

東北地方太平洋沖地震を踏まえたシビアアクシデント対応等検討委員会  
第2回議事次第

1. 開催日時： 平成 23 年 7 月 27 日(水) 12:00～14:00
2. 開催場所： 敦賀本部 アトムプラザ2F アトムホール
3. 議事次第
  - 1)開会  
    機構挨拶  
    文部科学省挨拶
  - 2)委員長挨拶
  - 3)第1回審議の議事概要(案)
  - 4)議題
    - (1)委員のご意見に対するご回答
    - (2)高速増殖炉の自然循環実績について
    - (3)福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉心冷却検討結果について
  - 5)委員長まとめ
  - 6)事務連絡事項
  - 7)閉会  
    閉会挨拶

以上

東北地方太平洋沖地震を踏まえたシビアアクシデント対応等検討委員会  
第1回審議の議事概要（案）

平成 23 年 7 月 27 日

東北地方太平洋沖地震を踏まえた  
シビアアクシデント対応等検討委員会事務局

開催日時：平成 23 年 5 月 30 日（月）13：00～15：00

開催場所：国際原子力情報・研修センター 研究棟 3F 第1会議室

出席者：委員長 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 宇根崎 博信 京都大学原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門 教授  
委員 越塚 誠一 東京大学大学院 工学系研究科 システム創成学専攻 教授  
委員 野口 和彦 三菱総合研究所 研究理事  
委員 服部 修次 福井大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授

以上 5 名（五十音順）

文部科学省	森山 善範	大臣官房審議官（研究開発局担当）
	西田 亮三	敦賀原子力事務所長
原子力機構	辻倉 米藏	副理事長・敦賀本部長
	野村 茂雄	理事・敦賀本部長代理
	伊藤 和元	理事
	向 和夫	敦賀本部長代理
	近藤 悟	高速増殖炉研究開発センター 所長
	中島 文明	高速増殖炉研究開発センター 副所長
	弟子丸 剛英	高速増殖炉研究開発センター 技術部長

議事概要：

①審議スコープについて

原子力機構から、検討スコープを全交流電源喪失時の自然循環成立性とすることを説明し、了承された。

②地震・津波を踏まえた「もんじゅ」の安全確保について

原子力機構から、東北地方太平洋沖地震を踏まえた「もんじゅ」の安全確保について、「もんじゅ」の耐震安全性評価結果、津波水位の評価、受電設備、変圧器他の地震・津波対策について説明がなされた。また、東北地方太平洋沖地震を踏まえた安全性向上対策の実行計画策定方針、及びこれに基づいた自然循環除熱等の「もんじゅ」の特徴を踏まえた緊急対策、応急対策が示され、その内容について審議した。

委員からは、

- ・ 小口径配管の耐震性
- ・ 耐震評価の安全裕度
- ・ 地震動の不確かさ
- ・ 日本海側での津波の想定

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

### ③福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波襲来時の炉心冷却検討方針について

原子力機構から、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、全交流電源喪失を想定しても、「もんじゅ」の特徴として自然循環による炉心冷却が可能となる設計であること、また、予備試験によってその能力が確認されていること等が説明されるとともに、福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波襲来時の炉心冷却検討方針が示された。

また、基本解析に使用する解析コードの概要や解析コードの検証結果を踏まえた基本解析結果が紹介されるとともに、次回以降示される各種条件解析の条件設定の考え方、自然循環成立のための要因分析の考え方について説明がなされ、これらの内容について審議した。

委員からは、

- ・ 軽水炉と比較した「もんじゅ」の崩壊熱
- ・ 自然循環を阻害するような手動による運転員の操作手順
- ・ 空気冷却器入口ベーン、出入口ダンパの開閉

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

さらに、委員からは、

- ・ 蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。
- ・ 自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っていることがわかるように示して欲しい。
- ・ 各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の視点から設定することを検討して欲しい。

との意見が出され、次回審議の中で詳細な説明をすることになった。

以 上

## 委員のご意見に対するご回答

平成23年7月27日

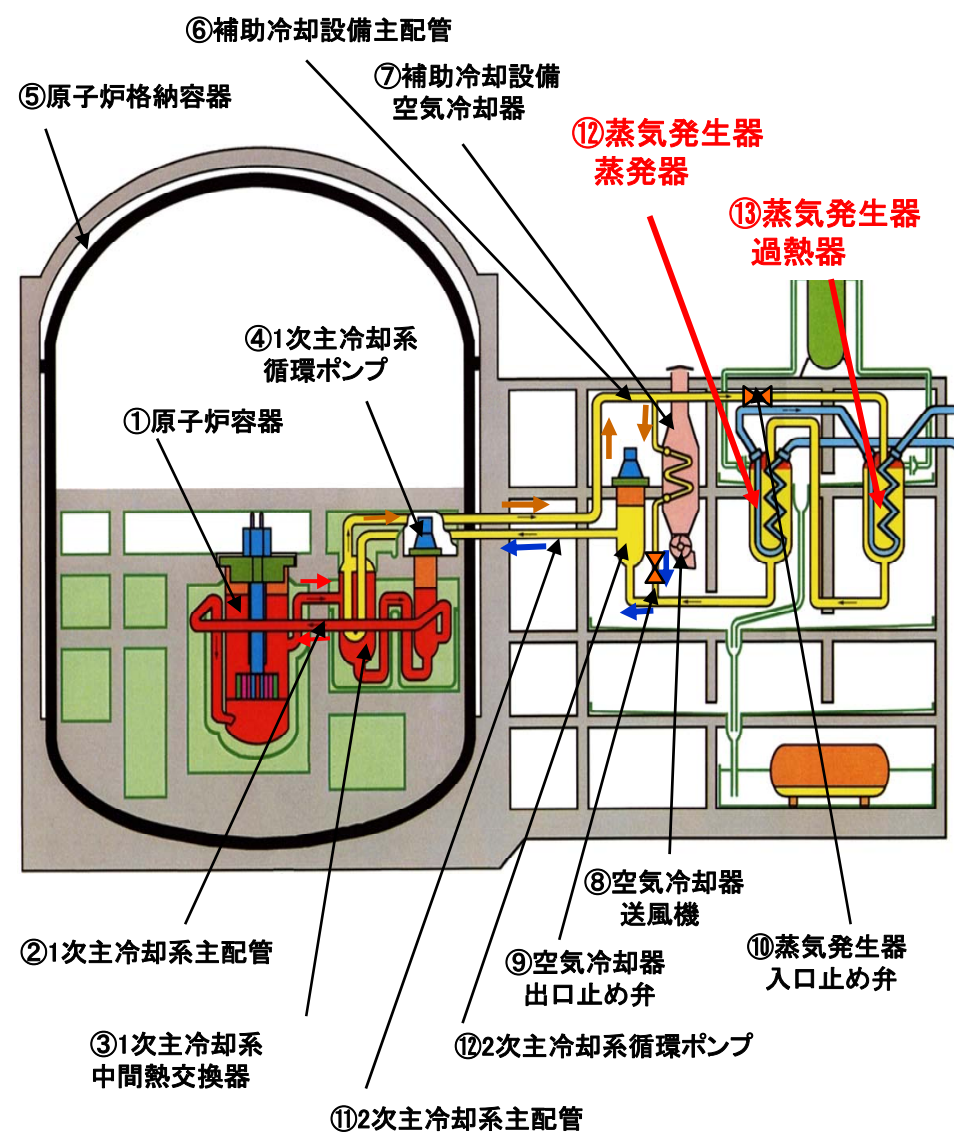


独立行政法人 日本原子力研究開発機構  
敦賀本部  
高速増殖炉研究開発センター  
FBRプラント工学研究センター

No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。	第1回	本資料p.4
2	自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っていることがわかるように示して欲しい。	第1回	資料2-4 p.17-18、 36-37
3	各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の視点から設定することを検討して欲しい。	第1回	本資料p.7 及び 資料2-4 p.22、25、 26、27、31

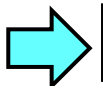
## 【ご回答No.1】

蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。



	評価設備	発生値	評価基準値
原子炉冷却設備	①原子炉容器(S)	309MPa	361MPa
	②1次主冷却系主配管(S)	114MPa	245MPa
	③1次主冷却系中間熱交換器(S)	126MPa	223MPa
	④1次主冷却系循環ポンプ(S)	173MPa	257MPa
	⑤原子炉格納容器(S)	288MPa	348MPa
	⑥補助冷却設備主配管(S)	214MPa	275MPa
	⑦補助冷却設備空気冷却器(S)	$5.25 \times 10^5$ kN・mm	$7.61 \times 10^5$ kN・mm
	⑧空気冷却器送風機(S)	1.32G	2.3G
	⑨空気冷却器出口止め弁(S)	4.88G	5G
	⑩蒸気発生器入口止め弁(S)	4.85G	5G
	⑪2次主冷却系主配管(S)	213MPa	260MPa
炉外燃料貯蔵設備	炉外燃料貯蔵槽(S)	139MPa	172MPa
	炉外燃料貯蔵槽冷却系配管(S)	256MPa	352MPa
	空気冷却器(S)	98MPa	470MPa
	空気冷却器用送風機(S)	17MPa	470MPa
	循環ポンプ(S)	21MPa	362MPa
燃料池	燃料池(S)	25MPa	53MPa
	貯蔵ラック(S)	127MPa	154MPa
	燃料移送機(B)	落下しないことを確認	
蒸気発生器	⑫蒸発器(B)	365MPa	408MPa
	⑬過熱器(B)	102MPa	336MPa

原子炉冷却設備等についてSs地震動による耐震評価



注)設備名に付記した( )内の英字は耐震重要度クラスを示す  
 評価基準値を満足していることを確認

## 【ご回答No.2】

自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っていることがわかるように示して欲しい。

資料2-4 p.17-18、36-37でご説明

### 【ご回答No.3】

各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の視点から設定することを検討して欲しい。

(詳細は資料2-4 p.22、25、26、27、31でご説明)

# 各種条件解析(解析条件)

項目	解析ケース名	各種条件解析 (基本解析をベースに解析条件変更)	基本解析
1.プラント 初期状態	1-① 定格出力 (崩壊熱大)	崩壊熱:大	崩壊熱:本格運転開始後
	1-② 出力40%	崩壊熱: 出力40%性能試験後	
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻	0~25分後 (3分間隔)	13分後
	2-② 外気温度	-10°C、40°C	20°C
3.機器故障	3-① 蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	1ループ「閉」失敗 (自然循環流路不成立)	「閉」 (自然循環流路成立)
	3-② 空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ「開」失敗	1ループ「開」失敗 (自然通風流路不成立)	制御「開」 (自然通風流路成立)
4.電源車繋 ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御無	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御
5.非常用 ディーゼル 発電機復旧 失敗	5-① 復旧しない	復旧しない	1台復旧
	5-② 復旧後再停止	1台復旧後再停止	復旧後運転継続
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	低温停止後、空気冷却器入口 ベーン・出口ダンパ手動閉	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御

## 高速増殖炉の自然循環実績について

平成23年7月27日



独立行政法人 日本原子力研究開発機構  
敦賀本部  
高速増殖炉研究開発センター  
FBRプラント工学研究センター



## 世界各国の高速増殖炉における自然循環試験実績

日本の「常陽」をはじめ、米国、仏国、独国、英国の先行高速増殖炉で、自然循環試験を行った実績があり、自然循環による炉心冷却能力を有することが確認されている。

プラント	試験内容
FFTF(米)	定格出力運転からの全電源喪失模擬試験
Rapsodie(仏)	低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇させ自然循環移行 定格からの全電源喪失
KNK-II(独)	部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
EBR II(米)	定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
Phenix(仏)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行
SPX(仏)	起動試験中に1次系自然循環試験
PFR(英)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
常陽(日本)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 出力運転から原子炉トリップ、自然循環
もんじゅ(日本)	原子炉停止時 2次ポンプ運転時に1次ポンプを停止した1次系自然循環試験 1次ポンプ運転時に2次ポンプを停止した2次系自然循環試験

## ● 主要項目

- ・定格熱出力: 400 MW
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 2180 kg/s  
2次系; 2180 kg/s
- ・温度: 1次系; 503/360°C  
2次系; 459/316°C

## ● 試験内容

- ・テストA: 5%定格出力、1次系自然循環  
2次系ポンプトリップ、2次系ポニーモータ強制循環
- ・テストB: 35%定格出力、1次系自然循環  
2次系ポンプトリップ、2次系1ループのみポニーモータ強制循環
- ・テストC: 全電源喪失事故を模擬し、75%定格出力からスクラムさせ、1次系及び2次系を自然循環
- ・テストD: 全電源喪失事故を模擬し、フルパワーからスクラムさせ1次系及び2次系を自然循環

著作権の関係から図を削除

# 1. FFTF(米)における自然循環試験(2)

## 定格運転からの全電源喪失模擬試験:テストD (1981年3月)

### ● 初期条件:

出力、1次冷却系流量: 100%(定格)  
炉心出入口温度: 503°C/360°C,  
2次冷却系: 強制循環除熱

### ● 試験条件:

・スクラム後、1次主循環ポンプ停止  
・2次冷却系: 自然循環除熱

- ### ● 試験結果:
- ①スクラム後約140秒で冷却材のピーク温度546°C  
(許容温度範囲;538°C~568°C以内)
  - ②冷却材流量が定格流量の2~3%

自然循環による崩壊熱除去能力  
を確認

著作権の関係から図を削除

### ● 主要項目

- ・定格熱出力: 40 MW
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 272 kg/s, 2次系; 206 kg/s
- ・温度: 1次系; 510/400°C, 2次系; 498/360°C

著作権の関係から図を削除

### 低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇させ自然循環移行 (1984年4月)

- 初期条件:
    - ・熱出力: 10 kW,
    - ・1次冷却系温度: 300°C,
    - ・1次冷却系流量: 140 m<sup>3</sup>/h/ループ
  - 試験条件:
    - ・1次系ポンプをトリップさせ、その16分後までに出力を750kWに上昇。
    - ・空気冷却器は自然通風状態
  - 試験結果: 42分以降の定常時に、
    - ① 炉心中央集合体温度が485°C一定
    - ② 冷却系流量の合計が 6 m<sup>3</sup>/h
- } 自然循環が形成されることを確認

著作権の関係から図を削除

### 定格からの全電源喪失(1984年4月)

- 初期条件(定格運転条件):

熱出力: 21.3 MW,  
 出入口温度: 530 °C / 401 °C,  
 1次冷却系流量: 340 m<sup>3</sup>/h / ループ  
 2次冷却系流量: 300 m<sup>3</sup>/h / ループ

- 試験条件:

定格運転中に全電源喪失を想定  
 ・スクラム後、1次・2次冷却系の主循環ポンプを同時に停止  
 ・空気冷却器も同時に停止(自然通風)

- 試験結果: 1次/2次冷却系流量; 定格流量の3%/8%

炉心燃料出口最高温度: ポンプ完全停止時に  
 約472°C

自然循環による崩壊熱除去  
 が可能であることを確認

著作権の関係から図を削除

#### ●主要項目

- ・定格熱出力; 58 MW (定格電気出力; 20 MW)
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 280 kg/s  
2次系; 260 kg/s
- ・温度: 1次系; 525/360°C  
2次系; 504/322°C

著作権の関係から図を削除

## 部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行

### ●試験内容

- ・95%出力及び95%流量からスクラム後、1次系及び2次系ポンプを停止し、自然循環移行
- ・AC空気側； 強制循環

### ●試験結果

- ・自然循環が発生。
- ・比較的低いピーク温度(95%時未満)

自然循環による崩壊熱除去が可能

著作権の関係から図を削除

### ●主要項目

- ・定格熱出力; 62.5 MW (電気出力; 20 MW)
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 500 kg/s, 2次系; 297 kg/s
- ・温度: 1次系; 473/371°C, 2次系; 467/306°C

著作権の関係から図を削除

### 定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行

#### ●試験内容

- ・定格出力及び定格流量からスクラム後、1次系及び2次系ポンプを停止。
- ・1次系及び2次系； 自然循環
- ・直接炉心冷却系(Shutdown Cooler)空気側； 自然通風

#### ●試験結果

- ・燃料集合体(XX09)とブランケット集合体(XX10)とも、自然循環が発生。
- ・比較的低いピーク温度(定格時をわずか超えるのみ)

自然循環による崩壊熱除去が可能

著作権の関係から図を削除

### ●主要項目

- ・定格熱出力; 563 MW (定格電気出力; 250 MW)
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 3000 kg/s      2次系; 2319 kg/s
- ・温度: 1次系; 560/385°C      2次系; 550/343°C

著作権の関係から図を削除

### 低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 (1982年11月, 1984年5月)

#### ● 初期条件:

出力: 1.3 MW (定格の 0.2 %),  
 出入口温度: 250°C (等温),  
 1次冷却系流量: 250 kg/s

#### ● 試験条件:

・等温状態から1次系主循環ポンプを停止し、  
 2分後、3分後、4分後、5分後、及び9分後に  
 ポンプを再起動する。

#### ● 試験結果

ポンプコールドダウン開始後、

・中央燃料集合体:

約6分で発達した自然循環が発生。

・周辺集合体(非発熱):

条件に係らず自然循環なし。

著作権の関係から図を削除



**崩壊熱により自然循環が発生すること  
を確認**

### 部分出力運転から主循環ポンプトリップによる自然循環移行

(2009年6月)

#### ● 初期条件:

- ・熱出力: 約120 MW (30%定格)
- ・炉心出口温度: 約455°C,
- ・1次系ポンプ回転数: 約350 rpm
- ・1次系ポンプ出口温度: 約359°C

#### ● 試験条件:

- ・スクラムと同時に、1次系及び2次系循環ポンプ停止、自然循環に移行
- ・蒸気発生器ケーシング内の空気自然通風により除熱

著作権の関係から図を削除

#### ● 試験結果

炉心出口温度のピーク値は初期温度を若干上回るが、自然循環の発達により、一定値に近づく



自然循環が発生することにより、崩壊熱が除去できることを確認

### ●主要項目

- ・型式：タンク型実証炉
- ・定格熱出力； 3000 MW（定格電気出力； 1200 MW）
- ・ループ数： 4
- ・流量： 1次系； 15700 kg/s, 2次系； 14199 kg/s
- ・温度： 1次系； 542/395°C, 2次系； 525/345°C

