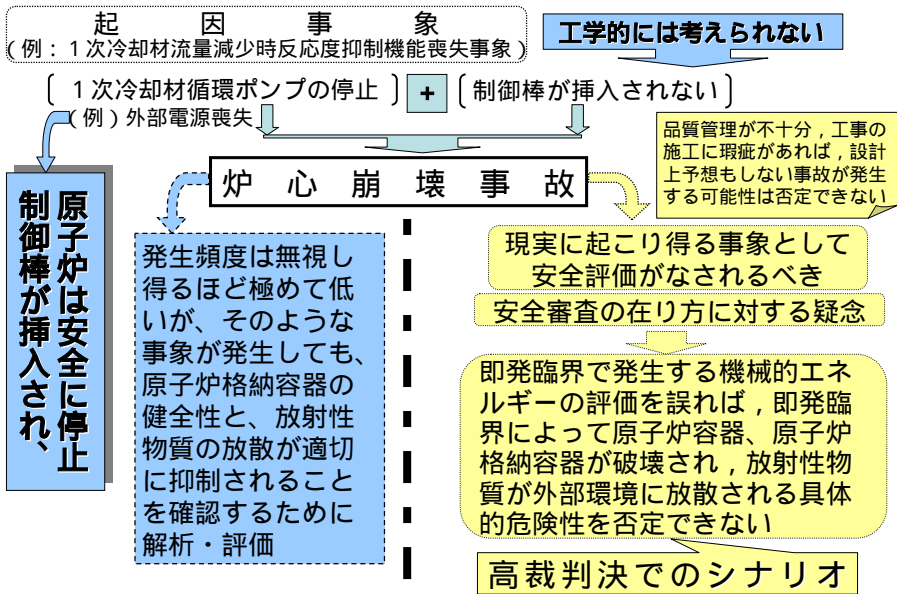


図4-7 委員会の審議結果と高裁判決シナリオ(第16回資料)
(炉心崩壊事故)

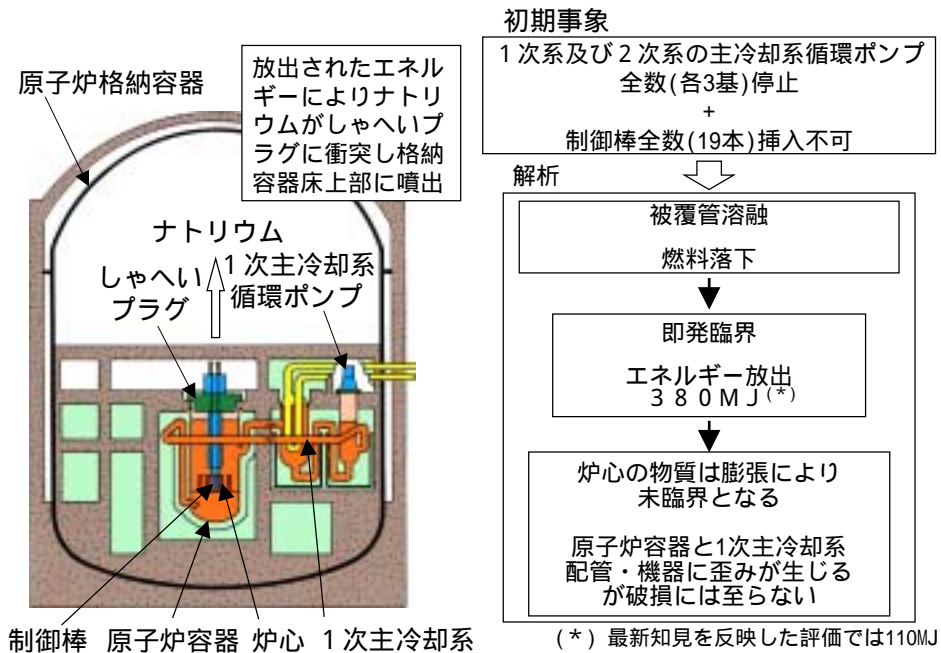


図4-8 安全審査時の「もんじゅ」炉心崩壊事故評価 (第7回資料)

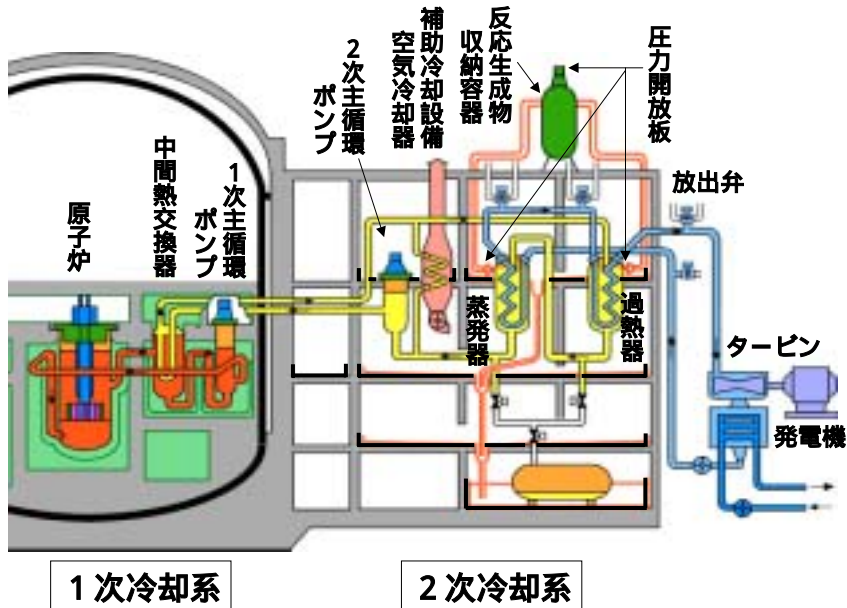


図5-1 「もんじゅ」冷却系の概要(第17回資料)

