

# もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会（第2回）

## 議事次第

日時：平成26年1月14日（火）15:00～18:00

場所：航空会館201号室

1. 委員長挨拶、配布資料の確認、前回議事録の確認
2. 議事
  - 1) ピアレビュー委員会の進め方について  
(敦賀本部 FBR 安全技術センター 堺研究主席)
  - 2) 設計基準ベースの論点事項について
    - ①静的機器の単一故障の考え方  
(敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 市川)
    - ②原子炉停止系の考え方  
(敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 木曾原研究主幹)
    - ③崩壊熱除去系の考え方  
(敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター 運営管理室 木曾原研究主幹)
  - 3) ナトリウム冷却炉に特有な事象について
    - ①蒸気発生器の水リークの考え方  
(敦賀本部 FBR 安全技術センター ナトリウム技術開発グループ 浜田グループリーダー)
    - ②ナトリウム漏えいの考え方  
(敦賀本部 FBR 安全技術センター ナトリウム技術開発グループ 浜田グループリーダー)
  - 4) 今後の進め方について

以上

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会  
第1回審議の議事内容（案）

平成 25 年 12 月 27 日

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会事務局

開催日時：平成 25 年 12 月 24 日（火） 15：00～18：05

開催場所：航空会館 201 会議室

出席者：委員長 齋藤 伸三 原子力機構 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター 所長  
 委員長代理 岡本 孝司 東京大学大学院 工学系研究科 原子力専攻 教授  
 委員 片岡 勲 大阪大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授  
 委員 近藤 悟 原子力機構 東海研究開発センター  
 原子力科学研究所 所長  
 委員 杉山 憲一郎 北海道大学 名誉教授  
 委員 村松 健 東京都市大学 工学部原子力安全工学科 特任教授  
 委員 与能本 泰介 原子力機構 安全研究センター 原子炉安全研究ユニット  
 熱水力安全研究グループ 研究主席・グループリーダー  
 以上 7 名（委員は五十音順）

原子力機構 松浦 祥次郎 理事長  
 山野 智寛 理事  
 中井 良大 敦賀本部 FBR 安全技術センター センター長代理  
 堺 公明 敦賀本部 FBR 安全技術センター 研究主席  
 飛田 吉春 次世代原子力システム研究開発部門 研究主席  
 小野田 雄一 敦賀本部 FBR 安全技術センター

配布資料：

- 資料 1-1 平成 25 年度 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 委員名簿
- 資料 1-2 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会の進め方について
- 資料 1-3 「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について  
 (5) 項事象評価の経緯と内容
- 資料 1-4 高速炉の特徴を踏まえた事故シナシケンスグループについて(1)  
 ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等
- 資料 1-5 高速炉の特徴を踏まえた事故シナシケンスグループについて(2)  
 ②格納機能を確保するために必要な措置

議事内容：

(1) 委員長・委員長代理選出

事務局より、準備会にて委員長として齋藤委員が選出された旨の報告があり、齋藤委員長の指名で委員長代理として岡本委員が選出された。

## (2) ピアレビュー委員会の進め方について

機構から今後の委員会の進め方について説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ①目的に「科学的知見に基づき」とあるが、理想論とならないように工学的な「技術的知見」が重要であるので、両者を記載すべき。
- ②規制庁のハードによる規制をベースに考えているようだが、ハードを付加することによりさらにリスクを増大することのないように、国際基準に基づき PRA 等も利用してソフトも含めて総合的なリスクを下げしていく視点で考えていくべき。
- ③東京電力福島第1発電所での事故の反省に立って、外的事象による過酷事故はなんとしても防ぐ必要がある。著しい自然現象に対して、もんじゅ特有な事象があれば議論してほしい。自然現象の専門家の意見も聞くべき。
- ④世間一般的には FBR は軽水炉より事故対策が大変と考えられているが、FBR は自然循環の流路が確保されれば、空気で冷却可能であることが東京電力福島第1発電所事故後の対策検討の中で詳細に示されている。それらの技術的事実を広く一般へ提示して行くことが重要である。

さらに、委員からは以下の質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

- ⑤放射性物質の拡散対策が軽水炉で検討されている。軽水炉に比べて FBR は難しいが対応方針はあるか。
- ⑥フィルタ付きベントについてはどう考えるのか。

## (3) 「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について

機構から「もんじゅ」における(5)項事象評価（従来の過酷事故評価）に関し、その経緯と事象推移を説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ⑦(5)項事象は当時の世界情勢も踏まえ、新規制基準における重大事故や国際標準における設計拡張状態（DEC）を先取りして評価していたものとする。
- ⑧(5)項事象の評価結果の判断基準は、「放射性物質の放散が適切に抑制されること」としており、頻度を考慮し設計基準事故と異なる判断基準を用いていることは妥当と考えられる。37条と位置づけた場合、新規制基準や国際標準に照らしても妥当な判断基準で評価すべき。
- ⑨最新の解析コードを使用した評価結果や事象推移については、この委員会でも議論したので、評価の方向性を今後検討すべき。
- ⑩原子力学会新型炉部会での基準に関する検討も参考としてほしい。

## (4) 高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて(1)

### -①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等-

機構からもんじゅの事故シーケンスグループ選定の方針および選定について説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ⑪後備炉停止系をS A対策設備として位置付け、主炉停止系を設計基準対処設備としているロジックについて、単一故障に対する多重性、原子炉停止系の多様性の観点から整理した資料を作成して説明すること。
- ⑫炉停止系について、耐震の観点からの裕度がどれくらいあるのか。また、PWR, BWR, FBRを対象とした制御棒挿入性の比較等を提示してほしい。
- ⑬高温構造に対する地震時の構造健全性についても、全般的な考え方を説明してほしい。
- ⑭原子炉停止時の想定事象について、十分厳しい状況を考慮していることなど事象想定の根拠をより詳細に説明してほしい。

## (5) 高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて(2)

### -②格納機能を確保するために必要な措置-

機構からもんじゅの事故シーケンスグループ選定：格納機能の確保および(5)項事象の取り扱いについて説明した。委員からは、主として以下の意見が出された。

- ⑮(5)項事象については、過去の経緯等に縛られることなく、新たに技術的視点から適切に選定し直してほしい。
- ⑯ナトリウム固有の事象（ナトリウム燃焼、凍結等）について、欠落することなく網羅的に説明してほしい。
- ⑰福島事故後に PRA 標準が見直されており、サポート系の故障に起因する事象といったものが特に議論されているので、これらについても十分に議論してほしい。また、火災、内部溢水の対策についても考え方を示してほしい。
- ⑱本日の説明からは、格納容器への大きな負荷は無いとの印象を受けたが、リスクが小さな事象も想定されるのであれば定量的に示してほしい。格納容器に対して厳しい事象を網羅的に選定し、影響と頻度を総合的に勘案・検討してほしい。メンテナンス冷却系の実効性が重要である。

以 上

# もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会の 進め方について



日本原子力研究開発機構  
FBR安全技術センター

1

## 目次

- 委員会の開催スケジュール
- 前回委員コメントと対応事項
- 各回の議題について

2

## 委員会の開催スケジュール(案)

	12月		1月		2月	3月	
委員会	準備会 12/9 ▽	第1回 12/24 ▽	第2回 1/14 ▽	第3回 1/28 ▽	第4回 ▽	第5回 ▽	第6回 ▽
全般的な事項	論点議論 ★	議題提案等 ★				報告書素案 (目標) ★	予備 (コメント反映等) ★
個別論点の事項		個別の論点事項の審議 ★ 事故シーケンスグループ ・炉心損傷防止 ・格納機能確保 等	★	★	★	★	

3

## 第1回会合での主な委員コメントと対応事項(1/4)

委員コメント	対応
1-(1)ピアレビュー委員会の進め方	
1-(1)-1 ピアレビュー委員会の目的に「科学的知見に基づき」とあるが、理想論とならないように工学的な「技術的知見」が重要であるので、両者を記載すべき。	添付の通り、反映して修正。
1-(1)-2 著しい自然現象に対して、もんじゅ特有な事象があれば議論してほしい。	竜巻等の自然現象に関する対策について適合の考え方を検討予定。
1-(1)-3 FBRは自然循環の流路が確保されれば、空気で冷却可能であることが震災後の対策検討の中で詳細に示されている。それらの技術的事実を広く一般へ提示して行くべき。	第3回会合の損傷防止策に関する適合の考え方の中で検討予定。
1-(1)-4 フィルタ付きベントについてはどう考えるのか？	重大事故後の長期的な対応のための排気対策としてのフィルタ付き排気システムの必要性を検討予定。
1-(1)-5 (ベントに関連して)FBRの格納容器はBWRと比べて大きい、PWRと比べてどうかということを考えるべき。	格納容器の加圧破損との関連での評価となることから、5回会合の評価内容に含めて説明予定。

4

## 第1回会合での主な委員コメントと対応事項(2/4)

委員コメント	対応
1-(2)「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について	
1-(2)-1 (5)項事象の最新の解析コードを使用した評価結果や事象推移について評価の方向性を今後検討すべき。	第5回会合の原子炉格納機能確保の考え方にて検討予定。
1-(3) 高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等	
1-(3)-1 後備炉停止系と主炉停止系の位置づけのロジックについて、検討すべき。	第2回会合の高速炉の原子炉停止系の考え方で検討予定。
1-(3)-2 炉停止系の耐震の観点からの裕度について、PWR,BWR,FBRを対象とした制御棒挿入性の裕度の比較等を提示してほしい。	今後、高温構造の耐震性の考え方等の議題の中での提示を検討したい。

5

## 第1回会合での主な委員コメントと対応事項(3/4)

委員コメント	対応
1-(3) 高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等（つづき）	
1-(3)-3 重要事故シーケンスグループを選定する際のPRAIにおいて、SA対策前の炉心損傷頻度を評価しているが、安全目標、性能目標などの数字と直接比較されるような値ではないので、解説を入れる必要がある。	報告書作成の際に注記する。
1-(3)-4 高温構造に対する地震時の構造健全性についても、全般的な考え方を説明してほしい。	高温構造の配管の耐震性と材料特性等の観点から説明予定。
1-(3)-5原子炉停止時の想定事象について、十分厳しい状況を考慮していることなど事象想定の根拠をより詳細に説明してほしい。	第3回会合にて検討予定。

6

## 第1回会合での主な委員コメントと対応事項(4/4)

委員コメント	対応
1-(4) 高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて ②格納機能を確保するために必要な措置	
1-(4)-1 (5)項事象については、過去の経緯等に縛られることなく、新たに技術的視点から適切に選定し直してほしい。	第5回会合にて、ULOFについて最新知見による評価を提示するとともに、LF、LOPIについても最新の技術的知見を整理する。
1-(4)-2 福島事故後にPRA標準が見直されており、サポート系の故障に起因する事象といったものが特に議論されているので、議論してほしい。また、火災、内部溢水の対策の考え方についても示してほしい。	サポート系故障の起因事象はPRA(第1回提示)にて考慮済である。火災、溢水対策については考え方を提示予定。
1-(4)-3 格納容器への負荷はリスクが小さな事象も想定されるのであれば定量的に示してほしい。メンテナンス冷却系の実効性が重要。	原子炉格納機能確保の考え方の中で検討予定。

7

(添付)

### 本委員会の実施内容、対象範囲及び成果物について

#### <実施内容>

高速炉に精通した専門家により、高速増殖炉に関する科学的・技術的知見を踏まえ、「高速増殖炉もんじゅに関する過酷事故を含む安全確保の考え方」をまとめる。

#### <対象範囲>

検討対象は、  
①設計基準ベースの強化と適合の考え方  
②過酷事故の防止と適合の考え方(内的事象及び外的事象起因)等とする。

#### <成果物>

本委員会として、これらの科学的・技術的な根拠及び適合の考え方を報告書としてとりまとめ公表する。

8



## 委員会各回の議題について(案) (1/3)

第1回 12/24(火) 15:00～18:00 @東京【公開】

<議題>

- ・ピアレビュー委員会の進め方について
- ・「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について
- ・高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて
  - ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等
  - ②格納機能を確保するために必要な措置

第2回 1/14(火) 午後(15:00～18:00予定) @東京【公開】

<議題(案)>

- ・設計基準ベースの論点事項について
  - ①静的機器の単一故障の考え方
  - ②原子炉停止系の考え方
  - ③崩壊熱除去系の考え方
- ・ナトリウム冷却炉に特有な事象について
  - ①蒸気発生器の水リークの考え方
  - ②ナトリウム漏えいの考え方

9

## 委員会各回の議題について(案) (2/3)

第3回 1/28(火) 午前(10:00～12:30予定) @東京【公開】

<議題(案)>

- ・炉心の著しい損傷の防止策の考え方(体制含む)
- ・運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止策の考え方(体制含む)
- ・使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止策の考え方 等

第4回 日程・場所未定(セキュリティ事項関連のため非公開)【非公開】

<議題(案)>

- ・セキュリティ関連の対策の考え方について

10

## 委員会各回の議題について(案) (3/3)

### 第5回 日程・場所未定【公開】

#### <議題(案)>

- ・原子炉格納機能確保の考え方
- ・報告書素案の提示

### 第6回 日程・場所未定【公開】

#### <議題(案)>

- ・前回までの会合のコメント回答
- ・報告書(案) (コメントの反映説明)
- ・今後の課題の整理

# 静的機器単一故障の考え方



日本原子力研究開発機構  
高速増殖炉研究開発センター

## 検討目的

- 実用炉規則\*<sup>1</sup>の解釈には、「多重性又は多様性を要求する安全機能」が明記されているが、研開炉規則\*<sup>2</sup>の解釈には該当する記載が現状詳細化されていない。
- 研開炉規則の解釈の詳細化案として、もんじゅの安全重要度分類より抽出した「多重性又は多様性を要求する安全機能」について検討して整理する。
- もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方として、上記を委員会より提案する。

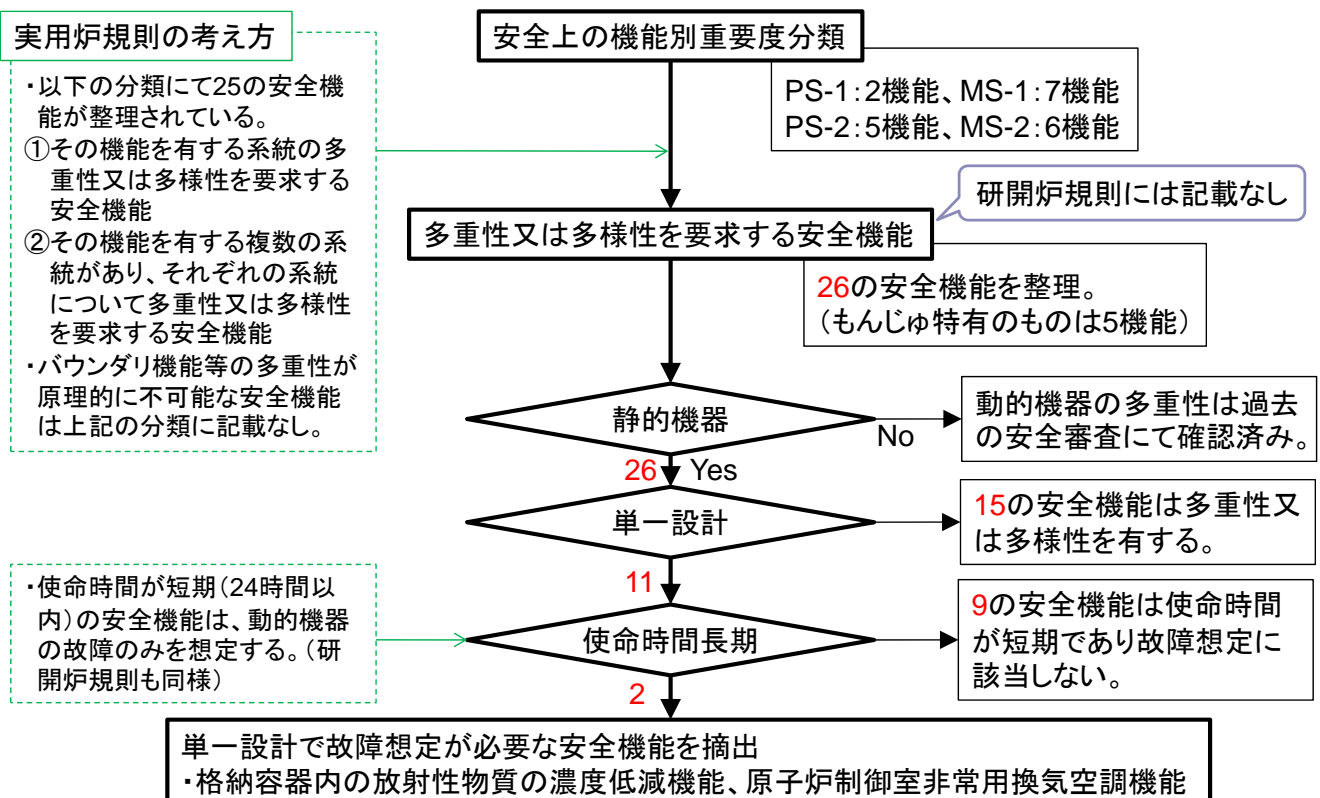
\* 1: 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

\* 2: 研究開発段階発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

# 説明内容

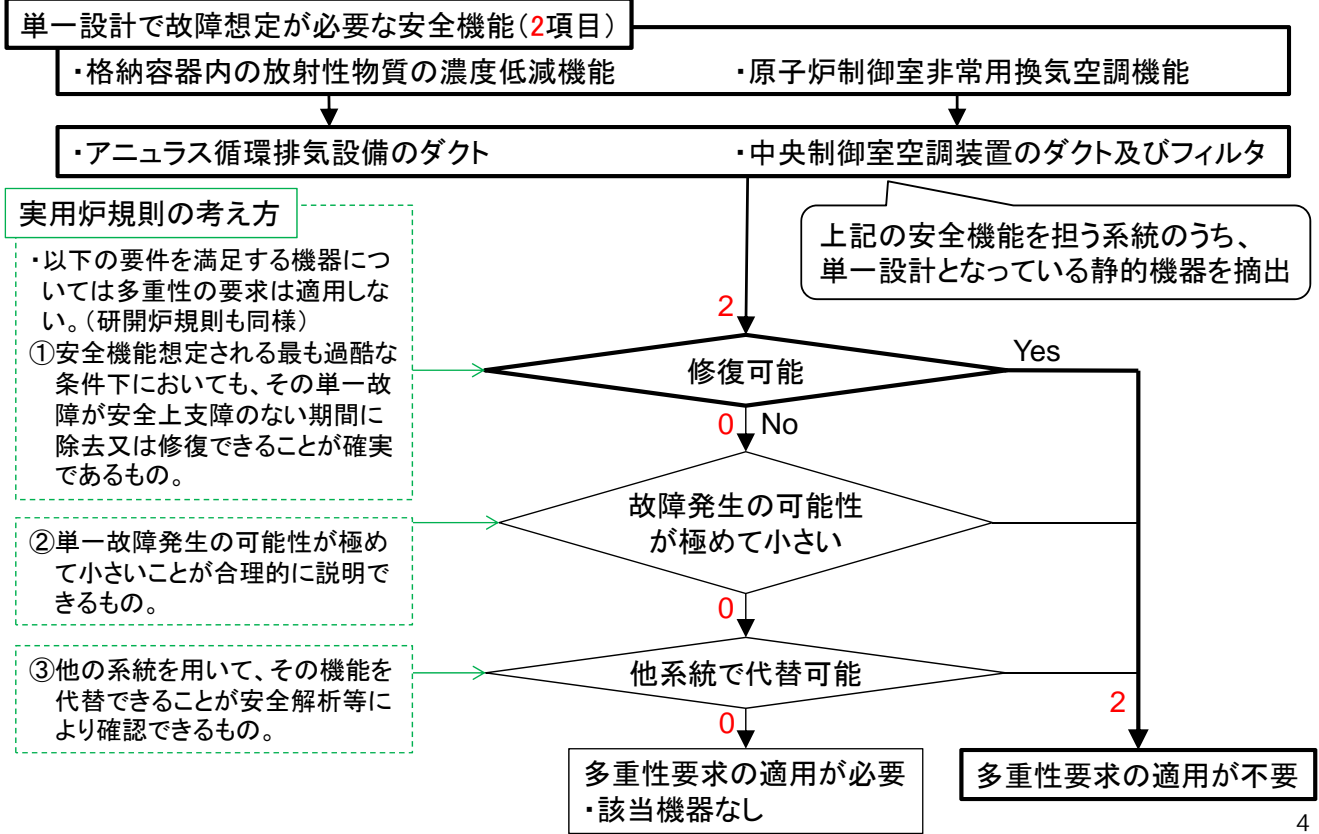
1. もんじゅにおける静的機器単一故障の検討フロー
  - (1) 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出
  - (2) 研開炉規則への適合性確認
2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能
  - (1) 安全重要度分類からの抽出
3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出
  - (1) 多重性と使命時間による整理
  - (2) 多重性を有する安全機能(15項目)の例
  - (3) 使命時間が短期の安全機能(9項目)の例
4. 研開炉規則への適合性確認
  - (1) 故障の修復が可能な安全機能(2項目)の例
5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方
6. 研開炉規則の解釈の詳細化案
7. まとめ

## 1. もんじゅにおける静的機器単一故障の検討フロー (1) 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出



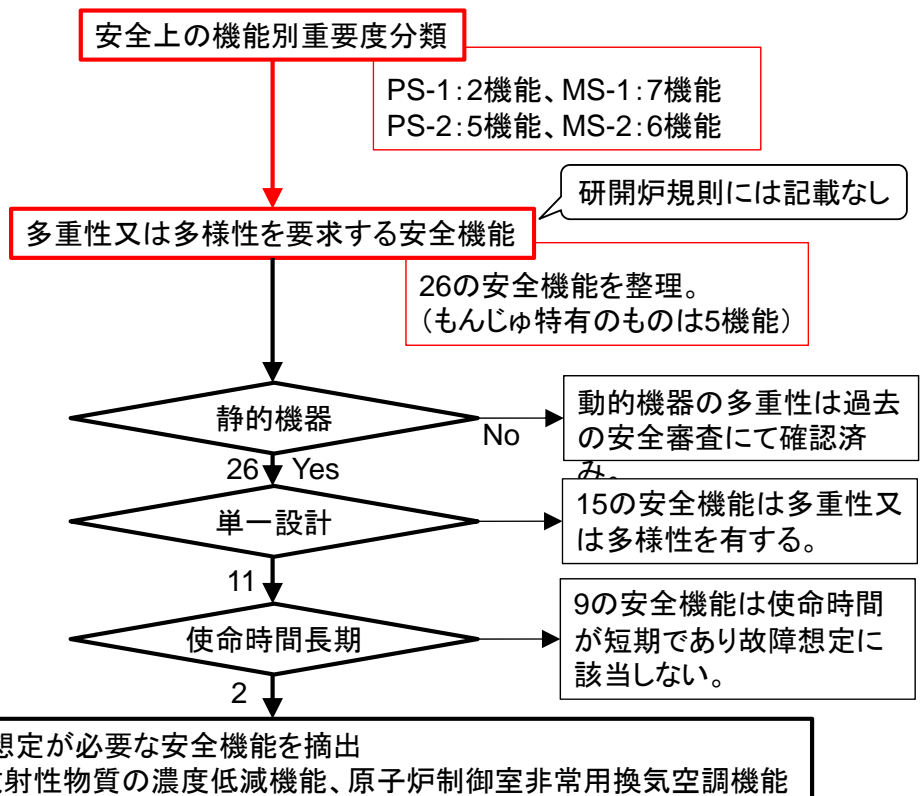
# 1. もんじゅにおける静的機器単一故障の検討フロー

## (2) 研開炉規則への適合性確認



## 2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能

赤枠: 本章での説明内容



## 2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能 (1)安全重要度分類からの抽出(1/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
PS-1	1)原子炉冷却材バウンダリ機能	・原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管系	・原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	16
	2)炉心形状の維持機能	・炉内構造物、炉心構成要素(燃料を除く)等	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
MS-1	1)原子炉の緊急停止機能	・原子炉停止系(スクラム機能)	・原子炉の緊急停止機能	1
	2)未臨界維持機能	・原子炉停止系	・未臨界維持機能	2
	3)原子炉停止後の除熱機能	・残留熱を除去する系統	・原子炉停止後の除熱機能	3
	4)原子炉冷却材液位確保機能	①1次Naオーバフロー系 ②1次メンテナンス冷却系出入り口止め弁 ・ガードベッセル	①炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能 ②原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	4 16
	5)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	①原子炉格納容器隔離弁 ②アニュラス循環排気装置 ③1次アルゴンガス系収納施設 ・原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリを構成する冷却系の設備・機器、アニュラス部	①原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 ②格納容器内の放射性物質の濃度低減機能 ③1次アルゴンガス系収納施設による放射性物質の放出低減機能	18 5 15

赤字: 多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字: もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)

No.: 実用炉規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号(1~26)。p.23~27の整理結果に対応。6

## 2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能 (1)安全重要度分類からの抽出(2/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
	6)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	①②安全保護系	①原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	19
			②工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	20
MS-1	7)安全上特に重要な関連機能	①非常用所内電源系 ②制御室及びその遮へい・換気空調設備 ③原子炉補機冷却水設備 ④原子炉補機冷却海水設備 ⑤⑥直流電源設備 ⑦制御用圧縮空気設備 ⑧機器冷却系設備 (いずれも、MS-1関連のもの)	①非常用の交流電源機能、非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	8 6
			②原子炉制御室非常用換気空調機能	13
			③補機冷却機能	11
			④冷却用海水供給機能	12
			⑤非常用の直流電源機能、非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	9 7
			⑥非常用の計測制御用直流電源機能	10
			⑦圧縮空気供給機能	14
			⑧補機冷却機能	11

赤字: 多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字: もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)

No.: 実用炉規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号(1~26)。p.23~27の整理結果に対応。7

## 2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能

### (1) 安全重要度分類からの抽出(3/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
PS-2	1) 原子炉カバーガス等のバウンダリ機能	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する系統・機器(原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する部分)	・原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能	17
	2) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものは除く。)	1次ナトリウムオーバフロー系、1次メンテナンス冷却系(いずれも、PS-1以外)	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	3) 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を内蔵する機能	1次アルゴンガス系、気体廃棄物処理設備、炉外燃料貯蔵設備(いずれも、放射能インベントリの大きいもの)、水中燃料貯蔵設備(燃料池)、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填ドレン系		
	4) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料交換設備、燃料出入設備(原子炉と炉外燃料貯蔵槽との間の移送機能に関連するもの)	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	5) 炉心冷却機能を有する区域において非放射性ナトリウムを保持する機能	非放射性液体ナトリウムを内蔵する設備(2次主冷却系設備、補助冷却設備)	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	

赤字: 多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字: もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)

No.: 実用炉規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号(1~26)。p.23~27の整理結果に対応。8

## 2. もんじゅにて多重性又は多様性を要求する安全機能

### (1) 安全重要度分類からの抽出(4/4)

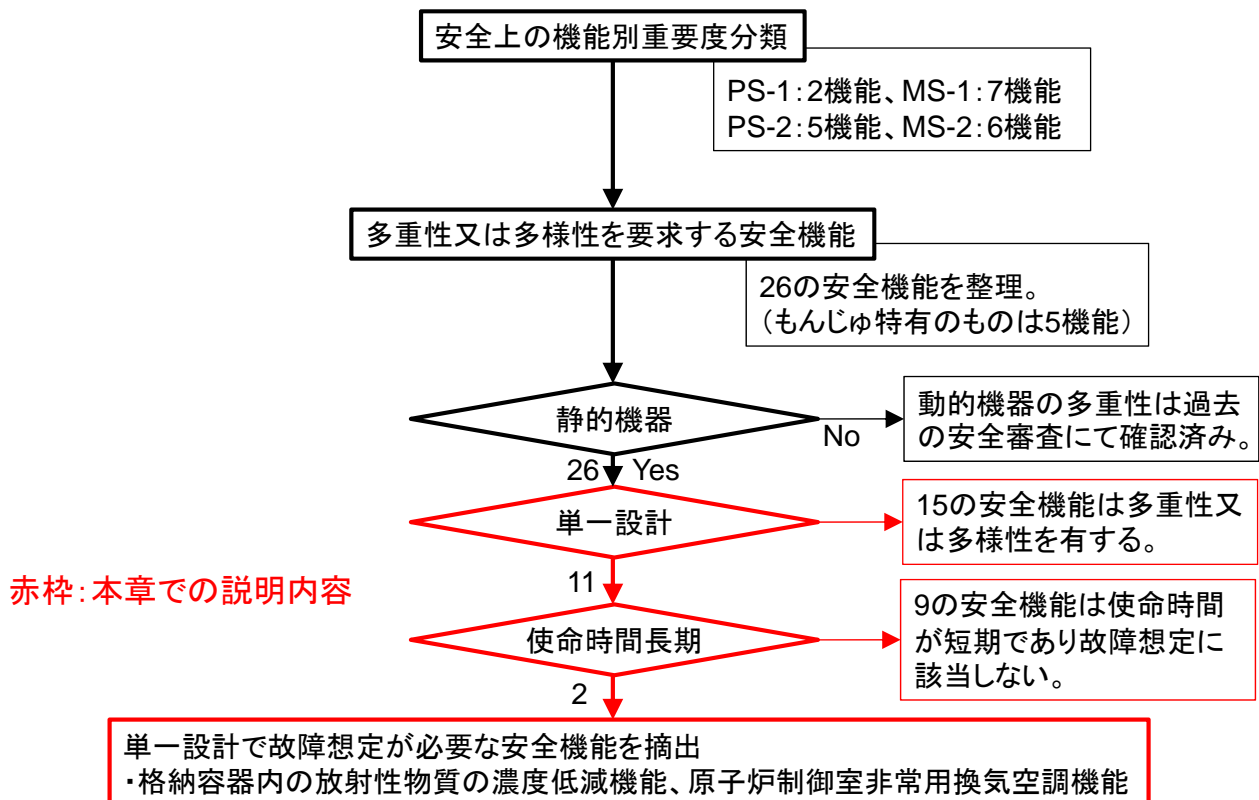
分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
MS-2	1) 使用済燃料を貯蔵する設備の冷却材液位確保機能	炉外燃料貯蔵設備(貯蔵槽外容器)	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料取扱事故時放射能放出を低減する系(燃料取扱設備室換気装置の浄化フィルタユニットを経由する系)		
	3) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計装の一部(原子炉容器ナトリウム液位、原子炉容器出口ナトリウム温度、放射線監視設備等)	・事故時の原子炉の停止状態の把握機能 ・事故時の炉心冷却状態の把握機能 ・事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能 ・事故時のプラント操作のための情報の把握機能	21 22 23 24
	4) 制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止装置(安全停止に関連するもの)	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	5) 原子炉停止後の除熱機能を損なわせるおそれのあるナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	1次系ライナ、貯留槽、2次系ライナ、2次ナトリウム充填ドレン系(事故時ドレン機能)	・2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能	25
	6) 2次主冷却系の過圧抑制機能	ナトリウム・水反応生成物収納設備(圧力開放板)	・2次主冷却系の過圧抑制機能	26

赤字: 多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字: もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)

No.: 実用炉規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号(1~26)。p.23~27の整理結果に対応。9

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出



10

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

#### (1) 多重性と使命時間による整理(1/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
PS-1	1) 原子炉冷却材バウンダリ機能	・原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管系	・原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	16
	2) 炉心形状の維持機能	・炉内構造物、炉心構成要素(燃料を除く)等	実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
MS-1	1) 原子炉の緊急停止機能	・原子炉停止系(スクラム機能)	・原子炉の緊急停止機能	1
	2) 未臨界維持機能	・原子炉停止系	・未臨界維持機能	2
	3) 原子炉停止後の除熱機能	・残留熱を除去する系統	・原子炉停止後の除熱機能	3
	4) 原子炉冷却材液位確保機能	①1次Naオーバフロー系 ②1次メンテナンス冷却系入り口止め弁 ・ガードベッセル	①炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能 ②原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	4 16
	5) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	①原子炉格納容器隔離弁 ②アニュラス循環排気装置 ③1次アルゴンガス系収納施設 ・原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリを構成する冷却系の設備・機器、アニュラス部	①原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 ②格納容器内の放射性物質の濃度低減機能 ③1次アルゴンガス系収納施設による放射性物質の放出低減機能	18 5 15

赤字: 多重性を有する安全機能(15項目)、青字: 使命時間が短期の安全機能(9項目)

緑字: 単一設計で故障想定が必要な静的機器が抽出された安全機能(2項目)

太字: 静的機器単一故障の考え方に関する具体例を後述。

11



### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

#### (1) 多重性と使命時間による整理 (2/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
MS-1	6) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	①②安全保護系	①原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能 ②工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	19 20
	7) 安全上特に重要な関連機能	①非常用所内電源系 ②制御室及びその遮へい・換気空調設備 ③原子炉補機冷却水設備 ④原子炉補機冷却海水設備 ⑤⑥直流電源設備 ⑦制御用圧縮空気設備 ⑧機器冷却系設備 (いずれも、MS-1関連のもの)	①非常用の交流電源機能、非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 ②原子炉制御室非常用換気空調機能 ③補機冷却機能 ④冷却用海水供給機能 ⑤非常用の直流電源機能、非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 ⑥非常用の計測制御用直流電源機能 ⑦圧縮空気供給機能 ⑧補機冷却機能	8 6 13 11 12 9 7 10 14 11