著作権の関係から図を削除

### 起動試験中に1次系自然循環試験(1989年9月)

- 初期条件:
    - ・1次冷却系温度: 300°C(等温),
    - ・2次冷却系: 断熱条件
  - 試験条件:
    - ・熱出力20MWに上昇、緊急除熱システム起動
    - ・1次主循環ポンプ停止
    - ・2次冷却系: 断熱条件
  - 試験結果:ポンプコーストダウン開始後、
    - ・炉心出口温度が上昇し約5分後に静定
    - ・1次系流量: 定格流量の2%に近い値と評価
- } 崩壊熱により早期に自然循環が発生することを確認

著作権の関係から図を削除

## 低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行

### ●主要項目

- ・定格熱出力: 670 MW (定格電気出力; 250 MW)
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 3090 kg/s, 2次系; 2925 kg/s
- ・温度: 1次系; 550/399°C, 2次系; 540/370°C

### ●試験内容

- ・低出力状態から、1次系及び2次系ポンプを停止。
- ・自然循環パスを評価するデータを取得するため、1200秒でDHR起動

### ●試験結果

- ・S/A出口温度ピーク値: ~355°C
  - ・Inner Pool 上部最高温度: ~315°C
  - ・DHR起動後、IHX入口温度は約20°C低下
- ⇒ **自然循環による崩壊熱除去が可能**

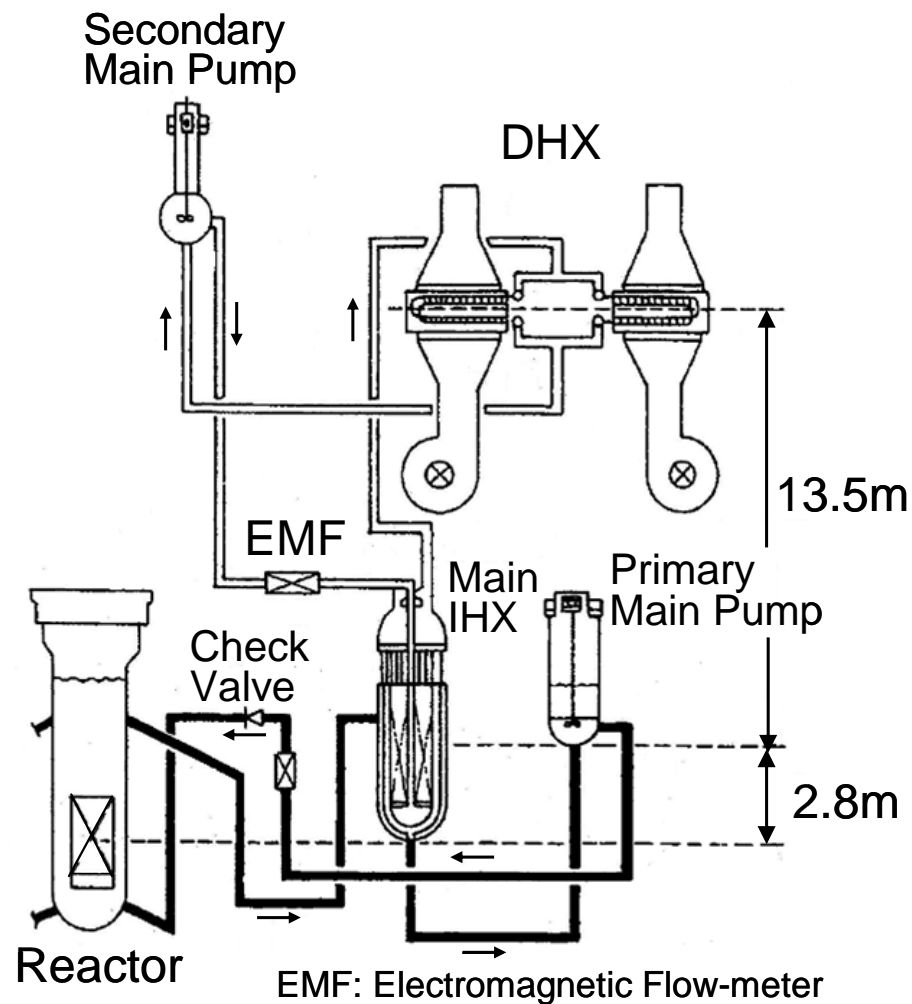
著作権の関係から図を削除

## ●主要項目 (MK-II炉心)

- ・定格熱出力: 100 MW
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 600 kg/s,  
2次系; 600 kg/s
- ・温度: 1次系; 503/360°C,  
2次系; 470/350°C

## ●試験条件

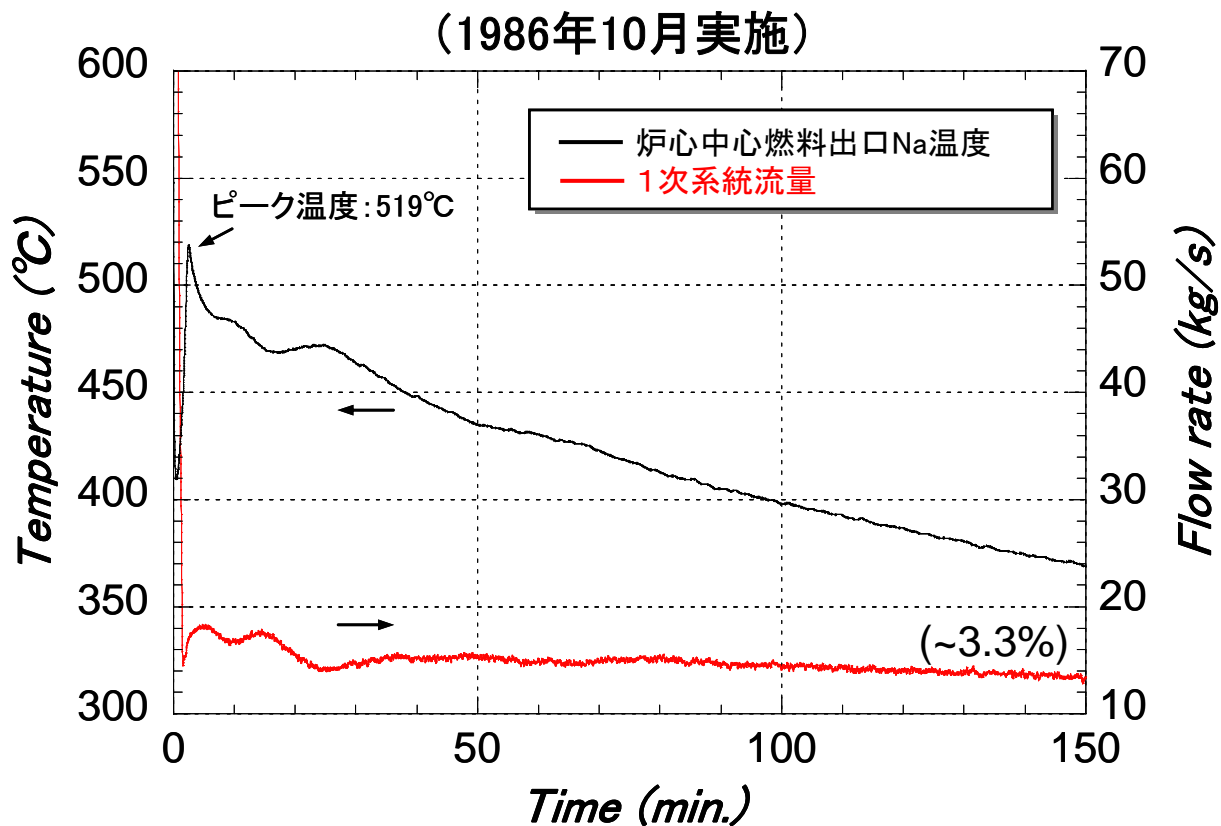
- ・出力100MW→崩壊熱
- ・流量: 1次系及び2次系とも100% →自然循環



## ● 試験結果

- ・中心燃料集合体出口温度(ピーク値):  
519°C (定格時以下)
- ・1次系流量: ~3.3%    2次系流量: ~6%

自然循環により崩壊熱が除去されることを確認。



## ● 主要項目

- ・ 定格熱出力: 714 MW (定格電気出力: 280 MW)
- ・ ループ数: 3
- ・ 流量: 1次系; 4250 kg/s  
2次系; 3090 kg/s
- ・ 温度: 1次系; 529/397°C  
2次系; 505/325°C

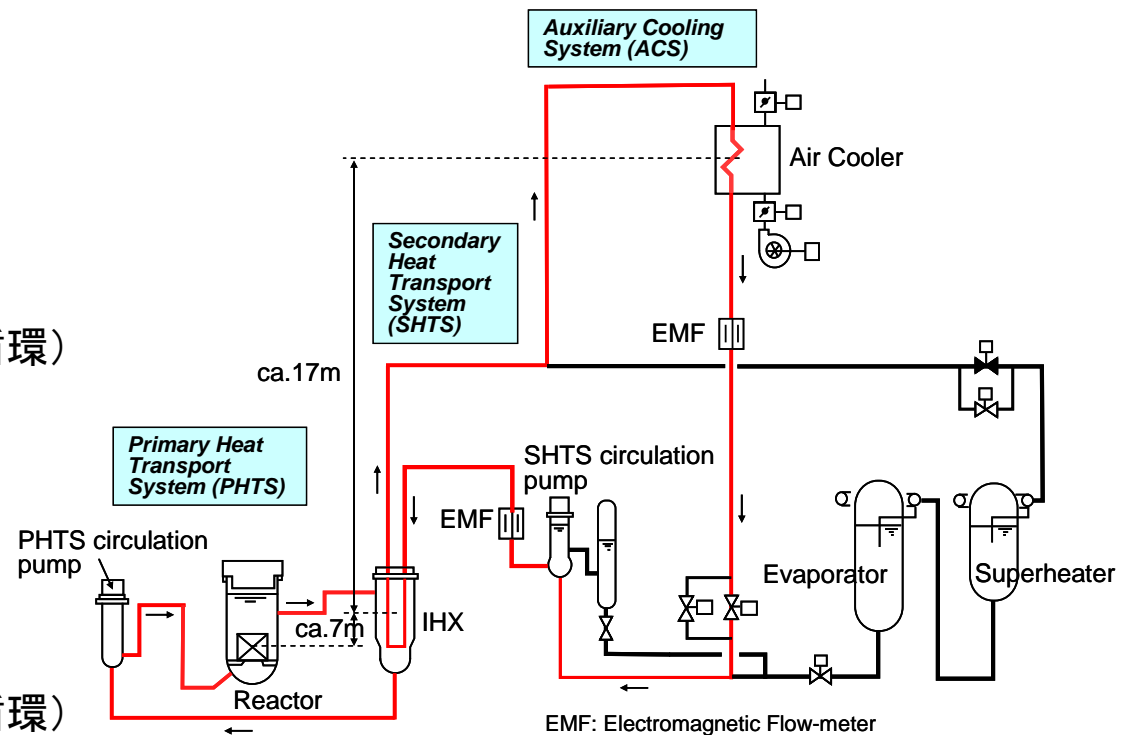
## ● 試験内容

### (1) 1次冷却系自然循環予備試験

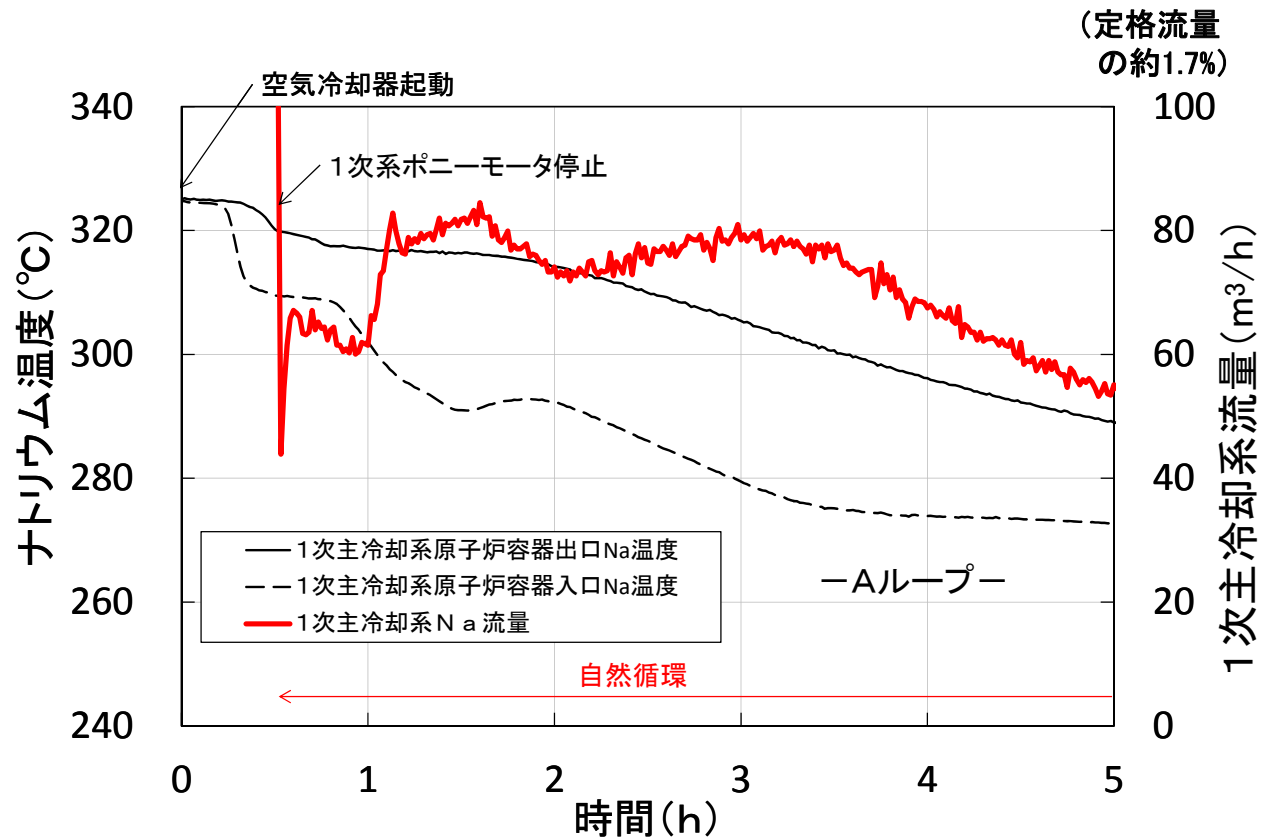
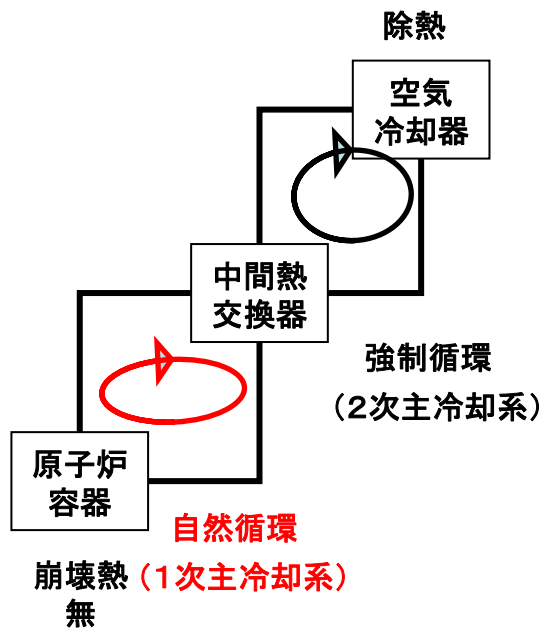
- ・ 初期1次系、2次系ポンプ一モータ運転(強制循環)
- ・ ポンプ入熱により、温度325°C保持
- ・ 空気冷却器出口ナトリウム温度設定  
: 270°C
- ・ 1次系ポンプ一モータ停止、自然循環移行

### (2) 2次冷却系自然循環予備試験

- ・ 初期1次系、2次系ポンプ一モータ運転(強制循環)
- ・ ポンプ入熱により、1次、2次ホットレグ温度約387°C保持
- ・ 空気冷却器出口ナトリウム温度設定; 315°C
- ・ 2次系ポンプ一モータ停止、自然循環移行