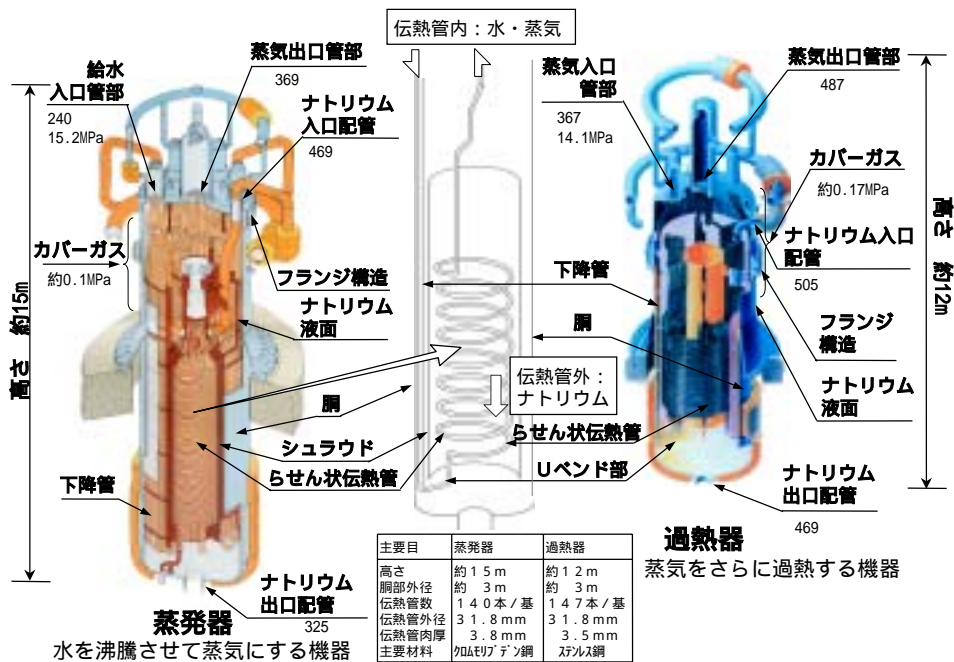
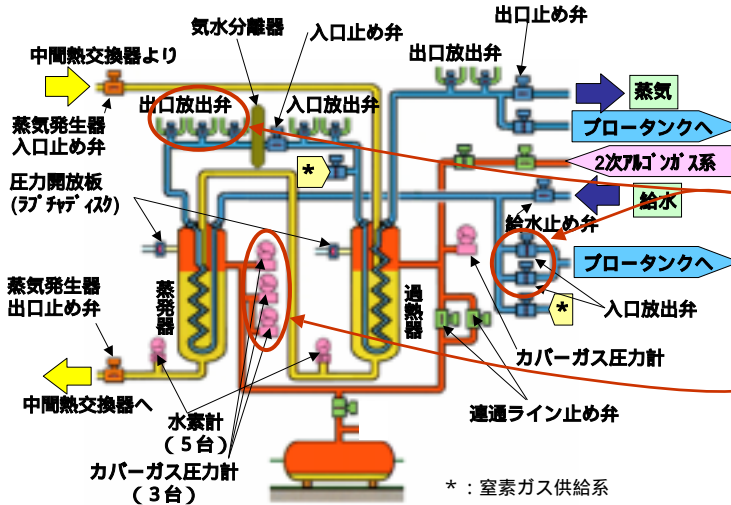


図5-2 蒸気発生器の概要(第5回資料)

ブローダウン性能の強化



水・蒸気ブローダウンをより早期に完了するため、蒸気発生器入口放出弁を1個/ループから2個/ループに、出口放出弁を2個/ループから3個/ループにそれぞれ増設する。

検出機能の強化
水漏えいを確実に検知するため、カバーガス圧力計を2個/ループから3個/ループに増設し、警報・インタロックの動作条件を2 out of 2 から2 out of 3 に変更する。
また警報・インタロックの設定値を約170から約150 (kPa[gage]) に変更する。

図5-3 蒸気発生器ブローダウン性能の改善に係る設備の改造等 (第15回資料)

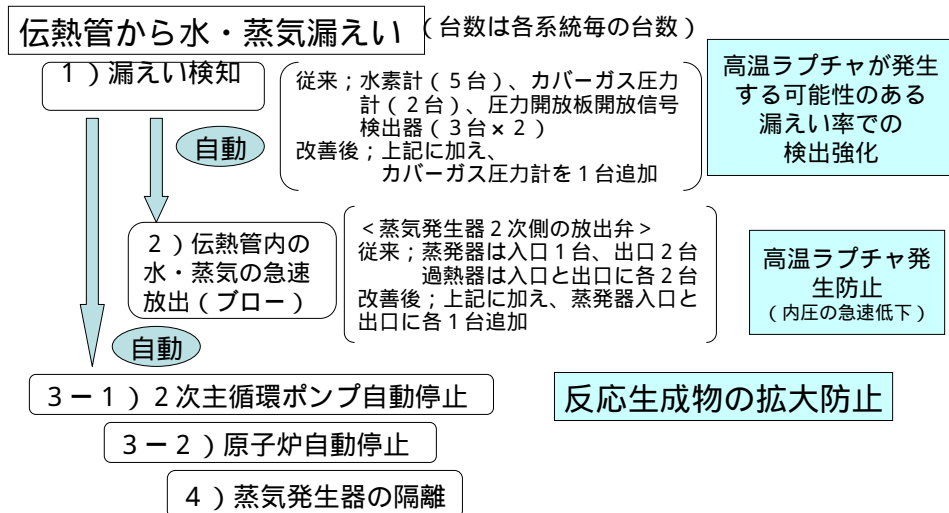


図5-4 蒸気発生器伝熱管漏えいに対する改善策

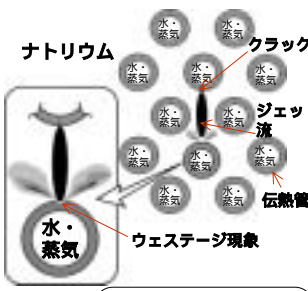

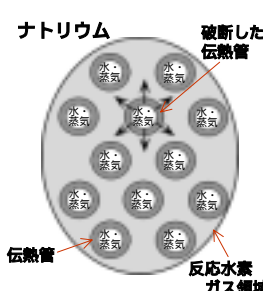

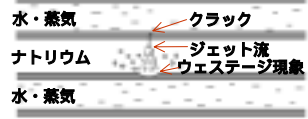

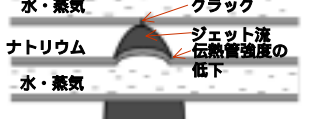
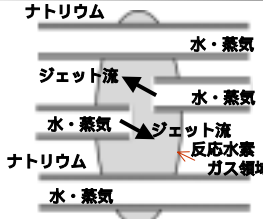
小漏えい (水漏れ率: ~数十g/s)	中漏えい (水漏れ率: 数十g/s~数kg/s)	大漏えい (水漏れ率: 数kg/s~)
ナトリウム・水反応によって生じた高温で侵食性のあるジェット流が、隣接する伝熱管に当たり、伝熱管壁が損耗する現象(ウェステージ)という)が問題となる。	ナトリウム・水反応によって生じた高温で侵食性のあるジェット流が、隣接する伝熱管を加熱することで伝熱管の機械的強度が低下し、内圧により破裂する現象(「高温ラプチャ」という)に注意する必要がある。	ウェステージや高温ラプチャによる破損伝播は発生しないが、多量の水素ガスが発生するため、圧力の上昇が2次系設備の健全性に影響を与えないか注意が必要がある。
		
 <p>ウェステージにより破損させた伝熱管モデル(試験体)</p> 	 <p>高温ラプチャにより破損させた伝熱管モデル(試験体)</p> 	

図5-5 蒸気発生器伝熱管破損時の水漏れ率と主要な現象(第5回資料)