赤字: 多重性を有する安全機能(15項目)、青字: 使命時間が短期の安全機能(9項目)

緑字: 単一設計で故障想定が必要な静的機器が抽出された安全機能(2項目)

太字: 静的機器単一故障の考え方に関する具体例を後述。

12

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

#### (1) 多重性と使命時間による整理 (3/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
PS-2	1) 原子炉カバーガス等のバウンダリ機能	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する系統・機器(原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する部分)	・原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能	17
	2) 原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものは除く。)	1次ナトリウムオーバフロー系、1次メンテナンス冷却系(いずれも、PS-1以外)	/	
	3) 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を内蔵する機能	1次アルゴンガス系、気体廃棄物処理設備、炉外燃料貯蔵設備(いずれも、放射能インベントリの大きいもの)、水中燃料貯蔵設備(燃料池)、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填ドレン系		
	4) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料交換設備、燃料出入設備(原子炉と炉外燃料貯蔵槽との間の移送機能に関連するもの)		
	5) 炉心冷却機能を有する区域において非放射性ナトリウムを保持する機能	非放射性液体ナトリウムを内蔵する設備(2次主冷却系設備、補助冷却設備)		
		実用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。		

赤字: 多重性を有する安全機能(15項目)、青字: 使命時間が短期の安全機能(9項目)

緑字: 単一設計で故障想定が必要な静的機器が抽出された安全機能(2項目)

太字: 静的機器単一故障の考え方に関する具体例を後述。

13

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

#### (1) 多重性と使命時間による整理 (4/4)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No.
MS-2	1) 使用済燃料を貯蔵する設備の冷却材液位確保機能	炉外燃料貯蔵設備 (貯蔵槽外容器)	实用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料取扱事故時放射能放出を低減する系 (燃料取扱設備室換気装置の浄化フィルタユニットを経由する系)		
	3) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計装の一部 (原子炉容器ナトリウム液位、原子炉容器出口ナトリウム温度、放射線監視設備等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</li> <li>事故時の炉心冷却状態の把握機能</li> <li>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</li> <li>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</li> </ul>	21 22 23 24
	4) 制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	实用炉規則と同様に多重化要求を適用しない。	
	5) 原子炉停止後の除熱機能を損なわせるおそれのあるナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	1次系ライナ、貯留槽、2次系ライナ、2次ナトリウム充填ドレン系 (事故時ドレン機能)	2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能	25
	6) 2次主冷却系の過圧抑制機能	ナトリウム・水反応生成物収納設備 (圧力開放板)	2次主冷却系の過圧抑制機能	26

赤字: 多重性を有する安全機能 (15項目)、青字: 使命時間が短期の安全機能 (9項目)

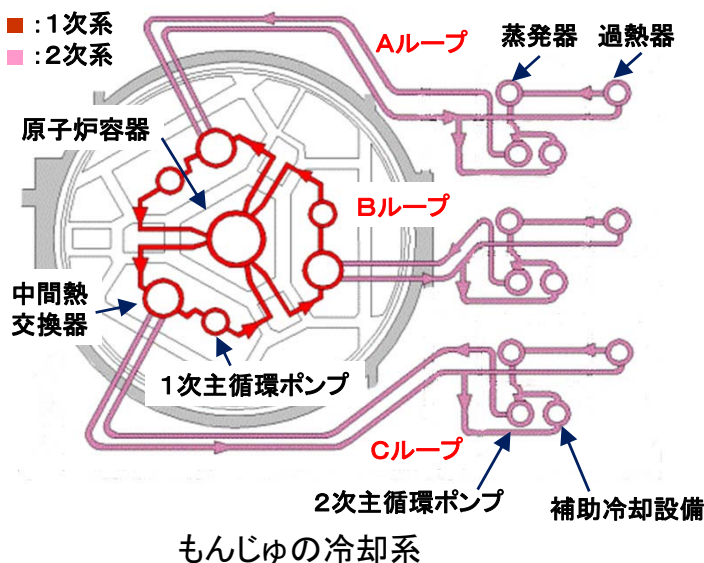
緑字: 単一設計で故障想定が必要な静的機器が抽出された安全機能 (2項目)

太字: 静的機器単一故障の考え方に関する具体例を後述。

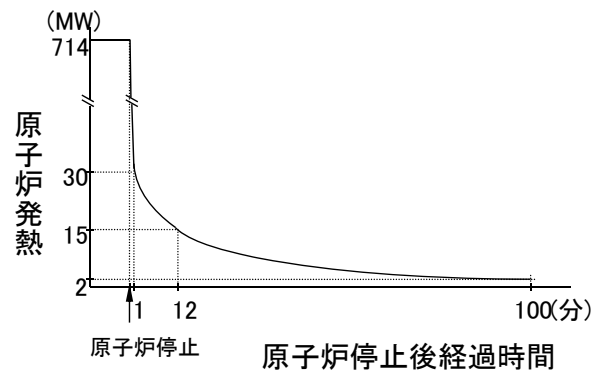
14

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

#### (2) 多重性を有する安全機能 (15項目) の例 (1/2)



補助冷却系 (空気冷却器) 15MW × 3基

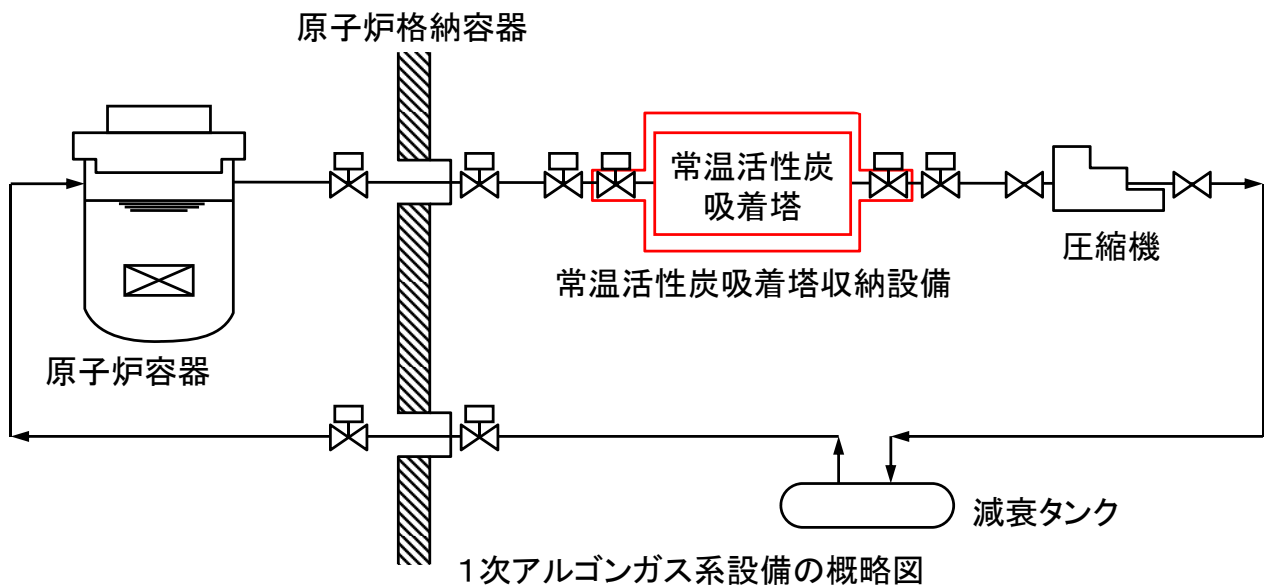


原子炉停止後の崩壊熱の除去は補助冷却系1系統で可能である。

原子炉停止後の除熱機能

⇒3ループ構成であり、多重性を有するため、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出 (2) 多重性を有する安全機能(15項目)の例(2/2)

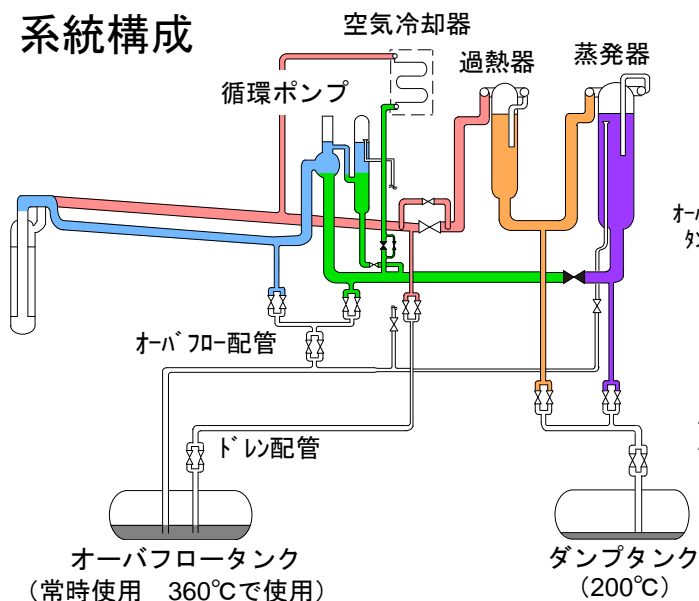


**1次アルゴンガス系収納施設による放射性物質の放出低減機能**  
 ⇒常温活性炭吸着塔は、密封性の高い常温活性炭吸着塔収納設備により放出低減機能が多重化されており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。

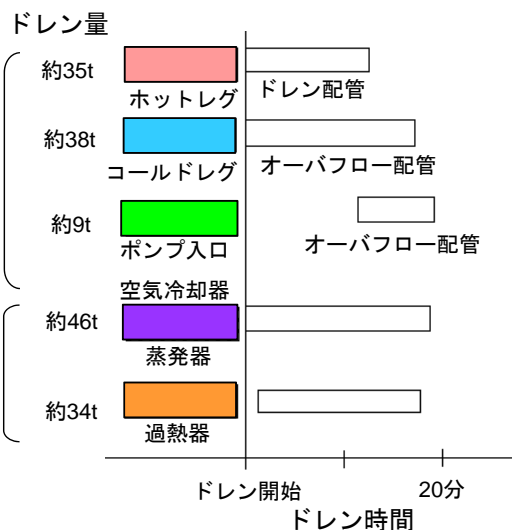
出典：県民意見を踏まえた「もんじゅ」の安全性について(もんじゅ安全性調査検討専門委員会提出資料)，平成15年9月，核燃料サイクル開発機構

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出 (3) 使命時間が短期の安全機能(9項目)の例(1/2)

#### 系統構成



#### ドレン所要時間

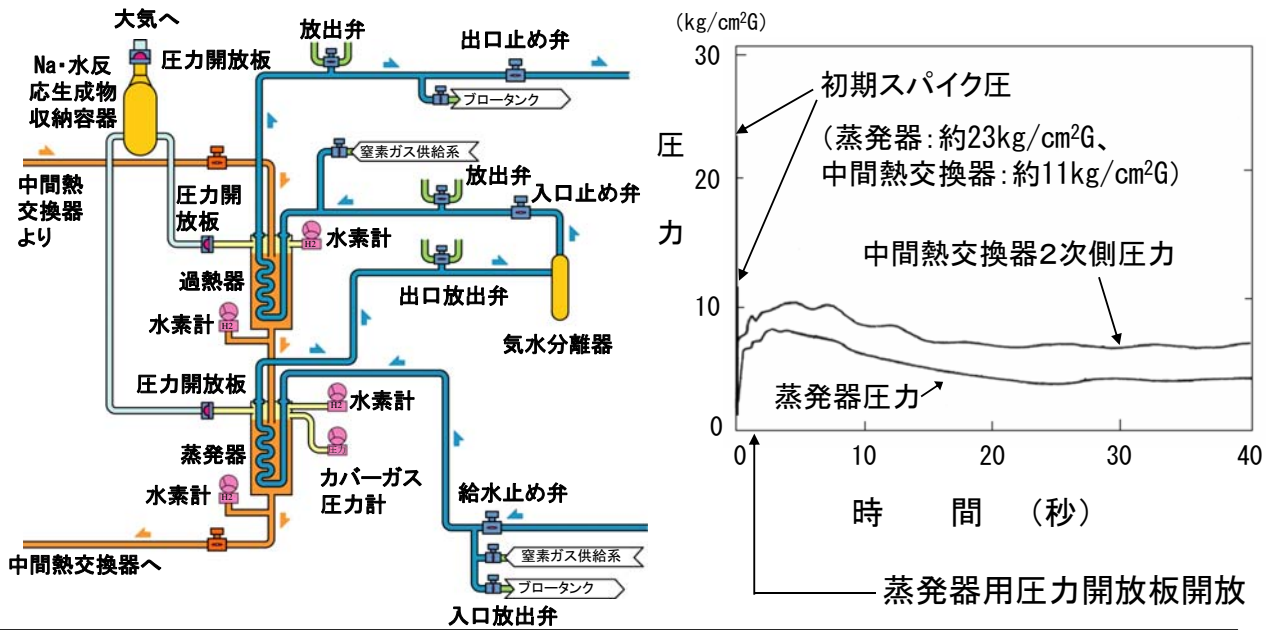


#### 2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能

⇒使命時間が短く(安全審査では緊急ドレンの所要時間を25分として解析評価)、静的機器の単一故障は想定しない。(参考：ドレン弁は多重化している。)

出典：県民意見を踏まえた「もんじゅ」の安全性について(もんじゅ安全性調査検討専門委員会提出資料)，平成15年9月，核燃料サイクル開発機構

### 3. 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出 (3) 使命時間が短期の安全機能(9項目)の例(2/2)



2次主冷却系の過圧抑制機能  
 ⇒使命時間が短く(約70秒で水ブローが完了し事象収束)、静的機器の単一故障は想定しない。(参考:水・蒸気系の放出弁は多重化している。)

出典: 県民意見を踏まえた「もんじゅ」の安全性について(もんじゅ安全性調査検討専門委員会提出資料), 平成15年9月, 核燃料サイクル開発機構

### 4. 研開炉規則への適合性確認

単一設計で故障想定が必要な安全機能(2項目)

・格納容器内の放射性物質の濃度低減機能

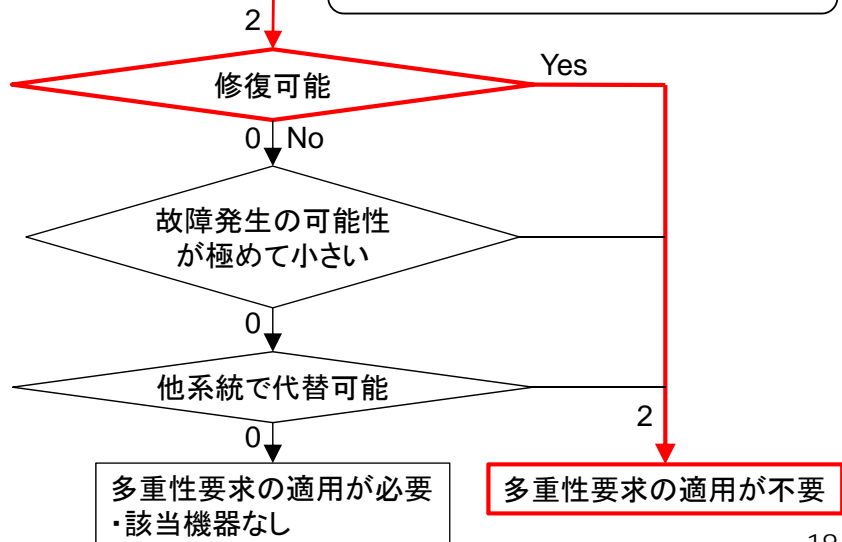
・原子炉制御室非常用換気空調機能

・アニュラス循環排気設備のダクト

・中央制御室空調装置のダクト及びフィルタ

上記の安全機能を担う系統のうち、単一設計となっている静的機器を抽出

赤枠: 本章での説明内容  
 (もんじゅにおける修復方法の詳細については検討中のため、類似設備を対象とした軽水炉の審査資料を紹介)

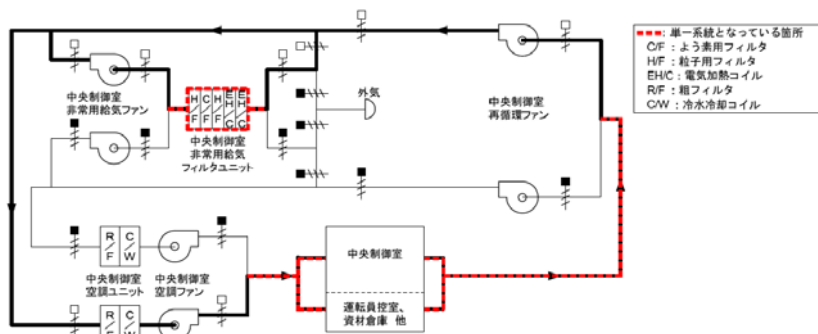


## 4. 研開炉規則への適合性確認

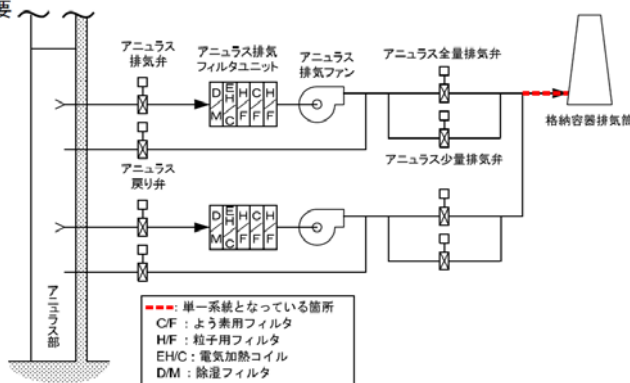
### (1) 故障の修復が可能な安全機能(2項目)の例(1/3)

以下は、軽水炉の審査資料であるが、「もんじゅ」でも同様の方針にて検討中。

中央制御室非常用換気空調設備の概要



アニュラス空気再循環設備の概要



出典：原子力規制委員会ホームページより 第31回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合配布資料  
資料3-3-1伊方発電所3号炉 静的機器の単一故障に係る設計 説明資料(審査会合における指摘事項の回答), 平成25年10月10日, 四国電力株式会社

20

## 4. 研開炉規則への適合性確認

### (1) 故障の修復が可能な安全機能(2項目)の例(2/3)

以下は、軽水炉の審査資料であるが、「もんじゅ」でも同様の方針にて検討中。

▶ 当該設備について、安全上支障のない期間に除去又は修復できることを、被ばく評価をもとに示す。

○運転中の点検及び修復作業(評価条件の妥当性)

故障モード	フィルタの閉塞	
管理	通常運転時	サーベランスにてフィルタ差圧計の確認(1月に1回)
	プラント事故時	巡視点検にてフィルタ差圧計の確認(1日に1回 当該設備運転中)
修復作業	検知	差圧計の確認により、早期に確実に検知することが可能
	作業	予備品は伊方発電所構内に保管されており、取替え作業に特殊な技能は要しない
	期間	1日間(交換半日+余裕半日)

○評価の条件

- ✓ 1次冷却材喪失時(従来の仮想事故ベース)において、フィルタ交換作業中(事故発生1日後から1日間)は中央制御室非常用給気フィルタユニットによるよう素除去ができないものとして、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での運転員の被ばく評価を実施した。

○評価結果

- ✓ 中央制御室内での運転員の被ばく量(実効線量)は約1.0mSv増の約6.2mSvとなるが、影響は軽微であり、判断目安の実効線量100mSvに対しても十分な裕度があることを確認した。

単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できるため、単一故障を仮定しなくてよい。

出典：原子力規制委員会ホームページより 第31回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合配布資料  
資料3-3-1伊方発電所3号炉 静的機器の単一故障に係る設計 説明資料(審査会合における指摘事項の回答), 平成25年10月10日, 四国電力株式会社

21

## 4. 研開炉規則への適合性確認

### (1) 故障の修復が可能な安全機能(2項目)の例(3/3)

以下は、軽水炉の審査資料であるが、「もんじゅ」でも同様の方針にて検討中。

▶ 当該設備について、安全上支障のない期間に除去又は修復できることを、被ばく評価をもとに示す。

○ 運転中の点検及び修復作業(評価条件の妥当性)

故障モード	部分的なひび割れもしくは局部腐食による腐食孔	
管理	通常運転時	・サーベランスにて系統機能の健全性を確認(1月に1回) ・日々の巡視点検にて外観確認 ・今定検時にVT-1相当の目視点検及び煙を用いた漏えい確認を実施
	プラント事故時	巡視点検にて外観確認及び漏えい音等を確認(1日に1回 当該設備運転中)
修復作業	比較的大きな漏えい量(10%)を想定した場合	
	検知	漏えい量は約400m <sup>3</sup> /h以上、風速は約15m/s以上、損傷部位の大きさは約50mm以上であり、巡視点検時における損傷部位からの漏えい音及び目視により、検知することが可能
	作業	補修剤は、一般に販売されている汎用のステンレステープやパテや銅板であり、作業に特殊な技能は要さず要員も少人数で対応可能なため、直ちに伊方発電所構内にて手配可能
期間	13日間(点検期間11日 <sup>注</sup> (実績)+補修期間1日+余裕1日)	

注: 11日は、単一設計箇所全てを点検するのに要する時間であり、実際には漏えい検知後2日間(余裕1日含む)で修復可能と考えるが、被ばく評価にあたって保守的に点検期間を長く設定した。

○ 評価の条件

✓ 1次冷却材喪失時(従来の仮想事故ベース)において、ダクト補修作業中(事故発生1日後から13日間)は中央制御室の浄化機能が低下するものとして、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での運転員の被ばく評価を実施した。

○ 評価結果

✓ 中央制御室内での運転員の被ばく量(実効線量)は約2.6mSv増の約7.8mSvとなるが、判断目安の実効線量100mSvに対しても十分な裕度があることを確認した。

単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できるため、単一故障を仮定しなくてよい。

出典: 原子力規制委員会ホームページより 第31回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合配布資料  
資料3-3-1伊方発電所3号炉 静的機器の単一故障に係る設計 説明資料(審査会合における指摘事項の回答), 平成25年10月10日, 四国電力株式会社

22

## 5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方(1/5)

### ①「その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能」(1/3)

No.	抽出した安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉規則への適合性
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒 制御棒駆動機構 炉心上部機構制御棒上部案内管	使命時間が短く、単一故障の想定不要(多重性を有するため、単一故障を想定しても炉停止は可能)。
2	未臨界維持機能	制御棒	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
3	原子炉停止後の除熱機能	1次主冷却系設備(循環ポンプ、中間熱交換器、主配管及び主要弁) 2次主冷却系設備(循環ポンプ、主配管及び主要弁)SG止め弁まで 補助冷却設備(空気冷却器、送風機、主配管及び主要弁)	3ループ構成であり、多重性を有するため、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
4	炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能	1次ナトリウムオーバフロー系(オーバフロータンク、電磁ポンプ、主配管及び主要弁)	使命時間(低温停止移行までのNa収縮分の補充)が24時間以内であり、単一故障の想定不要。
5	格納容器内の放射性物質の濃度低減機能	アニュラス循環排気設備(循環排気ファン、浄化フィルタユニット、ダクト及び主要弁)	ダクトの一部は単一設計であるが、確実に修復可能であり、安全機能への影響はない。

赤字: もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)、灰色字: 動的機器

多重性を有する安全機能(15)

使命時間が短期の安全機能(9)

故障の修復が可能な安全機能(2)

23

## 5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方(2/5)

### ①「その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能」(2/3)

No.	安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉規則への適合性
6	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系(発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路)	電源設備については、各々の機能に対して多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
7	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源設備(蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路)	
8	非常用の交流電源機能	ディーゼル機関、発電機	
9	非常用の直流電源機能	蓄電池	
10	非常用の計測制御用直流電源機能	直流電源設備 交流無停電電源設備	

赤字:もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)、灰色字:動的機器

多重性を有する安全機能(15)

使用時間が短期の安全機能(9)

故障の修復が可能な安全機能(2)

24

## 5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方(3/5)

### ①「その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能」(3/3)

No.	安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉規則への適合性
11	補機冷却機能	機器冷却系設備(循環ポンプ、冷凍機、ポニーモータ冷却ユニット、電磁ポンプ冷却ユニット、主配管及び主要弁) 原子炉補機冷却水設備(循環ポンプ、熱交換器、主配管及び主要弁)	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
12	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備(海水ポンプ、海水ストレーナ、主配管及び主要弁)	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
13	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調装置(空調ファン、浄化ファン、浄化フィルタユニット)	ダクト及びフィルタの一部は単一設計であるが、確実に修復可能であり、安全機能への影響はない。
14	圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備(圧縮機、空気貯槽、除湿塔、主配管及び主要弁)	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
15	1次アルゴンガス系収納施設による放射性物質の放出低減機能	1次アルゴンガス系収納施設(常温活性炭吸着塔)	常温活性炭吸着塔収納設備により放出低減機能が多重化されており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。

赤字:もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)、灰色字:動的機器

多重性を有する安全機能(15)

使用時間が短期の安全機能(9)

故障の修復が可能な安全機能(2)

25

## 5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方(4/5)

②「その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能」(1/2)

No.	安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉規則への適合性
16	原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	下記系統の隔離弁 ・1次ナトリウムオーバフロー系 ・1次ナトリウム充填ドレン系 ・1次メンテナンス冷却系	使命時間が短く、単一故障の想定不要(多重性を有するため、単一故障を想定しても各々の安全機能は達成可能)。
17	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能	下記系統の隔離弁 ・1次アルゴンガス系 ・1次ナトリウムオーバフロー系	
18	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	
19	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉トリップ信号の安全保護回路	
20	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動信号の安全保護回路	

赤字:もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)、灰色字:動的機器

多重性を有する安全機能(15)

使命時間が短期の安全機能(9)

故障の修復が可能な安全機能(2)

26

## 5. もんじゅにおける静的機器単一故障の考え方(5/5)

②「その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能」(2/2)

No.	安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉規則への適合性
21	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	線源領域中性子束(PAMクラス1)	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
22	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉容器Na液位(PAMクラス1) 原子炉容器出口Na温度(PAMクラス1) IHX出口Na温度(PAMクラス1)	
23	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	CV床上雰囲気圧力(PAMクラス1) CVエリア放射線量率(PAMクラス1)	
24	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	上記のPAM	
25	2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能	2次ナトリウム充填ドレン系、オーバフロー系のドレン機能を持つ範囲。	使命時間が短く、単一故障の想定不要。
26	2次主冷却系の過圧抑制機能	ナトリウム・水反応生成物収納設備(圧力開放板、主配管)	

赤字:もんじゅ特有の安全機能(実用炉規則の解釈には記載がない安全機能)、灰色字:動的機器

多重性を有する安全機能(15)

使命時間が短期の安全機能(9)

故障の修復が可能な安全機能(2)

27



## 6. 研開炉規則の解釈の詳細化案

「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、以下に示す機能を有するものとする。

- 一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能
  - 原子炉の緊急停止機能
  - 未臨界維持機能
  - 原子炉停止後の除熱機能
  - 炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能
  - 格納容器内の放射性物質の濃度低減機能
  - 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
  - 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能
  - 非常用の交流電源機能
  - 非常用の直流電源機能
  - 非常用の計測制御用直流電源機能
  - 補機冷却機能
  - 冷却用海水供給機能
  - 原子炉制御室非常用換気空調機能
  - 圧縮空気供給機能
  - アルゴンガス系収納施設による放射性物質の放出低減機能
- 二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能
  - 原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能
  - 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能
  - 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能
  - 原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能
  - 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能
  - 事故時の原子炉の停止状態の把握機能
  - 事故時の炉心冷却状態の把握機能
  - 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能
  - 事故時のプラント操作のための情報の把握機能
  - 2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能
  - 2次主冷却系の過圧抑制機能

28

## 7. まとめ

- もんじゅにおいて、単一設計で故障想定が必要な安全機能を摘出し、研開炉規則への適合性を整理した。
- 研開炉規則の解釈の詳細化案として、実用炉規則の解釈を参考に、もんじゅにおいて「多重性又は多様性を要求する安全機能」をまとめた。

29

# 原子炉停止系の考え方



日本原子力研究開発機構  
高速増殖炉研究開発センター

1

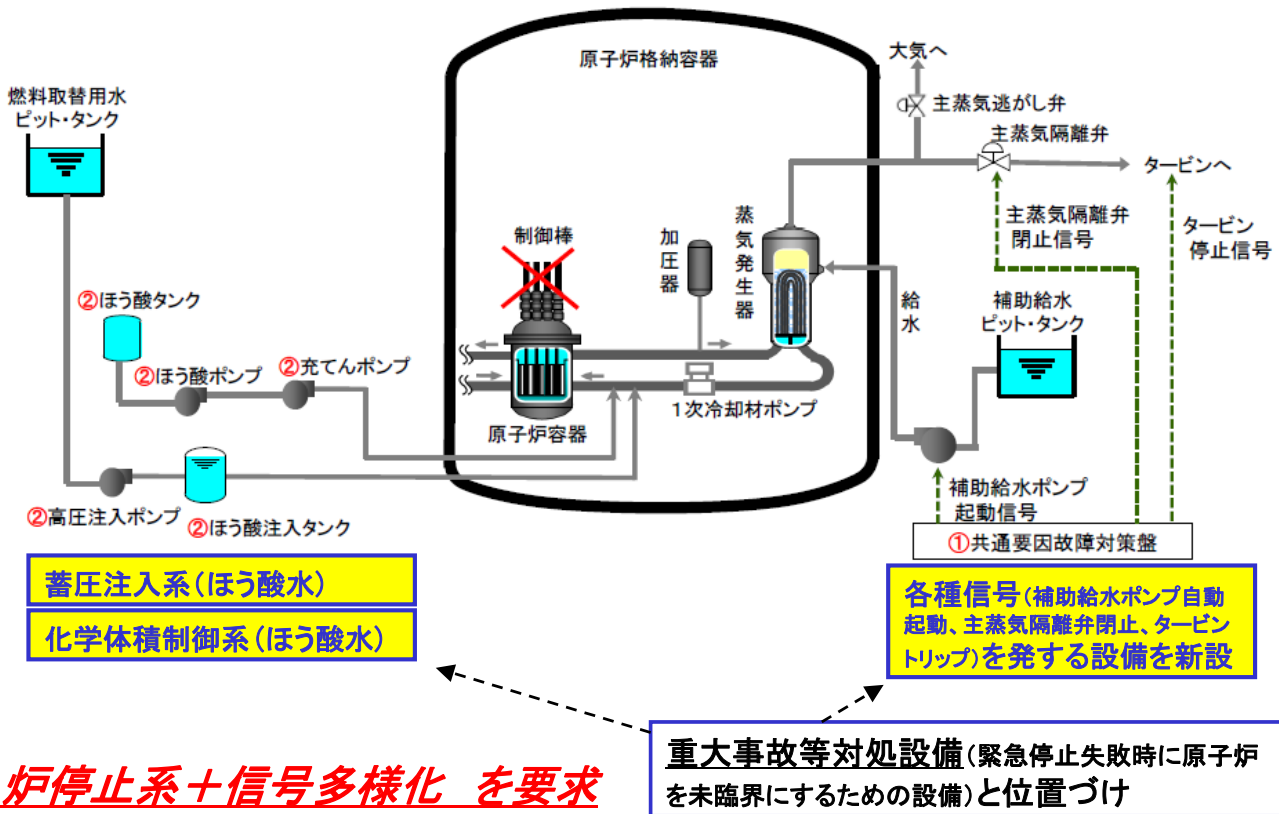
## 目次

1. 「もんじゅ」と軽水炉の原子炉停止系の比較
2. 「もんじゅ」の原子炉停止系
  - 2.1 制御棒(主炉停止系と後備炉停止系)
  - 2.2 制御棒駆動機構
  - 2.3 原子炉トリップ設備
  - 2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ
3. 研究開発炉規則(第44条)について
  - 3.1 研開炉設置許可基準規則
  - 3.2 新規制基準第44条への対応
4. まとめ

2

# 1. 「もんじゅ」と軽水炉の原子炉停止系の比較

-軽水炉(PWR)における要求への対処-



原子力規制委員会 第1回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合  
 泊発電所の原子炉設置変更許可申請等の概要について(北海道電力) より抜粋

# 1. 「もんじゅ」と軽水炉の原子炉停止系の比較

高速増殖炉の特徴 -軽水炉(PWR)との比較-

項目		高速増殖炉(もんじゅ)	軽水炉(PWR)
原子炉冷却材の種類、温度、圧力。	原子炉冷却材圧力(ゲージ圧)	約0.8MPa (原子炉容器入口圧力)	約15.4MPa
	原子炉冷却材	ナトリウム(大気圧の沸点 約880℃)	水(大気圧の沸点 約100℃)
	原子炉入口/出口温度	約400℃/約530℃	約290℃/約325℃
炉停止機構	制御棒	主炉停止系	制御棒
		後備炉停止系	化学体積制御系、蓄圧注入系