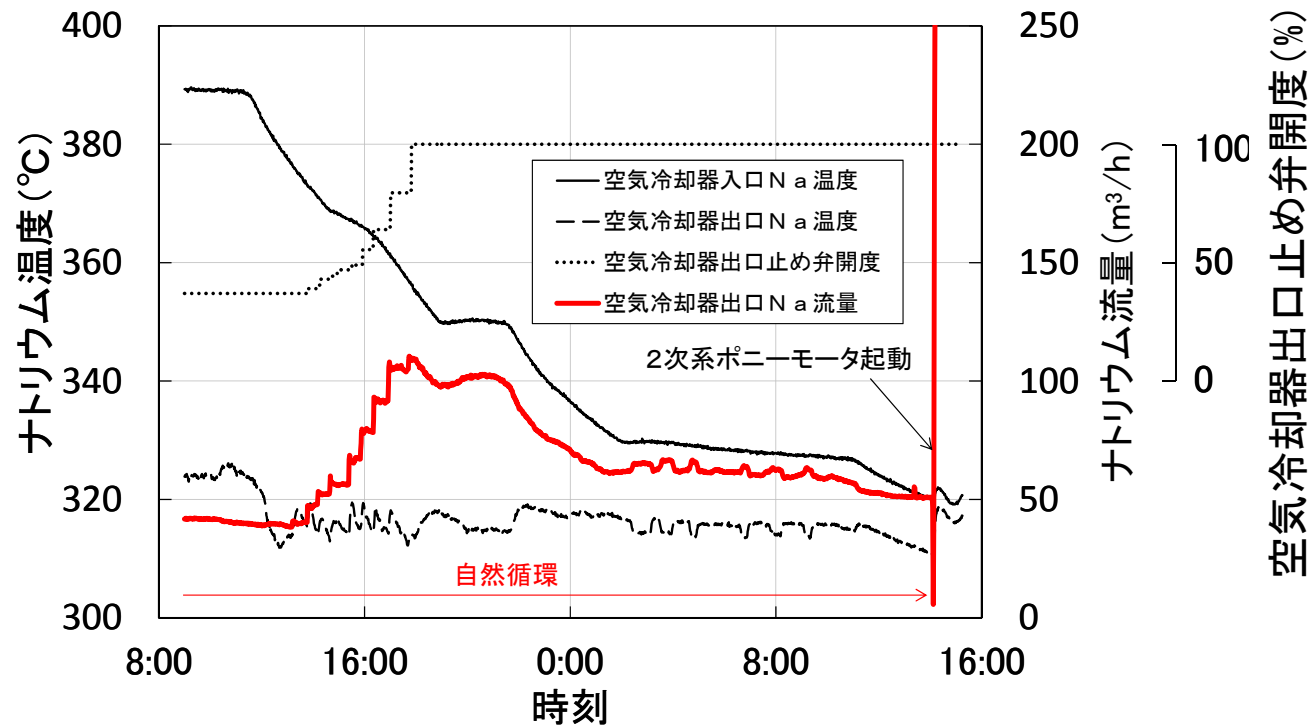
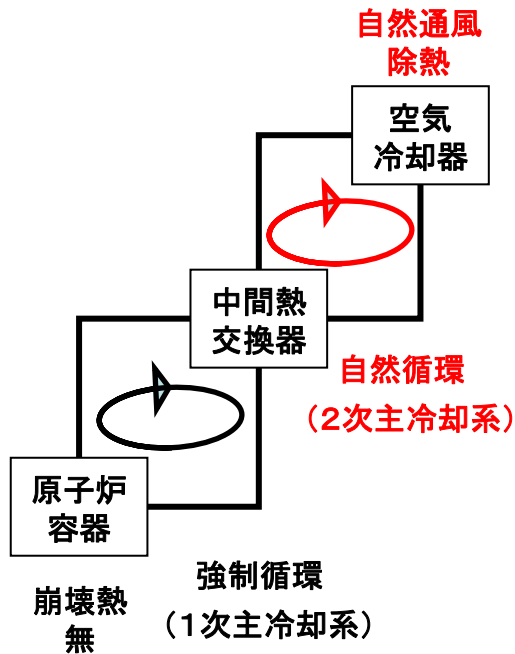


## 1次主冷却系自然循環予備試験 (1993年2月実施)



➤ ホット/コールドレグ温度差(自然循環力)に対応する流量変化を確認

## 2次主冷却系自然循環予備試験 (1993年3月実施)



空気冷却器出口・入口の温度差が約35°Cの状態  
各ループに約100m<sup>3</sup>/h (2%程度) の自然循環流量が発生

➤ 空気冷却器自然通風モードにおける除熱特性検証

プラント	炉型	定格熱出力 (MW)	試験初期状態	自然循環による崩壊熱除去確認
FFTF (米)	ループ	400	定格出力運転	○
Rapsodie (仏)		20	低出力運転、定格出力運転	○
KNK-II (独)		58	部分出力運転(95%) : ほぼ、定格出力運転	○
EBR II (米)	タンク	62.5	定格出力運転	○
Phenix (仏)		563	低出力状態、部分出力運転	○
SPX (仏)		3000	起動試験中	○
PFR (英)		670	低出力状態、部分出力運転	○
常陽 (日本)	ループ	100	低出力状態、定格出力運転	○
もんじゅ (日本)		714	予備試験実施済 今後出力運転中からの試験を実施予定	

- 崩壊熱により冷却材の自然循環が発生することを確認
  - 全先行炉
- 自然循環による崩壊熱除去能力を有することを確認
  - 定格出力から： FFTF, Rapsodie, (KNK-II), 常陽, EBR-II
  - 部分出力から： Phenix, SPX, PFR
- 自然循環による崩壊熱除去能力は、高速増殖炉の固有の安全機能として、その有効性が確認されている。

福島第一原子力発電所事故を踏まえた  
津波来襲時の炉心冷却検討結果について

平成23年7月27日



独立行政法人 日本原子力研究開発機構

敦賀本部

高速増殖炉研究開発センター

FBRプラント工学研究センター

1. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた  
津波来襲時の炉心冷却検討方針
2. 基本解析
3. ナトリウム自然循環成立の分析
4. 各種条件解析
5. もんじゅ(実機)におけるナトリウム自然循環試験
6. まとめ

参考

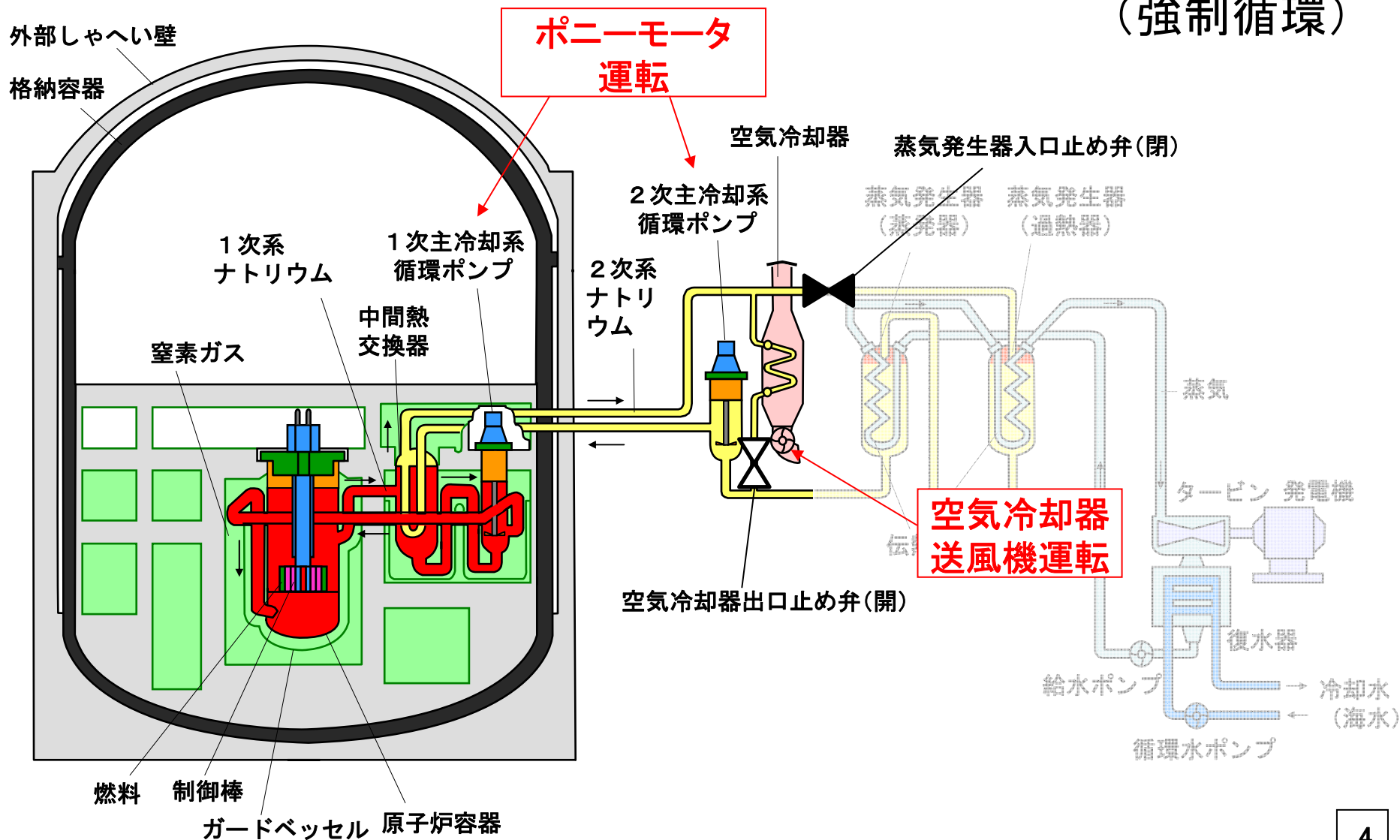


# 1. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉心冷却検討方針

- 原子炉運転中に地震発生と同時に外部電源が喪失した場合、原子炉が自動停止し、非常用ディーゼル発電機により給電される。その後、津波の規模によっては非常用ディーゼル発電機も停止し、全交流電源喪失事象に至る。この場合でも「もんじゅ」は長期にわたるナトリウム自然循環運転によって炉心の崩壊熱を除去できる設計となっていることを示す。
  - ① 津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、炉心の冷却性及び低温停止に至ることを示す（基本解析）。
  - ② ナトリウム自然循環に必要な構成要素を抽出し、長期にわたった自然循環成立性可否に影響する想定分析する。
  - ③ プラント初期状態、津波来襲時間など、自然循環成立の解析条件を変化させた場合の影響を評価する（各種条件解析）。

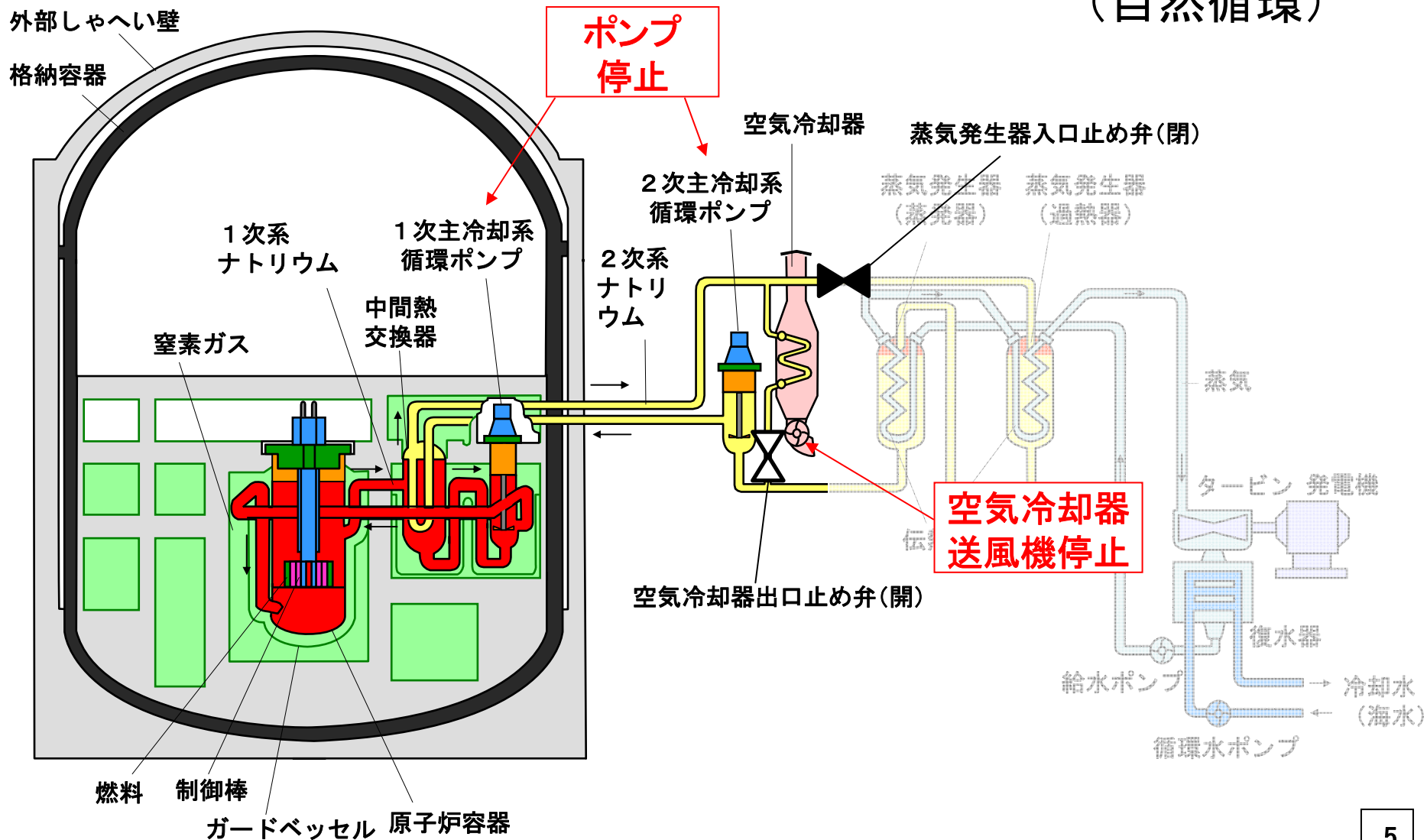
## 外部電源喪失(「運転時の異常な過渡変化」)時の炉心冷却

(強制循環)



## 津波来襲時における炉心冷却(全交流電源喪失事象の場合)

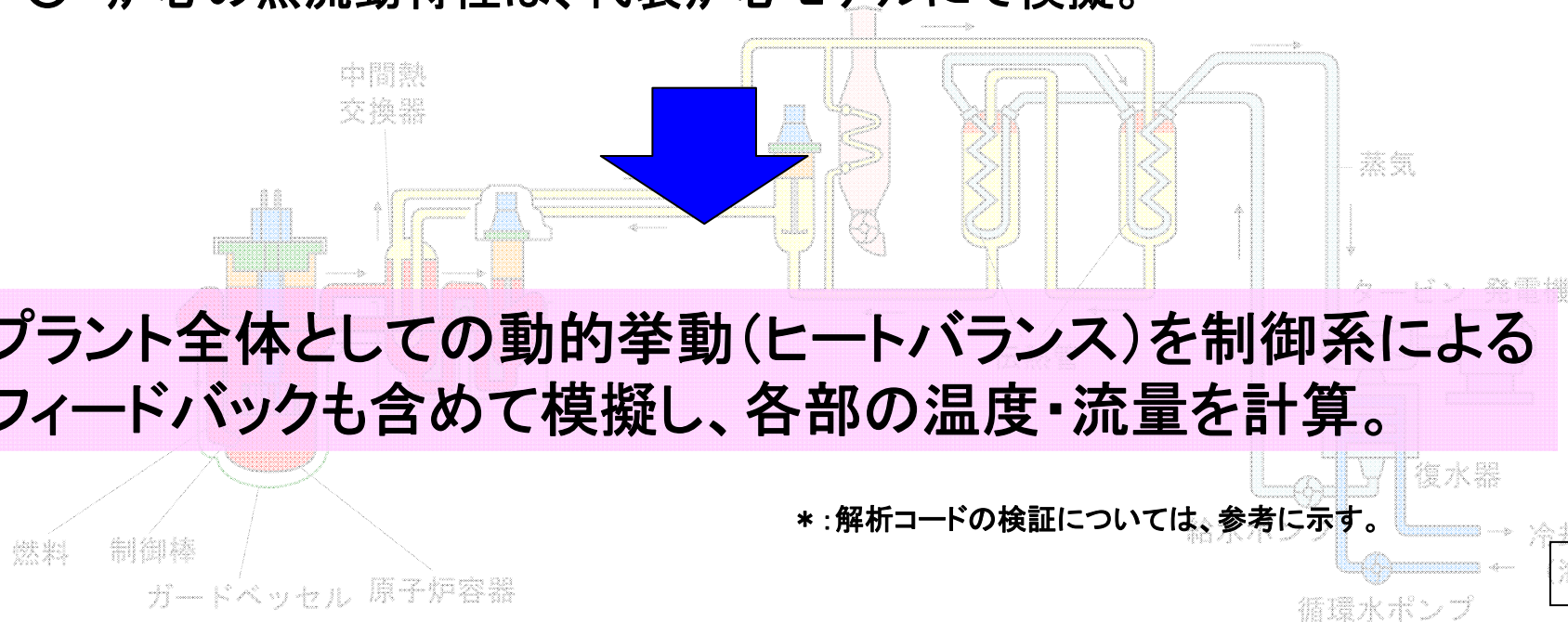
(自然循環)



### プラント動特性解析コードSuper-COPD

- 原子炉からタービンまでの各部冷却材の温度及び流量を計算。
- 機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化。
- 炉の出力指令装置や安全保護系などの制御系を模擬。
- 炉心の核特性は、1点炉近似動特性解析モデルで計算。
- 炉心の熱流動特性は、代表炉心モデルにて模擬。