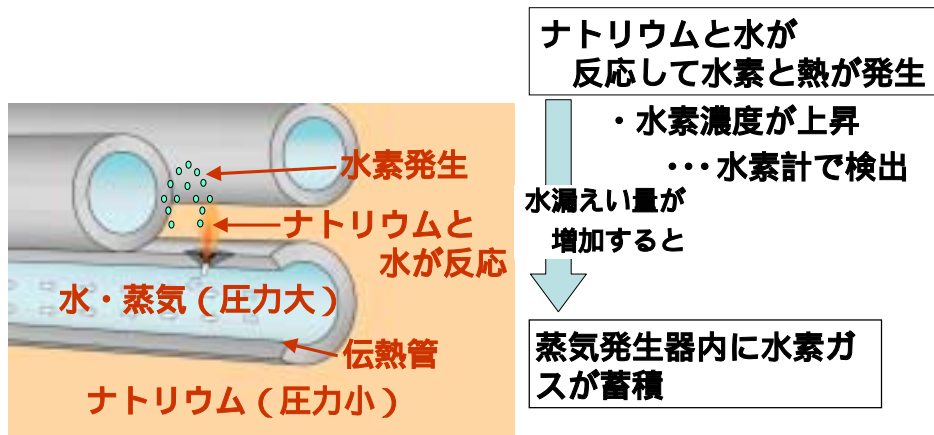


図5-6 伝熱管破損による水素の発生と検出(第5回資料)

蒸気発生器伝熱管の水・蒸気の放出時間

	改造前	改造後
蒸気発生器	約100秒*	約70秒*

* : 15MPa(定格状態)から0.8MPaまでの時間。

なお、過熱器の水・蒸気の放出時間は約20秒である。

伝熱管の水・蒸気放出容量

	放出弁	放出容量	備考
蒸気発生器	入口放出弁	約340t/h × 2個/ループ	改造前: 1個/ループ
	出口放出弁	約120t/h × 3個/ループ	改造前: 2個/ループ
過熱器	入口放出弁	約120t/h × 2個/ループ	高温ラプ チャに余 裕がある ので改造 しない。
	出口放出弁	約93t/h × 2個/ループ	

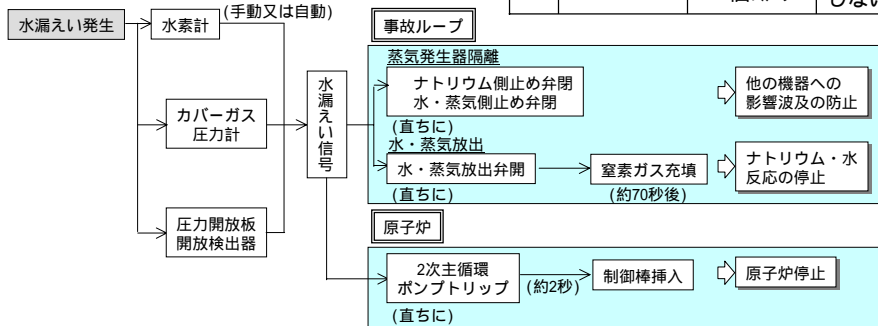


図5-7 水・蒸気放出弁の改造効果(第15回資料)

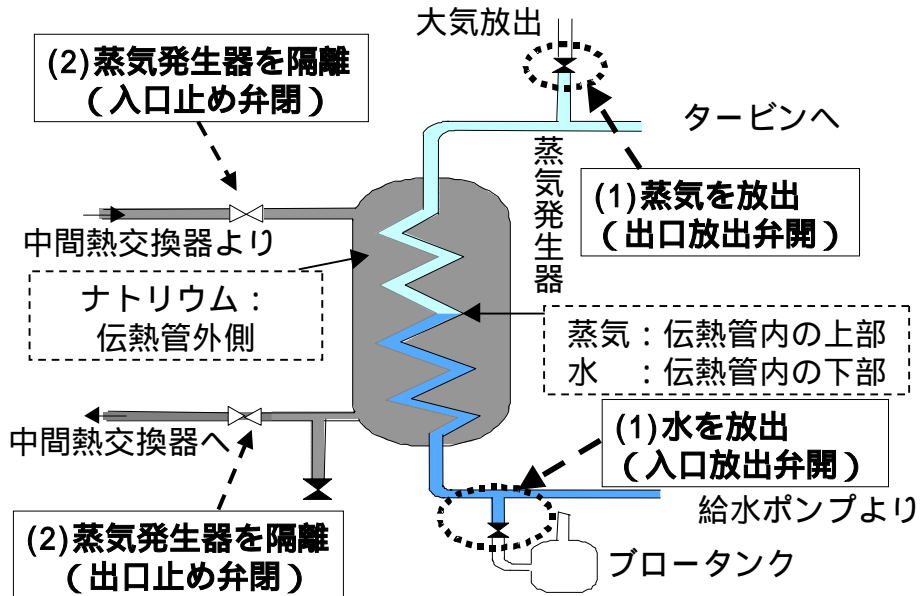


図5-8 伝熱管破損時の対応(蒸気発生器隔離方法)

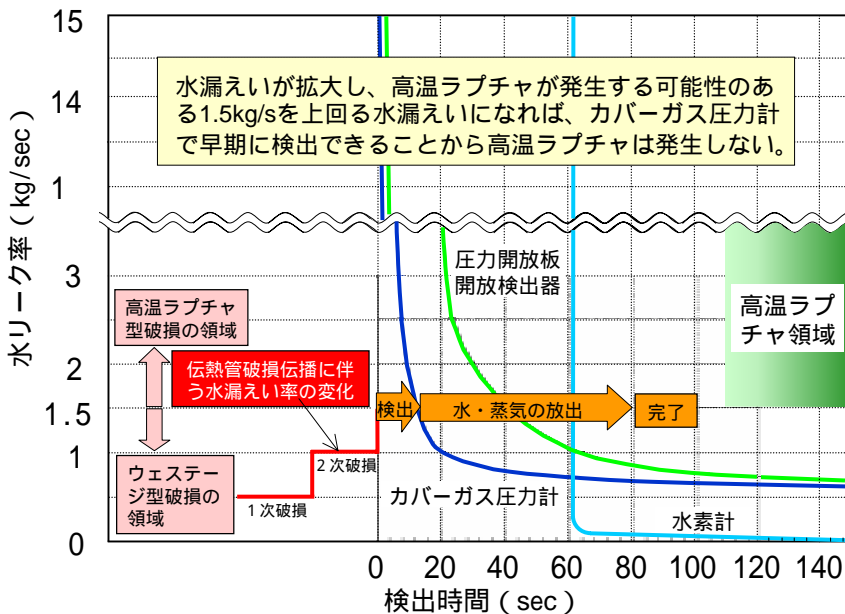
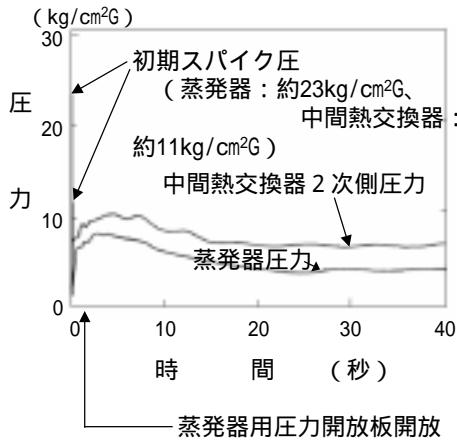