## 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系

### 2.1 制御棒（主炉停止系と後備炉停止系）

### 2.2 制御棒駆動機構

### 2.3 原子炉トリップ設備

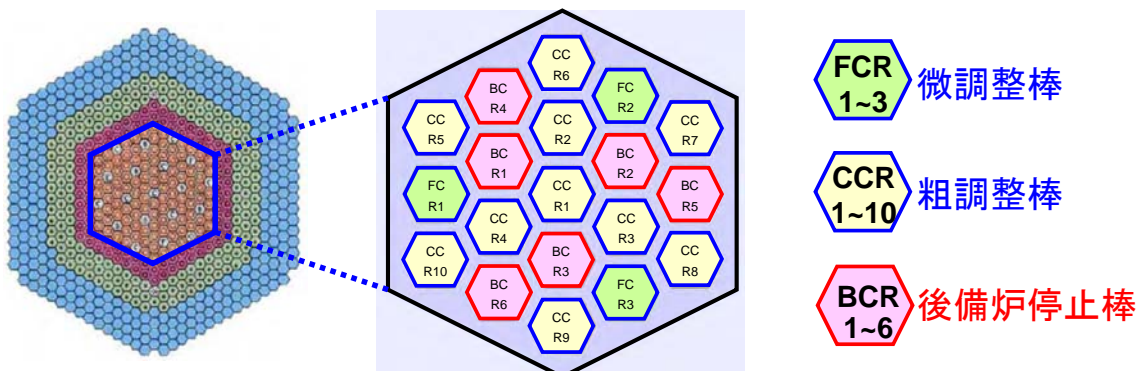
### 2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

5

### 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系 2.1 制御棒

-主炉停止系と後備炉停止系-

項目	主炉停止系		後備炉停止系
	微調整棒 FCR	粗調整棒 CCR	後備炉停止棒 BCR
本数	3	10	6
	13		
機能	①出力制御 ②原子炉トリップ	①出力制御 ②燃焼補償 ③原子炉トリップ	①原子炉トリップ
炉停止に必要なC/R本数	(13本中) 10本		(6本中) 2本
	2系統(主、後備)の制御棒のうち、どちらか1系統が作動すれば、原子炉が停止。		



6

## 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系

### 2.1 制御棒（主炉停止系と後備炉停止系）

### 2.2 制御棒駆動機構

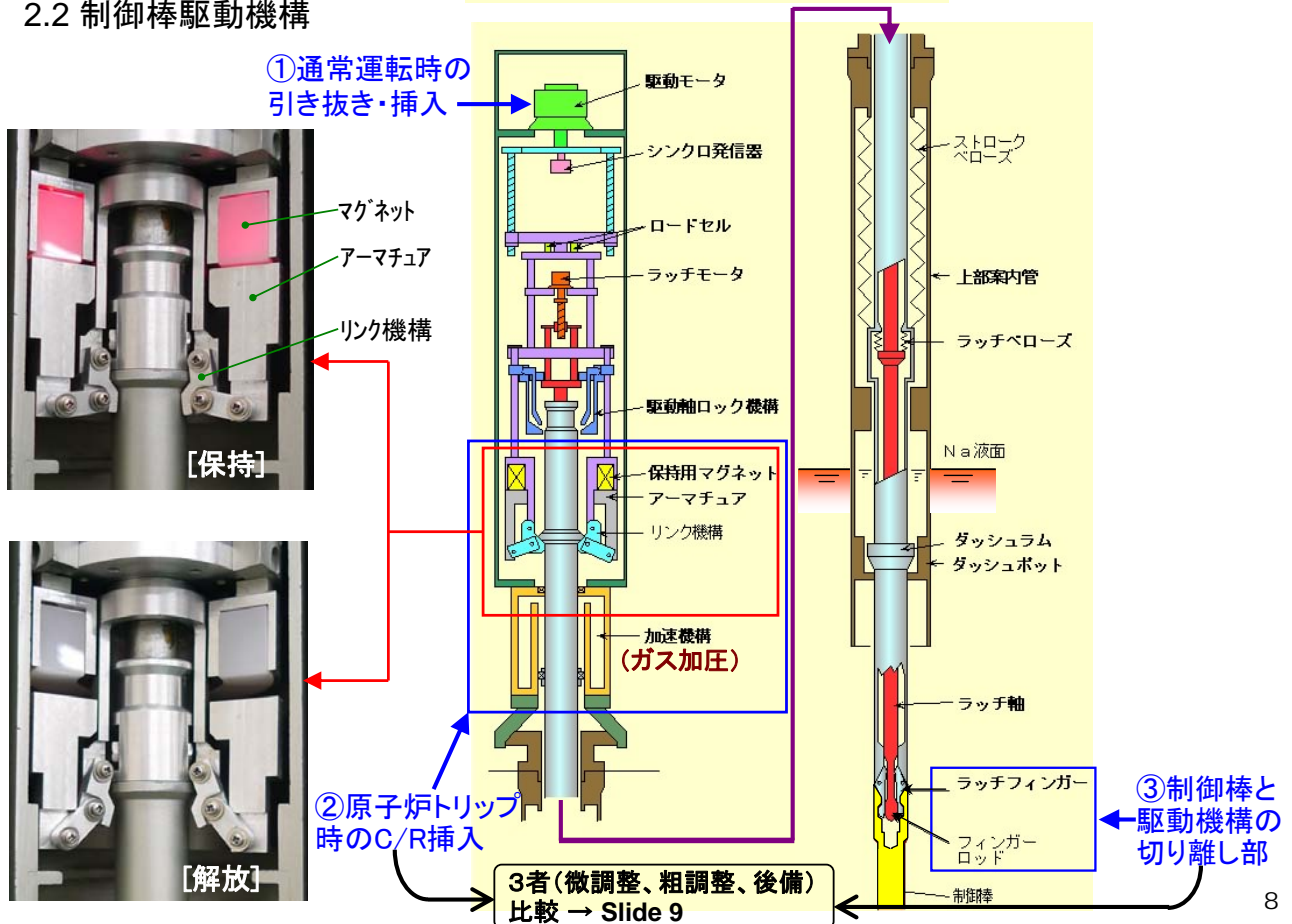
### 2.3 原子炉トリップ設備

### 2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

7

### 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系 2.2 制御棒駆動機構

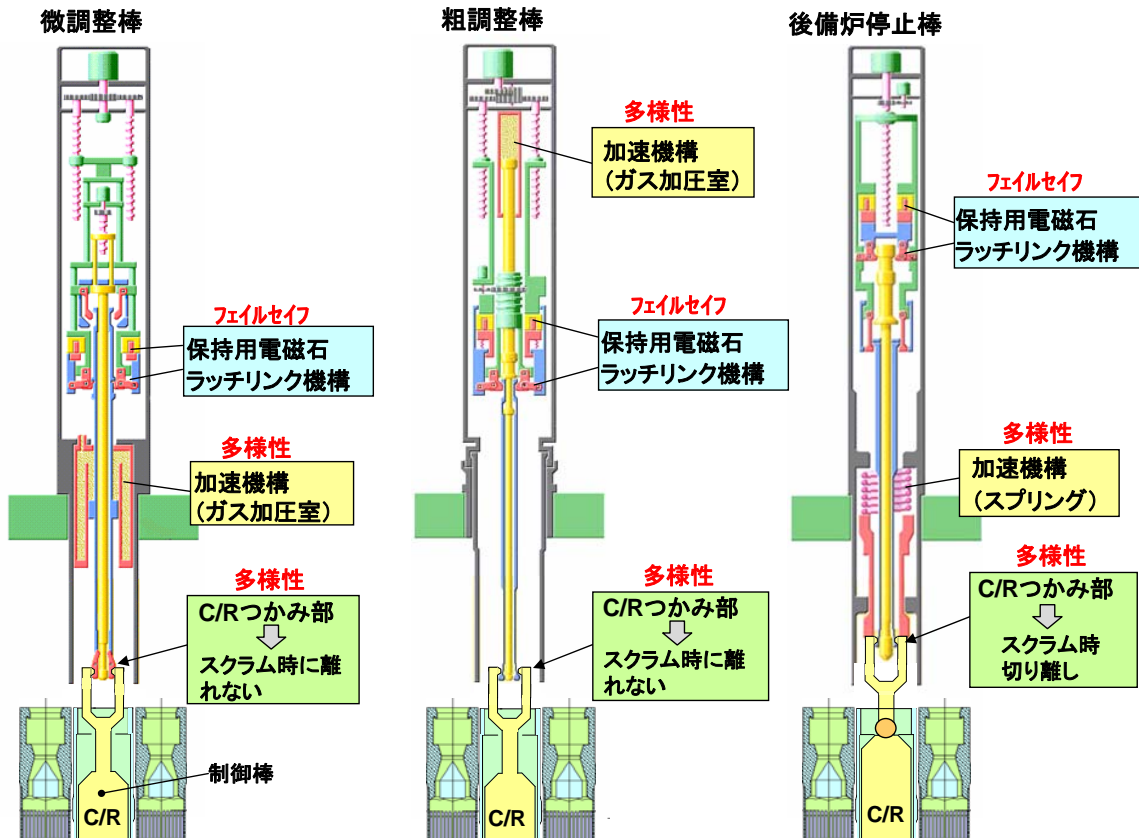
#### -微調整棒の駆動メカニズム-



8

2. 「もんじゅ」の原子炉停止系  
2.2 制御棒駆動機構

-トリップ時のメカニズム比較-



2. 「もんじゅ」の原子炉停止系  
2.2 制御棒駆動機構

-原子炉トリップ動作時における多様性、独立性-

比較項目	主炉停止系		後備炉停止系
	微調整棒 FCR	粗調整棒 CCR	後備炉停止棒 BCR
基数	3	10	6
	C/R駆動機構はC/R1本に対し1基設置(→独立性)		
加速方式	ガス加速 (下部ガス加圧室)	ガス加速 (上部ガス加圧室)	スプリング加速
落下方式	(制御棒+駆動軸)の一体落下型 →落下重量が大きく摺動抵抗に強い	同左	○制御棒と駆動軸の分離型落下(制御棒のみ落下) ○制御棒とその連結軸が曲がり構造 →落下体(制御棒のみ)が短く、連結軸との関節構造により地震時の横揺れに強い。
スクラム前の位置	部分的に炉心に挿入 →スクラム時のストロークが短く、直ちに負の反応度効果が現れる。	同左	全引き抜き状態 →B10濃度が高く、スクラム挿入時に大きな反応度が挿入される。
製造メーカー	A社	B社	C社
	メカニズム設計が各社独自のため、共通の破損やミスの可能性が低い。		

## 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系

### 2.1 制御棒（主炉停止系と後備炉停止系）

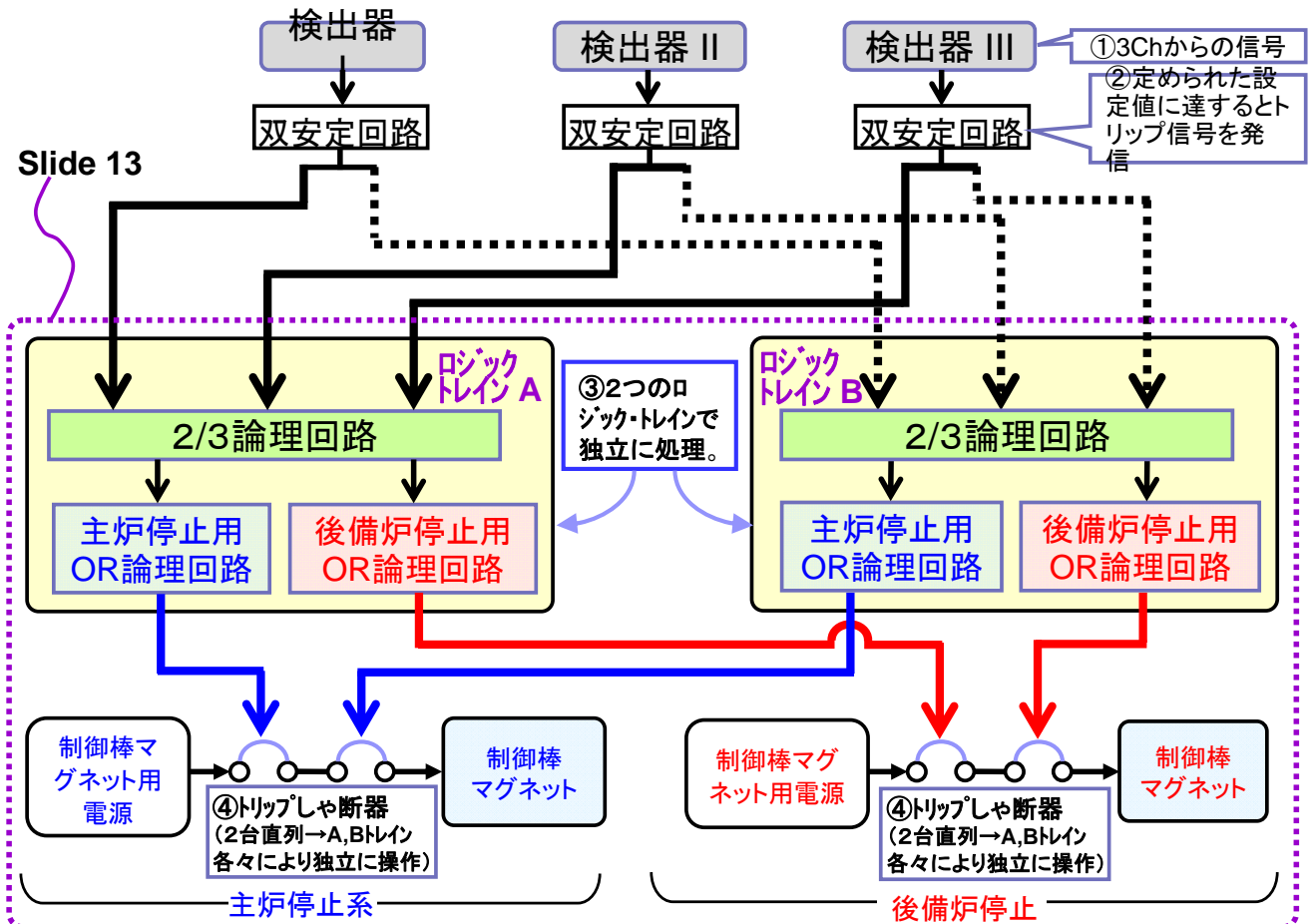
### 2.2 制御棒駆動機構

### 2.3 原子炉トリップ設備

### 2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

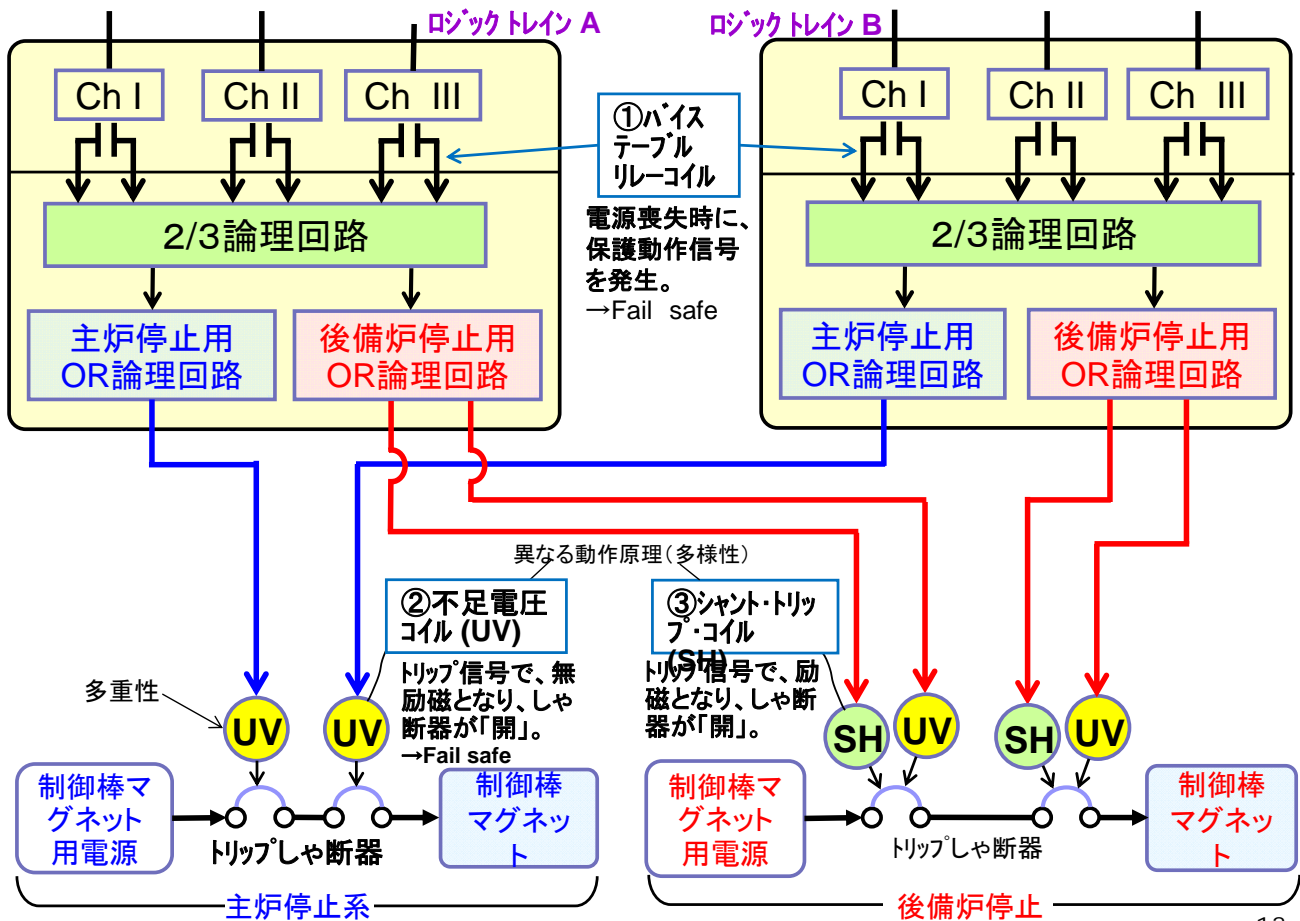
11

#### 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系 2.3 原子炉トリップ設備



12

2. 「もんじゅ」の原子炉停止系 2.3 原子炉トリップ設備

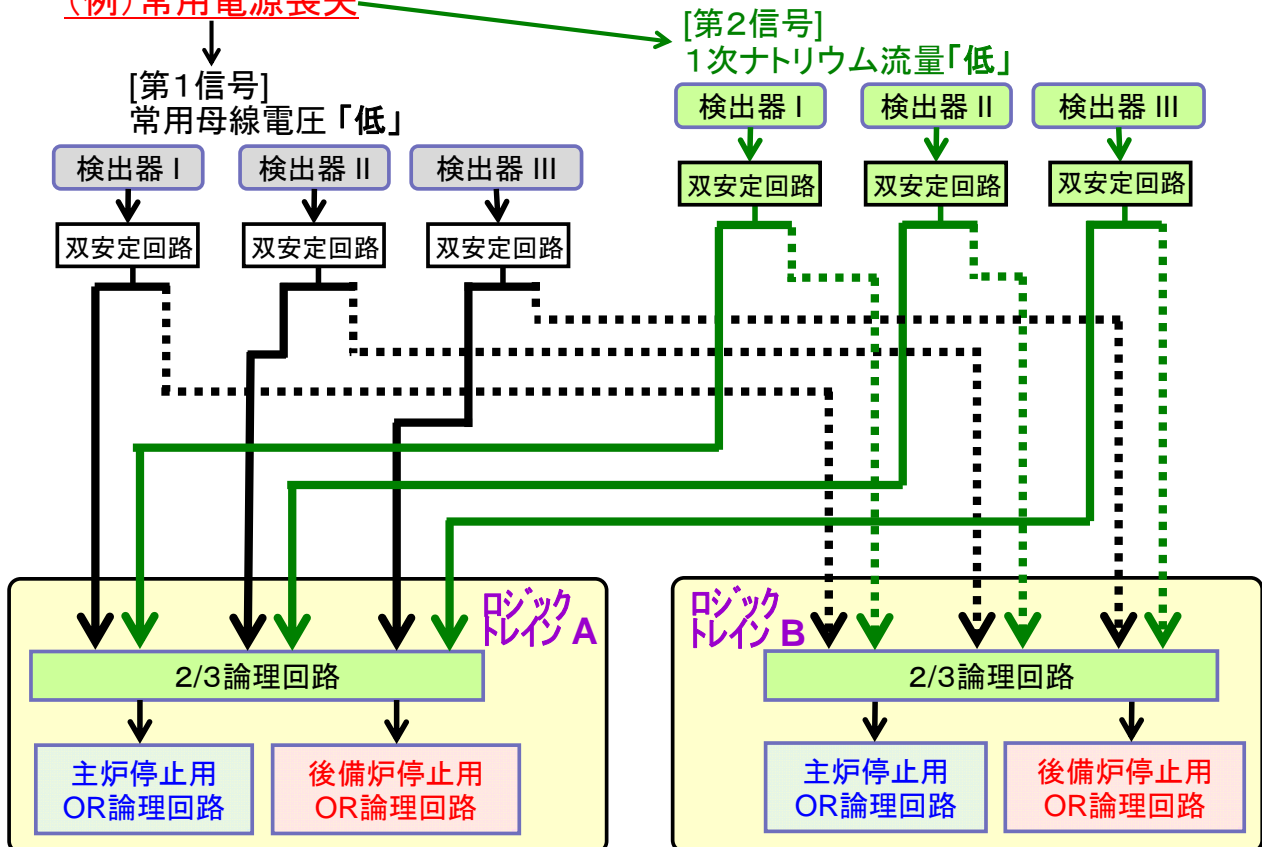


13

2. 「もんじゅ」の原子炉停止系 2.3 原子炉トリップ設備

-検出器信号の多様性 (1/2)-

(例) 常用電源喪失



14



-検出器信号の多様性 (2/2)-

事象	原子炉トリップ信号		
	第1信号	第2信号	第3信号
原子炉出力上昇 (制御棒誤引抜)	出力領域中性子束 「高」	広域中性子束 「高」	
1次冷却材流量減少 (1次ポンプトリップ)	1次冷却材流量 「低」	RV出口ナトリウム温度 「高」	
2次冷却材流量減少 (2次ポンプトリップ)	2次冷却材流量 「低」	IHX1次出口ナトリウム温度 「高」	RV出口ナトリウム温度 「高」
水・蒸気系冷却能力喪失 (蒸発器入口ドレン弁誤開)	蒸発器出口ナトリウム温度 「高」	IHX1次出口ナトリウム温度 「高」	R/V出口ナトリウム温度 「高」
常用電源喪失	常用母線電圧 「低」	1次ナトリウム流量 「低」	2次ナトリウム流量 「低」

## 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系

### 2.1 制御棒(主炉停止系と後備炉停止系)

### 2.2 制御棒駆動機構

### 2.3 原子炉トリップ設備

### 2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

2. 「もんじゅ」の原子炉停止系  
2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

-多重性と多様性-

**(1) 原子炉停止系の信号回路**

- 各検出部は3チャンネル構成で、2 out of 3にて処理。
- 各チャンネル信号処理はA, Bの2トレインで処理。
- 各トレインは、論理回路以降において2回路に分割(主炉停止系と後備炉停止系)。
- 検出信号の多重性(第1信号、第2信号、第3信号)

**(2) 原子炉トリップしゃ断器**

- 主及び後備炉停止系のそれぞれに、2つのトレイン(A, B)に対応して、2つのトリップしゃ断器を設置している。  
→いずれか一方のしゃ断器「開」で、制御棒は挿入。  
(4つのトリップしゃ断器のうち、どれか一つ遮断されれば、炉停止に至る。)
- 後備炉停止系のトリップしゃ断器については、不足電圧コイル(UV)に加えて、動作原理の異なるシャント・トリップ・コイル(SH)により、共通故障要因を排除している。

**(3) 炉停止系**

- 主炉停止系もしくは、後備炉停止系のどちらか一方が作動すれば、原子炉を停止できる。

17

2. 「もんじゅ」の原子炉停止系  
2.4 多重性、多様性及びフェイル・セーフ

-フェイルセーフ-

電源喪失に対して、炉停止系が安全側に動作する以下の仕組みとなっている。

**[原子炉トリップ信号系]**

- (1) 論理回路にて、バイス・テーブル・リレーコイル電源喪失時には、トリップ信号を発する。
- (2) 原子炉トリップしゃ断器では、電源喪失時に不足電圧コイル(UV)が「開」となり、制御棒保持用マグネットへの電源がしゃ断される。

**[制御棒駆動機構(マグネット保持)]**

- (3) 制御棒マグネット電源が喪失した時には、自重により制御棒は落下する。

18

# 1. 「もんじゅ」と軽水炉の原子炉停止系の比較

## 2. 「もんじゅ」の原子炉停止系

- 2.1 制御棒および駆動機構
- 2.2 原子炉トリップ信号系
- 2.3 多重性、多様性
- 2.4 フェイル・セーフ

## 3. 研究開発炉規則(第44条)について

- 3.1 研開炉設置許可基準規則
- 3.2 新規制基準第44条への対応

## 4. まとめ

19

### 3.1 研開炉設置許可基準規則

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

#### 第四十四条

発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ(ナトリウム冷却型高速炉にあっては、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ)及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

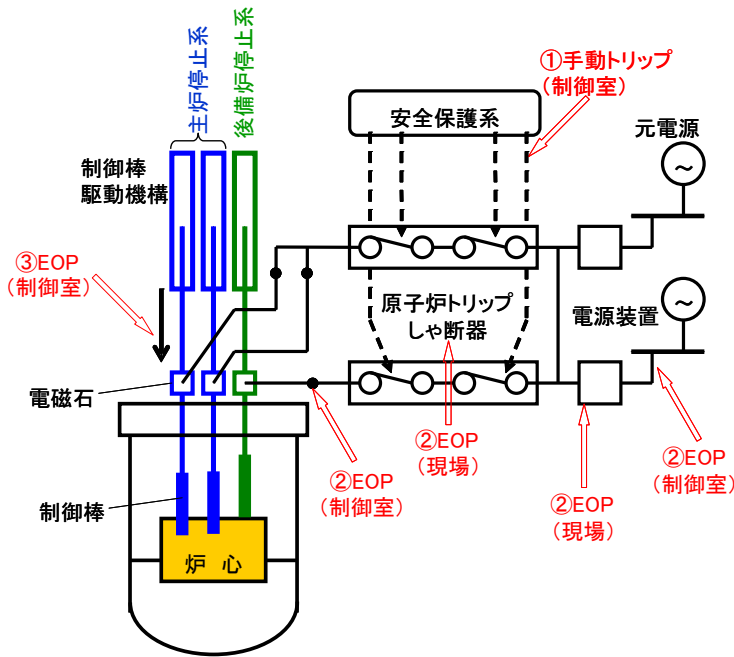
#### [解釈]

第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

20

### 3.2 新規制基準第44条への対応 —緊急時の原子炉停止—

**第44条** 運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても原子炉を未臨界にするための設備を設ける。



#### 対応方針

(1) 主炉停止系の挿入失敗に備え、後備炉停止系は、常に挿入する設備になっている。⇒当初設計の時点で、すでに対応済み。

仮にこれに失敗した場合でも、以下の手順で緊急停止する手順になっている。⇒福島第1発電所事故前に対応済み。

(2) 原子炉の自動停止失敗した場合に、**手動トリップ**操作を行う(図中①)。

(3) 次に中央制御室又は現場にて**制御棒保持電源を遮断**する(図中②)。

(4) これらの停止操作に失敗した場合に、**制御棒駆動機構の駆動軸の挿入**により、制御棒を押し込むことにより原子炉停止を行う(図中③)。

21

## 4. まとめ

- ①「もんじゅ」の原子炉停止系は主炉停止系(微調整棒と粗調整棒)および後備炉停止系から構成される。
- ②主炉停止系と後備炉停止系は、制御棒駆動機構および原子炉トリップ設備において、多重性、多様性を有している。
- ③また、運転状態から低温停止状態及び未臨界状態に移行するための、炉停止余裕(制御棒本数)を有している。
- ④主炉停止系の挿入失敗に備え、後備炉停止系は、常に自動で挿入する設備になっている。さらに、仮にこれに失敗した場合でも、手動操作もしくはC/R保持電源の操作などにより緊急停止する手順になっている。

終了

# 崩壊熱除去系の考え方



日本原子力研究開発機構  
高速増殖炉研究開発センター

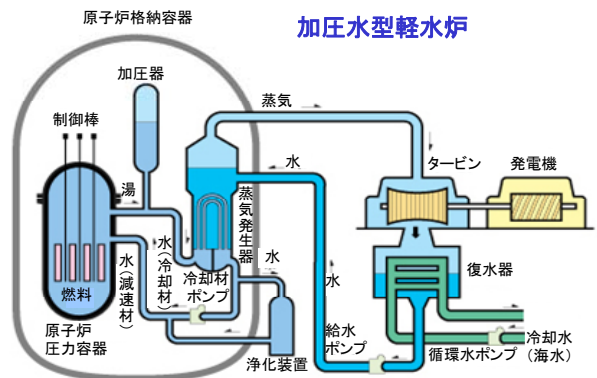
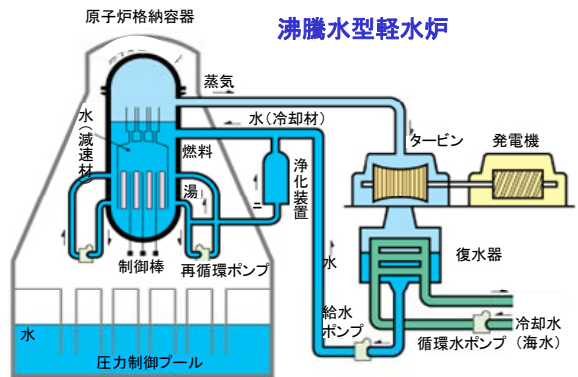
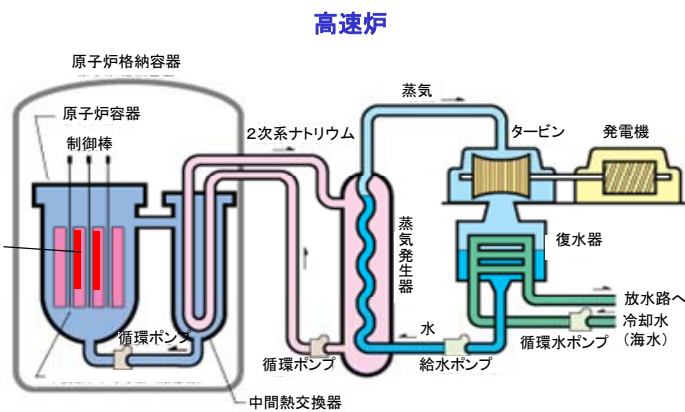


高速炉における崩壊熱除去系の特徴

## 目次

1. 高速炉と軽水炉の構成比較
2. 「もんじゅ」の崩壊熱除去システム
  - 2.1 補助冷却系
  - 2.2 メンテナンス冷却系
  - 2.3 DBA及びSA対策における崩壊熱除去系の機能
3. まとめ

1. 高速炉と軽水炉の構成比較

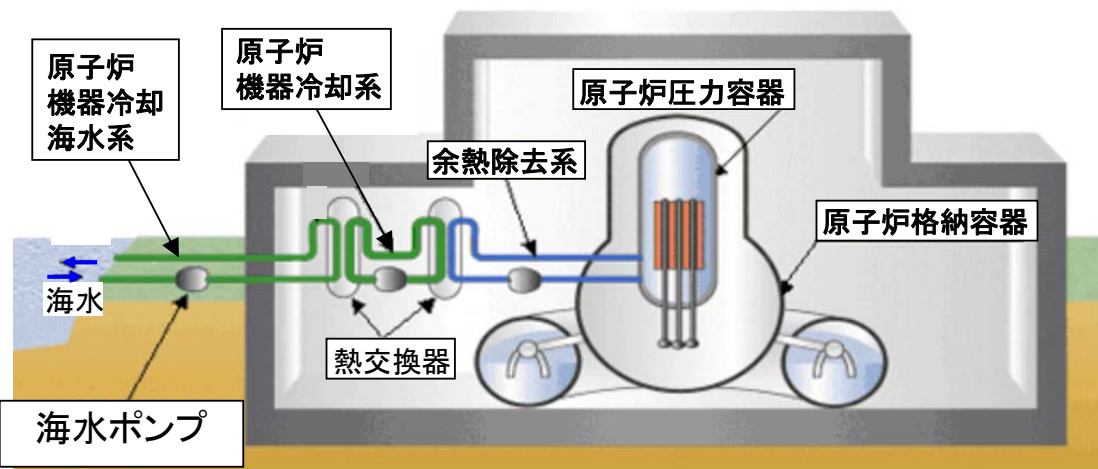


仕様	高速炉	軽水炉
炉心燃料	ウランプルトニウム混合酸化物燃料	低濃縮ウラン酸化物燃料
Pu富化度(濃縮度)	20~30%Pu <sub>f</sub>	3.5~4.5% <sup>235</sup> U
増殖比(転換比)	1.1~1.3	約0.6
運転温度	500~550°C	280~330°C
運転圧力	低圧(10気圧以下)	70~160気圧
熱効率	約40%	32~35%
炉心出入口温度差	約150°C	5~30°C
原子炉容器の主要板厚	25~50mm	100~250mm