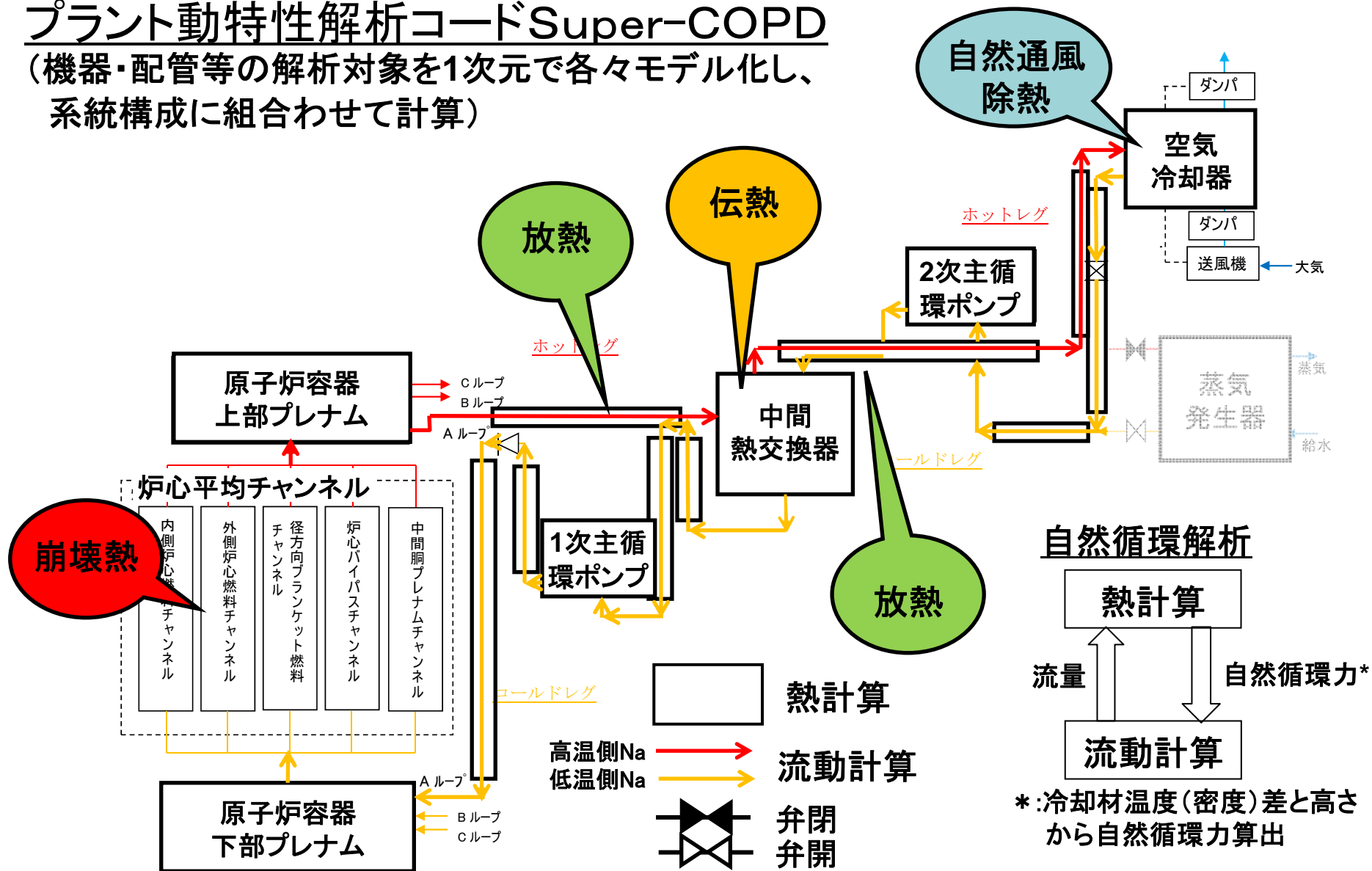
プラント全体としての動的挙動(ヒートバランス)を制御系によるフィードバックも含めて模擬し、各部の温度・流量を計算。



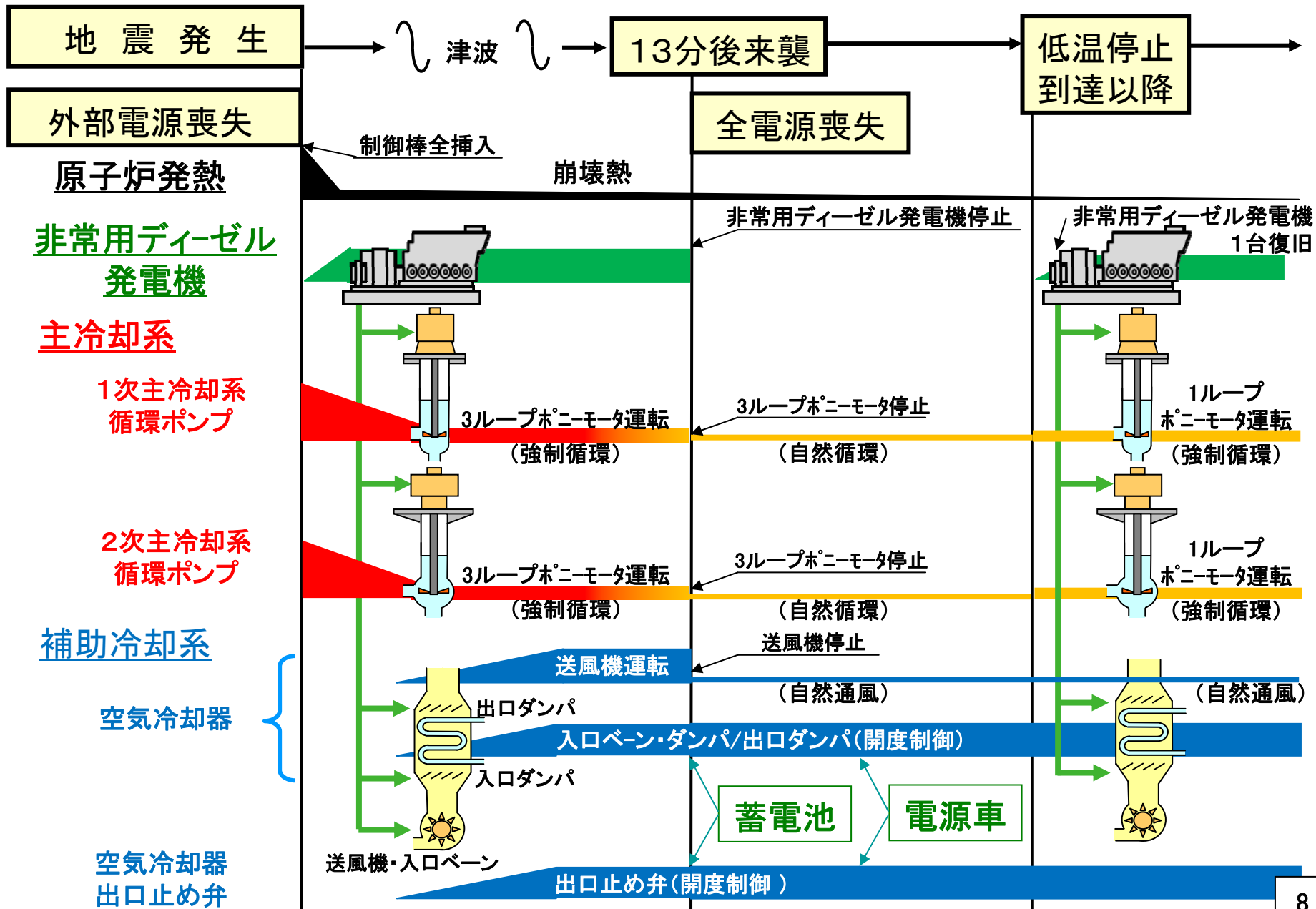
\* :解析コードの検証については、参考に示す。

## 2. 基本解析(使用解析コード2/2)

プラント動特性解析コードSuper-COPD  
 (機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化し、  
 系統構成に組合わせて計算)



## 2. 基本解析(事象推移設定)



## 2. 基本解析(主な解析条件)

### ➤ 地震発生前

- ・性能試験終了後、本格運転開始直後(定格出力運転中)を想定

### ➤ 地震発生直後(0分)

- ・地震と同時に外部電源喪失(非常用ディーゼル発電機起動⇒交流電源供給)
  - ・制御棒は全数挿入⇒原子炉自動停止
  - ・1次系・2次系はポニーモータ運転と空気冷却器起動で強制循環による崩壊熱除去

### ➤ 津波来襲後(13分後)

- ・非常用ディーゼル発電機停止(全交流電源喪失)
  - ・自然循環による崩壊熱除去

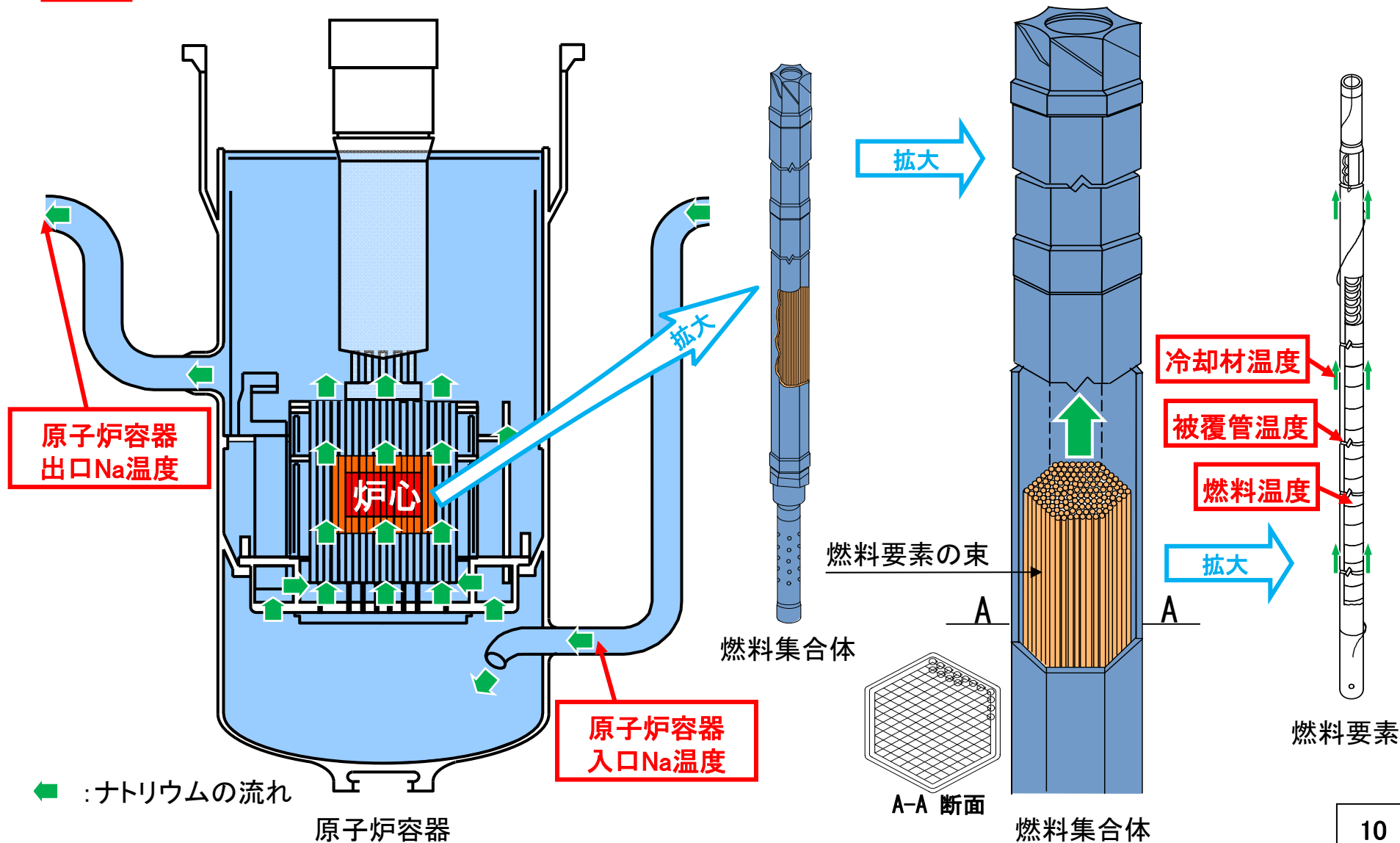
### 低温停止到達以降

- ・非常用ディーゼル発電機1台復旧で1ループの1次系・2次系ポニーモータ運転開始(強制循環再開)

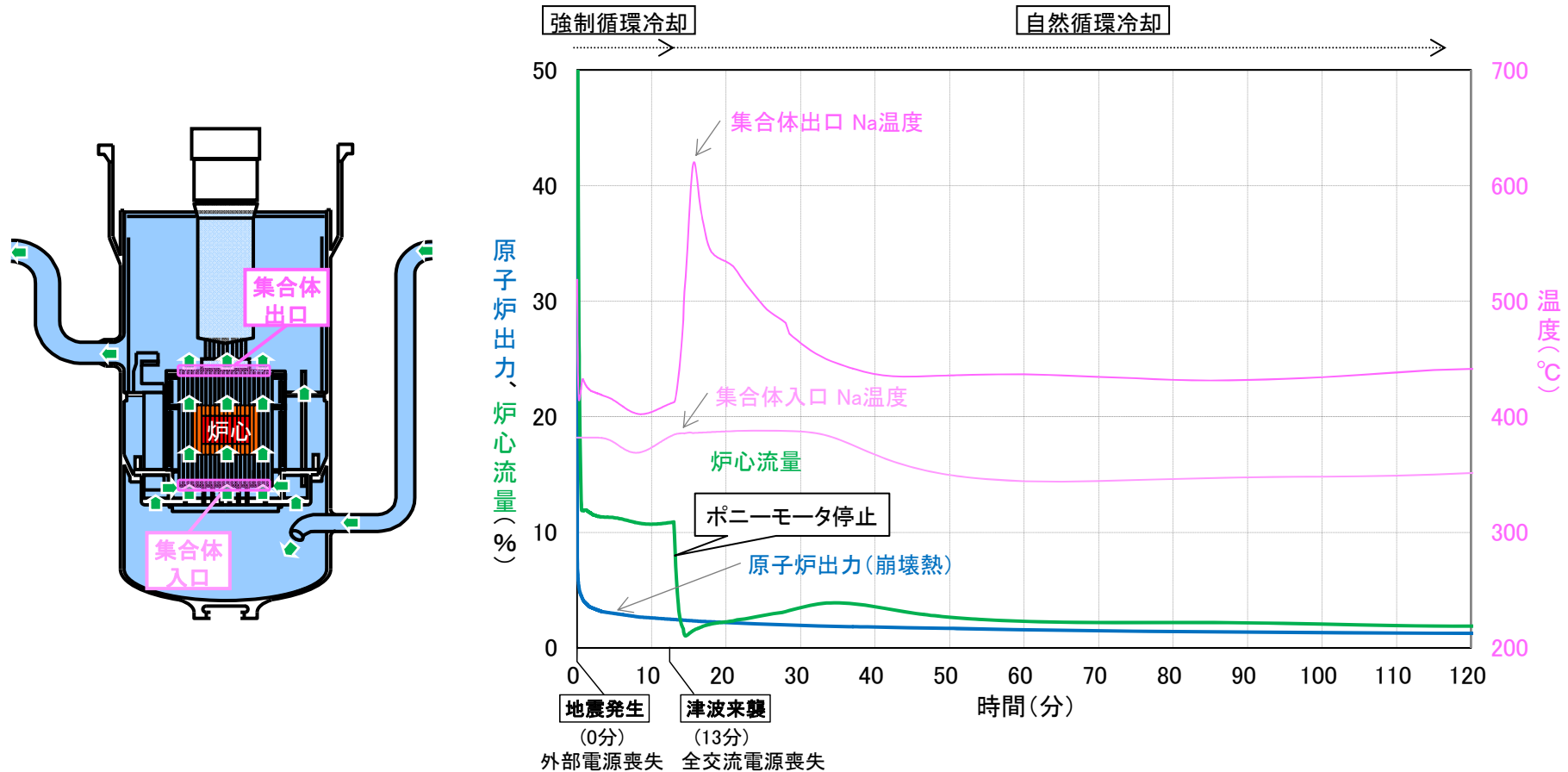
\*低温停止: 1次冷却材温度250°C以下

## 2. 基本解析(解析における温度評価点)

   : 解析コード(Super-COPD)により自然循環運転時の各評価点温度を確認



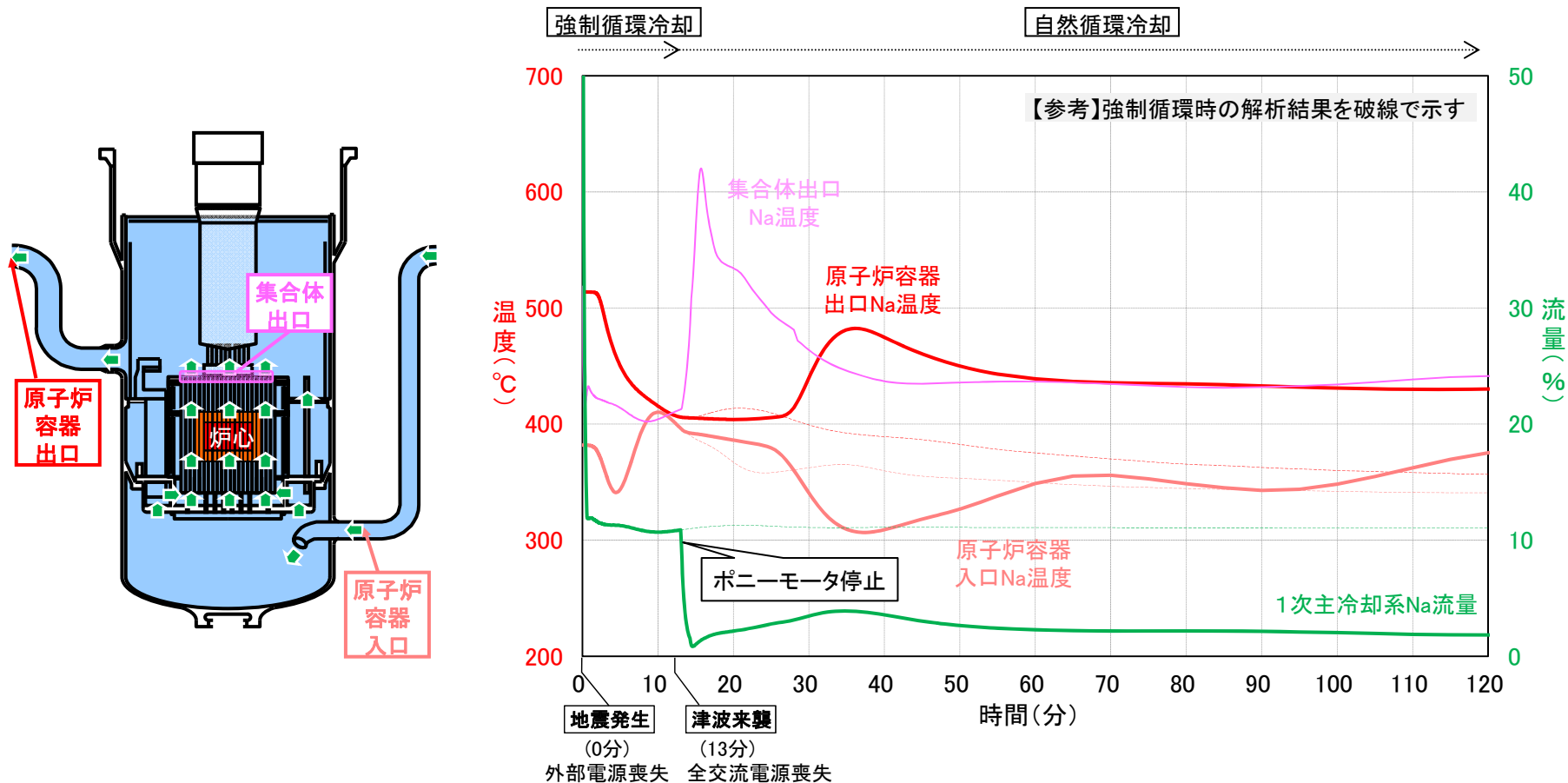
## 2. 基本解析(解析結果1/4)