図5-9 水リーク検出と伝熱管破損伝播(定格条件)(第15回資料)

(パラメータ)	-	改造前設備			改造後設備		
伝熱管肉厚	mm	3.5			3.5		
運転状態	-	定格	40% 給水	10% 給水	定格	40% 給水	10% 給水
水リーク位置*	-	管束部中部			管束部中部		
水漏えい検出	-	カバーガス圧力計 (設定値1.7kg/cm ² G)			カバーガス圧力計 (設定値1.5kg/cm ² G)		
水ブロー 開始時間 (Na側条件)	秒	14	15	18	11	12	14
反応域最高温度	-	1,170	1,170	1,110	1,170	1,170	1,110
応力/引張強さ	-	0.87	0.94	0.81	0.86	0.79	0.74
累積損傷和	-	0.70	0.84	0.99	0.34	0.33	0.52

* : 水リーク位置は結果が最も厳しくなる位置
: 判断基準、この数値が1を超えると解析上、高温ラプチャが発生すると判断される。
注) 40%及び10%給水流量は制御誤差考慮のケース。

図5-10 「もんじゅ」蒸発器高温ラプチャ解析結果のまとめ(第15回資料)



	中間熱交換器 (2次側)	蒸発器
通常運転時圧力	約5~6 kg/cm²G	約1~2 kg/cm²G
最高使用圧力*	約10 kg/cm²G	約5 kg/cm²G
蒸気発生器伝熱管破損事故時圧力	約11 kg/cm²G	約23 kg/cm²G

* 最高使用圧力とは、通常運転時の圧力に設計上の余裕を加えて定めた圧力。

機器	発生圧力	材料の弾性範囲を超える圧力(注)	材料が破断する圧力(注)
蒸発器 (クロムモリブデン鋼、469)	約23kg/cm²G	約38kg/cm²G	約67kg/cm²G
中間熱交換器 (ステンレス鋼、505)	約11kg/cm²G	約25kg/cm²G	約84kg/cm²G

(注) 圧力は、各機器の最高運転温度における材料の応力、外径、厚みから、JIS圧力容器設計の公式を用いて算出される。

発生圧力が材料の弾性範囲内であり、破損する圧力までには十分な余裕を確認

図5-11 蒸気発生器伝熱管破損事故時の各部の圧力変化(第15回資料)

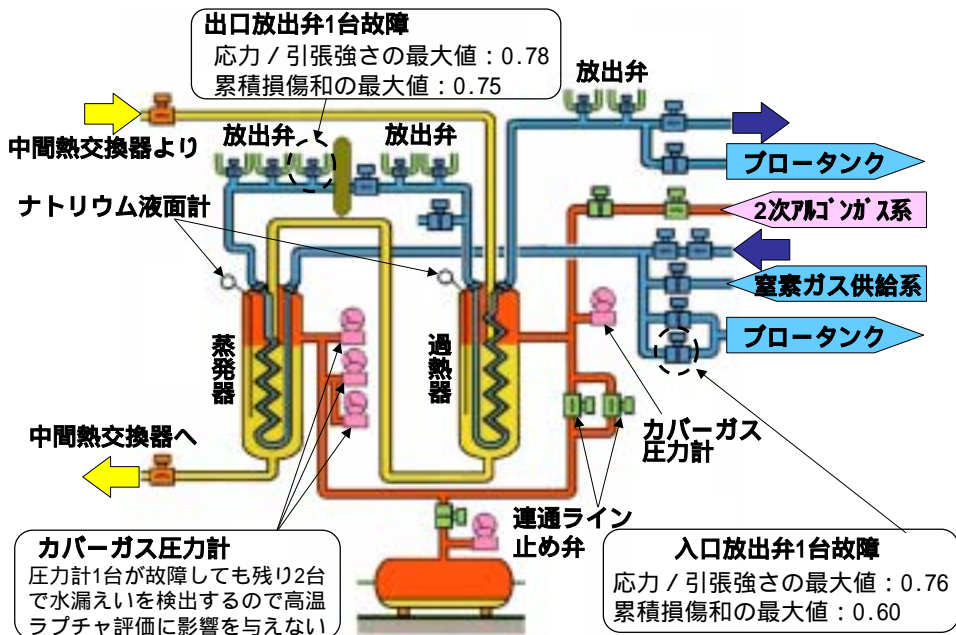


図5-12 高温ラプチャに対する余裕評価 (第17回資料)

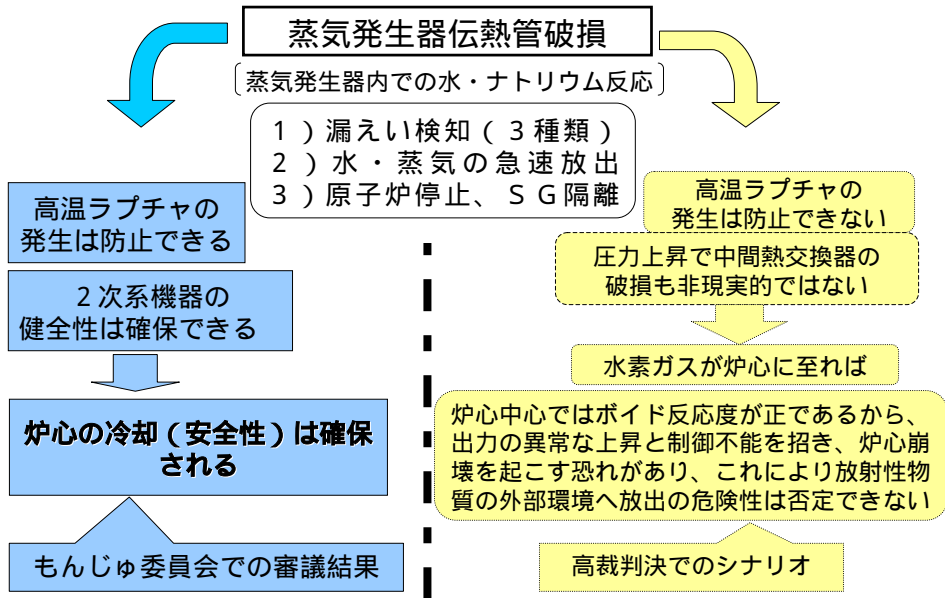


図5-13 委員会の審議結果と高裁判決シナリオ(第16回資料)
 (蒸気発生器伝熱管破損事故)