軽水炉については加圧水型(PWR)と沸騰水型(BWR)の両者の仕様を包絡したものを記載

-軽水炉における崩壊熱除去系-

最終ヒートシンク: 海水



□ 崩壊熱除去系として余熱除去系、原子炉機器冷却系が設置されており、海水ポンプによって、最終的に海に放熱される仕組みとなっている。

## 2. 「もんじゅ」の崩壊熱除去システム

### 2.1 補助冷却系 -2次Na系から崩壊熱除去-

**[目的・機能]**

- (1) 通常の原子炉停止後、燃料交換時などの長期の炉停止時の崩壊熱の除去を行うこと。
- (2) 原子炉トリップに至るような異常時においても、崩壊熱の除去を行うこと。

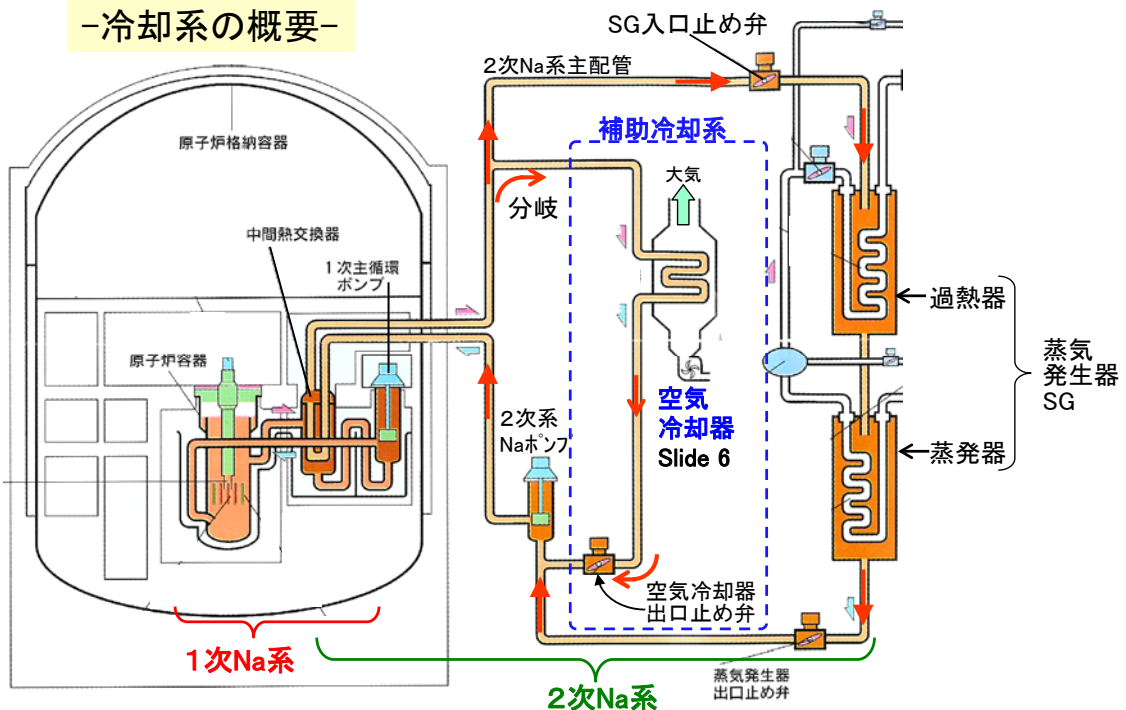
### 2.2 メンテナンス冷却系

-炉内の1次Na循環による崩壊熱除去-

### 2.3 DBA及びSA対策における崩壊熱除去系の機能

### 2.1 補助冷却系 -2次Na系から崩壊熱除去-

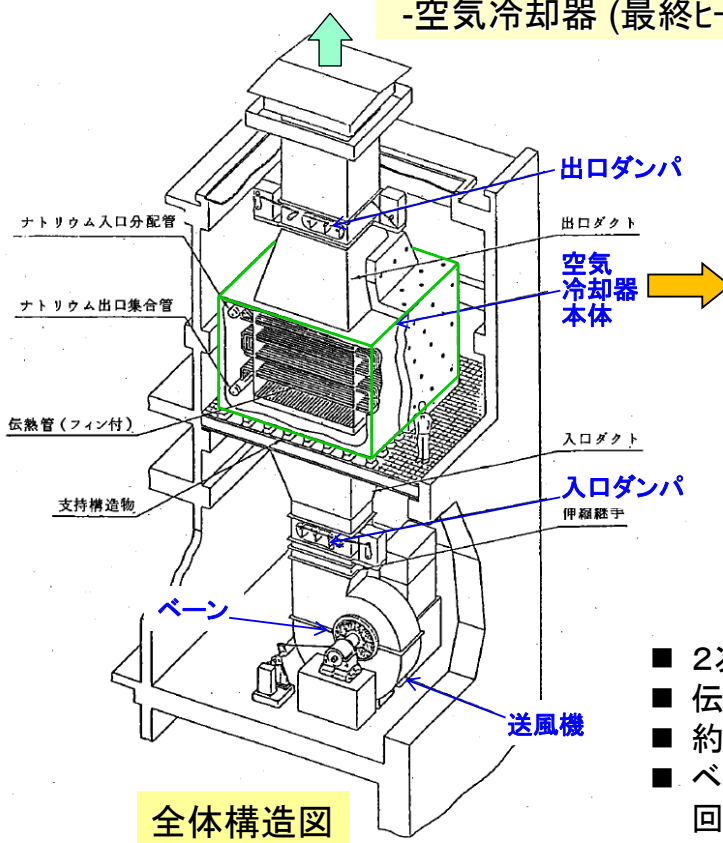
**-冷却系の概要-**



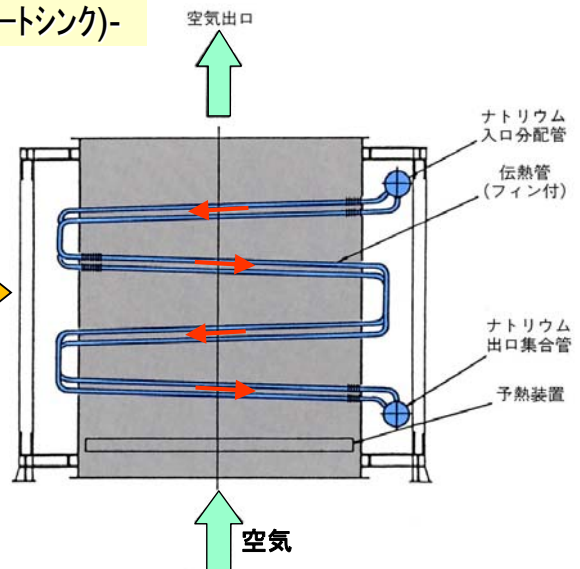
- 2次ナトリウム系に設置された崩壊熱除去システム→「補助冷却系」
- 補助冷却系は2次系主配管より分岐し、蒸気発生器と並列の流路。
- 崩壊熱は炉心→1次系Na→2次系Na→空気冷却器のルートで大気に放散



-空気冷却器 (最終ヒートシンク)-



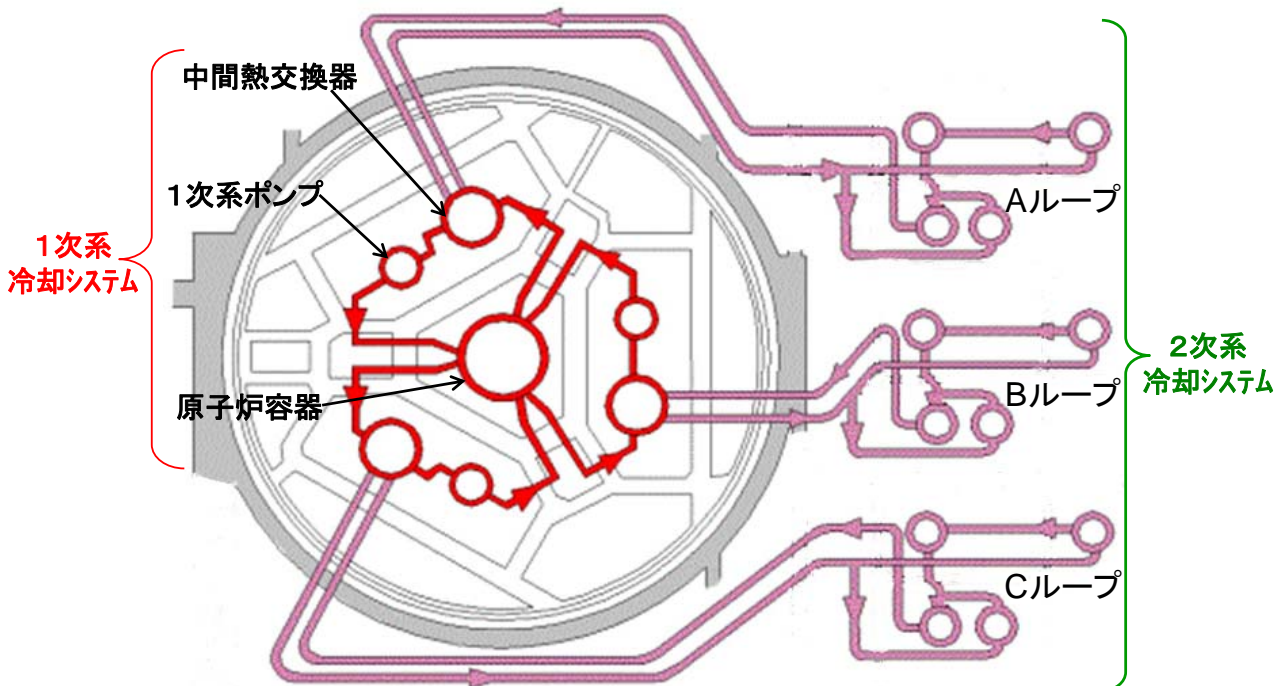
全体構造図



熱交換部構造図

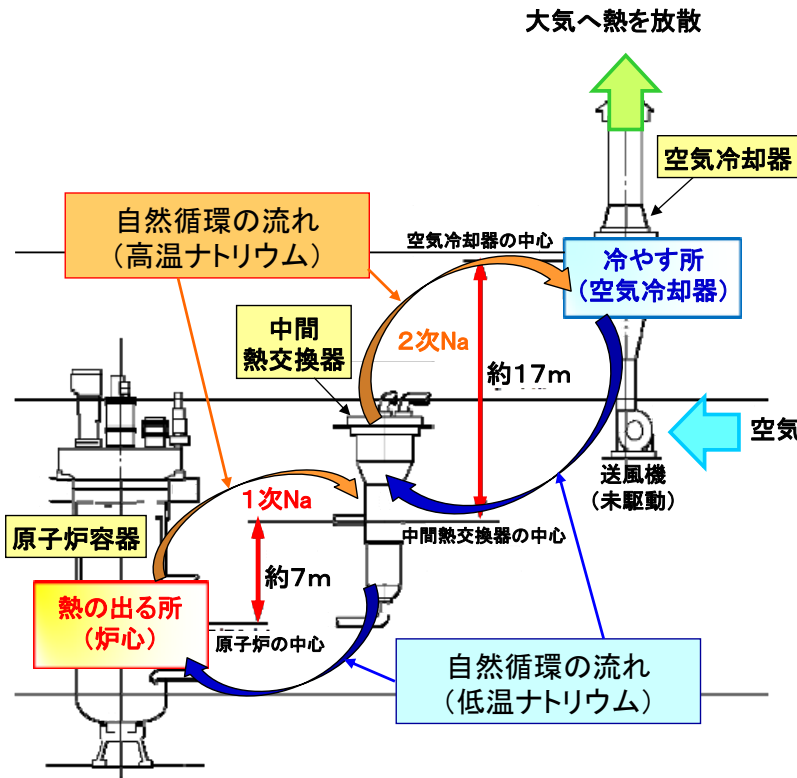
- 2次Na/空気の熱交換器
- 伝熱性能向上のためフィン付き伝熱管
- 約15MWt/基 (送風機駆動時)
- ベーン、ダンプの開度調整、及び電動機の回転数調整により風量制御
- ベーン、ダンプは無停電電源でも駆動可能

-冷却系ループ構成(上面図)-



- A~Cループそれぞれに、1系統ずつの「補助冷却系」が設置され、独立の構成となっている。
- 通常の電源がなくなった場合でも、3ループの「補助冷却系」は、それぞれ別々の非常用ディーゼル発電機により、電力が供給され崩壊熱除去運転が可能。

-自然循環による崩壊熱除去-



- 高沸点であるナトリウム特性により高温・低圧のシステムが可能。これにより、ナトリウムは利用可能な温度範囲が広く、熱伝達率も高いことから、単相の自然循環冷却が可能。
- 熱交換器の高低差を付けることから、空気冷却器を最終除熱源の空気冷却器は高所配置となる。
- 動的機器が少ないので、信頼性が高い。

「もんじゅ」では、補助冷却系1ループの自然循環にて、原子炉トリップ直後の崩壊熱除去が可能となっている。

[運用方法]

(1)補助冷却系の待機時(原子炉の通常運転時)

→空気冷却器出口Na温度がSG出口ナトリウム温度と同じになるように、空気冷却器のナトリウム流量を調整。

(2)崩壊熱除去時

A. 動力電源有り→強制循環

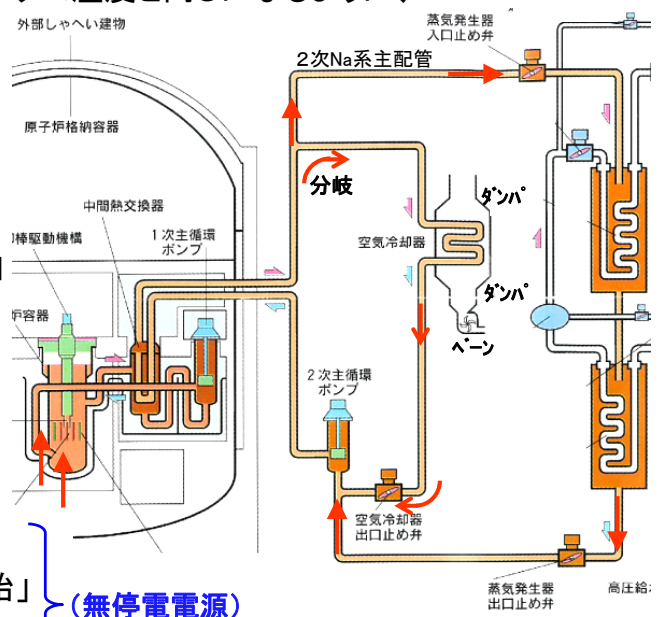
- SG入口止め弁→「閉」
- 空気冷却器止め弁→「Na流量制御開始」
- 送風機→「起動」
- ベーン・ダンパ→「Na温度制御開始」

B. 動力電源喪失時→自然循環

全動力電源喪失信号

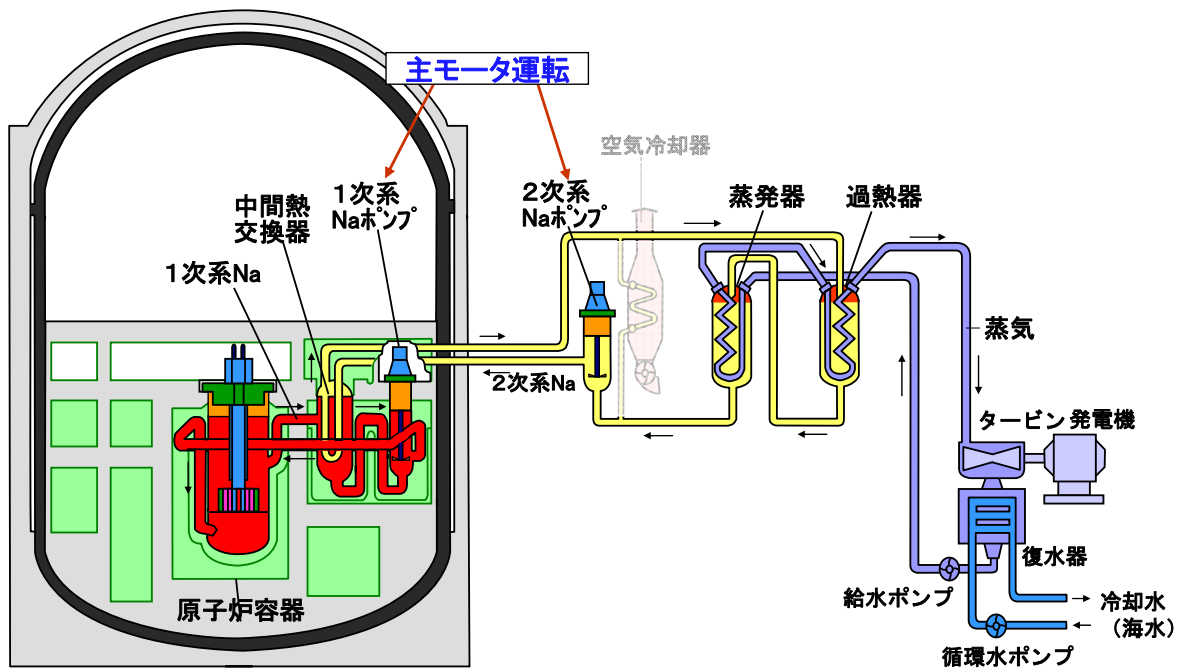
- 空気冷却器Na出口止め弁→「全開」
- 送風機のベーン、ダンパ→「温度制御開始」

SG出口Na温度を設定値とした温度制御



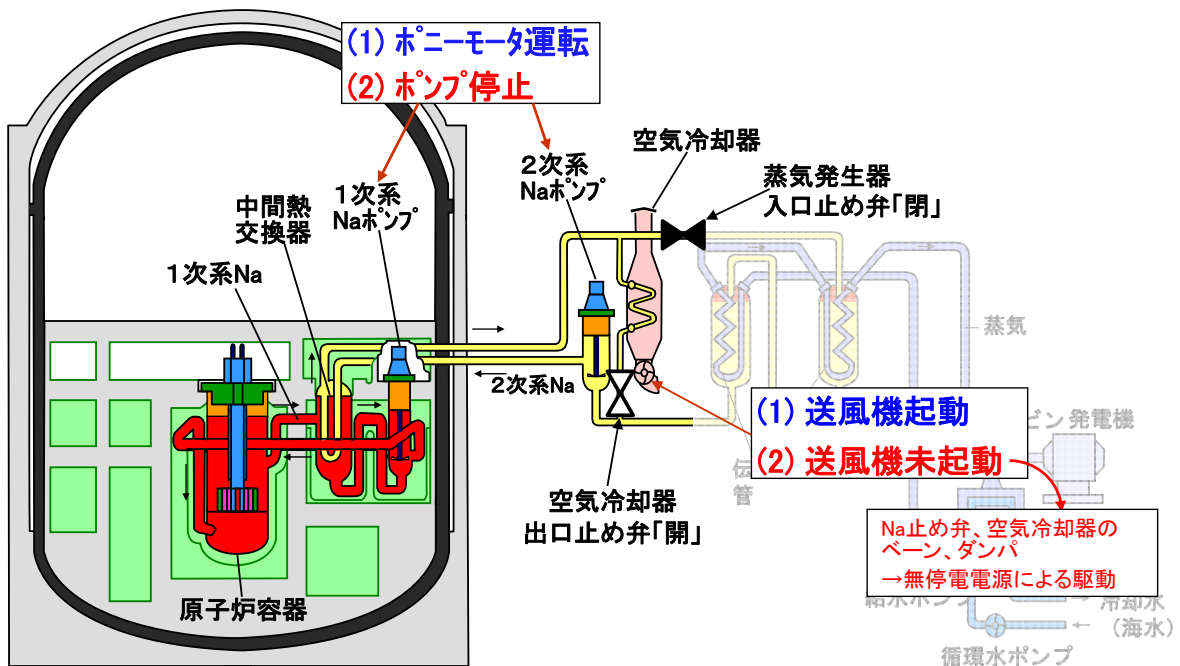
(無停電電源)

-通常運転時(出力運転)-



-崩壊熱除去運転時-

- (1) 動力電源有り → 強制循環
- (2) 全動力電源喪失(SBO)時 → 自然循環



-補助冷却系の信頼性、多重性、独立性-

### [信頼性]

- ナトリウム側、空気側とも自然循環による除熱が可能。
- 空気冷却器のダンパ・ベーンは無停電電源により駆動が可能。
- 補助冷却系は工学的安全設備として定期的な作動試験が可能。

### [多重性]

- 原子炉トリップ時の崩壊熱除去は1ループでも可能であり、3ループ(A, B, C)で構成されている。
- 制御系、インターロックもループ毎に設けてあり、電源は他ループと分離しており、単一故障で3系統の補助冷却設備が同時に不作動となることはない。

### [独立性]

- それぞれの補助冷却設備は、IHXを隔てて独立したループ構成。
- Na漏えい火災の際にも、2次Na系内建屋の隔壁により、火災が健全ループの補助冷却系への影響はない。

## 2. 「もんじゅ」の炉心冷却システム

### 2.1 補助冷却系

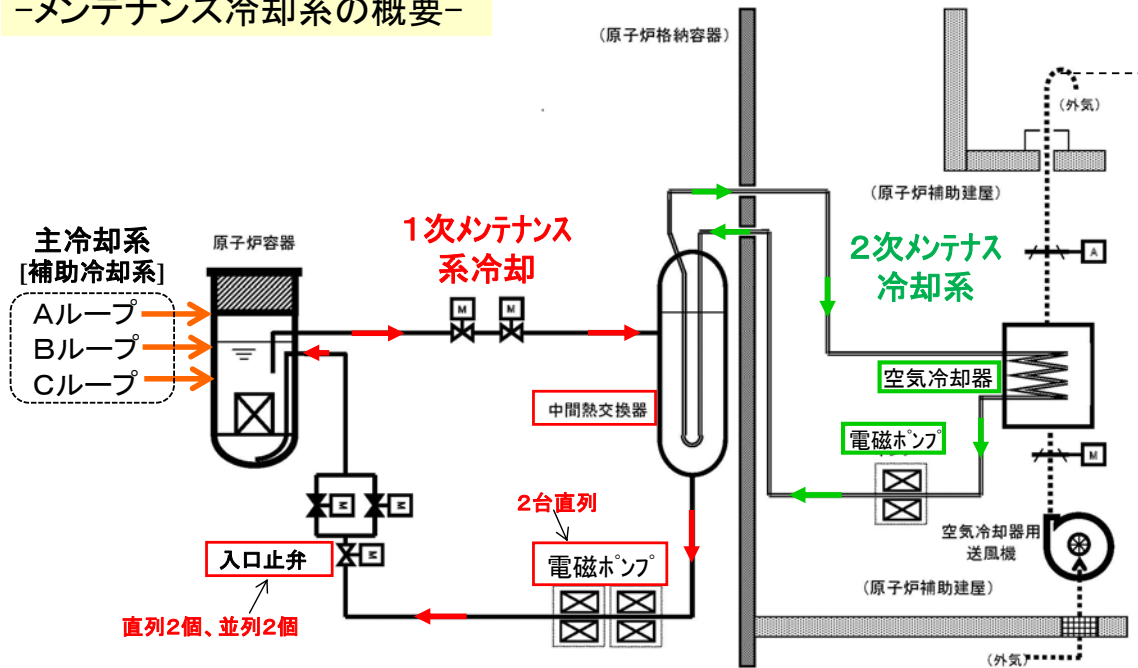
-2次Na系から崩壊熱除去-

### 2.2 メンテナンス冷却系

-炉内の1次Na循環による崩壊熱除去-

### 2.3 DBA及びSA対策における崩壊熱除去系の機能

-メンテナンス冷却系の概要-



- 主冷却系の「補助冷却系」とは別に構成される1次Na系及び2次Na系からなる1ループの熱輸送系→「メンテナンス冷却系」
- 中間熱交換器、弁、循環ポンプ(電磁ポンプ)、空気冷却器などから構成されて、崩壊熱は大気に放散される。

[目的・機能]

(1) 主冷却システムの点検、保守の効率化(通常時)

補助冷却系(A,B,Cループ)の何れかと相まって、点検時にメンテナンス冷却系を使用することで、主冷却系の2ループ同時並行で点検、保守が可能。

→メンテナンス冷却系の起動は炉停止後、30日以降を想定。30日後の崩壊熱は約1MWt。余裕を見て定格除熱量は2MWtに設定している。

(2) 深層防護

万一、主冷却系3ループ全てにおいて崩壊熱除去ができない場合、補助冷却系を介することなく、制限された条件で崩壊熱除去を行う。

→炉停止後、1日後の崩壊熱(約5MWt)に対応できるように、7MWtの除熱能力も有する設計としている。

## [運用方法]

### (1)メンテナンス冷却系の待機時 (原子炉の通常運転時)

→系統内に200°Cナトリウムを保持(1次系)・循環(2次系)。

### (2) 崩壊熱除去時

#### A. 主冷却系の点検・保守(通常時)

→1次主冷却系ナトリウム温度が200°Cになった時点で起動。

空気冷却器ナトリウム出口温度の制御運転。(送風機ベーン調整 or 自然通風)

#### B. 深層防護 (原子炉トリップ時に全ての補助冷却系が機能しない場合)

→メンテナンス冷却系の緊急起動・除熱運転

(「RV出入口温度250°C以下」の運転条件は免除。)

## [信頼性(多重性)]

(1)1次Na循環ポンプ(EMP)は2基直列とし、1基運転においても70%流量を確保できる。

(2)弁構成(R/V出入口止め弁)は、故障を想定しても、「閉」動作及び「開」動作が確実にできるように、それぞれ直列に2個、並列に2個設置。

(3)電源系は、非常用電源に接続し、多重化を図っている(EMP, 弁)。

## 2. 「もんじゅ」の炉心冷却システム

### 2.1 補助冷却系

-2次Na系から崩壊熱除去-

### 2.2 メンテナンス冷却系

-炉内の1次Na循環による崩壊熱除去-

### 2.3 DBA及びSA対策における崩壊熱除去系の機能

もんじゅにおける格納機能の確保対策の例

事故の起因	安全機能			終状態
	DBA緩和策(注1)	SA対策1(注2)	SA対策2(注3)	
→成功				炉心健全
		→成功		炉心健全
→失敗			→成功	炉心損傷
		→失敗		格納容器破損
			→失敗	

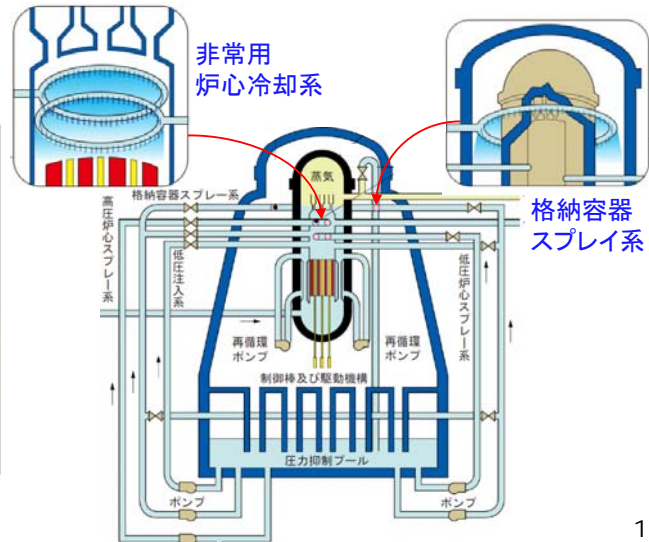
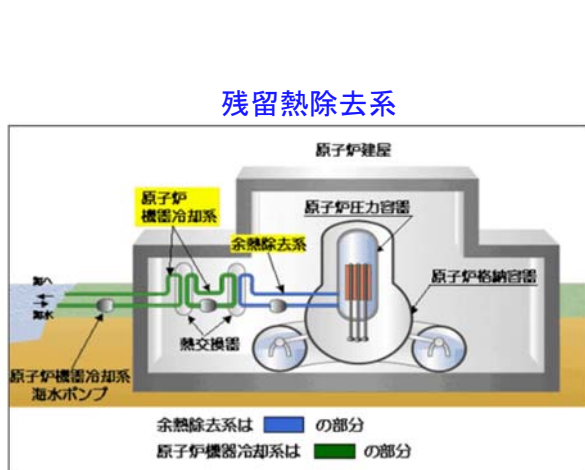
事故シーケンス	DBA緩和策(注1)	SA対策1(注2)	SA対策2(注3)	
ULOF (外部電源喪失時の炉停止失敗)	主炉停止系による原子炉停止	後備炉停止系による原子炉停止	鋼製格納容器 熔融炉心保持機能	←格納容器内終息 ←炉容器内終息
LORL (1次系2箇所での漏えい)	ガードベッセルによる炉容器液位確保	漏えいループのサイフォンブレイク	メンテナンス冷却系の緊急起動	←炉心損傷に至らず (炉容器内終息)
PLOHS (3ループ強制循環失敗)	補助冷却設備による強制循環除熱	補助冷却設備による自然循環除熱	メンテナンス冷却系の緊急起動	←炉心損傷に至らず (炉容器内終息)

(注1)安全評価において考慮された設計基準対策  
 (注2)炉心損傷防止のためのSA対策  
 (注3)格納機能の確保のためのSA対策

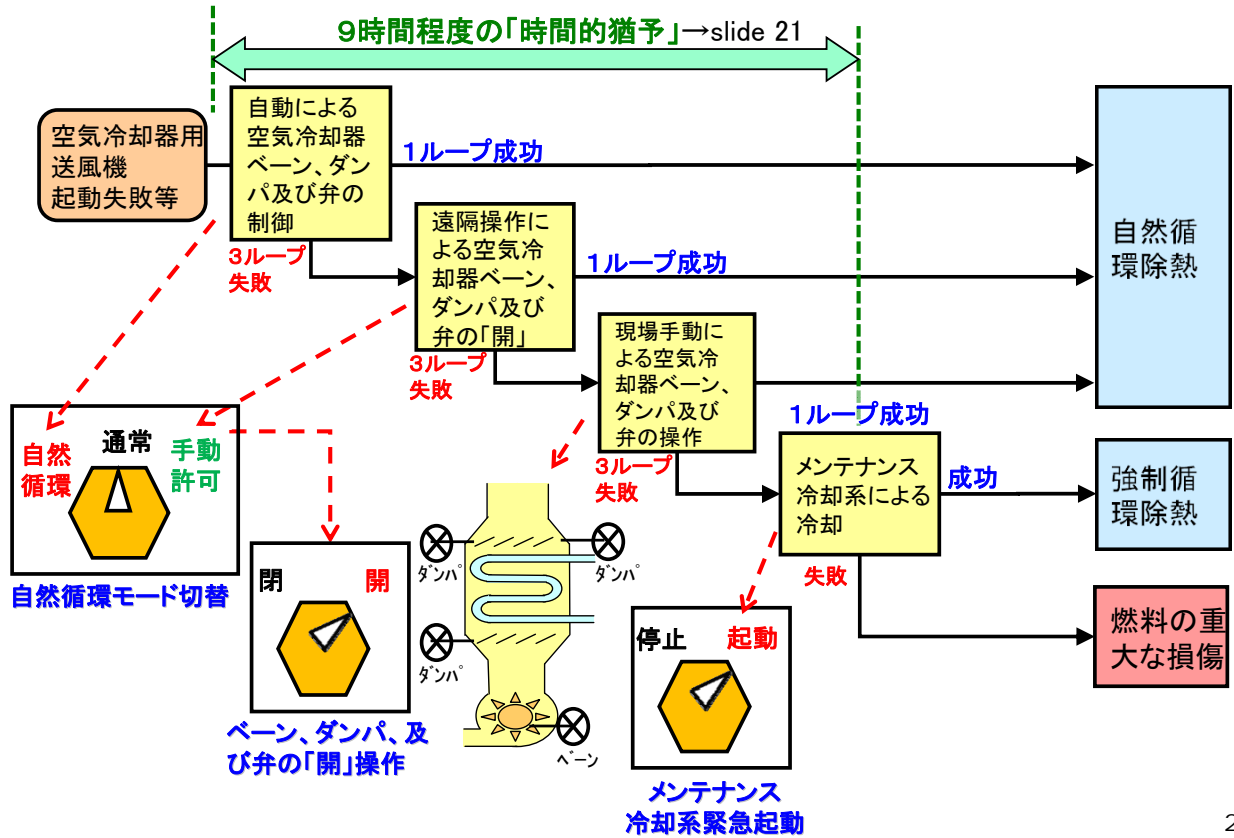
「もんじゅ」と軽水炉(BWR)の崩壊熱除去機能の比較

Slide 20

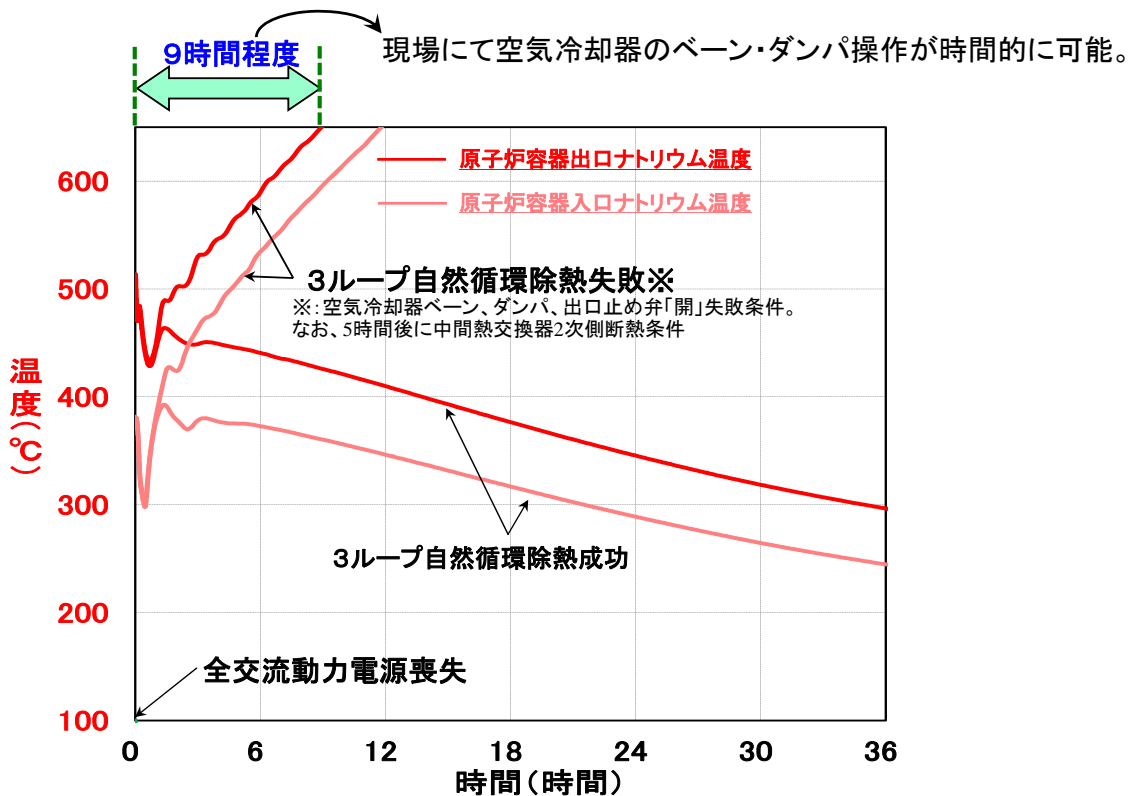
	設計基準対策	炉心損傷防止	格納対策
「もんじゅ」	補助冷却系 (強制循環)	補助冷却系 (自然循環)	メンテナンス冷却系
軽水炉 (BWR)	残留熱除去系 (強制循環)	非常用炉心冷却系 (強制循環) □ 高压炉心スプレー系 □ 低压炉心スプレー系 □ 低压注水系	格納容器スプレー系 (強制循環)