### 原子炉出力(崩壊熱)変化、及び、炉心流量変化

- 原子炉出力(崩壊熱)は停止後急速に減少し、1時間で定格の2%以下(1日で定格の1%以下)。
- 全交流電源喪失により1次系、2次系の循環ポンプは停止するが、自然循環で炉心流量は1時間後で定格の2%程度(低温停止まで定格の2%弱で推移する)。

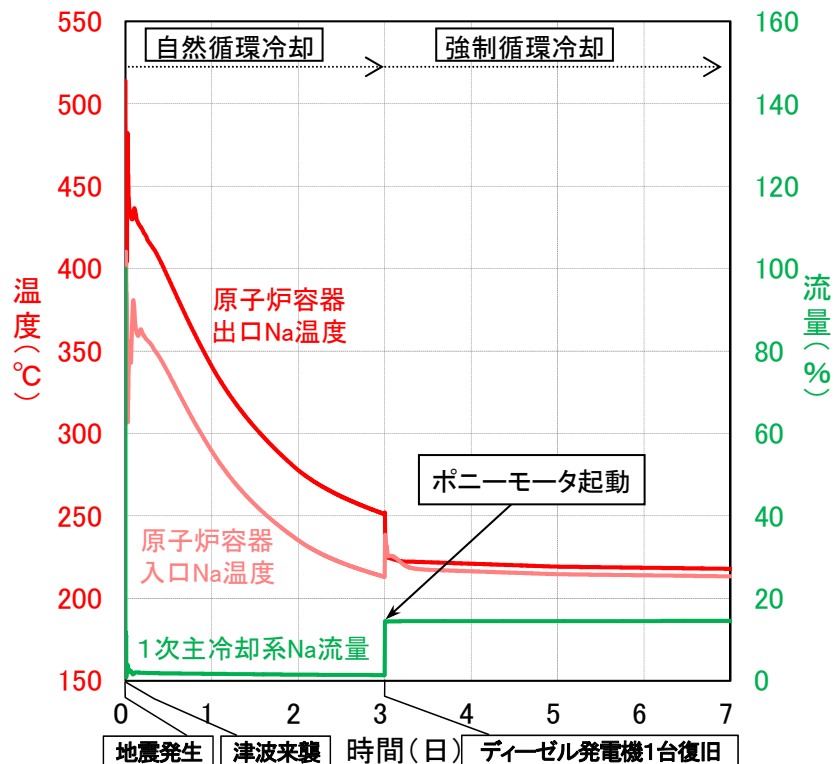
## 2. 基本解析(解析結果2/4)



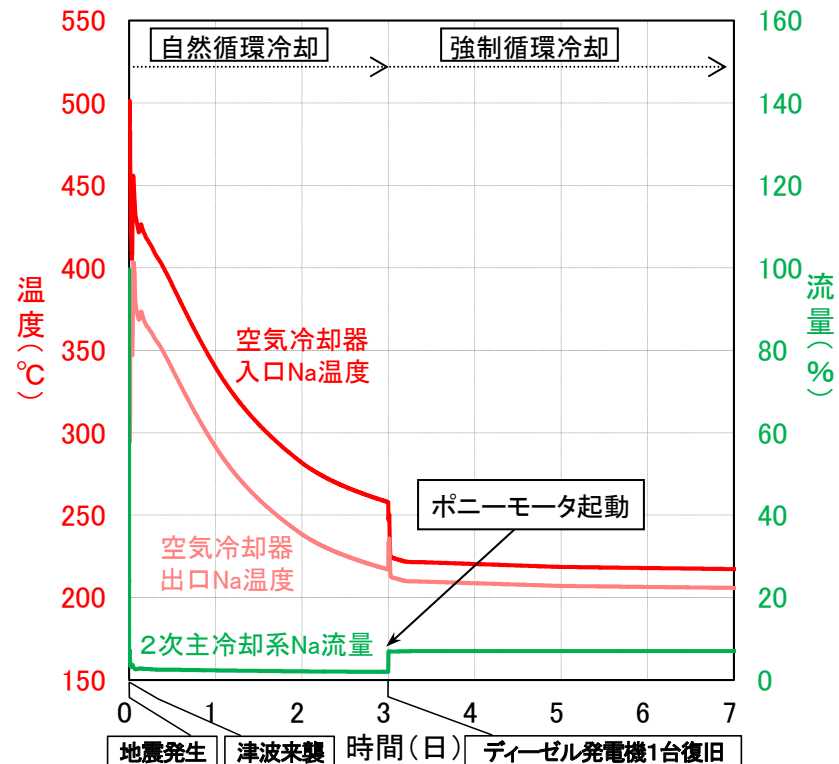
### 原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 強制循環時(ポニーモータ運転時)に比べて、自然循環時の流量は 1/5 程度(1時間後)。
- 強制循環時に比べて、自然循環時の原子炉容器の出入口Na温度変化は大きくなるが、次第に落ち着く。

### 1次主冷却系



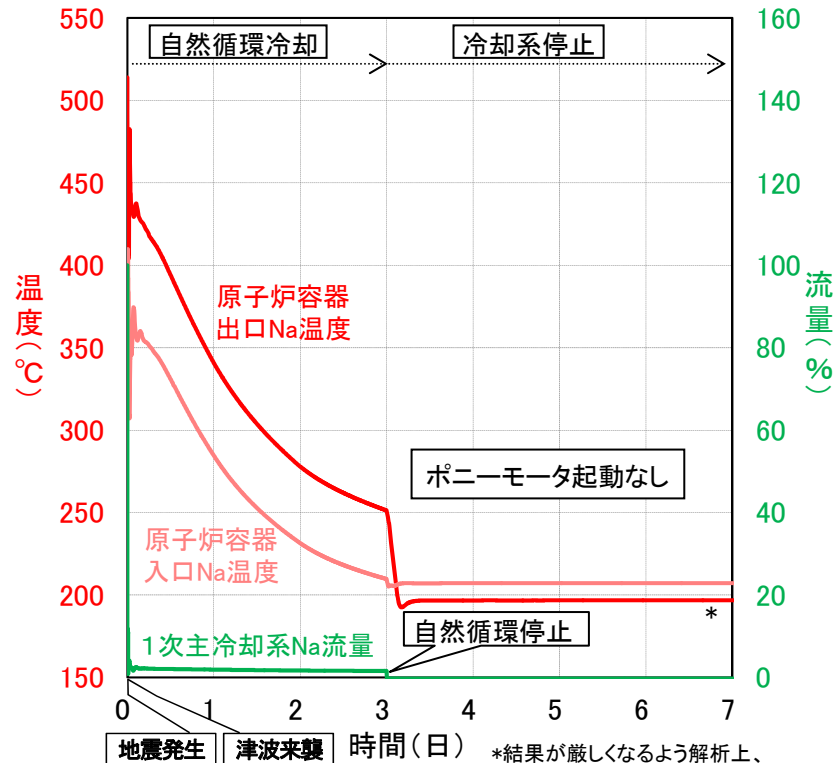
### 2次主冷却系



### 1次系・2次系ポニーモータ再起動ループ

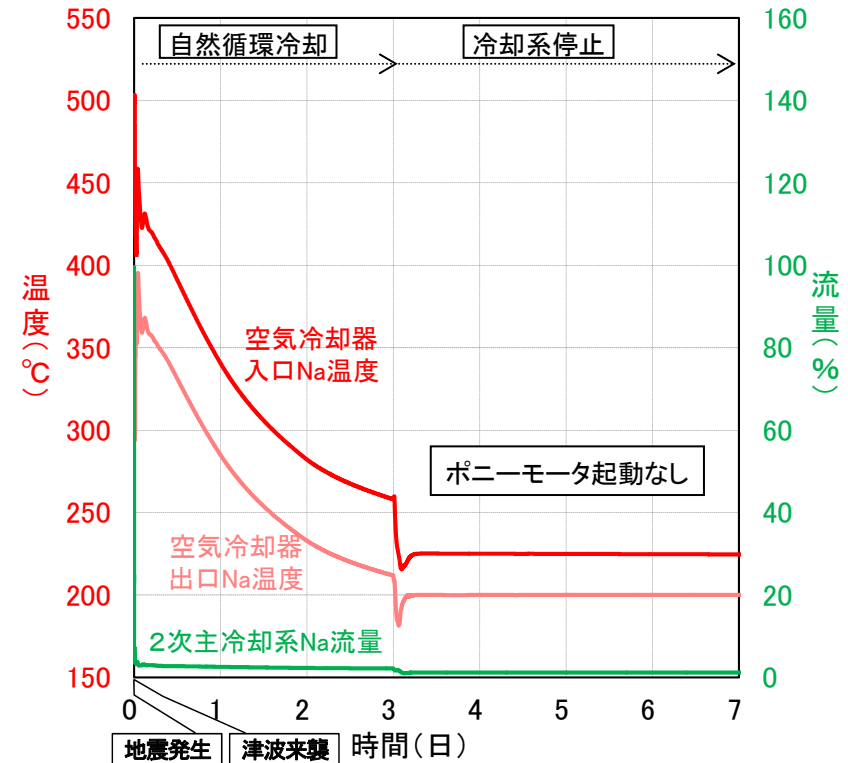
- 自然循環により約3日で低温停止(250°C以下)となる。
- 低温停止での1次系・2次系ポニーモータ起動(空気冷却器は自然通風冷却)により、出入口温度差は小さくなる。

### 1次主冷却系



\*結果が厳しくなるよう解析上、  
1次系逆止弁の弁シートリーク  
を仮定するため、僅かな逆流が生じ、  
原子炉容器出入口温度が逆転している

### 2次主冷却系



### 1次系・2次系ポニーモータ再起動しないループ

- ポニーモータの起動しないループでは1次系逆止弁により1次系の流れが停止する。

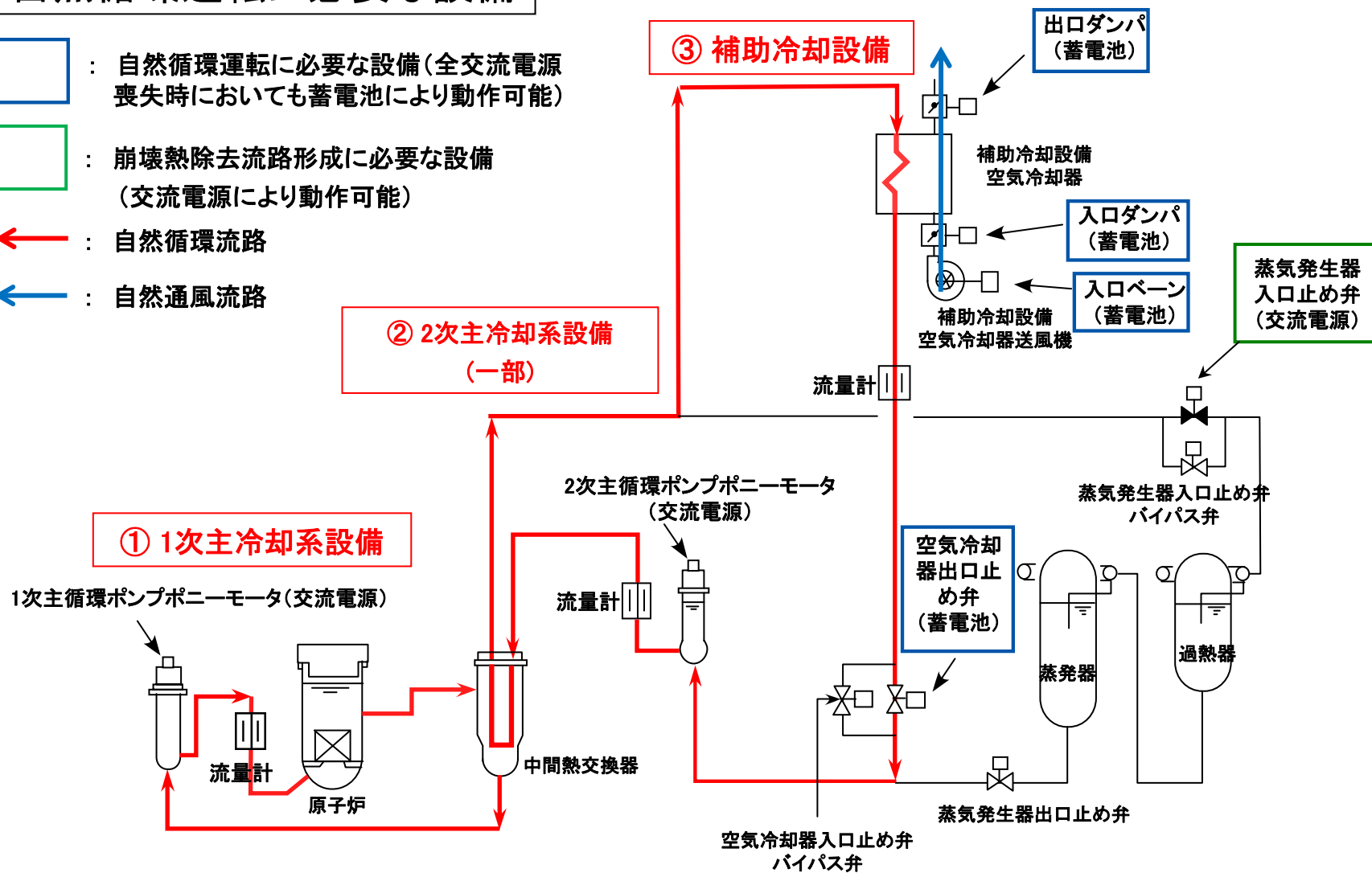
## 2. 基本解析(解析結果のまとめ)

	最高温度(°C)					低温停止 (1次冷却材温度 <250°C)
	燃料	被覆管	炉心部 Na	原子炉容器 出口Na	原子炉容器 入口Na	
地震発生直後 (~13分)	約1990	約620	約610	約510	約410	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環(約3日間)で低温停止</li> <li>・1ループ強制循環でも低温停止維持可能</li> </ul>
全交流電源喪失後 (13分~)	約680	約670	約670	約480	約410	
「事故」評価の判断基準	炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること			<650	<650	
「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準	融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(目安)	<600	<588	

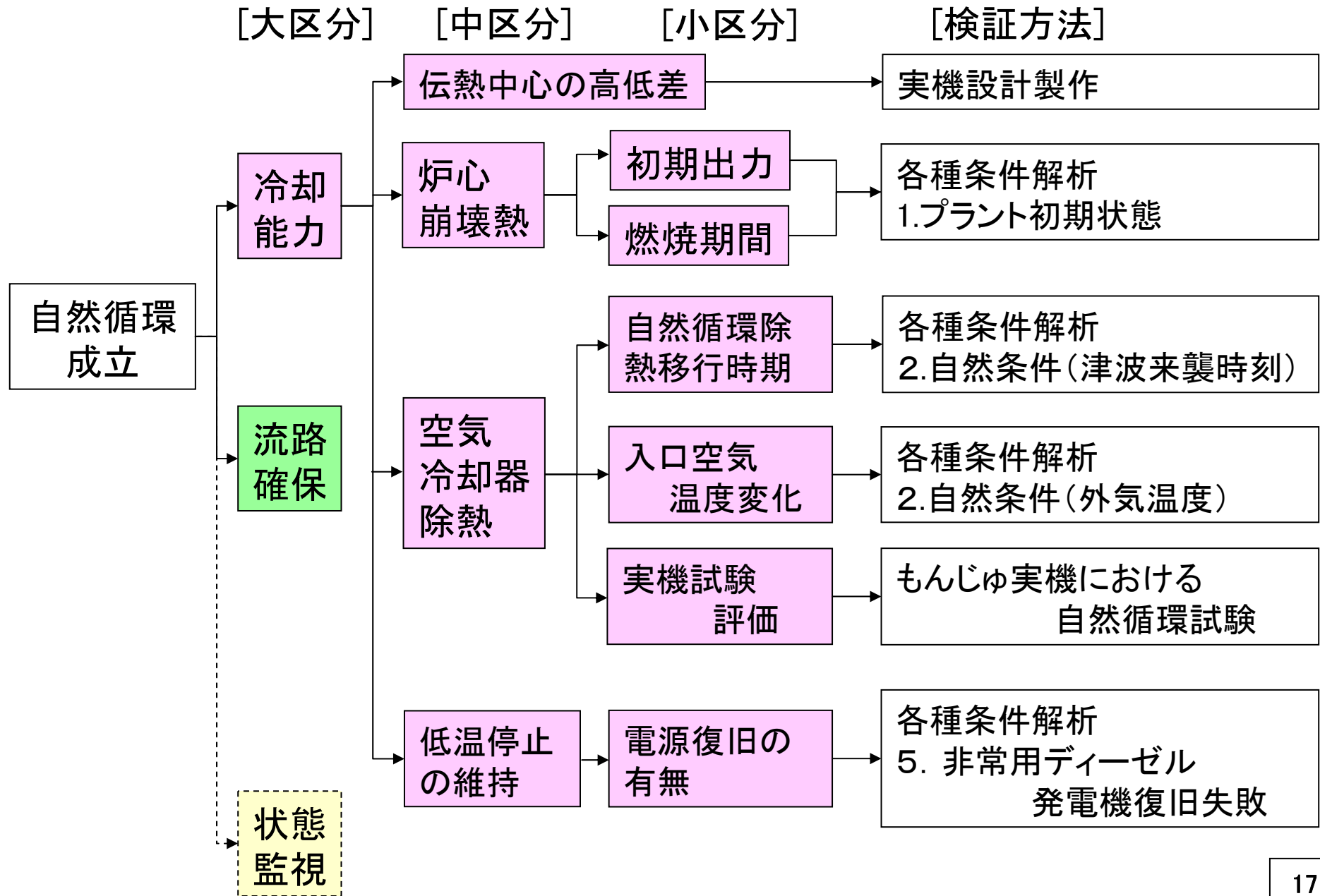
- 炉心の各部温度、原子炉容器出口Na及び入口Na温度は、「運転時の異常な過渡変化」の判断基準をも下回るので、炉心及び原子炉バウンダリの健全性が損なわれることはない
- 自然循環冷却により低温停止に至り、1ループ強制循環により低温停止維持できる