伝熱管からの水・蒸気漏えいの検知は确实

- ・ナトリウム中水素計
- ・カバーガス圧力計
- ・圧力開放板開放検出器
- の3種類により确实に検知可能

伝熱管内の圧力を急速に低下できる

- 1) 漏えい検知で水・蒸気の急速放出開始 管内圧の低下
- 2) 2次主循環ポンプ自動停止 原子炉停止、SG隔離 等 水漏えい影響の拡大防止

高温ラブチャ型の破損伝播は防止できる

伝熱管からの水漏えいが発生しても、蒸気発生器や配管、中間熱交換器等、機器の健全性は十分確保される

伝熱管1本瞬時破断時の瞬時の圧力上昇、その後のウェステージ型破損伝播での圧力上昇を考慮しても、各機器が損傷することはない。

図5-14 蒸気発生器での改善策の効果

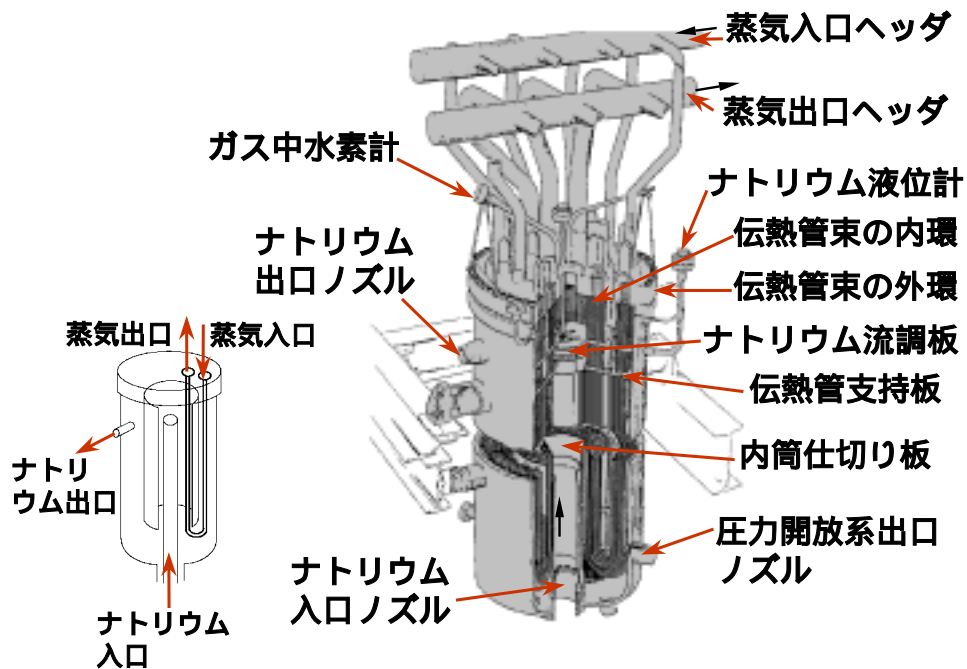
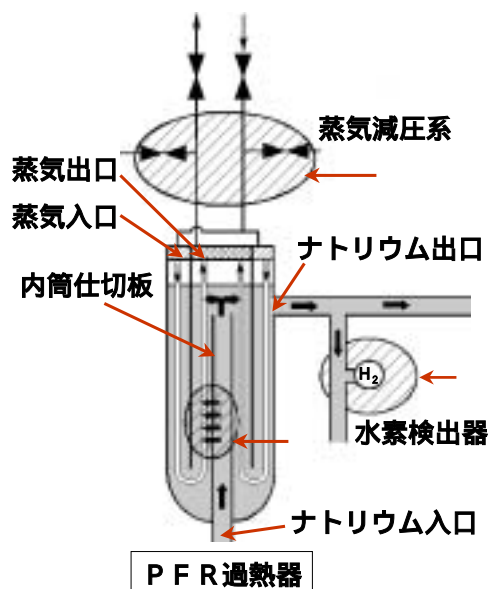


図5-15 PFRの過熱器 (第5回資料)



PFR過熱器

事故時の PFRの状況	もんじゅの状況
内筒の仕切り板 隙間からの流れが伝熱管を 振動	内筒は溶接による管構造で隙間 無し
事故当時、水 素検出器が故 障したまま運 転した	水素濃度が監視 できない状態 では運転しない
過熱器に高速 減圧系 ^(*) が未 設置	全ての蒸気発生 器に高速減圧系 ^(*) が設置
(*)高速減圧系 伝熱管破損時に高速で水・蒸気を排 出することを目的とする動作の速い 弁を用いた大容量の減圧系統。	

英国では改善策を実施して運転再開

もんじゅでは設備対応済み

図5-16 英国PFRの事故の原因と「もんじゅ」の状況 (第5回資料)

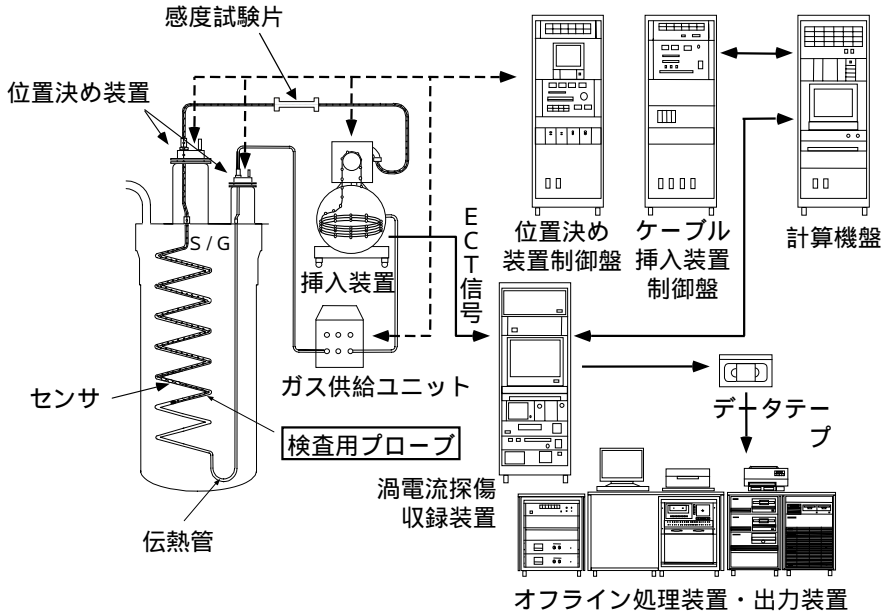
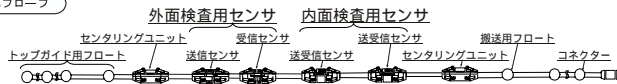


図6-1 伝熱管検査装置の概要 (第3回資料)

もんじゅ蒸気発生器伝熱管の検査用プローブ

	もんじゅ		軽水炉 (PWR)
	蒸発器	過熱器	
伝熱管材質	クロムモリブデン鋼	ステンレス鋼	インコネル
磁気的性質	強磁性体	非磁性体	非磁性体
外径×肉厚	31.8mm × 3.8mm	31.8mm × 3.5mm	22.23mm × 1.27mm

1. 標準プローブ



		センサの構造	プローブの構造
蒸発器 強磁性体としての工夫	伝熱管内面検査用	マルチセンサ (励磁コイルと検出コイルが一体の構造であり、コイルは周方向に3分割型) 3分割型コイル 	リモートフィールドセンサ マルチセンサ
	伝熱管外面検査用	リモートフィールドセンサ (励磁コイルと検出コイルが離れた構造である) 励磁コイル 検出コイル 	センタリングユニット 伝熱管の中にプローブを挿入して管の内外面を検査する
過熱器 厚肉としての工夫		過熱器用センサ (励磁コイルと検出コイルが一体の構造であり、3周波多重探傷方式: 40KHz; 20KHz; 10KHz) 励磁・検出一体型コイル 	過熱器用センサ センタリングユニット