空気冷却器の送風機起動失敗を起因とする燃料の損傷に至る過程



空気冷却器のベーン、ダンパ及び弁の制御失敗時のナトリウム温度上昇





## -まとめ-

- (1) 「もんじゅ」では、崩壊熱除去系として「補助冷却系」と「メンテナンス冷却系」の2種類のシステムを有している。
- (2) 「補助冷却系」は3の独立したループになっており、強制循環だけでなく自然循環による崩壊熱除去も可能となっている。ナトリウムは伝熱性能など熱輸送性能に優れていることから、1ループでの自然循環でも除熱可能である。
- (3) 「メンテナンス冷却系」は、3つの「補助冷却系」全てが機能しない場合において、限られた条件にて崩壊熱の除去が可能である。
- (4) 「補助冷却系」と「メンテナンス冷却系」はそれぞれにおいて、多重性を持たせるなど信頼性を向上させている。「もんじゅ」の崩壊熱除去システム全体としても、強制循環方式と自然循環方式の違い、ポンプ駆動方式の違い（機械式ポンプと電磁ポンプ）、2次系からの除熱方式（補助冷却系）と炉容器からの除熱方式（メンテナンス冷却系）の違いなど、多様性を有している。

「もんじゅ」の全動力電源喪失時の自然循環による崩壊熱除去性能の評価結果については、次回（第3回）ピアレビュー委員会で報告する予定としている。

# 終了

# ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方 (1) 蒸気発生器(SG)の水リーク



日本原子力研究開発機構  
FBR安全技術センター

1

## 目次

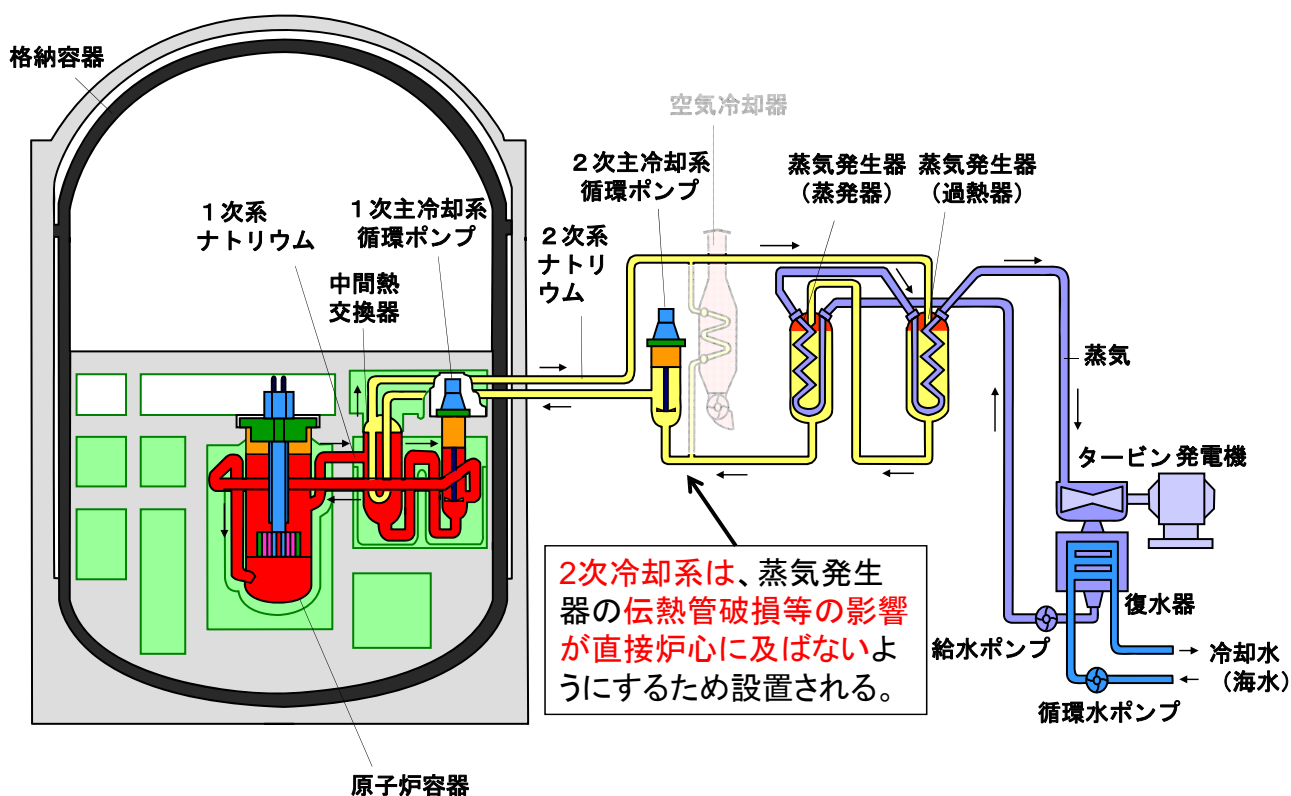
1. 「もんじゅ」蒸気発生器SG(蒸発器、過熱器)の概要
2. ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方
3. 水リーク対策設備と着眼点
4. 設計基準リーク(DBL)の考え方
  - 4.1 高温ラプチャ型破損
  - 4.2 ウェステージ型破損
5. 大リークの評価項目と評価結果
6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて
7. まとめ

2

# 1. 「もんじゅ」蒸気発生器SG (蒸発器、過熱器)の概要

## 1. 「もんじゅ」蒸気発生器(蒸発器、過熱器)の概要

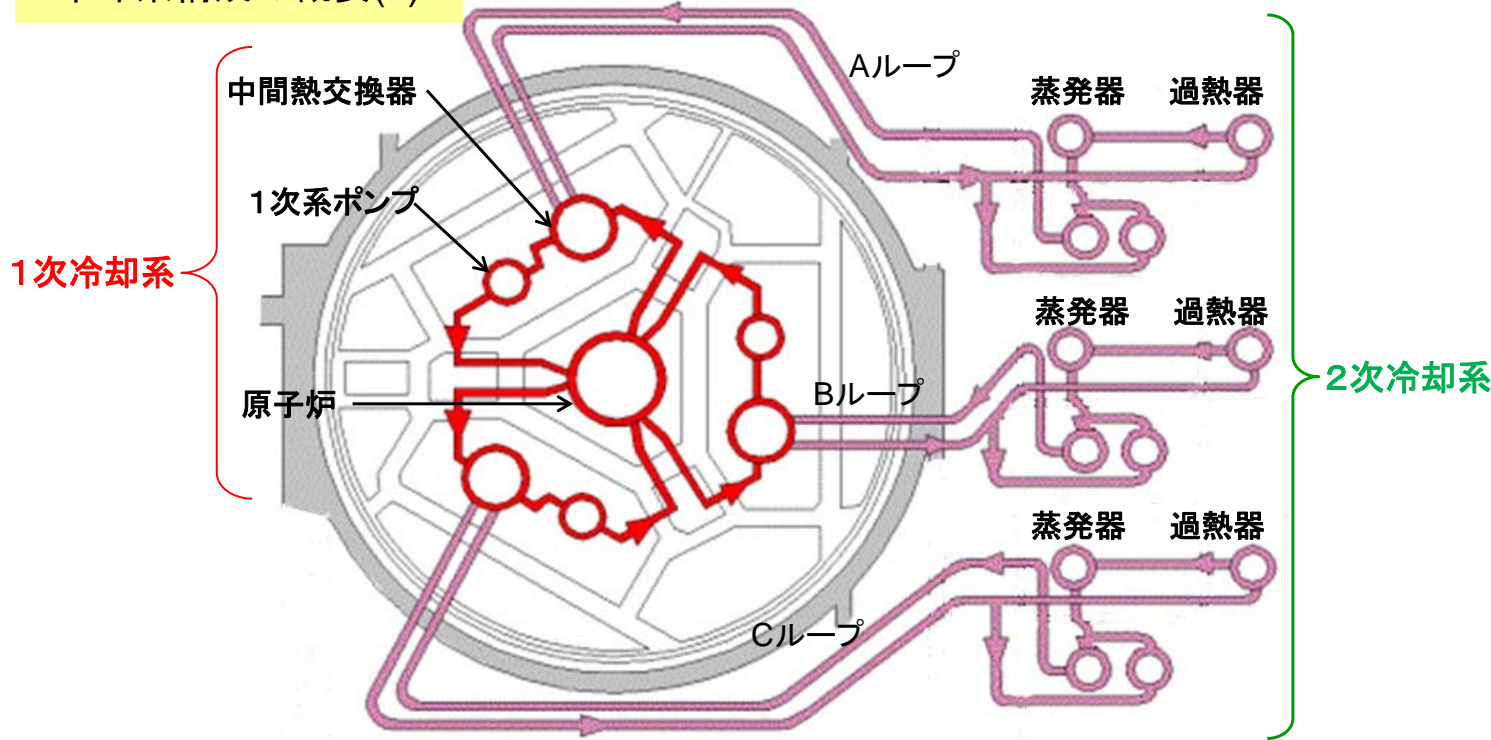
### - 冷却系構成の概要(1) -



1次冷却系、2次冷却系、水・蒸気系で構成

# 1. 「もんじゅ」蒸気発生器(蒸発器、過熱器)の概要

## - 冷却系構成の概要(2) -

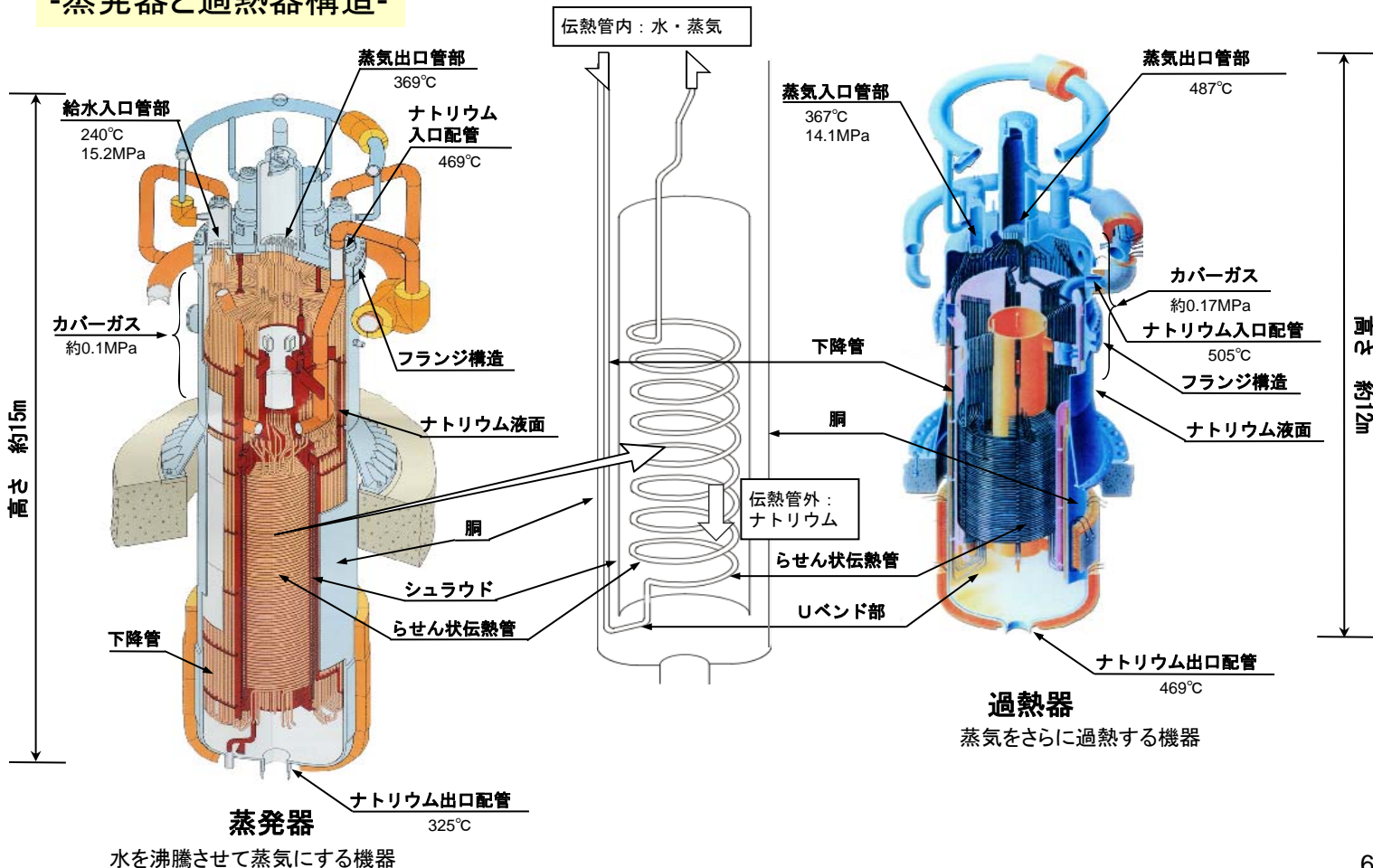


Aループ、Bループ、Cループの3系統で構成

系統分離されており、水リークの影響が他の系統の重要な安全機能に影響が及ばない。

# 1. 「もんじゅ」蒸気発生器(蒸発器、過熱器)の概要

## - 蒸発器と過熱器構造 -



## 1. 「もんじゅ」蒸気発生器(蒸発器、過熱器)の概要

### -主要目-

項目	蒸発器	過熱器
高さ	約 1 5 m	約 1 2 m
胴部外径	約 3 m	約 3 m
伝熱管数	1 4 0 本／基	1 4 7 本／基
伝熱管外径	3 1 . 8 mm	3 1 . 8 mm
伝熱管肉厚	3 . 8 mm	3 . 5 mm
伝熱管長さ	約 8 4 m	約 4 6 m
主要材料	クromコリブテン鋼	ステンレス鋼

7

## 2. ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方

8

## 2. ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方

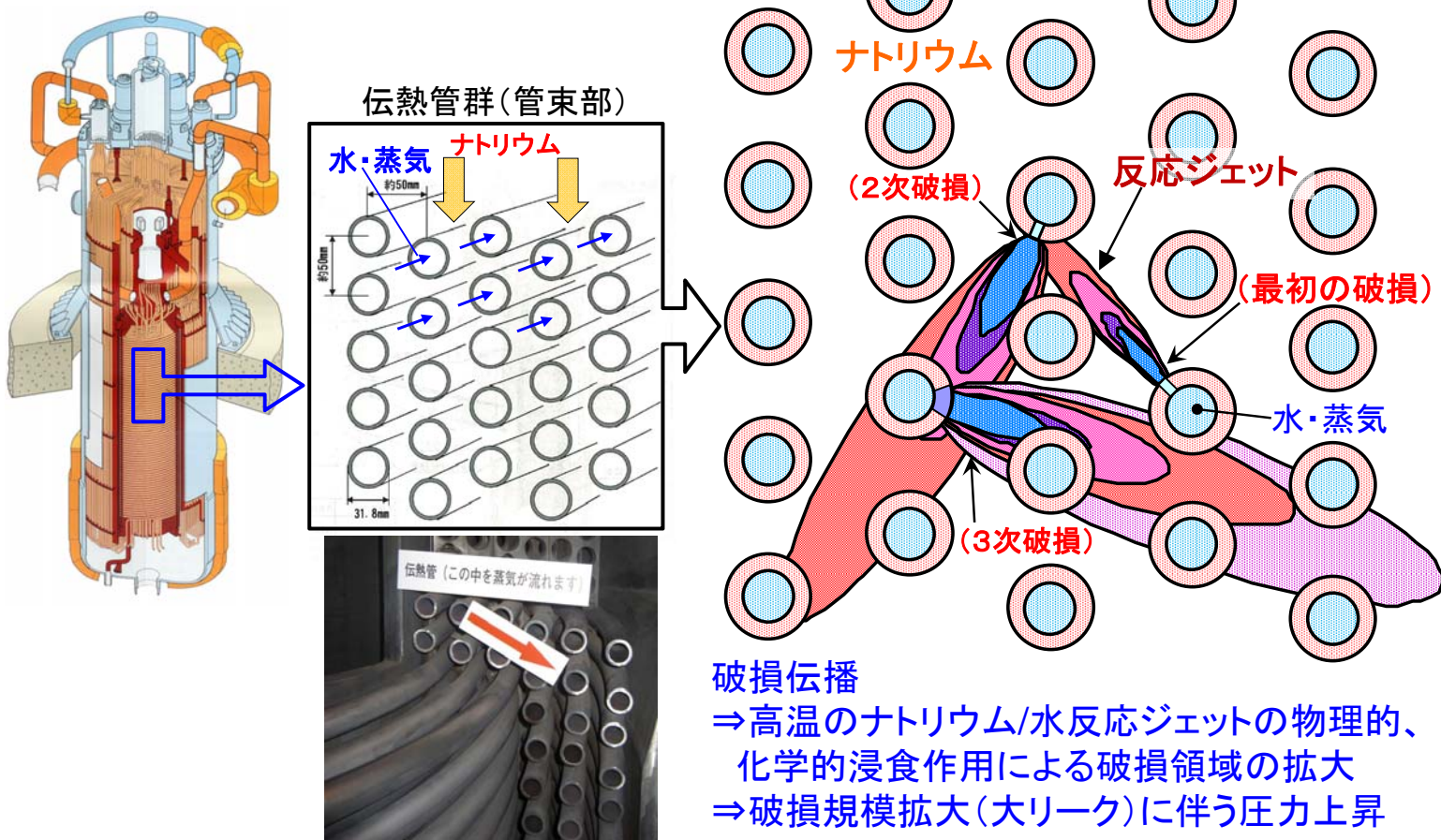
### - 伝熱管の破損形態の分類 (ウェステージと高温ラプチャ)-

小リーク (水リーク率: ~数十g/s)	中リーク (水リーク率: 数十g/s ~ 数kg/s)	大リーク (水リーク率: 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する必要がある。
<p>ナトリウム</p> <p>クラック</p> <p>ジェット流</p> <p>伝熱管</p> <p>水・蒸気</p> <p>ウェステージ現象</p> <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>水・蒸気</p> <p>クラック</p> <p>ジェット流</p> <p>ウェステージ現象</p> <p>水・蒸気</p>	<p>ナトリウム</p> <p>クラック</p> <p>ジェット流</p> <p>伝熱管</p> <p>内圧</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> <p>水・蒸気</p> <p>クラック</p> <p>ジェット流</p> <p>伝熱管強度の低下</p> <p>ナトリウム</p> <p>水・蒸気</p>	<p>ナトリウム</p> <p>破断した伝熱管</p> <p>伝熱管</p> <p>反応水素ガス領域</p> <p>ナトリウム</p> <p>水・蒸気</p> <p>ジェット流</p> <p>水・蒸気</p> <p>水・蒸気</p> <p>ジェット流</p> <p>反応水素ガス領域</p> <p>ナトリウム</p> <p>水・蒸気</p>

9

## 2. ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方

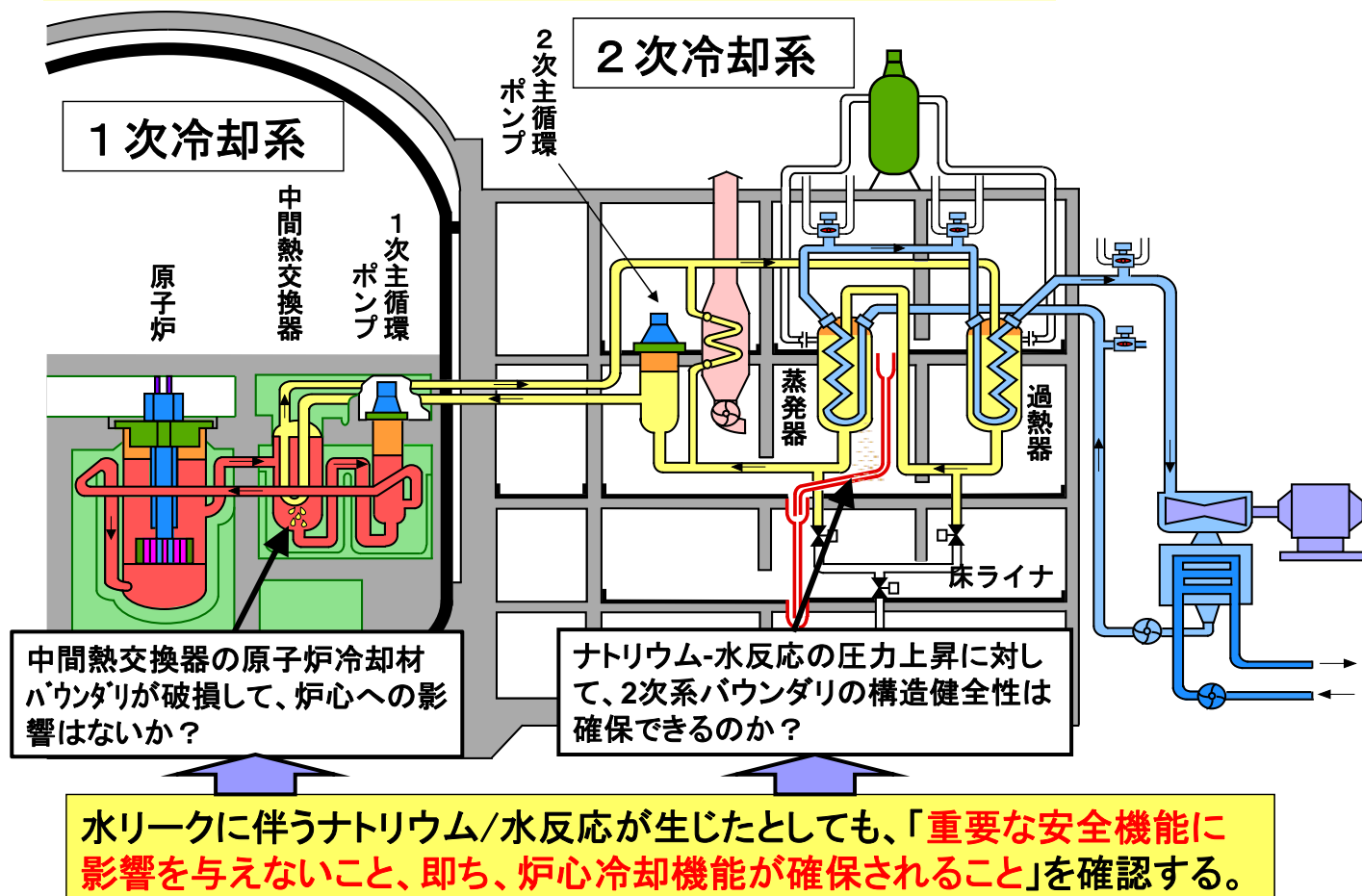
### - 破損伝播現象 -



10

## 2. ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方

### - ナトリウム/水反応に対する安全確保の考え方 -



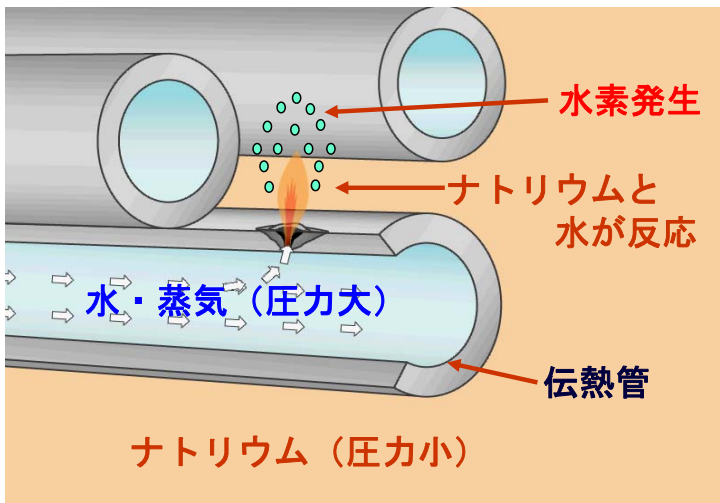
11

## 3. 水リーク対策設備と着眼点

12

### 3. 水リーク対策設備と着眼点

#### -水リークによる水素発生と圧力上昇による検出-



ナトリウムと水が  
反応して水素と熱が発生

↓  
水漏れい量が増加すると  
↓

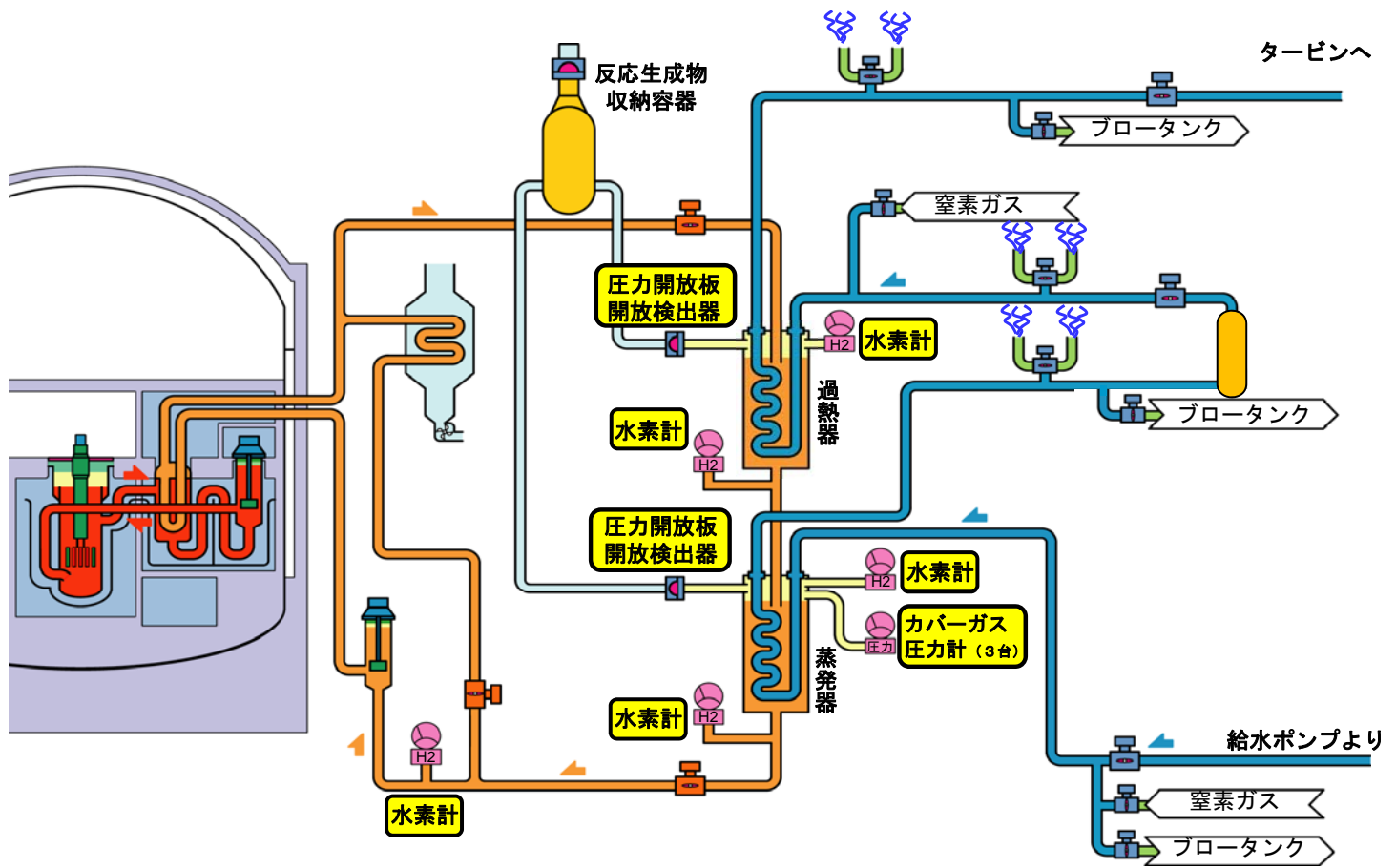
- ・水素濃度が上昇  
…水素計で検出  
(微小～小リーク)

- 蒸気発生器内に水素ガスが蓄積
- 水/蒸気がナトリウム系にリーク

- ・カバーガス圧力が上昇  
…カバーガス圧力計で検出  
…圧力開放板の開放で検出  
(中～大リーク)