## 自然循環運転に必要な設備

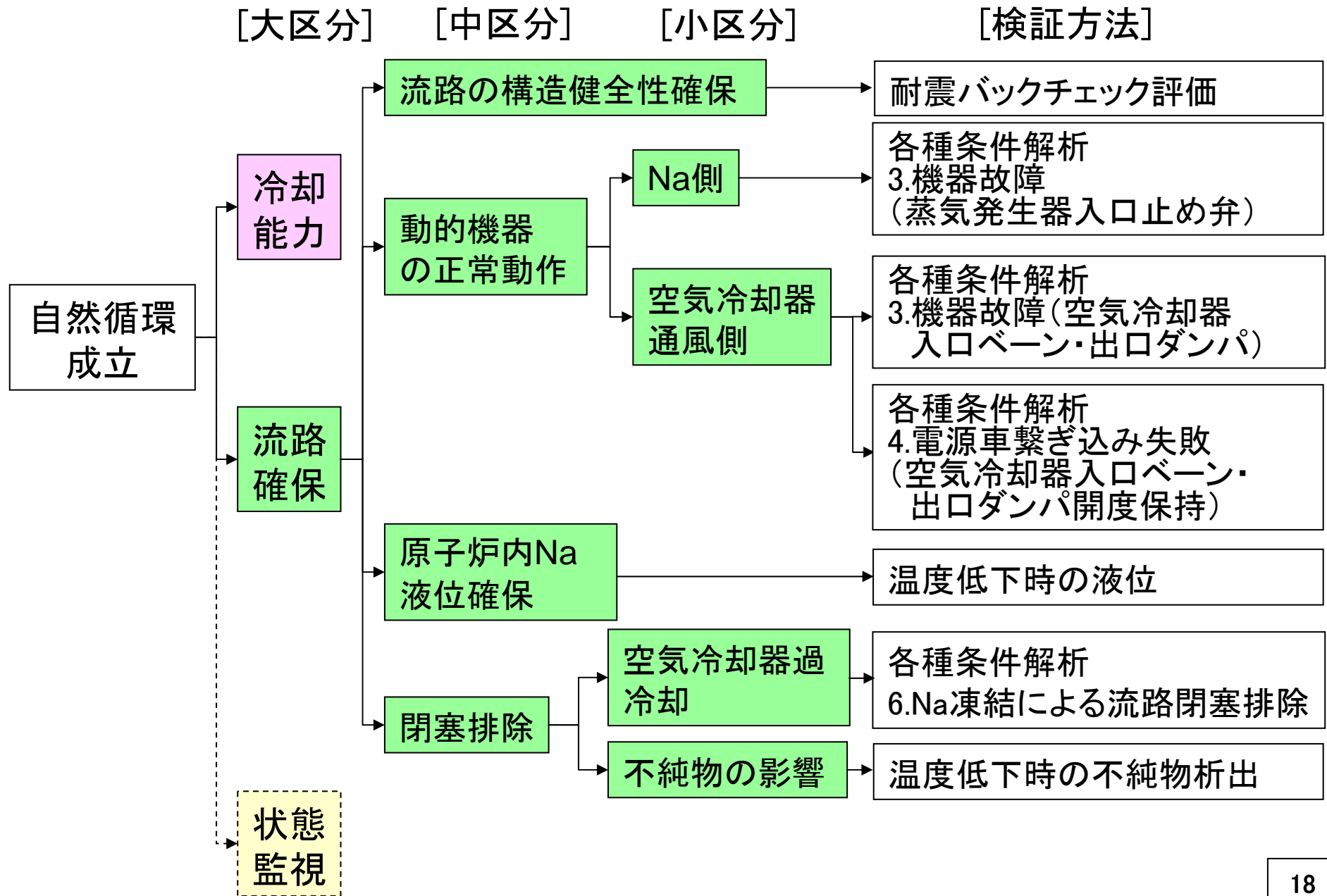
- : 自然循環運転に必要な設備 (全交流電源喪失時においても蓄電池により動作可能)
- : 崩壊熱除去流路形成に必要な設備 (交流電源により動作可能)
- ← : 自然循環流路
- ← : 自然通風流路