図6-2 「もんじゅ」蒸気発生器伝熱管の検査用プローブ (第3回資料)

1 プローブ単体での欠陥の検出性能

検査装置のプローブ単体の欠陥検出性能は、クロムモリブデン鋼など強磁性体材料よりステンレス鋼などの非磁性体材料の方が、また外面欠陥より内面欠陥の方が良好である。最も検出が難しい強磁性体材料の外面での検出性は現状で以下の程度である。

- ・全周減肉欠陥（幅10mm、全周）：板厚の2%減肉
 - ・局部減肉欠陥（幅10mm、周方向長さ10mm）：板厚の20%減肉
 - ・周方向ノッチ状欠陥（幅0.5mm、周方向長さ10mm）：板厚の75%深さ
 - ・軸方向ノッチ状欠陥（幅0.5mm、軸方向長さ10mm）：板厚の75%深さ
 - ・ピンホール状欠陥（3mm）：板厚比95%深さの穴
- 参考 内面軸方向ノッチ状欠陥：板厚の50%深さ
（幅0.5mm、軸方向長さ10mm）

2 検査装置での減肉欠陥の検出性能

(1) 検査目標

- ・伝熱管板厚の20%深さ減肉の検出。

(2) 検出可能な減肉欠陥（実物大の模擬試験装置による検査装置機能試験）

- ・蒸発器 内面；2.5%深さ相当、外面；5～10%深さ相当
- ・過熱器 内面；1%深さ相当、外面；2%深さ相当

図6-3 現有検査装置の検出性(1)(第3回資料)

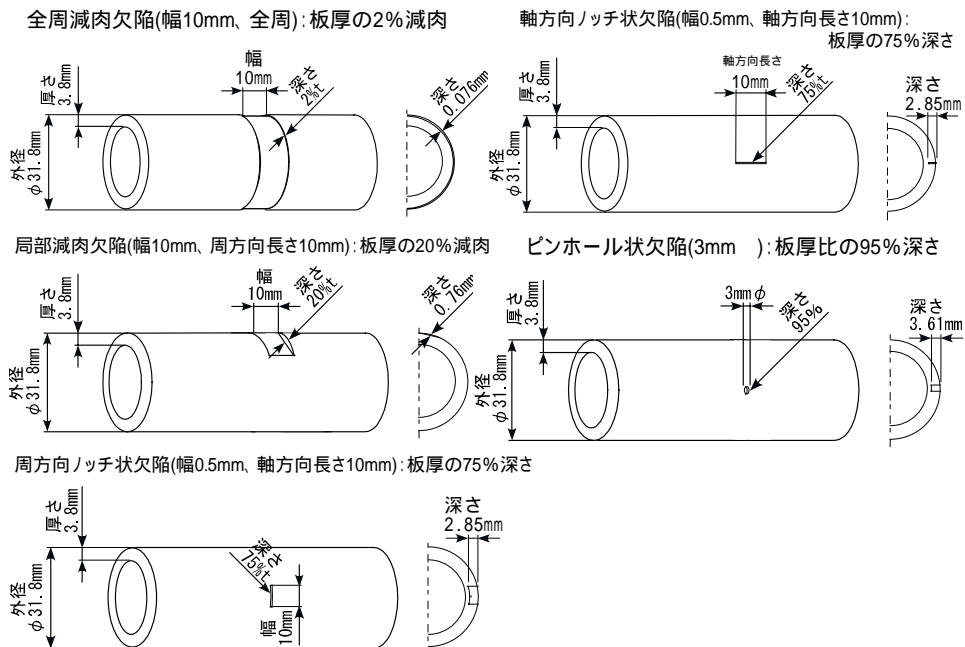


図6-4 現有検査装置の検出性(2)(強磁性体材料外面)(第15回資料)

渦電流探傷 (ECT) の検査目標精度

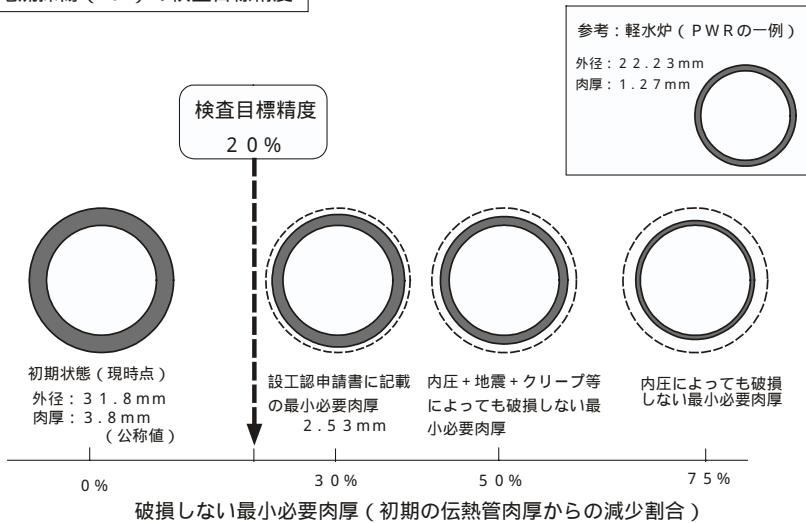


図6-5 渦電流探傷 (ECT) の検査目標精度 (第3回資料)

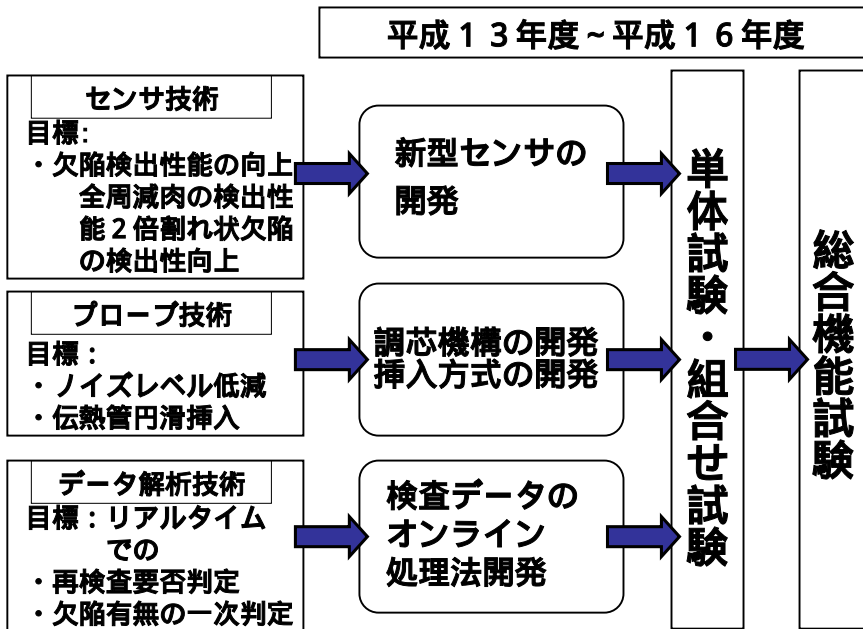


図6-6 蒸気発生器伝熱管の検査装置開発計画 (第6回資料)