### 3. 水リーク対策設備と着眼点

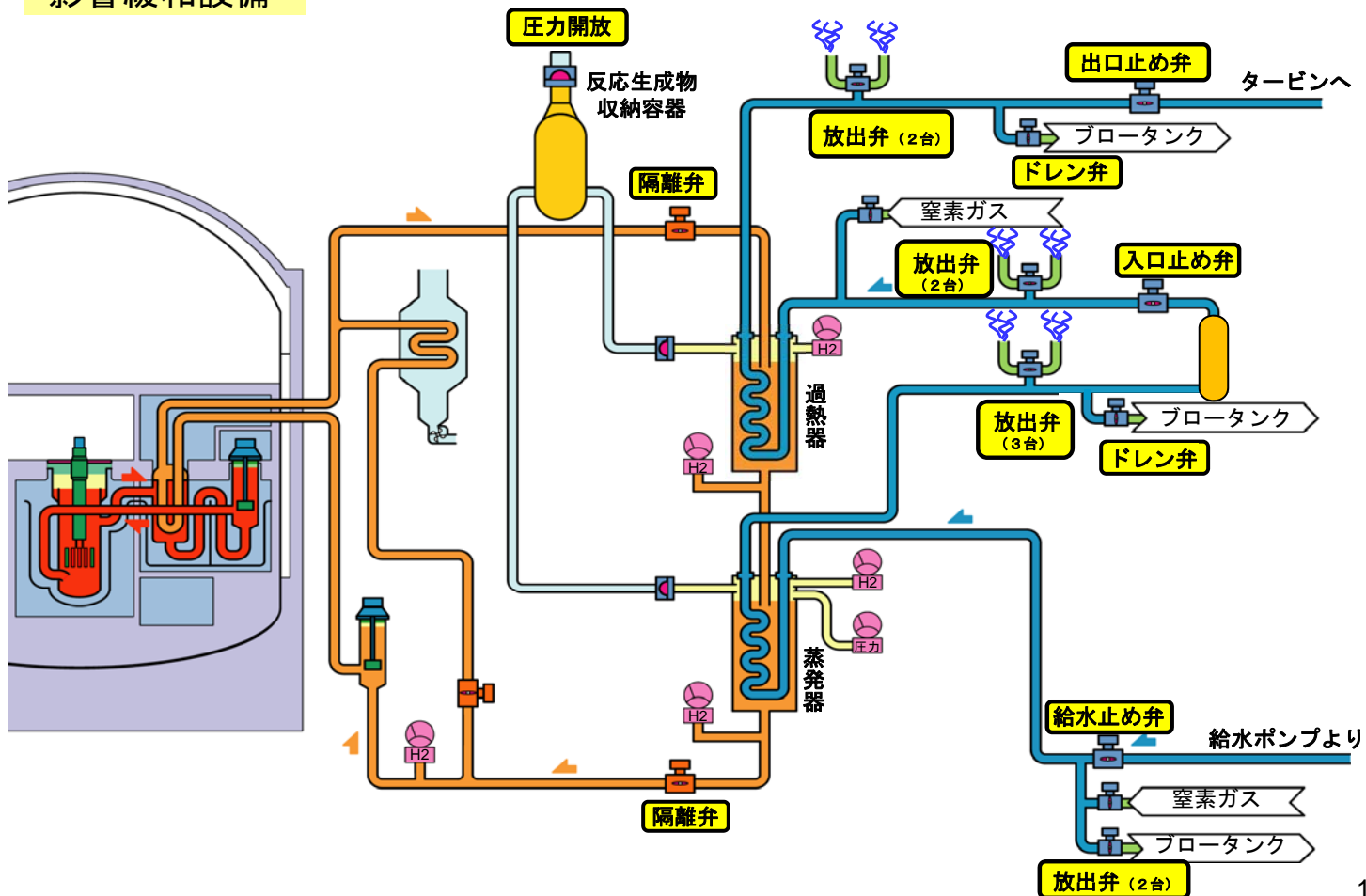
#### -水リーク検出設備-





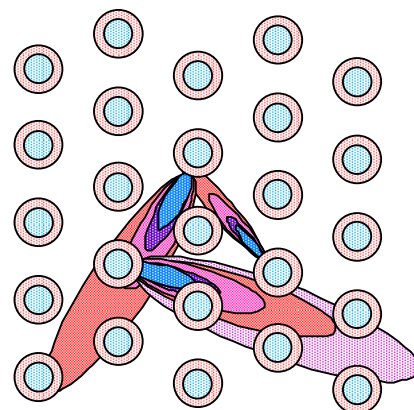
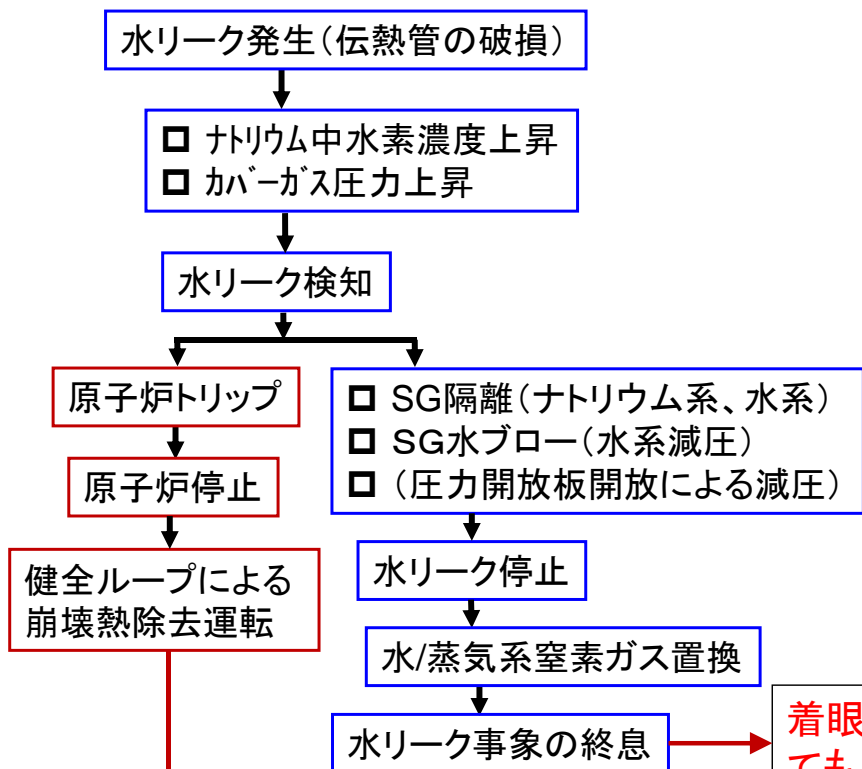
### 3. 水リーク対策設備と着眼点

#### -影響緩和設備-



### 3. 水リーク対策設備と着眼点

#### -水リークの事象推移-



#### 評価(解析)モデル

→水リーク事象が終息するまで伝熱管が破損伝播することを考慮

着眼点: 水リークによる圧力上昇が生じてても、中間熱交換器を含む2次系バウンダリの健全性が確保されること。

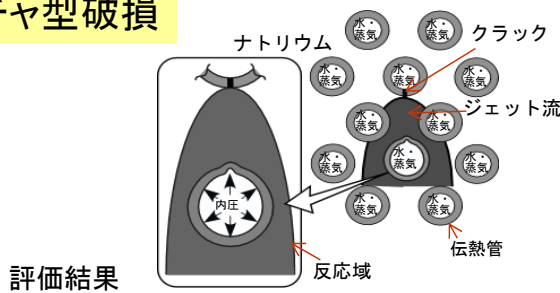
# 4. 設計基準リーク(DBL)の考え方

## 4.1 高温ラプチャ型破損

## 4.2 ウェステージ型破損

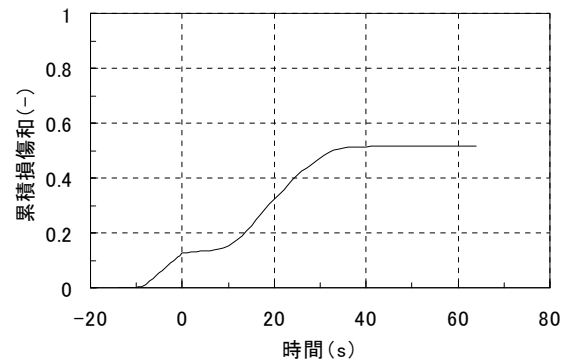
### 4. 設計基準リーク(DBL)の考え方

#### 4.1 高温ラプチャ型破損

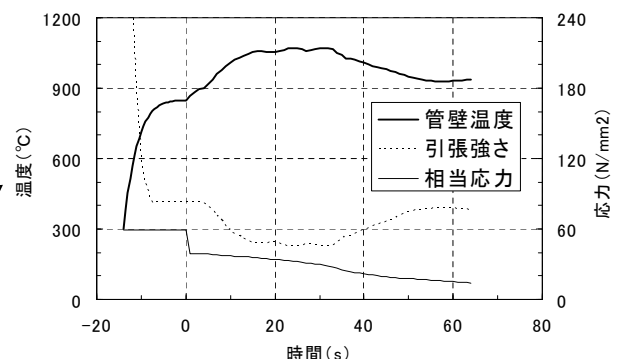


評価結果

伝熱管肉厚	mm	3.5		
運転状態	—	定格	40% 給水	10% 給水
水リーク位置*	—	管束部中部		
水漏えい検出	—	カバーガス圧力計 (設定値1.5kg/cm <sup>2</sup> G)		
水ブロー開始時間	秒	11	12	14
(Na側条件)				
反応域最高温度	°C	1,170	1,170	1,110
応力/引張強さ☆	—	0.86	0.79	0.74
累積損傷和☆	—	0.34	0.33	0.52



累積損傷和の時間変化



伝熱管温度、応力の時間変化

10%給水運転時高温ラプチャ解析結果 (蒸発器管束部中部)

\* : 水リーク位置は結果が最も厳しくなる位置

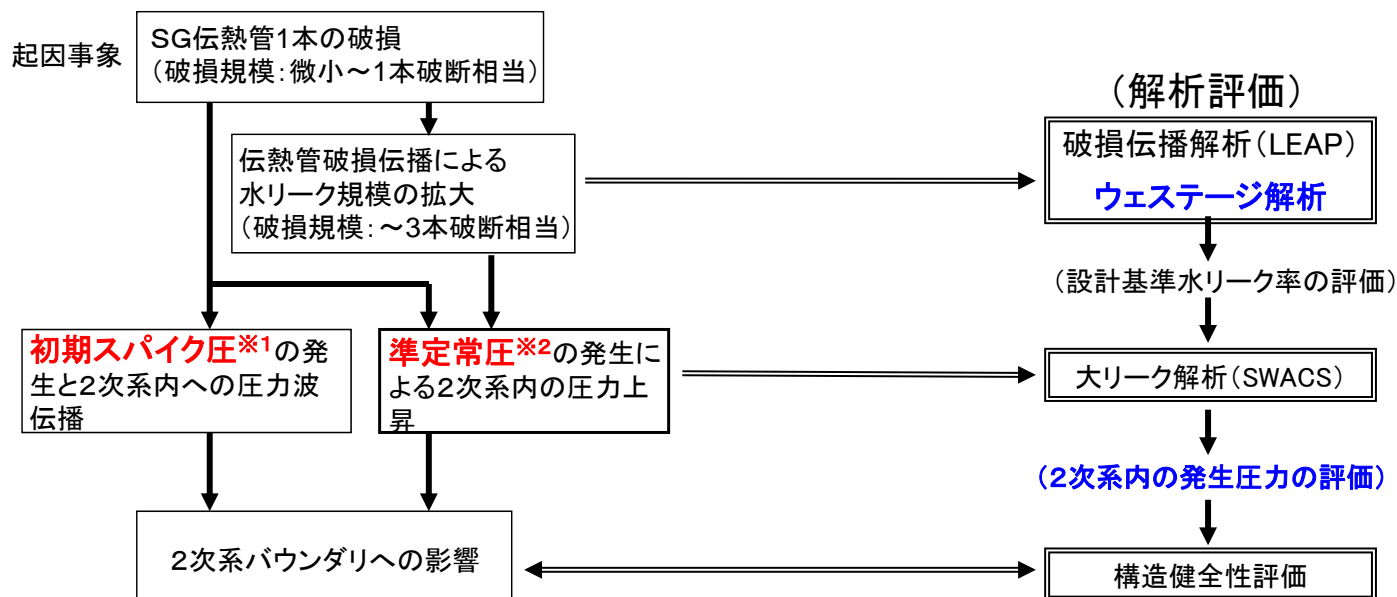
☆ : 判断基準、この数値が1を超えると解析上、高温ラプチャが発生すると判断される。  
注) 40%及び10%給水流量は制御誤差考慮のケース。

⇒もんじゅのSG条件では高温ラプチャ型破損は発生しない

#### 4. 設計基準リーク(DBL)の考え方

##### 4.2 ウェステージ型破損(1) -事象推移-

(事象シナリオ)



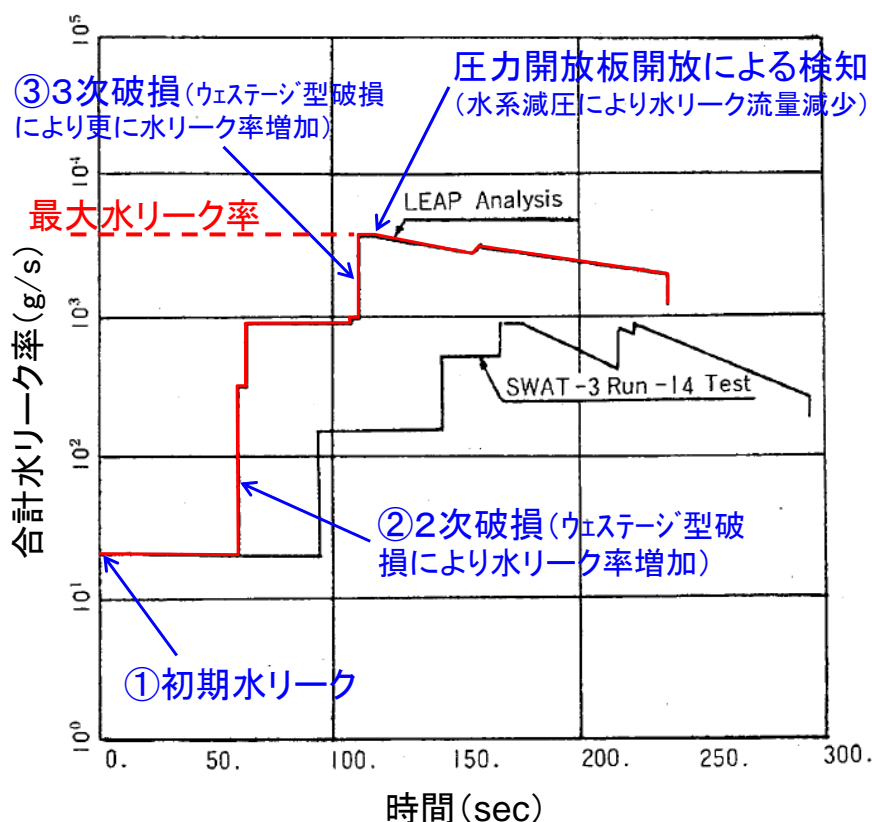
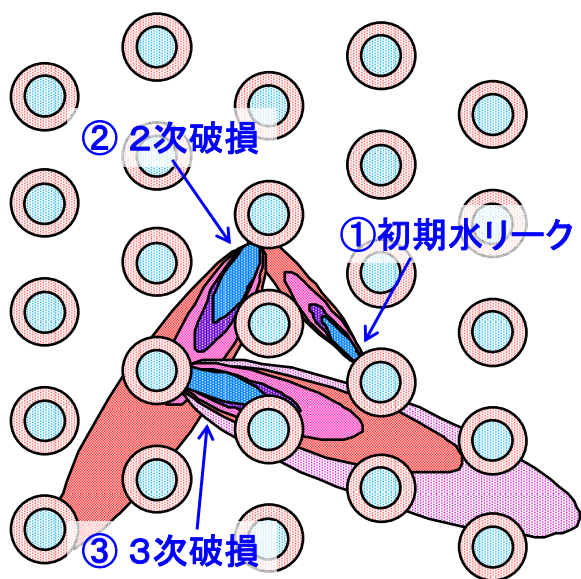
※1) 初期スパイク圧:大リーク開始直後に生じる、水側圧力による急峻な圧カパルス。音速で系内を伝播し、~約50msecまでの圧力上昇事象。

※2) 準定常圧:初期スパイク圧の減衰(~50msec)後に生じる水素ガスの蓄積による圧力上昇。水系が減圧する~30秒程度までの事象。

19

#### 4. 設計基準リーク(DBL)の考え方

##### 4.2 ウェステージ型破損(2) -破損伝播の推移-

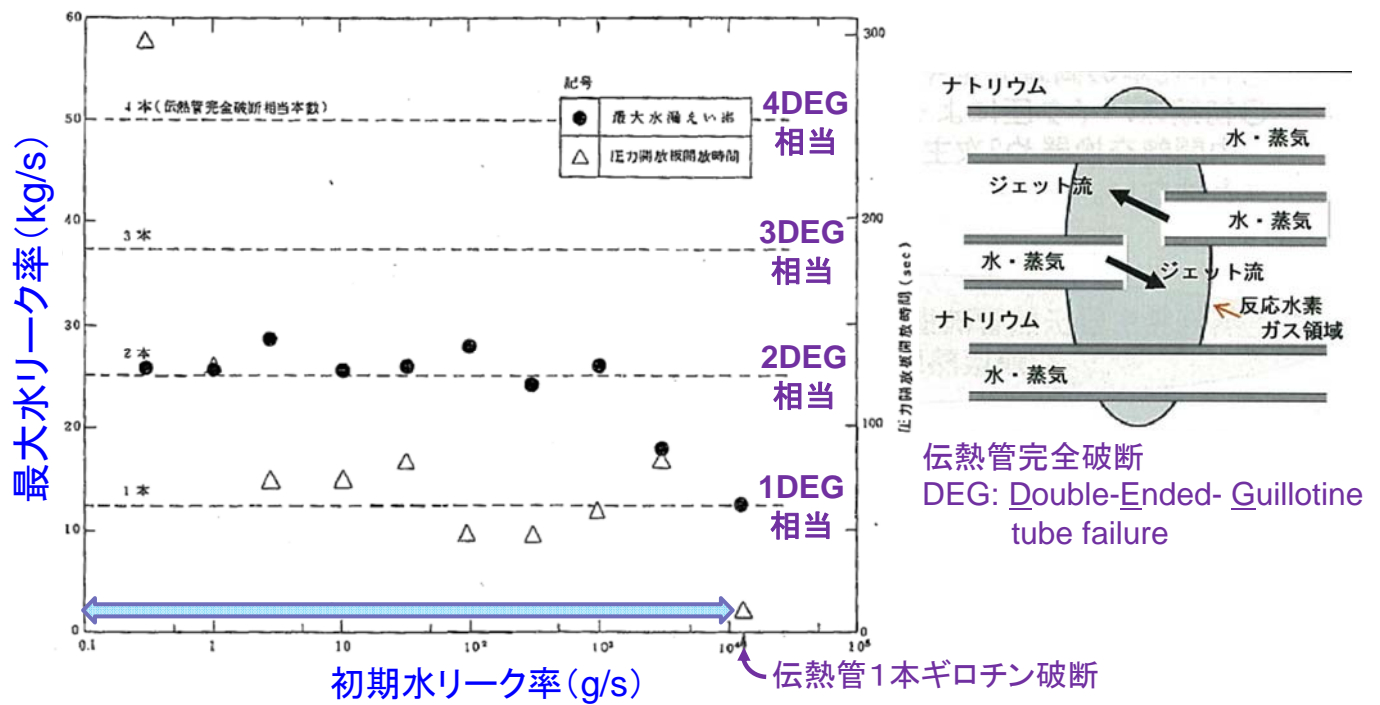


破損伝播解析コード(LEAP)の開発・検証例

20

## 4. 設計基準リーク(DBL)の考え方

### 4.2 ウェステージ型破損(3) -設計基準リークの設定-



あらゆる初期水リーク率に対して、ウェステージによる破損伝播を考慮しても、最大で伝熱管の約2.4本完全破断（ギロチン破断）相当の水リーク率に収まる。

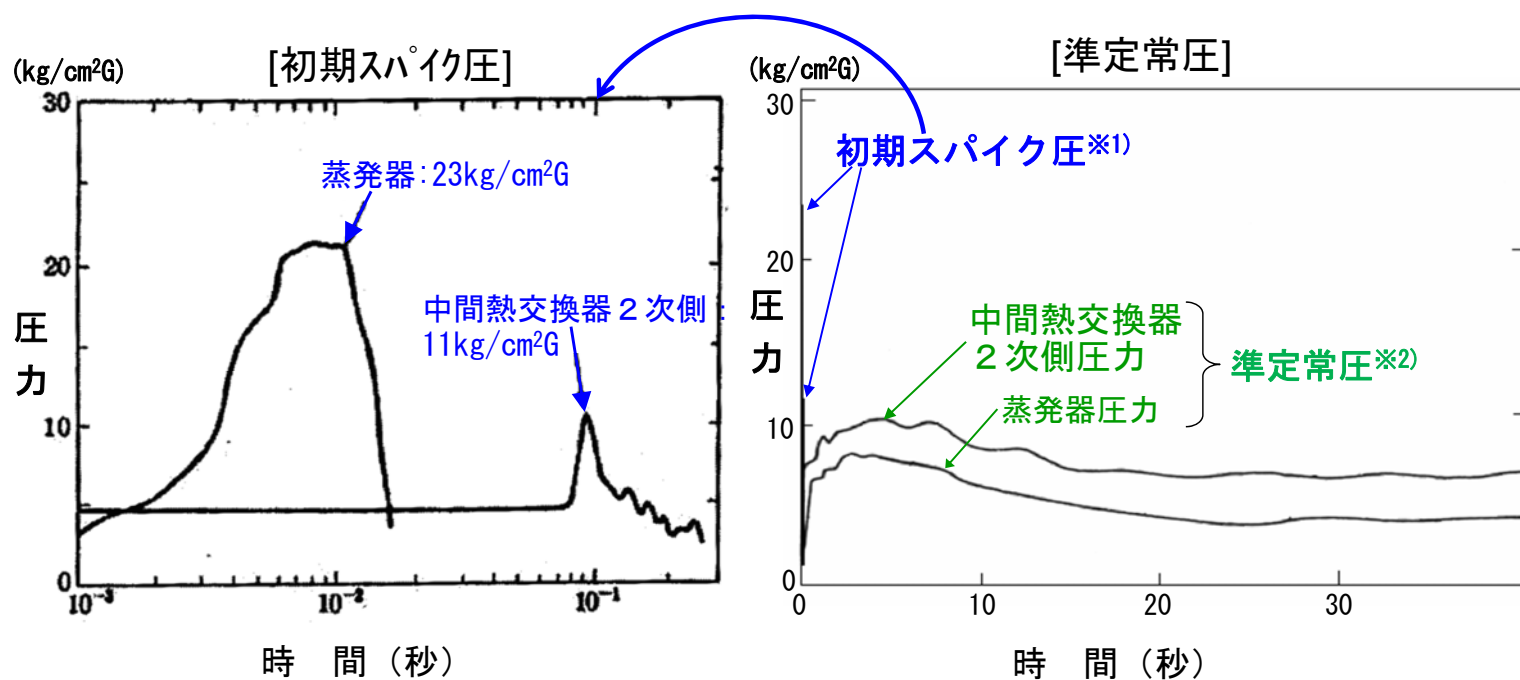


1+3本完全破断相当の設計基準リークは十分保守的 ⇒ 大リーク解析に適用

## 5. 大リークの評価項目と評価結果

## 5. 大リークの評価項目と評価結果

### -設計基準リーク(DBL)での2次系内の発生圧力-



**初期スパイク圧:**  
大リーク開始直後に生じる、水側圧力による急峻な圧力パルス。音速で系内を伝播し、～約50msecまでの圧力上昇事象。

**準定常圧:**  
初期スパイク圧の減衰(～50msec)後に生じる水素ガスの蓄積による圧力上昇。水系が減圧する～30秒程度までの事象。

23

## 5. 大リークの評価項目と評価結果

### -設計基準リーク(DBL)での発生圧力の評価結果-

圧力 機器	発生圧力	材料の弾性 範囲を超え る圧力 <sup>注)</sup>	材料が破断 する圧力 <sup>注)</sup>
蒸発器 (クロムモリブ デン鋼)	約23 kg/cm <sup>2</sup> G	約38 kg/cm <sup>2</sup> G	約67 kg/cm <sup>2</sup> G
中間熱交換器 (ステンレス鋼)	約11 kg/cm <sup>2</sup> G	約25 kg/cm <sup>2</sup> G	約84 kg/cm <sup>2</sup> G

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。

大リークで発生する圧力は、材料の弾性範囲内である。  
また、材料が破損する圧力までには十分な余裕がある。

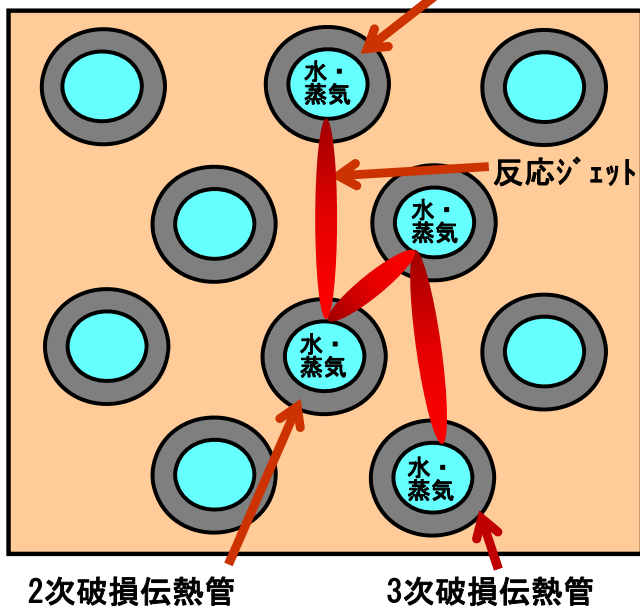
24

# 6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

## 6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

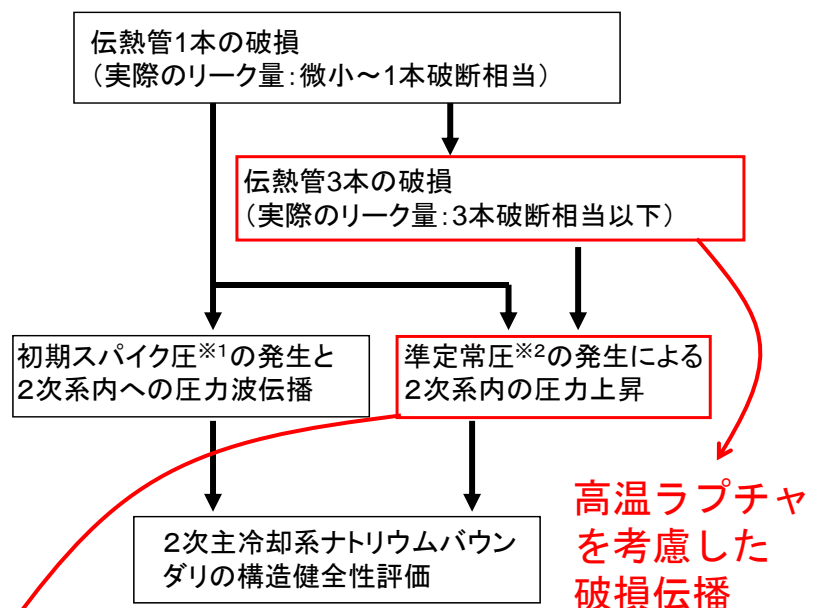
### -設計基準外の評価の考え方-

水リーク時の現象 初期破損伝熱管



設計基準を超える厳しい条件を想定すると、破損伝播に影響が及ぶ恐れがある ⇒ 高温ラプチャを考慮した大リーク解析(構造健全性評価)

### 大リーク評価シナリオ

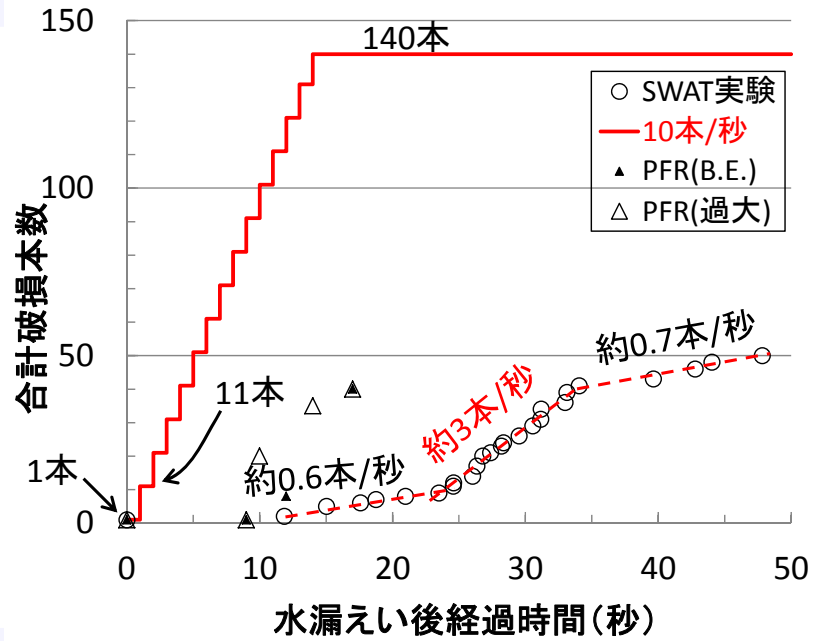


※1) 大リーク開始直後に生じる急峻な圧力パルス (音速で系内を伝播)  
 ※2) 初期スパイク圧の減衰 (~50msec) 後に生じる水素ガスの蓄積による圧力上昇

6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

-設計基準外での伝熱管の破損伝播の設定-

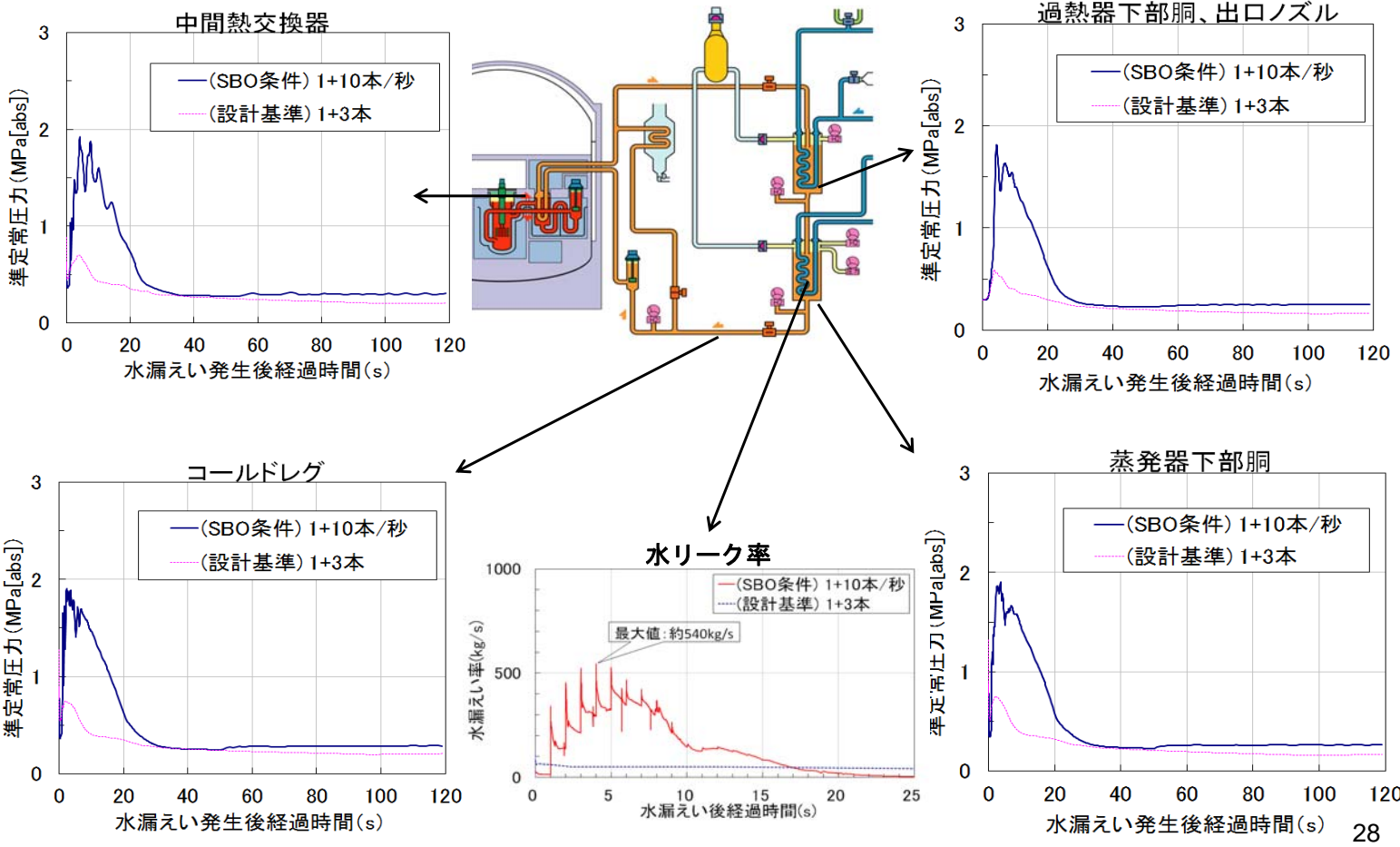
- 水リークは、規模により小、中、大リークに分けられる。伝熱管の破損伝播速度を考えると中リーク(高温ラプチャ)が最も厳しい。
- 現実より厳しい条件で中リークの破損伝播実験(SWAT)を行った。その結果、管内冷却が無いガス加圧管の破損伝播速度は、最大約3本/秒。
- 設計基準外の破損伝播は、これより厳しく**アプリオリに10本/秒を設定**。この規模は、PFRの破損伝播を包絡。
- リーク規模は、圧力を過大評価するため1本完全破断。



初期1本+10本/秒 (蒸発器伝熱管全数 (140本) が破損するまで)

6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

-設計基準外での水リーク時の発生圧力の評価結果-



## 6. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

### -設計基準外での水リーク時のバウンダリ健全性-

	ピーク圧力 (MPa)	発生応力※2 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力※1 (N/mm <sup>2</sup> )
蒸発器下部胴	1.90	116	<	287
コールドレグ配管	1.90	83	<	219
過熱器出口ノズル	1.82	151	<	235
過熱器下部胴	1.82	73	<	235
中間熱交換器プレナム	1.92	112	<	235
中間熱交換器伝熱管	1.92	16	<	235

※1) 運転状態IVの判断基準 (許容応力= $\min[2.4S_m, 2S_u/3]$ )

バウンダリの健全性を維持できることから、重要な安全機能に影響を及ぼさない、即ち、炉心冷却機能が確保

29

## 6. まとめ

- ウェステージ型及び高温ラプチャ型破損を考慮して、設計基準リークを伝熱管1+3本完全破断相当と設定し、発生圧力を評価した。その結果、
  - 発生応力は、中間熱交換器の許容応力を下回る。
  - また、2次系ナトリウム機器の許容応力を下回る。従って、中間熱交換器を含む2次系機器・配管の健全性が確保できることを確認した。
- 設計基準を超える破損伝播(伝熱管全数破損まで)を想定して、発生圧力を評価した。この場合でも、中間熱交換器を含む2次系機器・配管の健全性が確保できることを確認した。
- 以上により、水リークによる炉心への直接的な影響やナトリウム漏えいは生じないことから、**重要な安全機能に影響を及ぼさない、即ち、炉心冷却機能が確保**される。従って、水リークがシビアアクシデントに至る恐れはない。