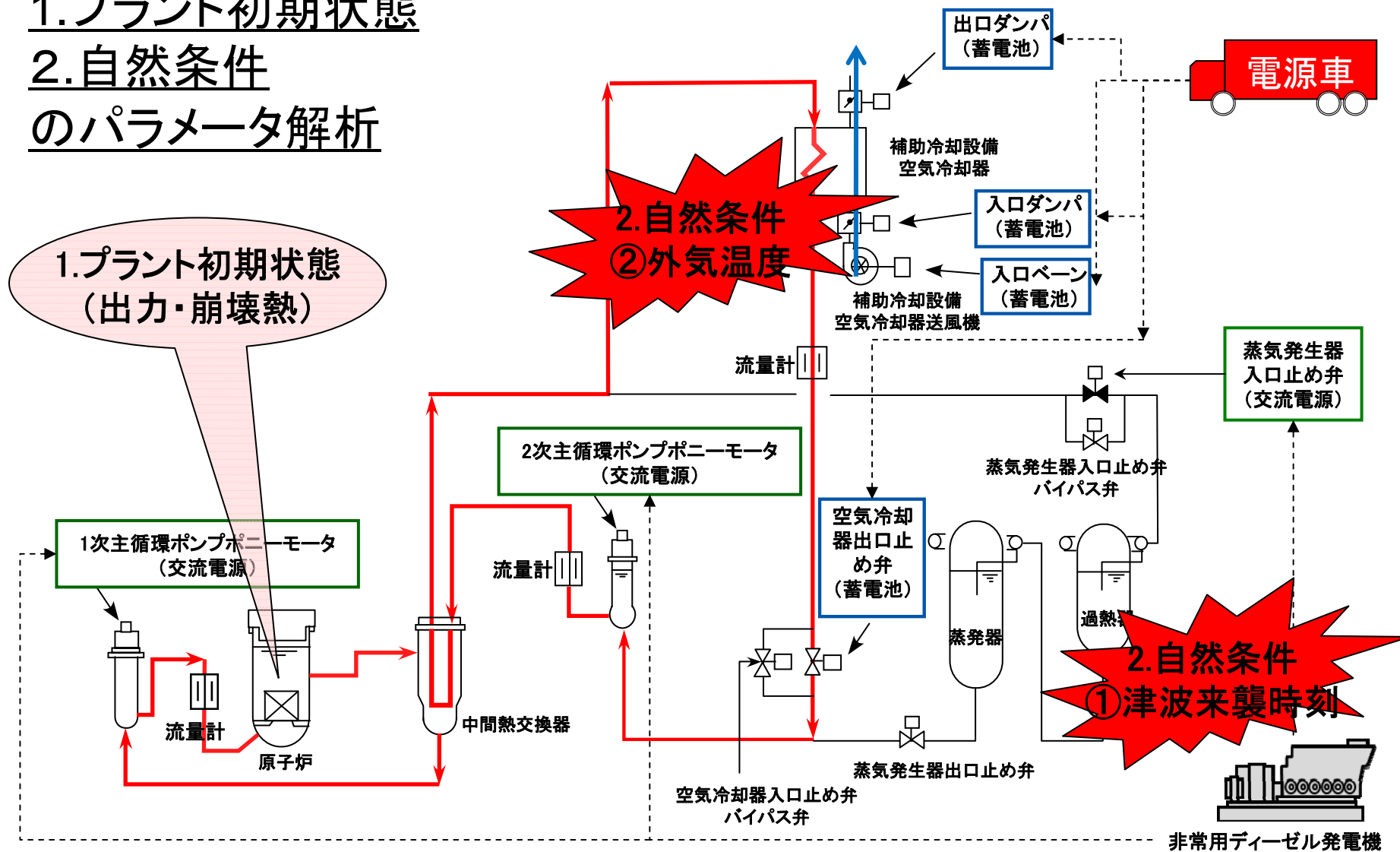
### 3. 自然循環成立の分析2/3



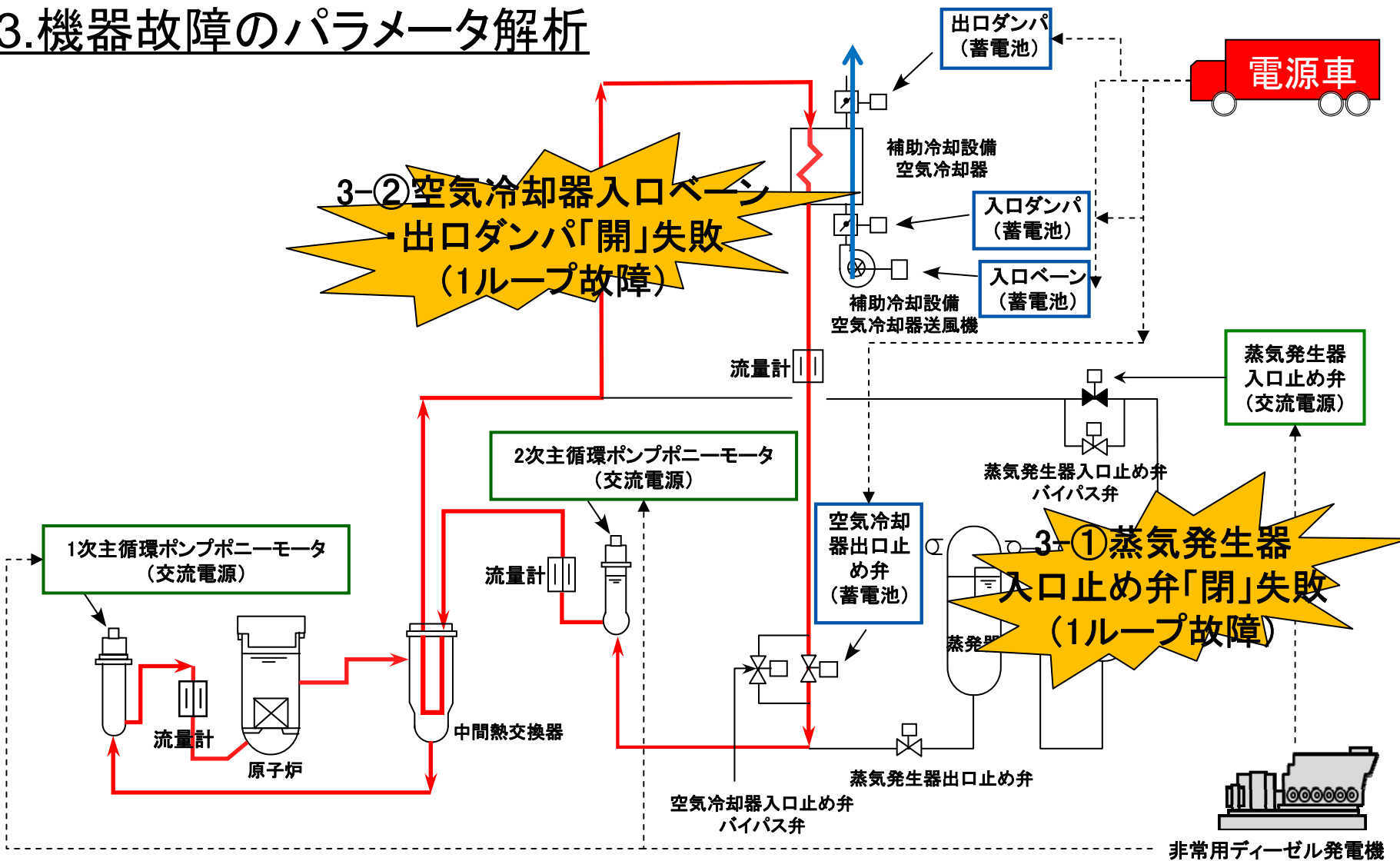
### 3. 自然循環成立の分析3/3



- 1. プラント初期状態
  - 2. 自然条件
- のパラメータ解析



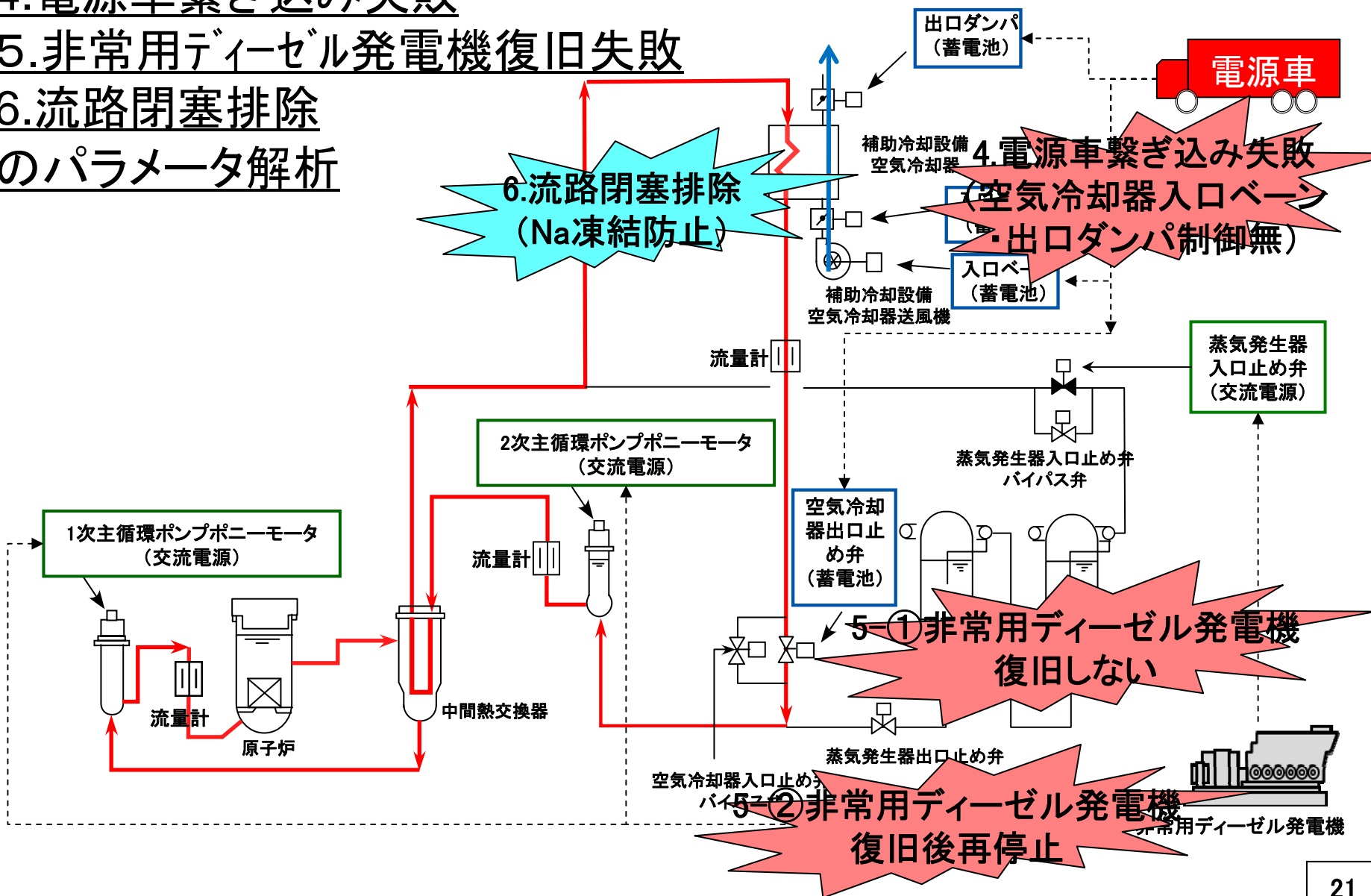
## 3. 機器故障のパラメータ解析



4. 電源車繋ぎ込み失敗

5. 非常用ディーゼル発電機復旧失敗

6. 流路閉塞排除  
のパラメータ解析

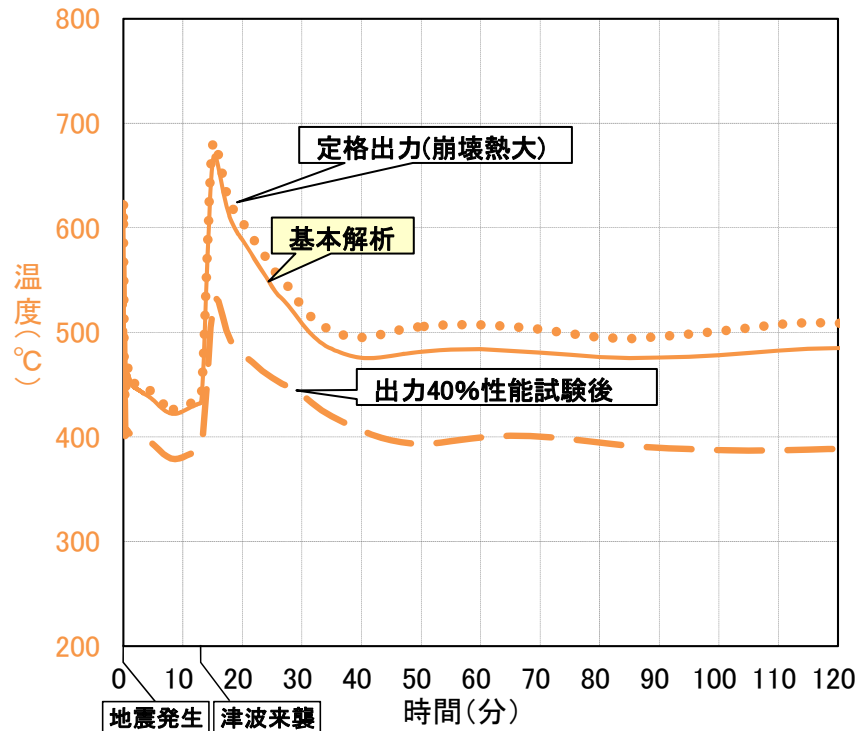


## 4. 各種条件解析(解析条件4/4)

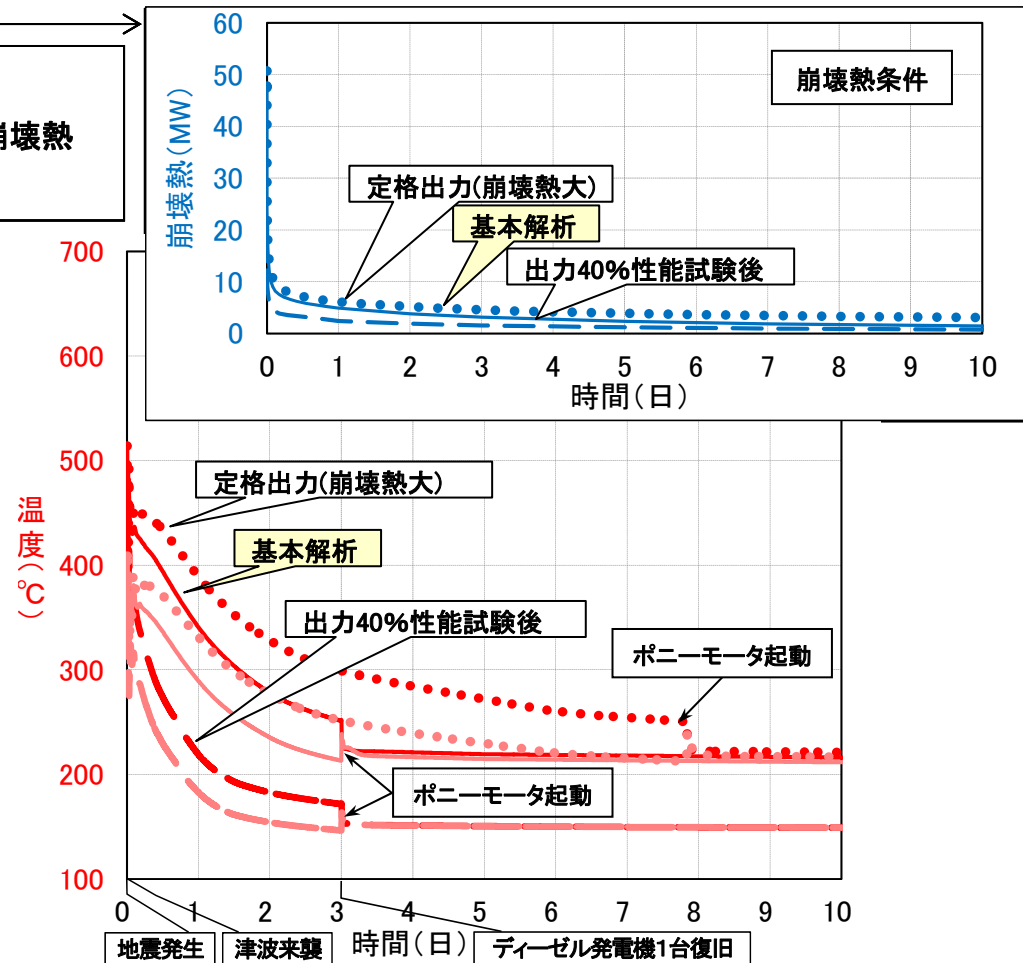
項目	解析ケース名	各種条件解析 (基本解析をベースに解析条件変更)	基本解析
1.プラント 初期状態	1-① 定格出力 (崩壊熱大)	崩壊熱:大	崩壊熱:本格運転開始後
	1-② 出力40%	崩壊熱: 出力40%性能試験後	
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻	0~25分後 (3分間隔)	13分後
	2-② 外気温度	-10°C、40°C	20°C
3.機器故障	3-① 蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	1ループ「閉」失敗 (自然循環流路不成立)	「閉」 (自然循環流路成立)
	3-② 空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ「開」失敗	1ループ「開」失敗 (自然通風流路不成立)	制御「開」 (自然通風流路成立)
4.電源車繋 ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御無	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御
5.非常用 ディーゼル 発電機復旧 失敗	5-① 復旧しない	復旧しない	1台復旧
	5-② 復旧後再停止	1台復旧後再停止	復旧後運転継続
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	低温停止後、空気冷却器入口 ベーン・出口ダンパ手動閉	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御

崩壊熱条件

- 基本解析: 本格運転開始後の崩壊熱
- 1-① 定格出力(崩壊熱大): 本格運転開始以降の最大崩壊熱
- 1-② 出力40%性能試験後: 40%出力試験後の崩壊熱

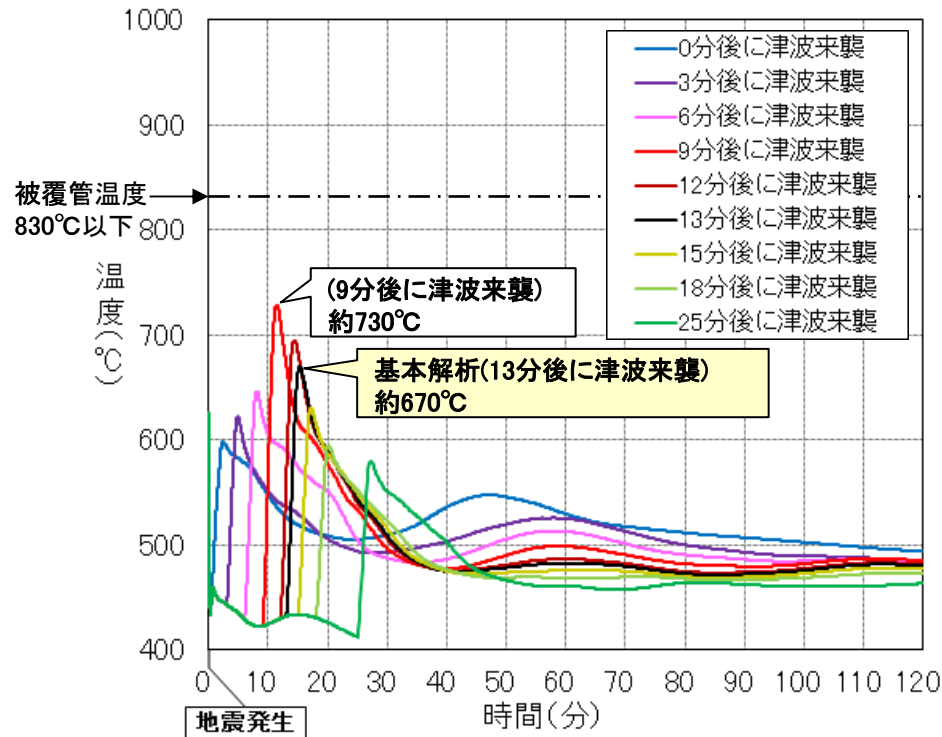


被覆管最高温度変化

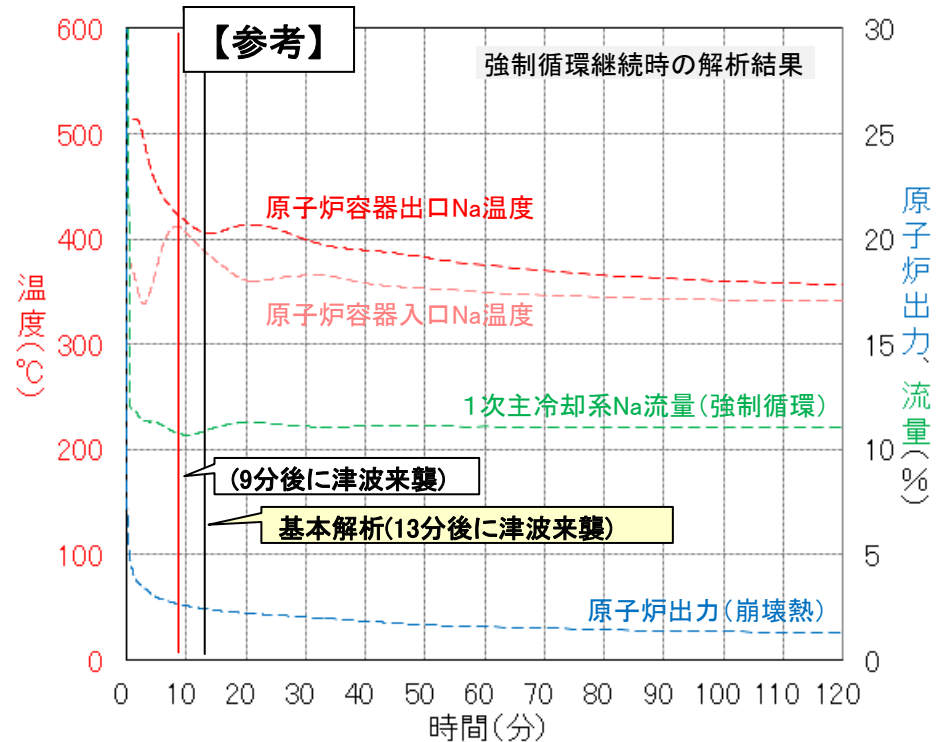


原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 初期出力・崩壊熱量が大きいほど被覆管最高温度は高い(崩壊熱大の場合、被覆管最高温度は約680°C、原子炉容器出口ナトリウム最高温度は約490°C)
- 初期出力・崩壊熱条件が変わっても自然循環冷却で低温停止に至る



被覆管最高温度変化



津波来襲各時刻における原子炉容器出入口 Na温度、原子炉出力、及び、流量

- 自然循環移行時期により、燃料の発熱と自然循環流量の関係で被覆管温度等の最高値は変わる
- 9分後に津波来襲(全交流電源喪失)が最も被覆管最高温度は高い  
⇒原子炉容器出入口温度差( $\Delta T$ )が小さく、自然循環流量の立ち上りが弱いため

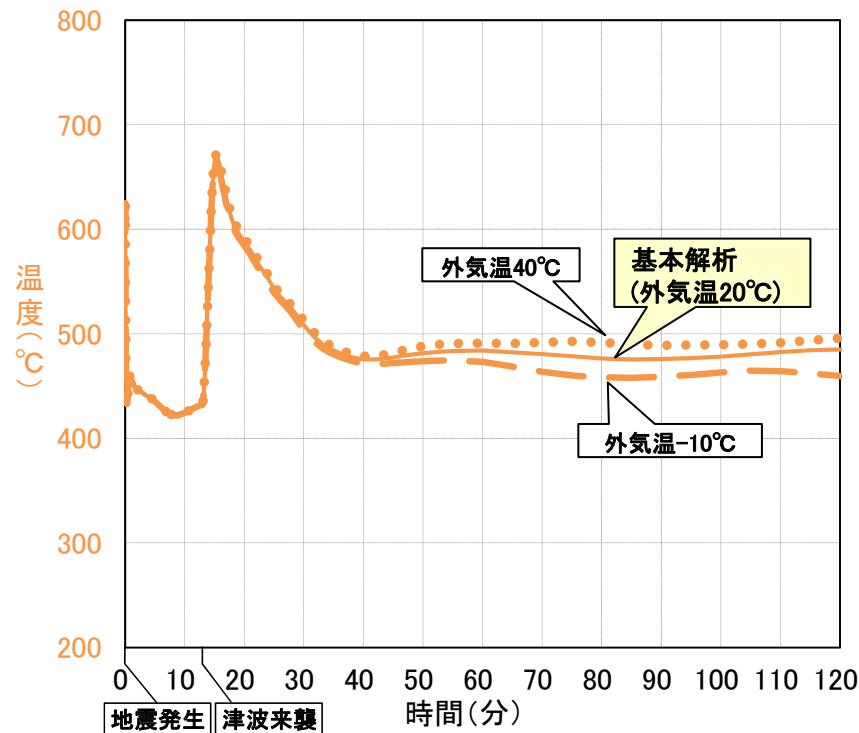
## 4. 各種条件解析(2-②)外気温度変化の解析結果)

敦賀特別地域観測所

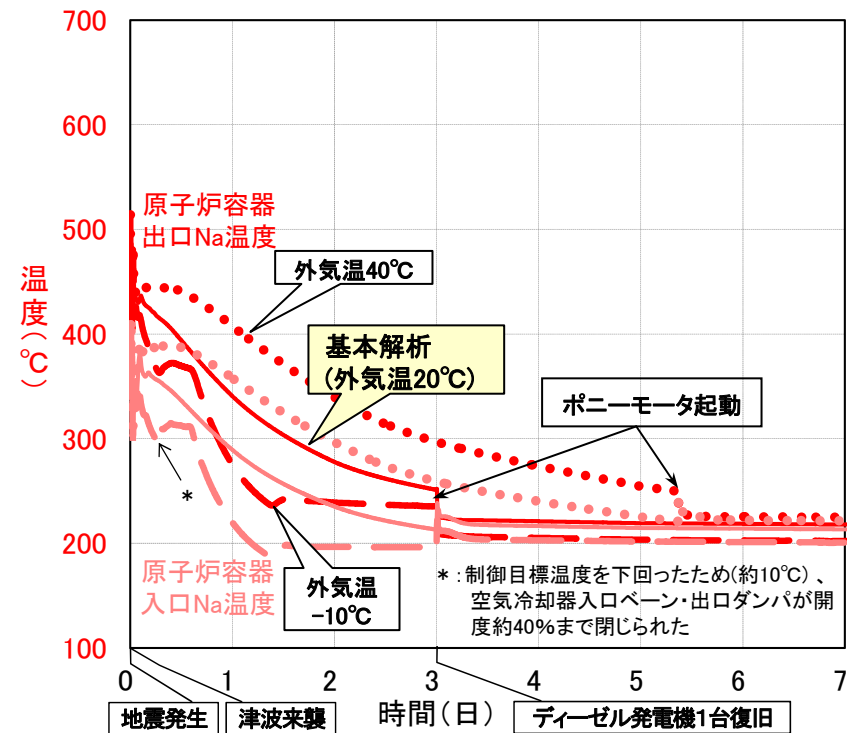
最高気温: 37.1°C (統計期間1941~2004年)

最低気温: -10.9°C (1904年、統計期間1898~2004年)

出典: 高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書. 第2.2-2表(1)気象概表.