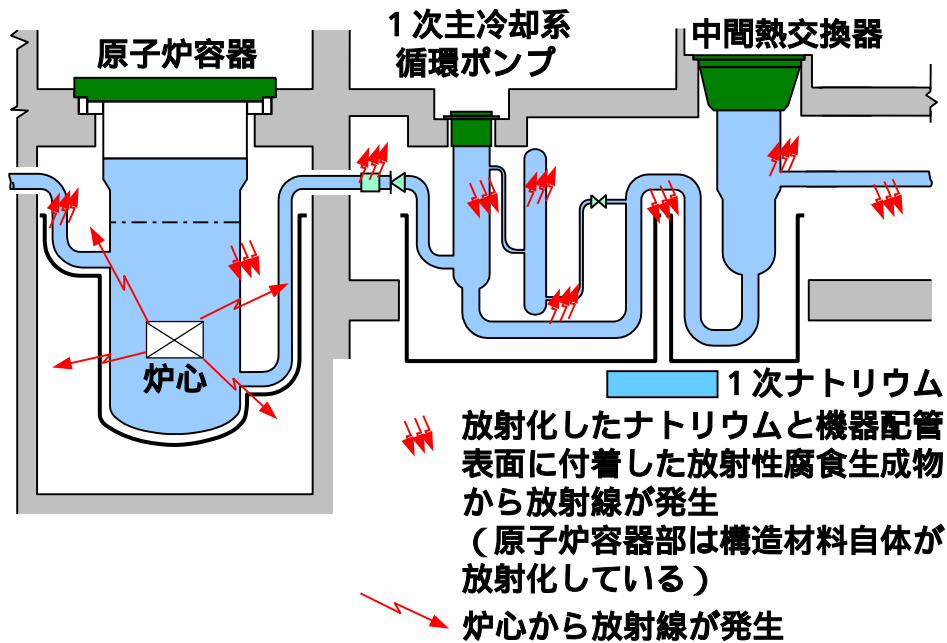


図7-1 1次冷却系機器配管等から発生する放射線模式図(1)(12回資料)

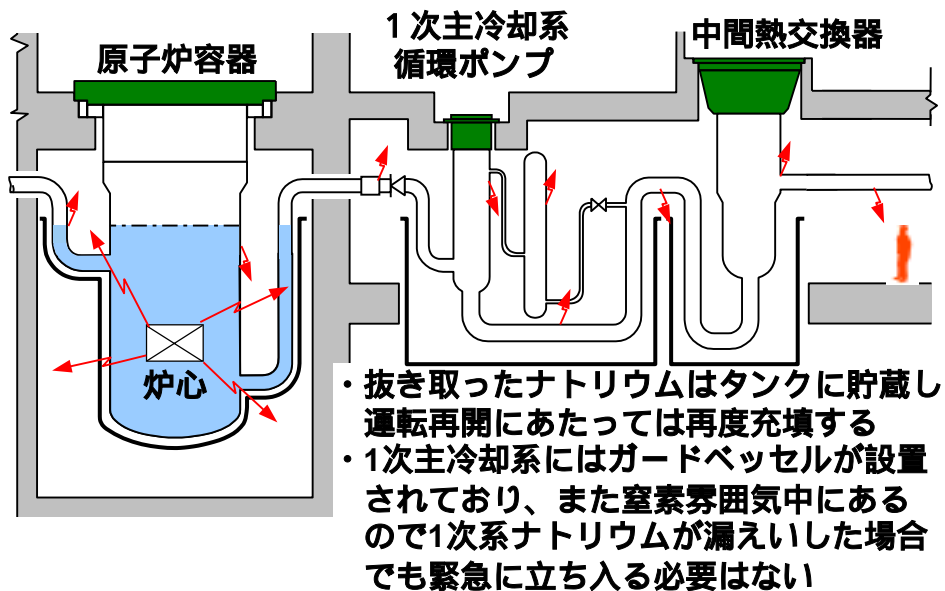


図7-2 1次主冷却系機器配管等から発生する放射線模式図(2)
(1次系ナトリウム抜き取り後)(第12回資料)

もんじゅ（高速増殖炉）の特徴

冷却材に沸点の高い**ナトリウム**を使用

低压条件
 高温条件

薄肉構造を採用

もんじゅと軽水炉の比較

		「もんじゅ」	軽水炉（PWR）
冷却材		ナトリウム	水
冷却材 温度	原子炉入口	約400	約290
	原子炉出口	約530	約325
冷却材圧力 (炉心出口圧力)		約0.2MPa (約1.6kgf/cm ²)	約15.4MPa (約150kgf/cm ²)

(大気圧：約0.1MPa)

図8-1 「もんじゅの」特徴と軽水炉との比較

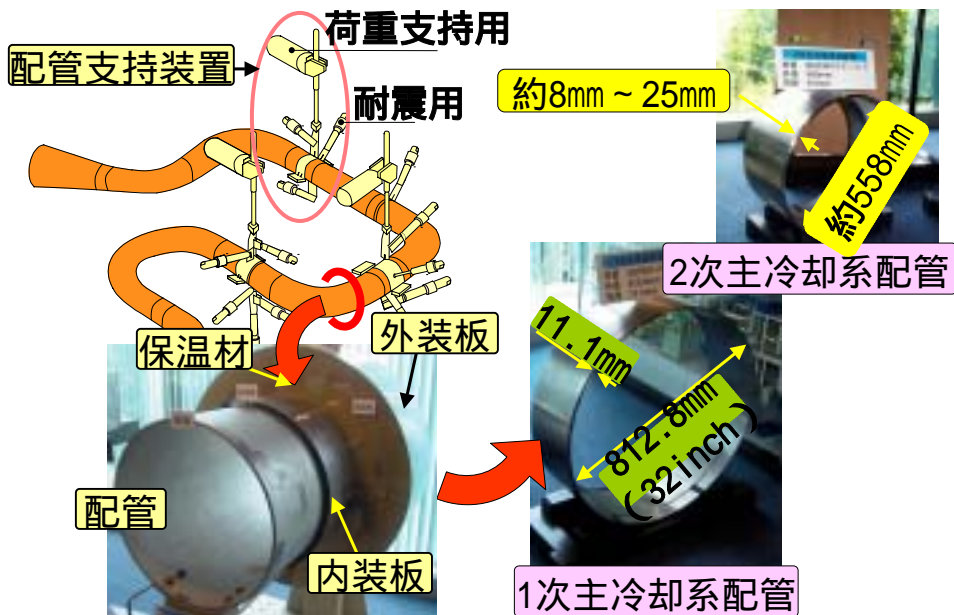


図8-2 「もんじゅ」の配管構造 (第10回資料)