30



# ナトリウム冷却炉に特有な事象の考え方 (2) 2次系のナトリウム漏えい



日本原子力研究開発機構  
FBR安全技術センター

1

## 目次

1. ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方
  - 1.1 漏えい規模と漏えいナトリウム燃焼の影響
  - 1.2 ナトリウム漏えいに対する設計の考え方
2. ナトリウム漏えい対策設備
  - 2.1 ナトリウム漏えい対策の考え方
  - 2.2 ナトリウム漏えい対策設備の概要
  - 2.3 ナトリウム漏えい時の対応と手順
3. 設計基準リーク(DBL)の設定
  - 3.1 配管の破損形態と規模
  - 3.2 配管の破損規模の評価
4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果
5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて
6. まとめ

2

# 1. ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方

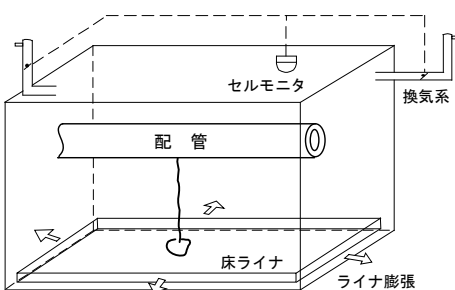
## 1.1 漏えい規模と漏えいナトリウム燃焼の影響

### 1.2 ナトリウム漏えいに対する設計の考え方

## 1. ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方

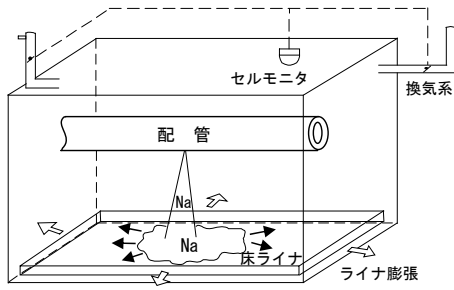
### 1.1 漏えい規模と漏えいナトリウム燃焼の影響

#### 小漏えい (0.01ton/hr程度)



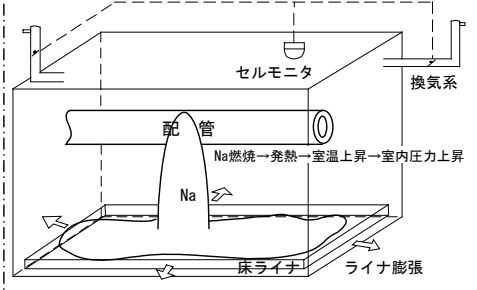
- 漏えいナトリウムは、燃焼しながら落下し、一部の未燃焼ナトリウムが、漏えい直下の床ライナ上で燃焼する。
- 燃焼継続時間は長い。
- 床ライナは、局部的に高温となるため腐食反応が激しくなる。

#### 中規模漏えい (1ton/hr程度)



- 漏えいナトリウムは、燃焼しながら落下し、未燃焼のナトリウムは床ライナ上に拡がりながら燃焼する。
- 燃焼継続時間は、比較的長い。
- 床ライナは、部分的に高温となるため、腐食反応が激しくなる。

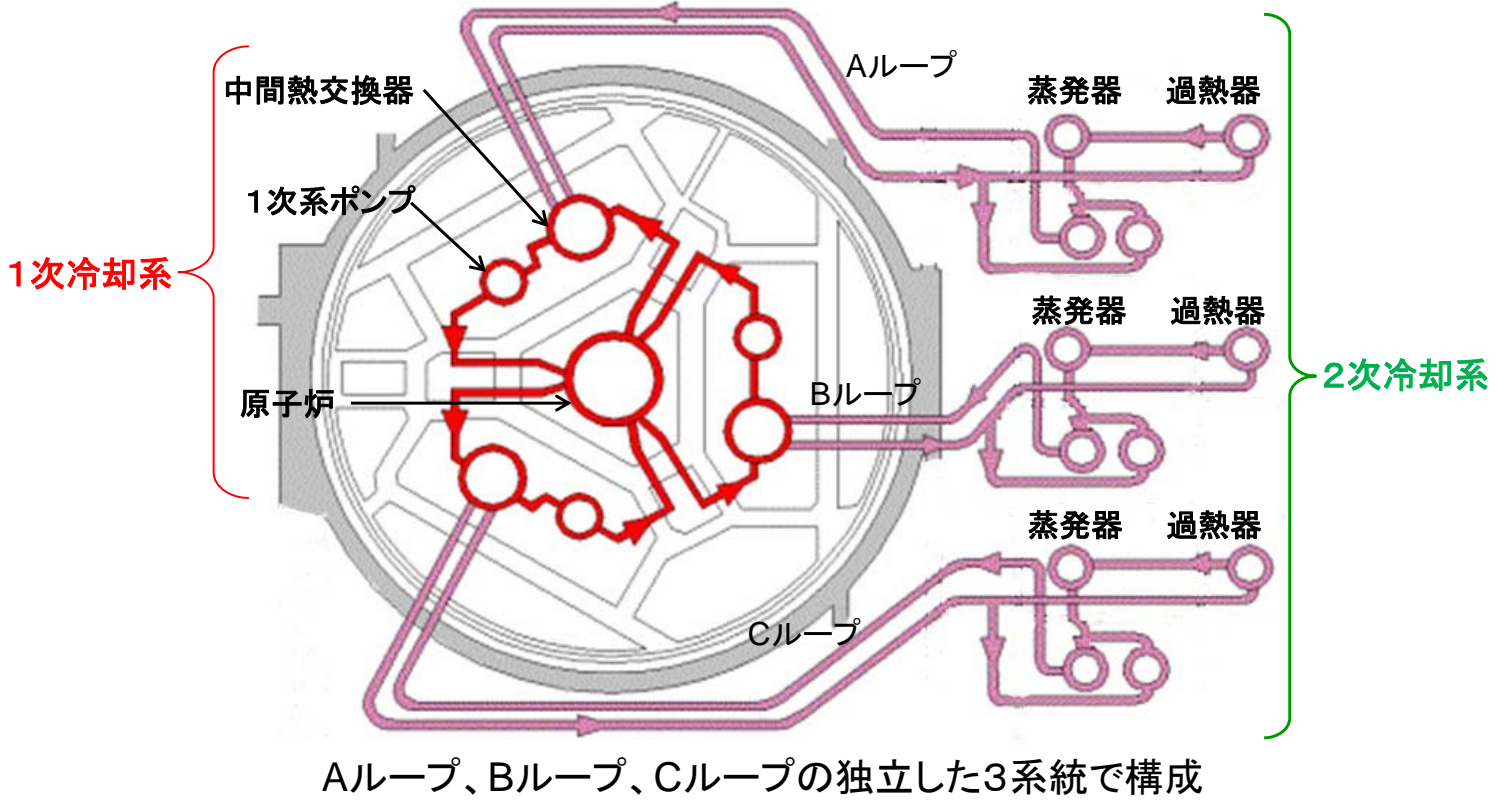
#### 大漏えい (10ton/hr以上)



- 漏えいナトリウムは、大量に燃焼しながら落下し、大量の未燃焼ナトリウムが、床ライナ全面に拡がり、表面で燃焼する。
- 燃焼継続時間は酸欠により短い。
- 未燃焼のナトリウムが床ライナ全面に拡がる。
- 部屋全体の温度が上昇するため、内圧の上昇は大きい。
- 床ライナ全面が高温になるため床ライナの熱膨張量は大きい。

# 1. ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方

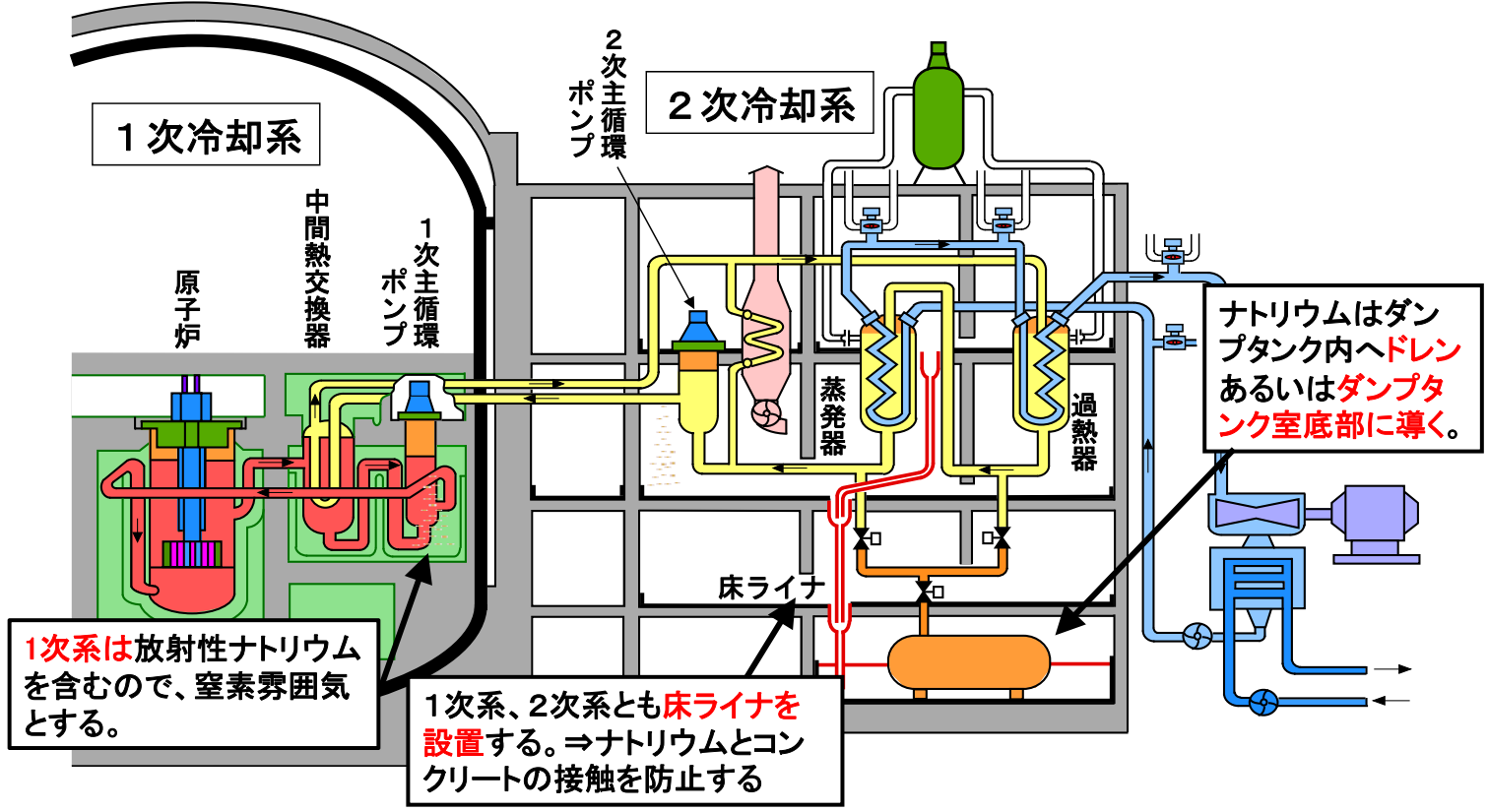
## 1.2 ナトリウム漏えいに対する設計の考え方(1)



系統分離により、ナトリウム漏えいの影響が他の系統の重要な安全機能に影響が及ばないようにする。

# 1. ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方

## 1.2 ナトリウム漏えいに対する設計の考え方(2)



漏えいループの影響が健全なループに及ばない、言い替えれば、系統分離が確保され、重要な安全機能に影響を及ぼさないようにする。

## 2. ナトリウム漏えい対策設備

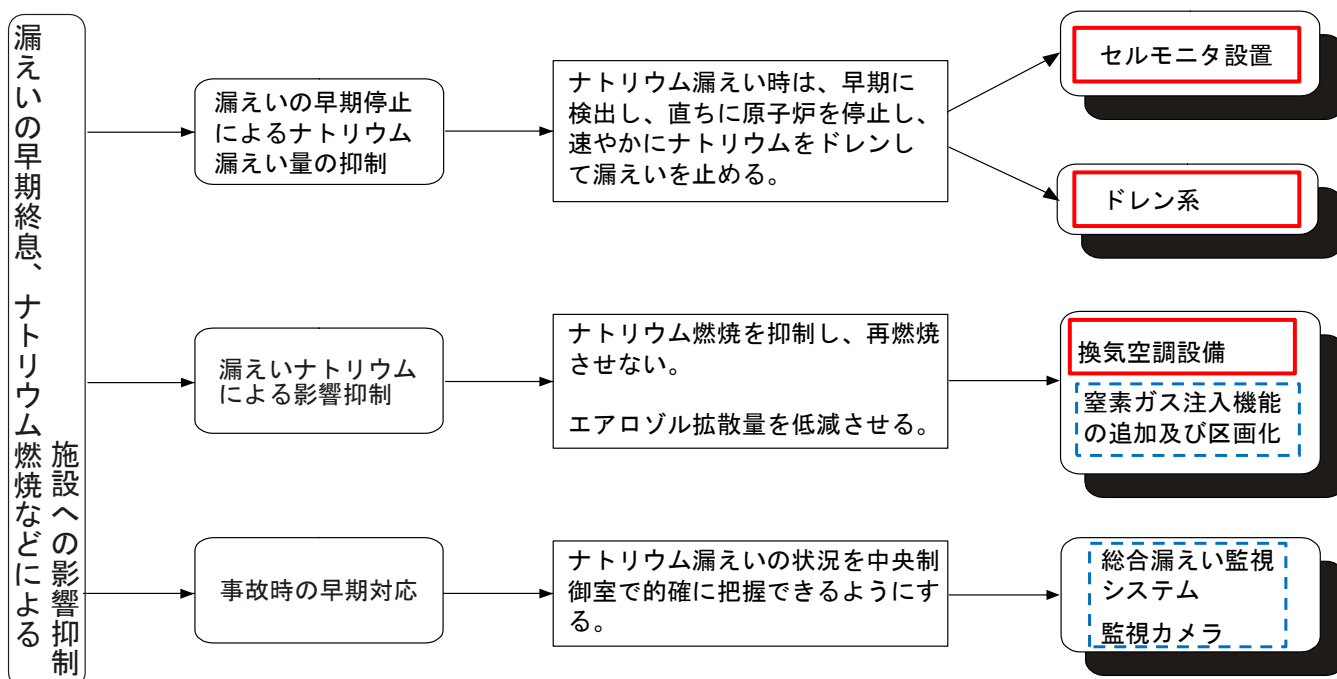
### 2.1 ナトリウム漏えい対策の考え方

### 2.2 ナトリウム漏えい対策設備の概要

### 2.3 ナトリウム漏えい時の対応手順

## 2. ナトリウム漏えい対策設備

### 2.1 ナトリウム漏えい対策の考え方

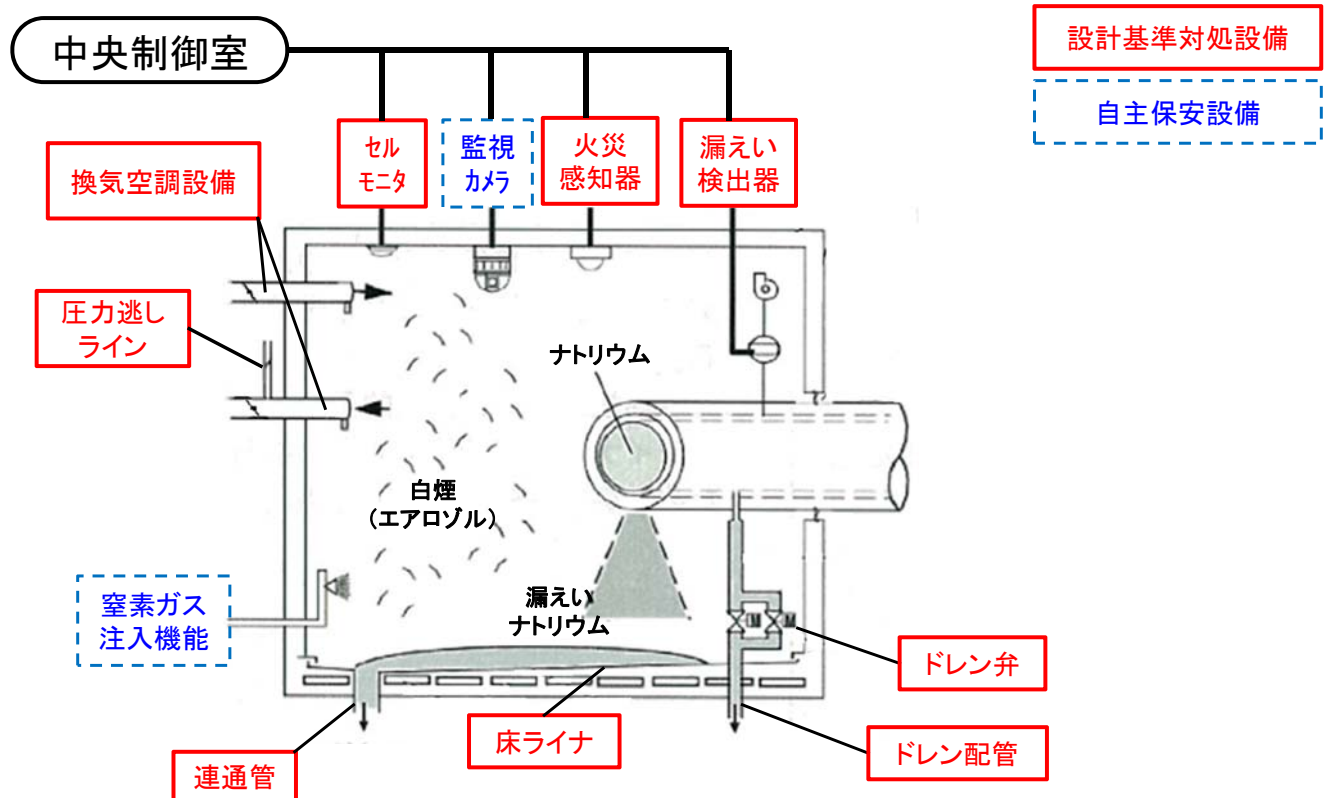


設計基準対処設備

自主保安設備

## 2. ナトリウム漏えい対策設備

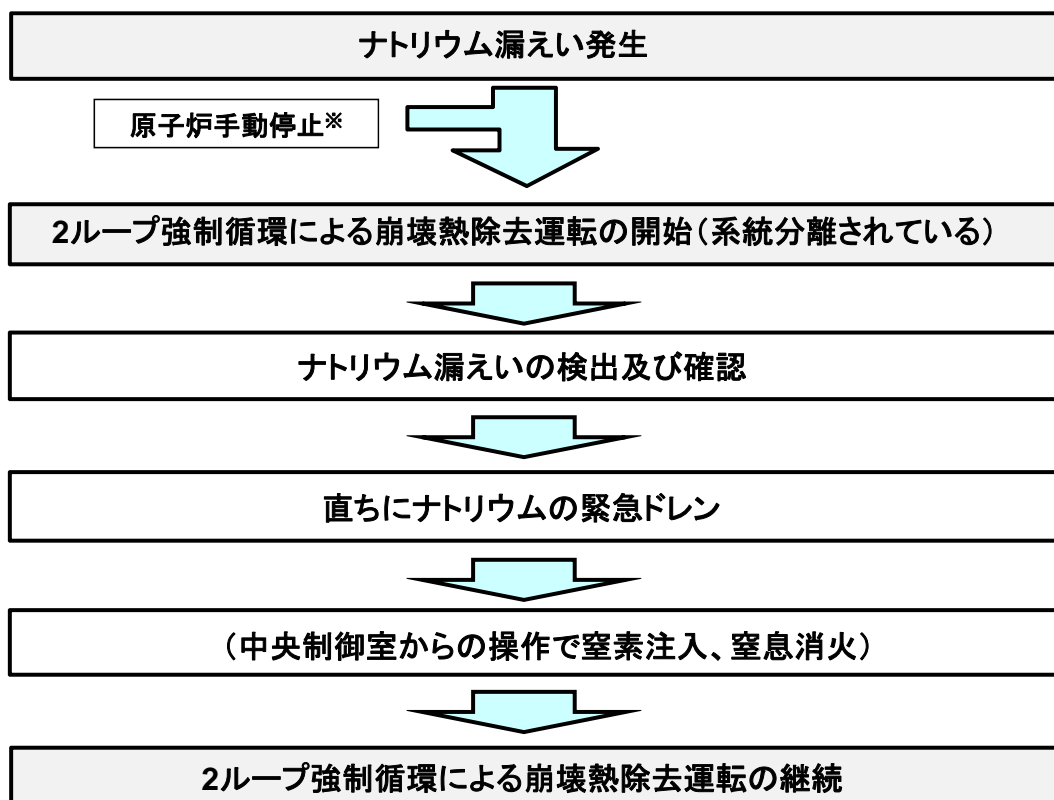
### 2.2 ナトリウム漏えい対策設備の概要



9

## 2. ナトリウム漏えい対策設備

### 2.3 ナトリウム漏えい時の対応手順



※ 大漏えい時は原子炉自動停止

10

## 3. 設計基準リーク(DBL)の設定

### 3.1 配管の破損形態と規模

### 3.2 配管の破損規模の評価

11

## 3. 設計基準リーク(DBL)の設定

### 3.1 配管破損の形態と規模

#### 1. 配管の破損形態

- ① 破損要因に、内圧・過圧、熱過渡・熱膨張、地震、自重、振動、浸食、腐食等を考慮。  
⇒何れも直接の破損原因になる可能性が極めて低い
- ② 相対的に注意を要する破損形態は熱荷重によるクリープ疲労  
⇒配管の内圧が低いため漏えい先行型破損(LBB)が確保

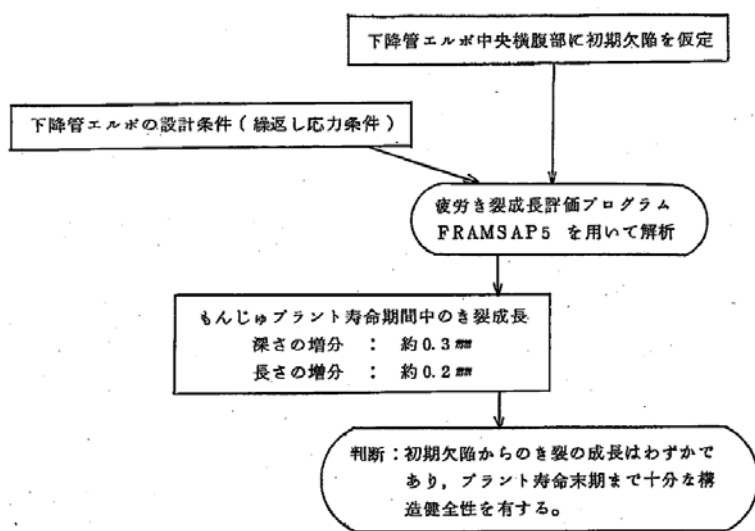
#### 2. 配管の破損規模

- ① **設計条件の負荷**でき裂進展を評価すると、き裂は0.2～0.3mm程度しか進展せず、プラント寿命中の配管の**健全性は確保**される。
- ② 供用開始時点での大きなき裂状欠陥を想定し、**設計条件を遥かに超える負荷によってき裂が成長し貫通すると仮定**。これは過度に大きな裕度を有する。  
→破壊力学的な解析手法により、漏えい口の大きさを評価
- ③ Dを直径、tを肉厚とすると、破損規模として、長さ $D/2 \times$ 幅 $t/2$ とした保守的な**開口面積 $Dt/4$** (主配管で $15\text{cm}^2$ に相当)を設計基準リーク(DBL)として設定

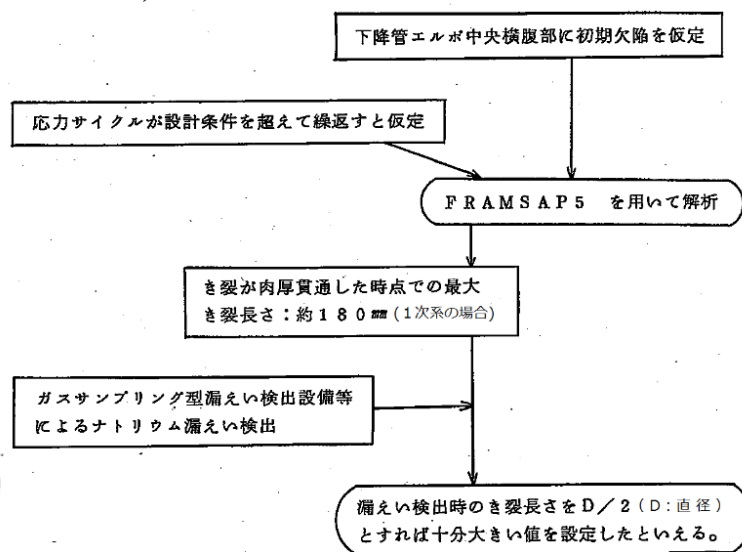
12

### 3. 設計基準リーク(DBL)の設定

#### 3.2 配管の破損規模の評価



設計条件下での疲労き裂成長評価



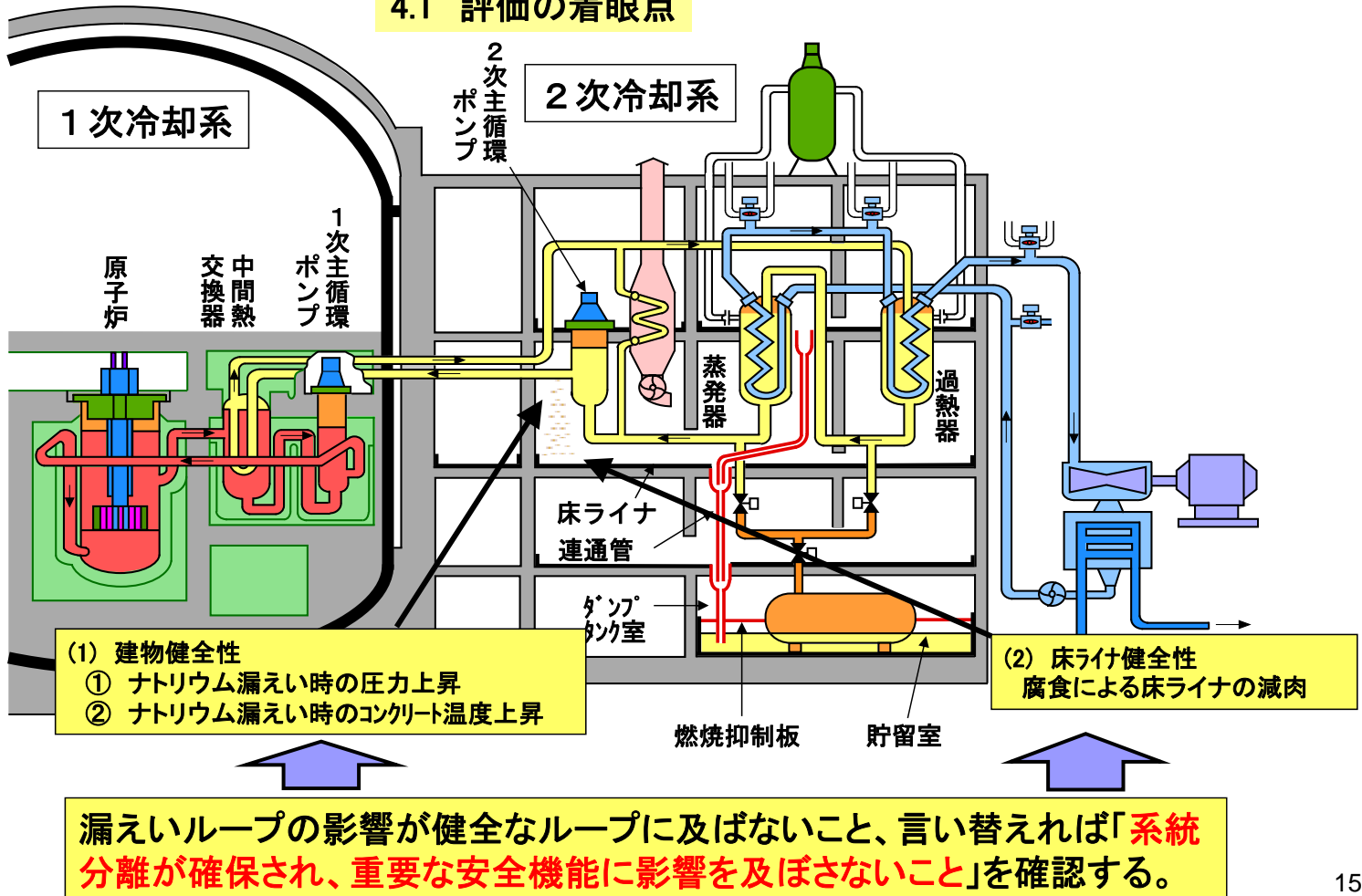
設計条件を超える条件下での疲労き裂成長評価

## 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

- 4.1 評価の着眼点
- 4.2 解析モデルの概要(2次主冷却系配管の例)
- 4.3 評価結果(ナトリウムの流出・床ライナ上の移送過程の熱的影響評価)
- 4.4 評価結果(貯留後の熱的影響評価)
- 4.5 評価結果(床ライナ減肉量の評価)

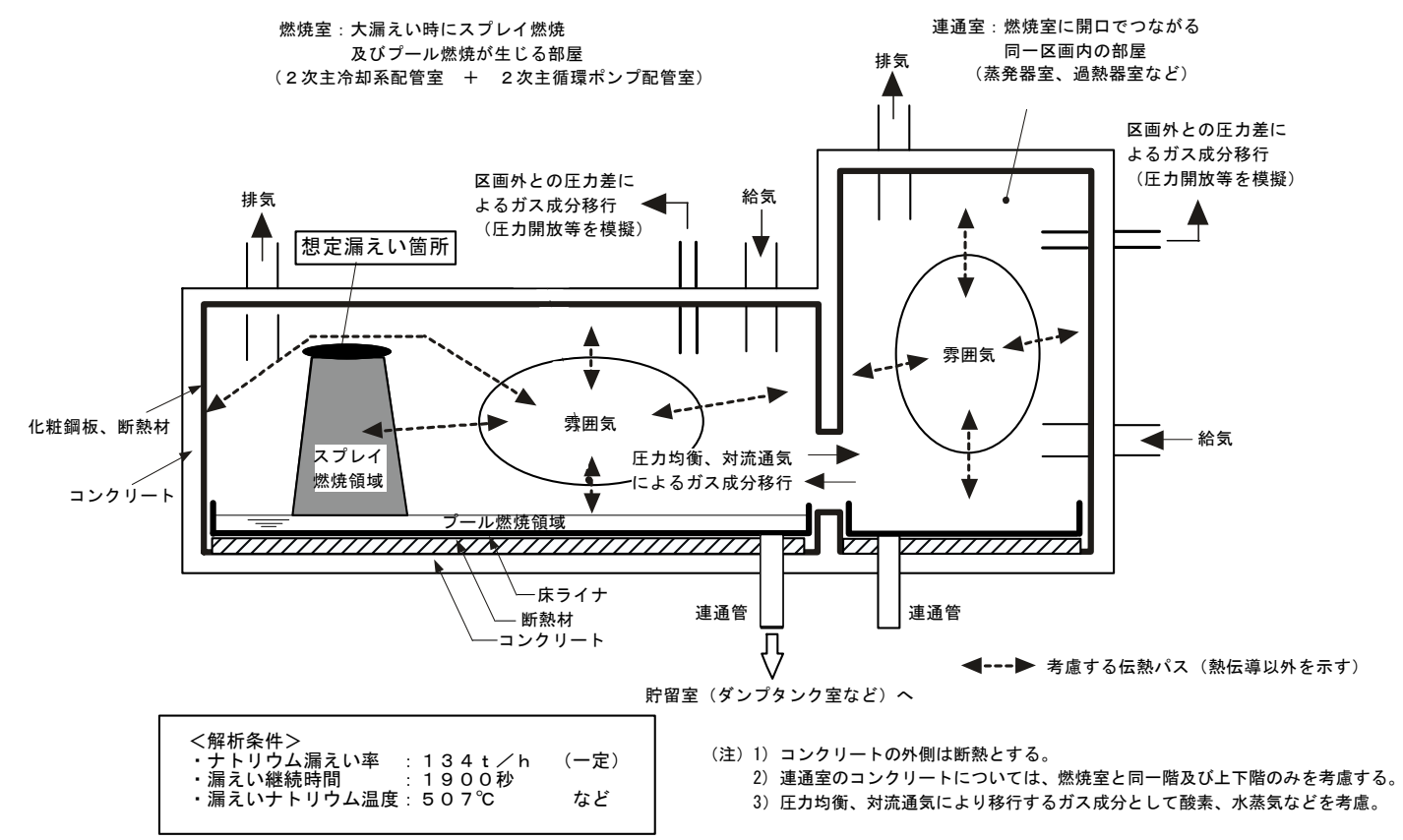
#### 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