配管支持装置の役割

熱膨張による緩やかな変位は拘束しない。

地震等の急速な力に対しては、配管を拘束する。

メカニカル防振器

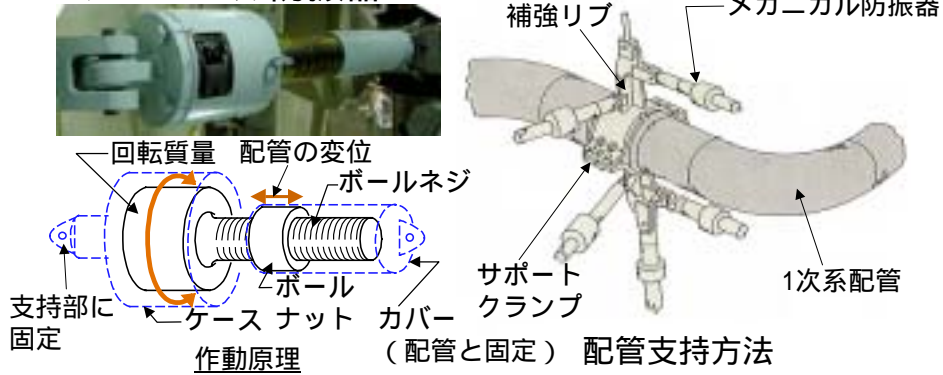


図8-3 配管支持装置(第10回資料)

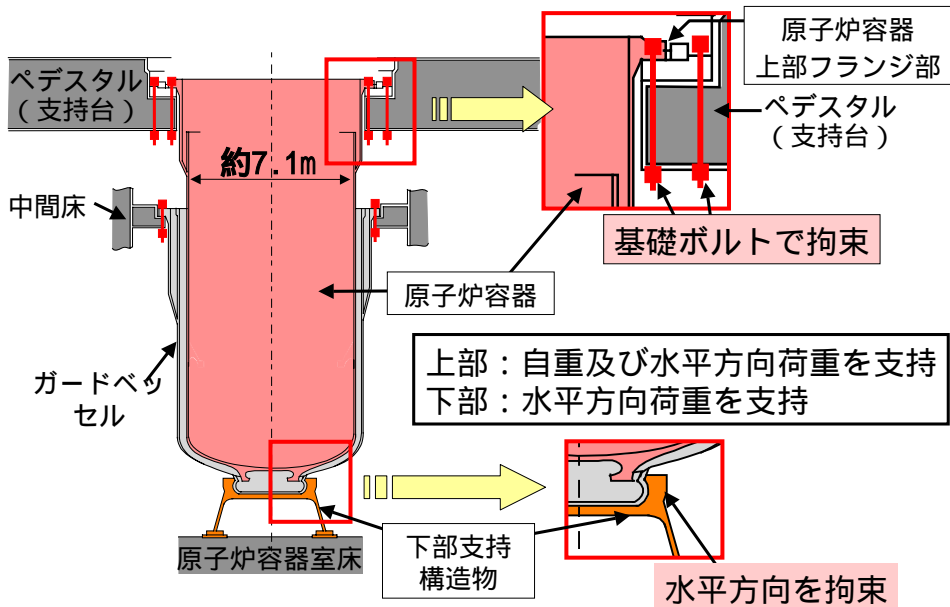


図8-4 原子炉容器の設計(支持部)(第10回資料)

	トラブル事例	プラント	国	発生	INES評価
1	1次アルゴンガス系への空気の混入によるナトリウム純度低下及び原子炉停止	スーパーフェニックス	フランス	90/07/03	2
2	反応度低下による原子炉停止	フェニックス	フランス	90/09/09	2
3	液体放射性廃棄物の外部漏えい（ポンプ誤操作による溢水）	BN-600	ロシア	92/12/23	2
4	1次ナトリウム純化系配管からのナトリウム漏えい	BN-600	ロシア	93/10/06	1
5	2次系配管からのナトリウム漏えい	BN-600	ロシア	94/05/06	1
6	蒸気発生器からの蒸気漏れ	スーパーフェニックス	フランス	94/11/15	0
7	2次冷却材ポンプの誤停止（潤滑油系の定期切替失敗）による原子炉出力低下	BN-350	カザフスタン	96/06/17	0
8	蒸気発生器の給水配管からの蒸気漏れ	BN-350	カザフスタン	97/01/22	0
9	蒸気発生器の給水配管からの蒸気漏れ	BN-350	カザフスタン	97/03/23	0
10	中間熱交換器細管での微細割れ	フェニックス	フランス	98/11/06	該当せず

出典 国際原子力事象尺度に基づく事故・故障事例集(日本原子力研究所)

参考図1 海外のFBRプラントにおける主なトラブル事例

	レベル	基準（最も高いレベルが当該事象の評価結果となる）			参考事例 〔INESの公式評価でないものが含まれている〕	
		基準1：所外への影響	基準2：所内への影響	基準3：深層防護の劣化		
事故	⑦ （深刻な事故）	放射性物質の重大な外部放出 〔ヨウ素131等価で数万テラベクレル相当以上の放射性物質の外部放出〕			チェルノブイリ事故 (1986年)	
	⑥ （大事故）	放射性物質のかなりの外部放出 〔ヨウ素131等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出〕				
	⑤ 〔所外へのリスクを伴う事故〕	放射性物質の限られた外部放出 〔ヨウ素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出〕	原子炉の炉心の重大な損傷		スリーマイルアイランド事故 (1979年)	
	④ 〔所外への大きなリスクを伴わない事故〕	放射性物質の少量の外部放出 〔公衆の個人の数ミリシーベルト程度の被ばく〕	原子炉の炉心の重大な損傷 / 従業員の致死量被ばく		JCO臨界事故 (1999年)	
異常事象	③ 〔重大な異常事象〕	放射性物質の極めて少量の外部放出 〔公衆の個人の十分の数ミリシーベルト程度の被ばく〕	所内の重大な放射性物質による汚染 / 急性の放射線障害を生じる従業員の被ばく	深層防護の喪失		
	② 〔異常事象〕	安全上重要ではない事象	所内のかなりの放射性物質による汚染 / 法定の年間線量限度を超える従業員の被ばく	深層防護のかなりの劣化	美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷 (1991年)	
	① 〔逸脱〕			運転制御範囲からの逸脱	もんじゅナトリウム漏えい (1995年)	
尺度以下	① 〔尺度以下〕			0 +	安全に影響を与え得る事象	
				0 -	安全に影響を与えない事象	
評価対象外		安全に関係しない事象				

シーベルト(Sv)は、放射線が人体に与える影響を表わす単位。（ミリは1,000分の1） 出展：資源エネルギー庁「原子力2002」
 ベクレル(Bq)は、放射線物質の量を表わす単位。（テラは10¹²=1兆）

「深層防護の劣化」基準によればレベル0、セーフティカルチャーの欠如などがあつたことを加味したレベル

参考図2 国際原子力事象評価尺度(INES)