##### 4.1 評価の着眼点



#### 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

##### 4.2 解析モデルの概要 (2次主冷却系配管の例)

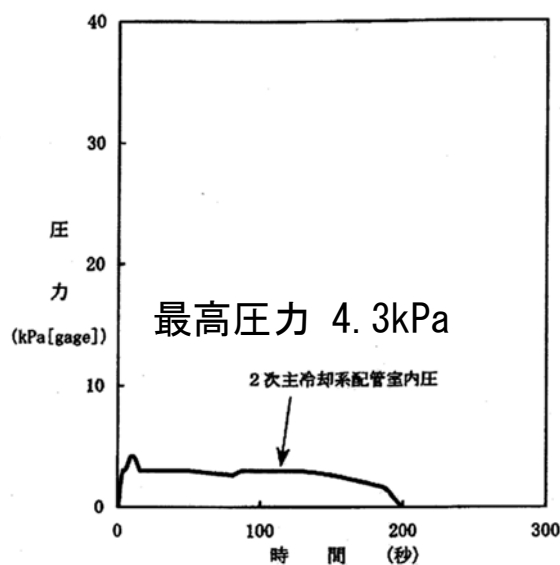




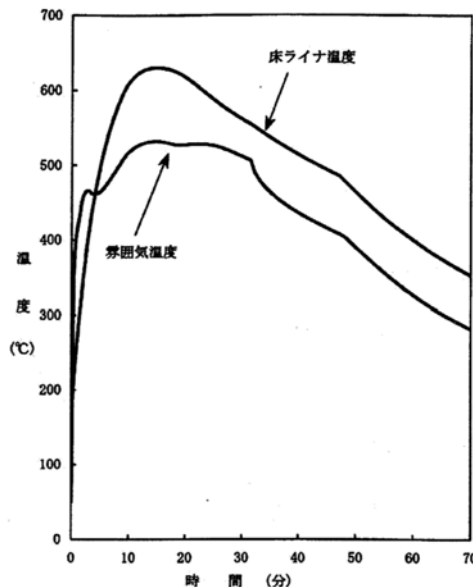
#### 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

##### 4.3 評価結果(ナトリウムの流出・床ライナ上の移送過程の熱的影響評価)

小漏えいから大漏えい(Dt/4)までの2次主冷却系配管室の圧力、雰囲気温度、床ライナ温度を解析した。圧力が最も高くなる大漏えいの結果を示す。



室内圧力  
(2次主冷却系配管室)



雰囲気温度、床ライナ温度  
(2次主冷却系配管室)

解析条件

- ・漏えい箇所：  
2次主冷却系配管室
- ・漏えいナトリウム温度：  
507°C
- ・ナトリウム漏えい率：  
134t/h

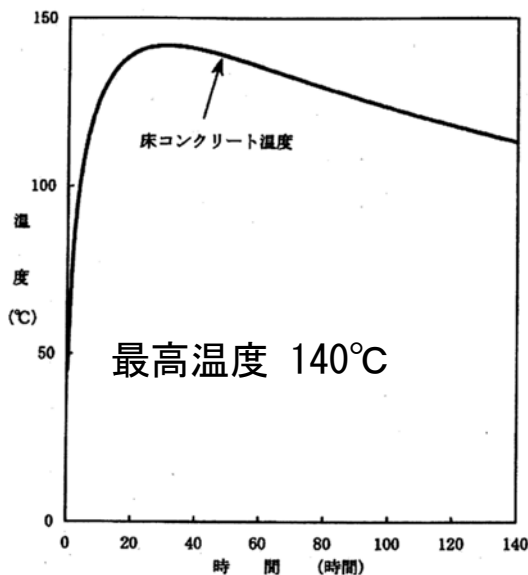
ナトリウムが漏えいしても建屋耐圧の58kPa(gage)を下回る。

17

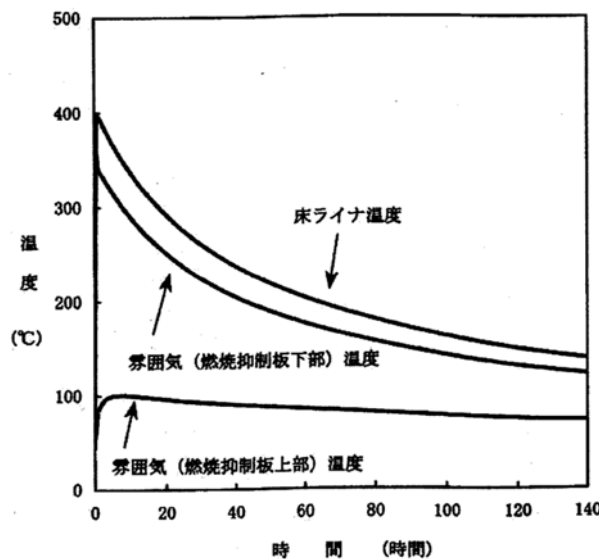
#### 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

##### 4.4 評価結果(貯留後の熱的影響評価)

最もコンクリート温度が高くなる大漏えい時を解析した。その結果を示す。



床コンクリート温度  
(ダンプタンク室)



雰囲気温度、床ライナ温度  
(ダンプタンク室)

解析条件

- ・蒸発器室での漏えい
- 漏えいナトリウム  
温度： 507°C
- 漏えい率： 129t/h



- ・2次ダンプタンク室  
に流入(約70t)

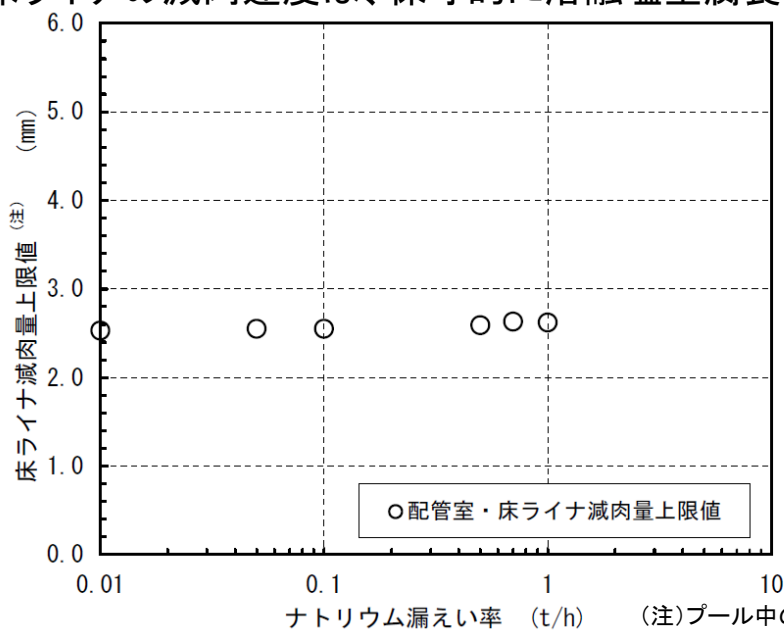
ナトリウムが漏えいしてもコンクリート温度は、耐熱温度175°C(90日間)を下回る。

18

## 4. ナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

### 4.5 評価結果(床ライナ減肉量の評価)

小漏えいから大漏えいまでの2次主冷却系配管室の床ライナ減肉量を解析した。なお、床ライナの減肉速度は、保守的に熔融塩型腐食の発生を仮定した。



(注) プール中のナトリウム濃度が低く、 $\text{Na}_2\text{O}_2$  や  $\text{NaOH}$  の濃度が高いケースに関して、床ライナ温度が  $300^\circ\text{C}$  以上の場合に熔融塩型腐食を仮定して算出

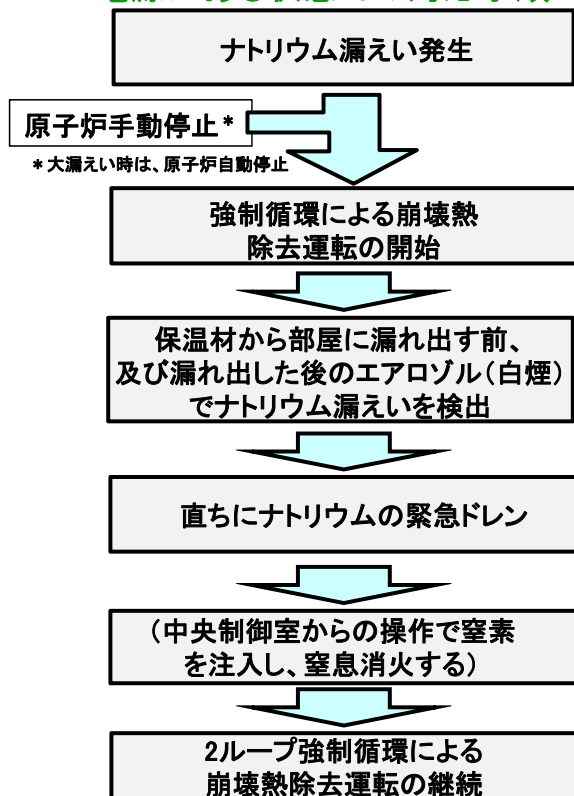
ナトリウムが漏えいしても減肉量は、床ライナの厚さ(6mm)を下回る。

## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

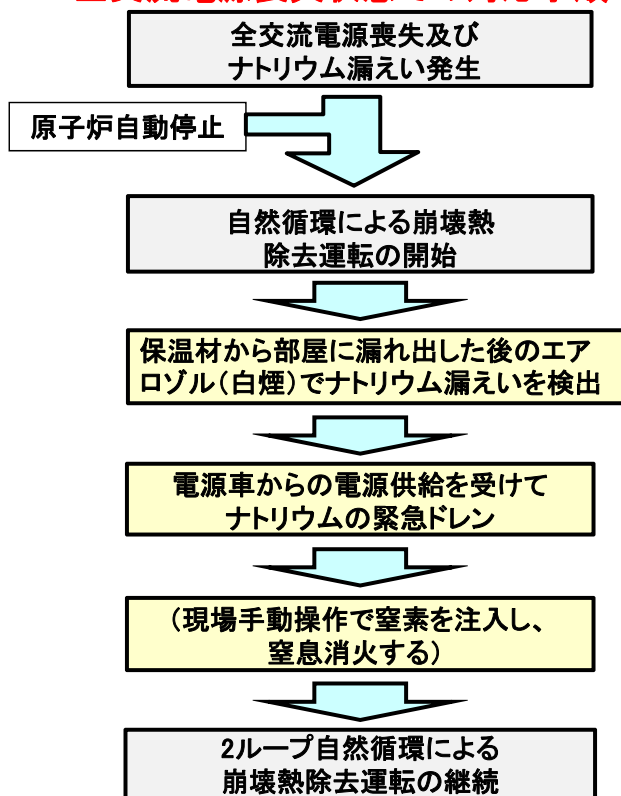
## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

ナトリウム漏えい事象では、破損規模や漏えい継続時間が重要パラメータとなるが、破損規模は設計基準を超える想定でも $Dt/4$ に収まる。漏えい継続時間が長くなる条件として、頻度的には極めて小さいが、全交流電源喪失状態でナトリウム漏えいが発生した場合を想定する。その条件で健全なループに影響が及ばないか検討した。

### 電源がある状態での対応手順



### 全交流電源喪失状態での対応手順

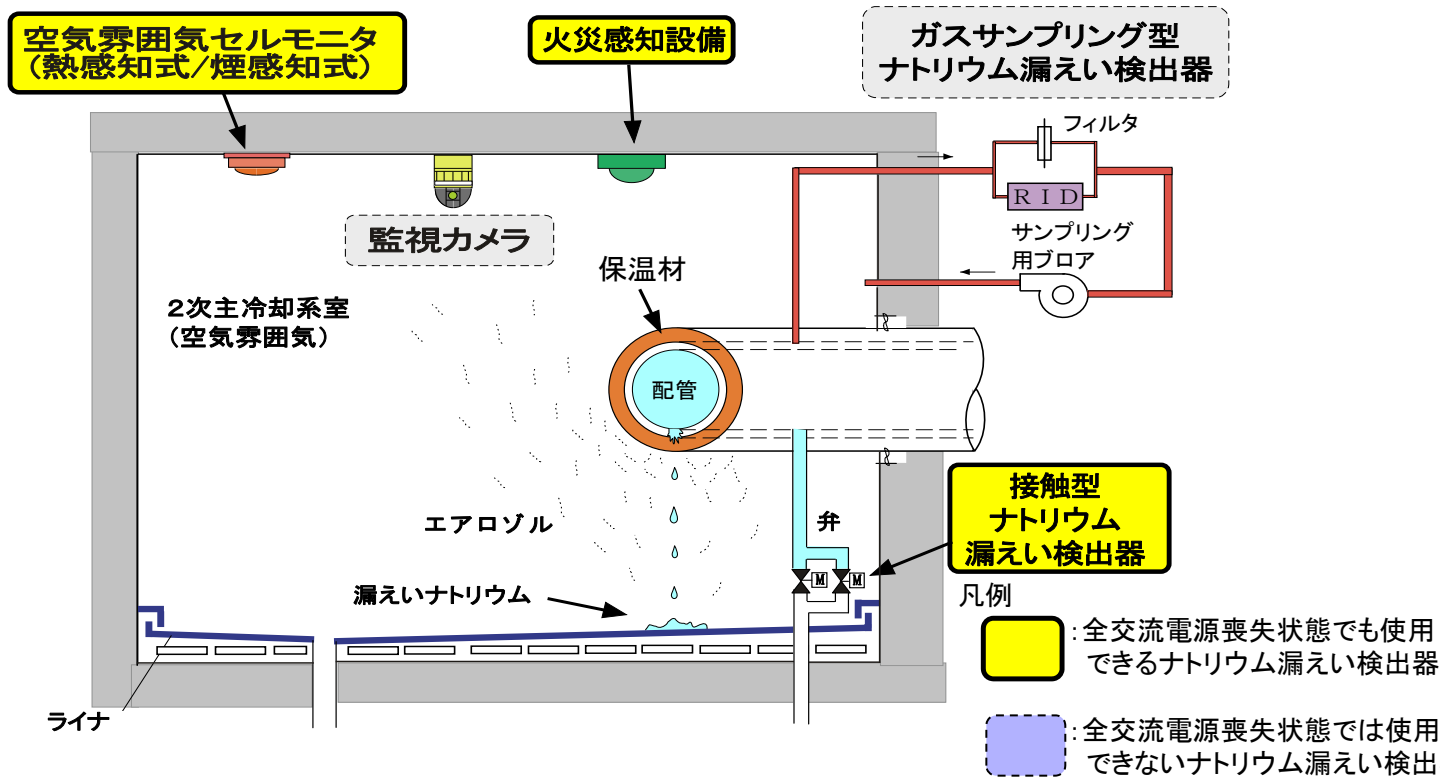


21

## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

### -全交流電源喪失時のナトリウム漏えい検出-

全交流電源喪失時は、蓄電池から電源供給を受けるセルモニタ、火災感知器で保温材から部屋への漏えいを検出する。

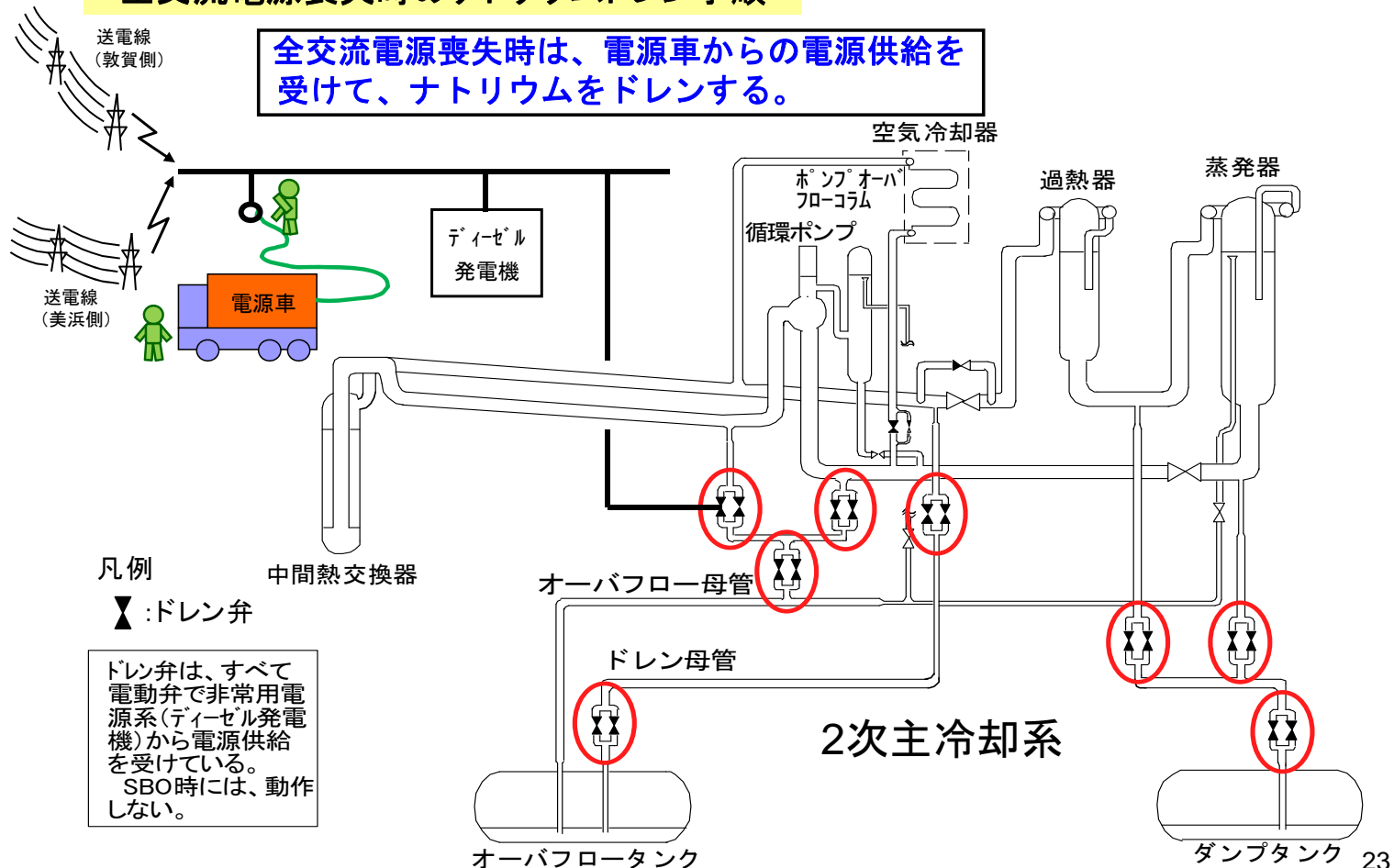


22

## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

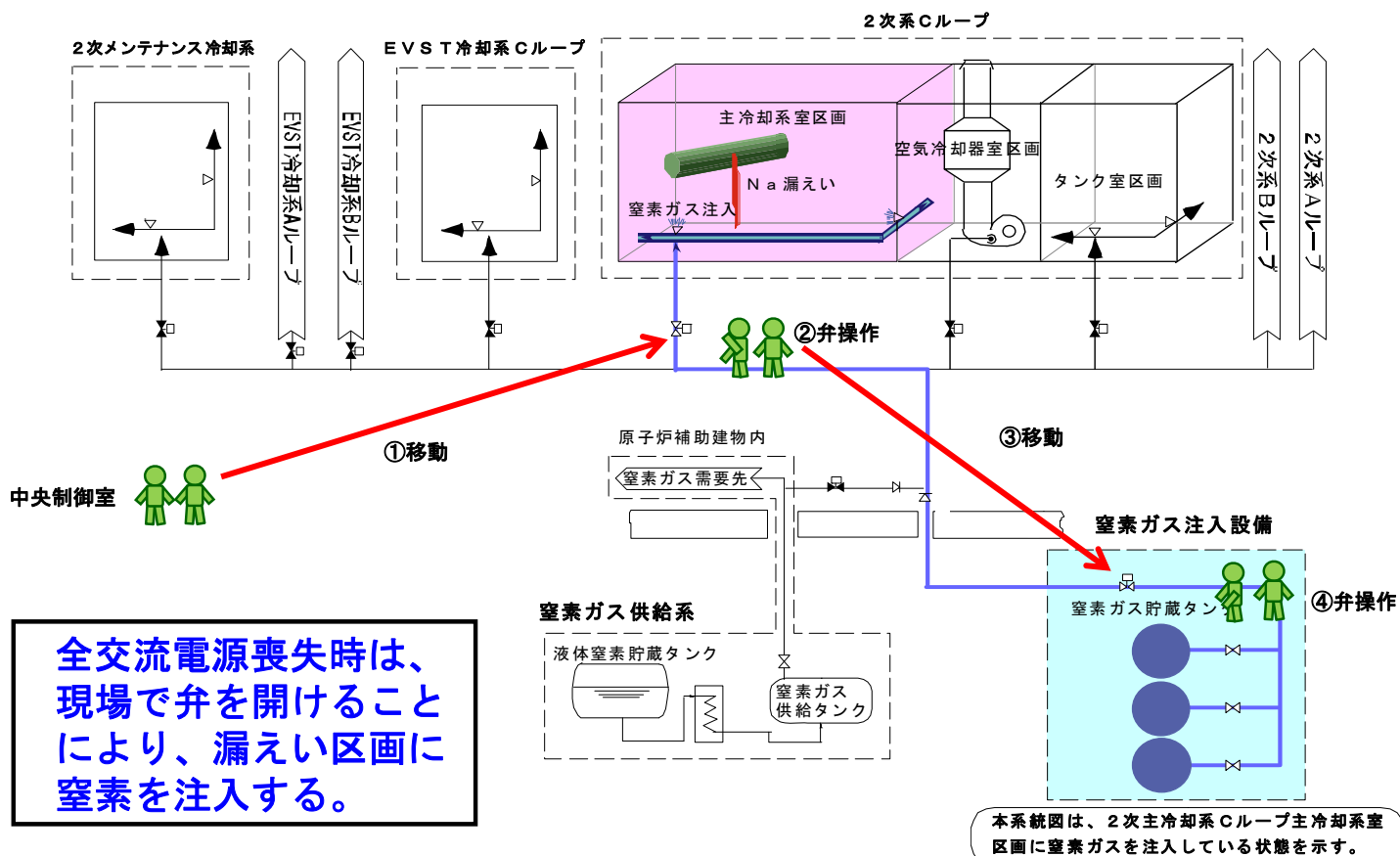
### -全交流電源喪失時のナトリウムドレン手順-

全交流電源喪失時は、電源車からの電源供給を受けて、ナトリウムをドレンする。



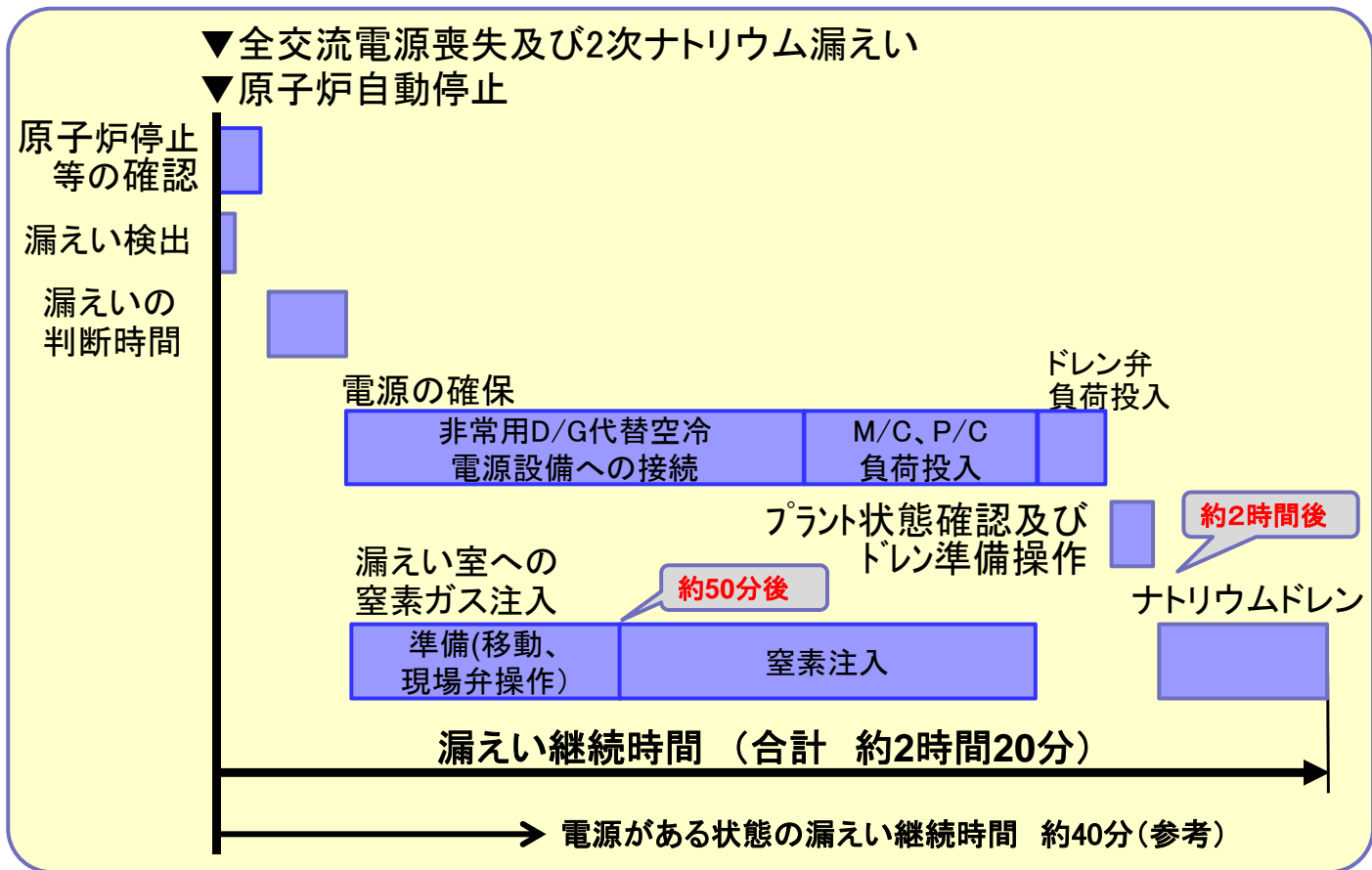
## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

### -全交流電源喪失時の窒素ガス手動注入手順-



## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

### -全交流電源喪失時のナトリウム漏えい対応手順-

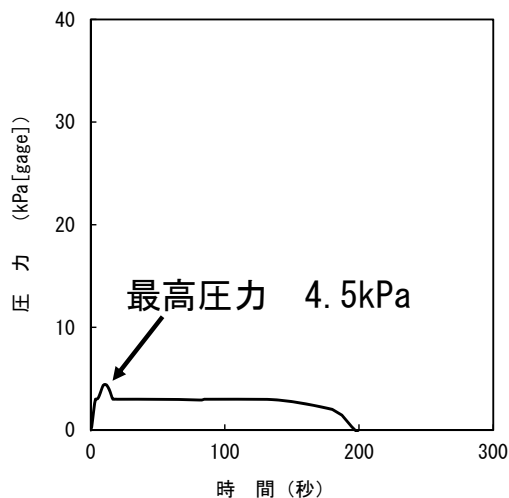


25

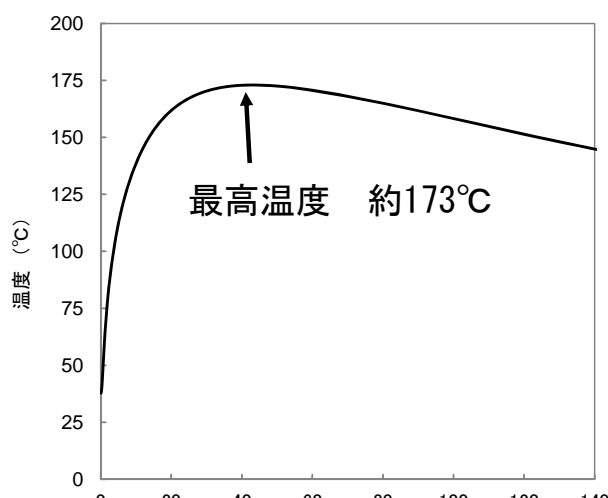
## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

### -ナトリウム漏えいが建物に与える影響評価-

小漏えいから大漏えい(Dt/4)までの2次主冷却系配管室の圧力及びダンプタンク室床コンクリート温度を評価した。最も厳しくなる大漏えいの結果を示す。



室内圧力  
(2次主冷却系配管室)



床コンクリート温度  
(ダンプタンク室)

室内圧力の主な解析条件

- ・漏えい箇所：  
2次主冷却系配管室
- ・漏えいナトリウム温度：  
507°C
- ・ナトリウム漏えい率：  
134t/h

床コンクリート温度の主な解析条件

- ・漏えい箇所：  
蒸発器室での漏えい
- ・漏えいナトリウム温度：  
507°C
- ・漏えい率：  
129t/h
- ・漏えいしたナトリウムは、  
床ライナ、連通管を經由して2次ダンプタンク室に流入。

建屋の耐圧(58kPa (gage))を下回る。

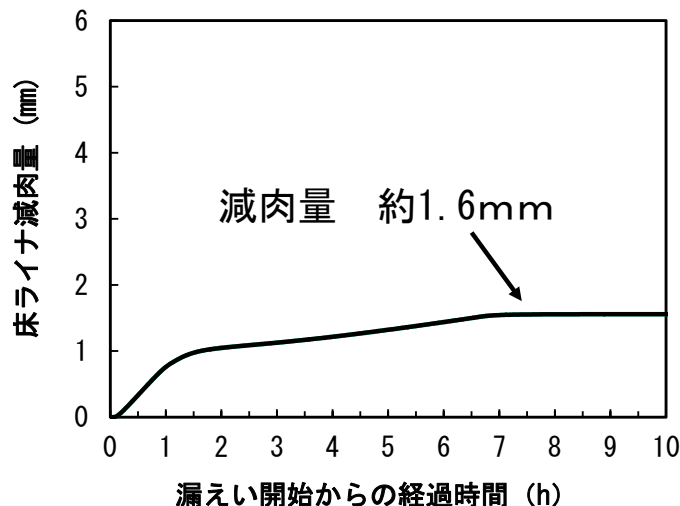
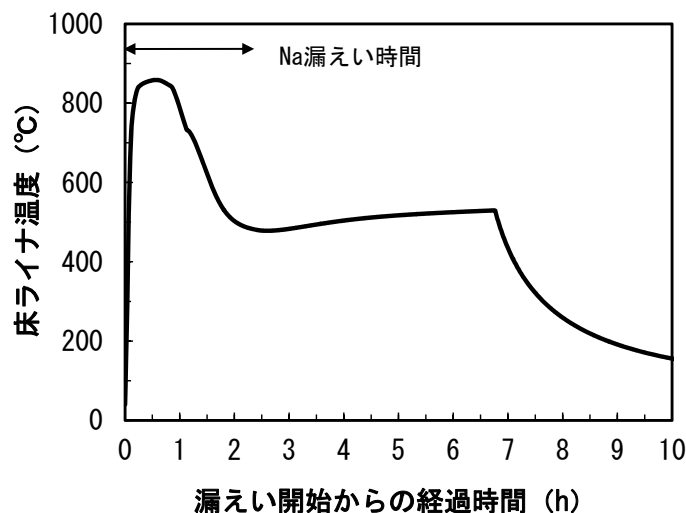
コンクリート温度は、耐熱温度(175°C、90日間)を下回る。

26

## 5. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

-ナトリウム漏えいが床ライナに与える影響評価-  
(2次主冷却系配管室の漏えい率0.7t/hの例)

小漏えいから大漏えい(Dt/4)までの2次主冷却系配管室の床ライナ減肉量を解析した。床ライナ減肉量が最も多くなる漏えい率の結果を示す。なお、床ライナは現実的な腐食速度(NaFe複合酸化型腐食)の上限値を使用した。



ナトリウムが漏えいしても減肉量は、  
床ライナの厚さ(6mm)を下回る。

27

## 6. ナトリウム漏えいのまとめ

### 1. 建物の健全性

ナトリウム漏えい時の建物健全性を評価した結果、

- ① 顕熱や燃焼熱による部屋の内圧は、建物の耐圧条件以下となる。
- ② 顕熱や燃焼熱による建物コンクリートは、耐熱温度以下となる。  
従って、建物の健全性は維持できる。

### 2. 床ライナの健全性

ナトリウム漏えいによる床ライナの貫通腐食は生じない。従って、ナトリウムとコンクリートの接触は、防止される。

### 3. 東京電力福島第一発電所事故を踏まえて

頻度的には極めて小さいが、漏えい継続時間が長くなる全交流電源喪失時のナトリウム漏えいに対する影響を評価した。その結果、建物及び床ライナの健全性は、損なわれることなく、2次主冷却系の系統分離が損なわれることはない。

4. 以上により、2次主冷却系でナトリウムが漏えいしても2次主冷却系の系統分離が損なわれないことから、**重要な安全機能に影響を及ぼさない、即ち、炉心冷却機能が確保される。**  
従って、ナトリウム漏えいがシビアアクシデントに至る恐れはない。

28