被覆管最高温度変化

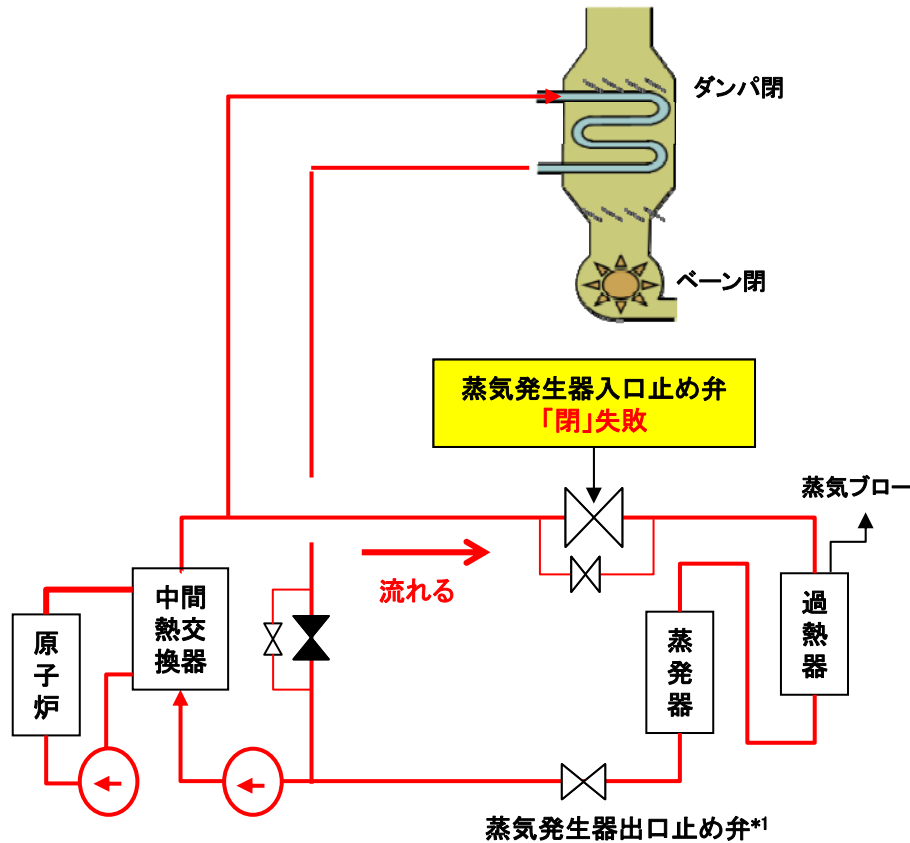


原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

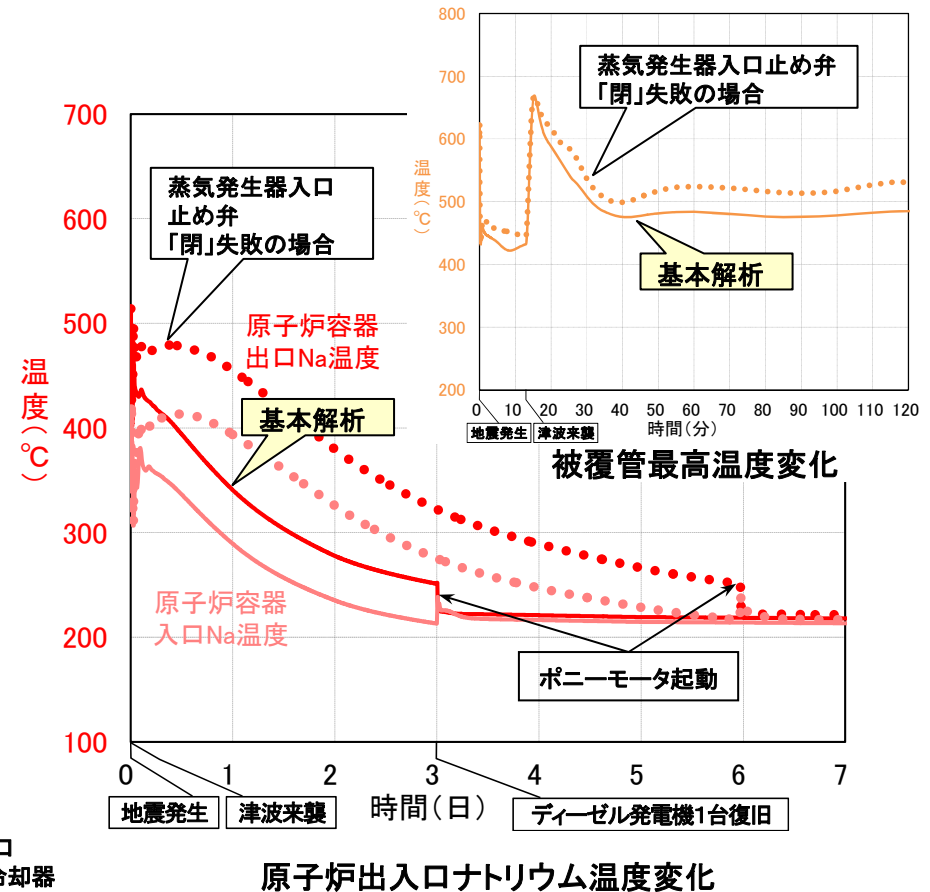
- 外気温度条件(空気冷却器除熱力)が変わっても、被覆管最高温度、原子炉容器出入口ナトリウム最高温度は基本解析結果と変わらない
- 外気温度条件は冷却材の降温速度に影響するが、自然循環冷却によって低温停止に至る

## 4. 各種条件解析

### (3-①) 蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗(1ループ)の解析結果



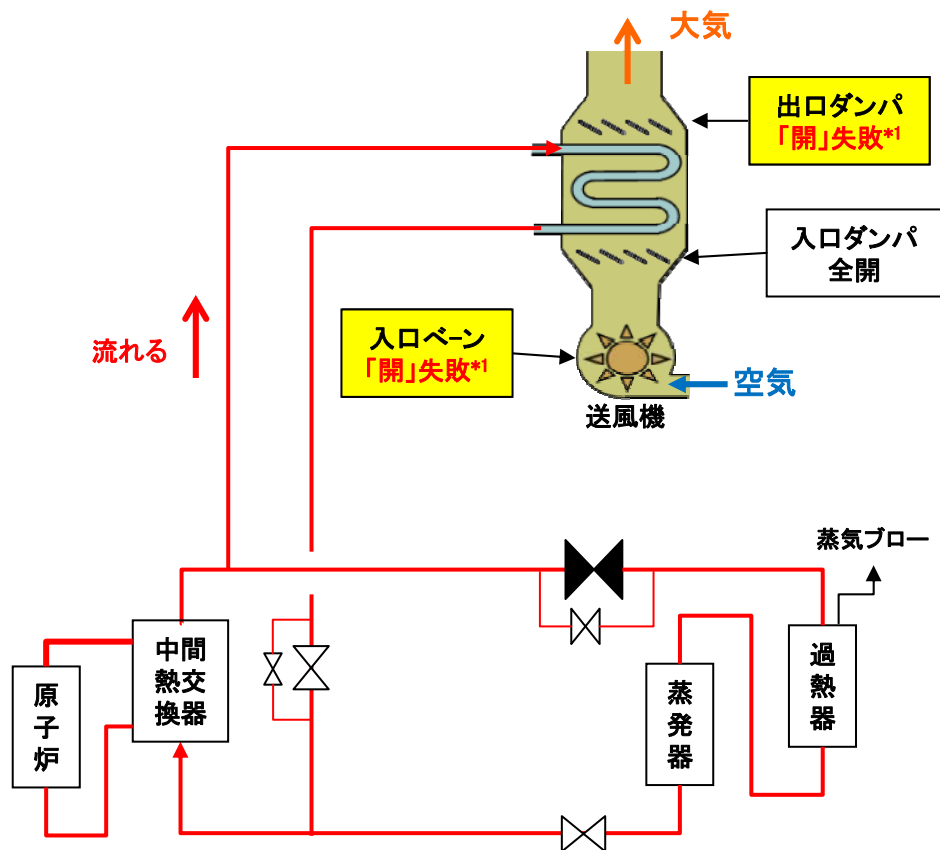
\*1: 蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗すると、インタロックにより蒸気発生器出口止め弁は「開⇒閉」となり空気冷却器側の流路は形成される。ここでの解析は、蒸気発生器出口止め弁「閉」失敗も仮定し、インタロックにより1次系・2次系ポニーモータ停止、空気冷却器起動しないものとした。



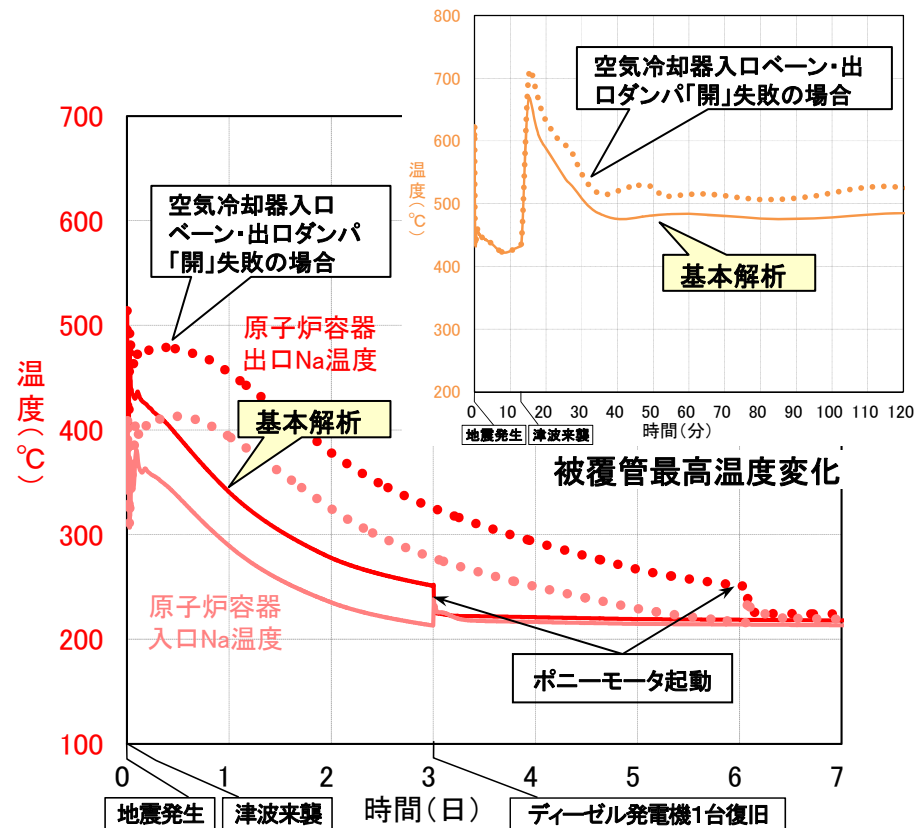
- 蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗しても、蒸気発生器出口止め弁「閉」となり、自然循環に必要な流路が形成される(但し、入口止め弁は、配管の保温材を取外し、手動により閉可能)
- それでも、蒸気発生器入口・出口止め弁の両方とも「閉」失敗(1ループ)を考えて、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

## 4. 各種条件解析

### (3-②) 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「開」失敗(1ループ)の解析結果



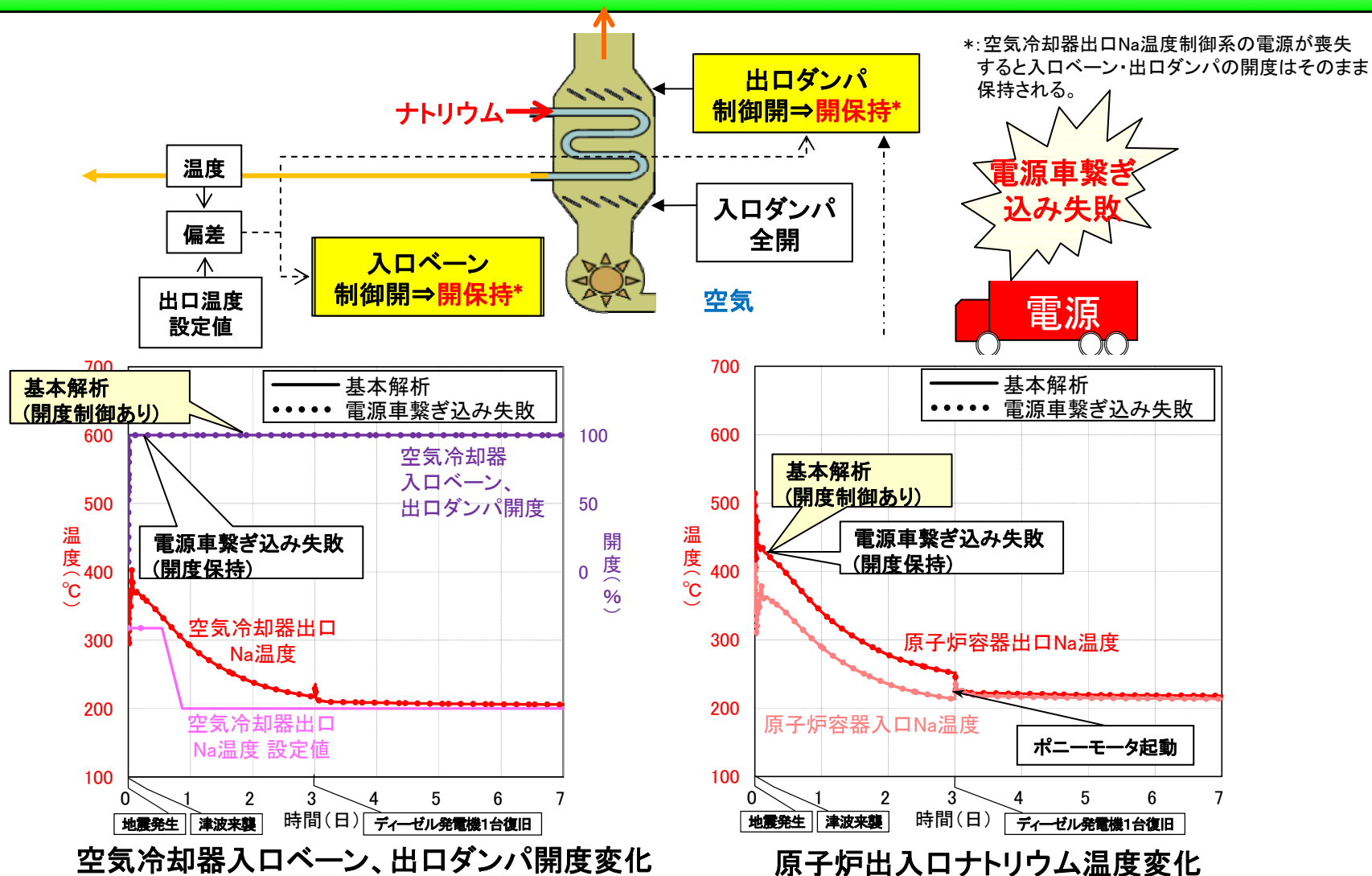
\*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかったものとした。



原子炉出入口ナトリウム温度変化

- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは、常に使える直流電源で動作し、手動でも開閉可能であるが、それでも「開」失敗を考えた場合、空気冷却器による自然通風冷却による除熱が行えない
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「開」失敗(1ループ)しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

### 3. 各種条件解析(4.電源車繋ぎ込み失敗の解析結果)



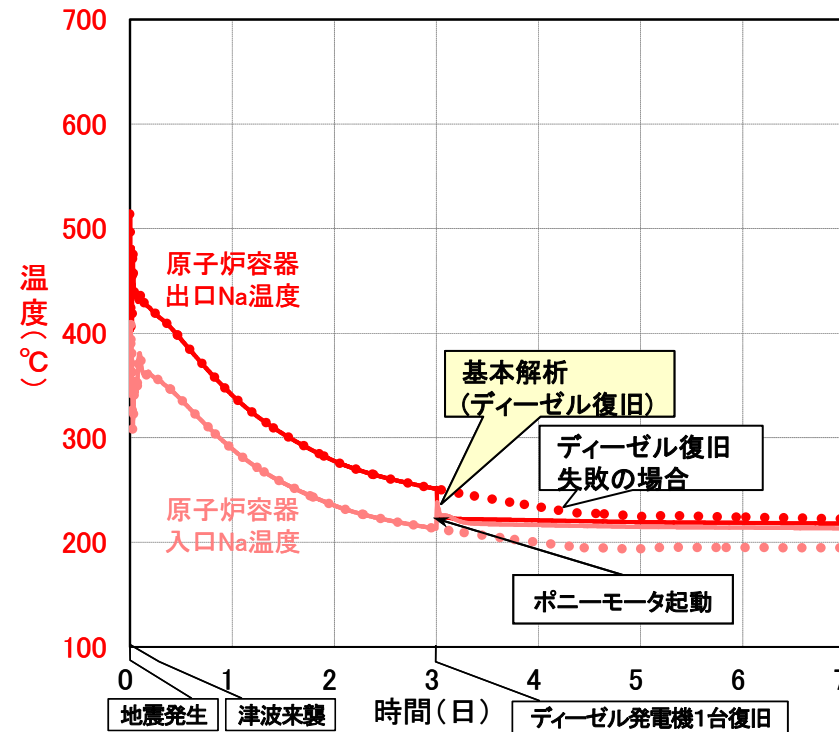
\*: 空気冷却器出口Na温度制御系の電源が喪失すると入口ベーン・出口ダンパの開度はそのまま保持される。



- 基本解析では、空気冷却器出口Na温度は、設定値を下回ることなく空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは全開状態で継続される
- 電源車繋ぎ込み失敗の場合、蓄電池が喪失した時点(約8時間後)の空気冷却器入口ベーン・出口ダンパの開度は保持され、結果として全開状態となり、基本解析と同じ結果となる

## 4. 各種条件解析

### (5-①)非常用ディーゼル発電機復旧しない解析結果)

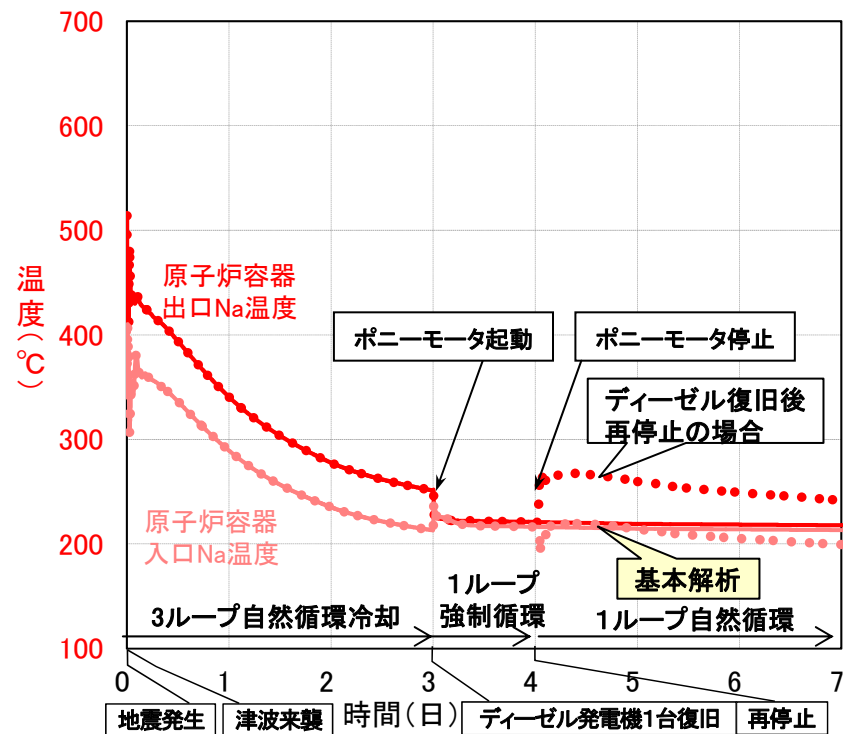


原子炉容器出入口ナトリウム温度

- 低温停止後の非常用ディーゼル発電機復旧しない(強制循環に戻さない)場合でも、低温停止状態を維持できる

## 4. 各種条件解析

### (5-②)非常用ディーゼル発電機復旧後再停止の解析結果



原子炉容器出入口ナトリウム温度

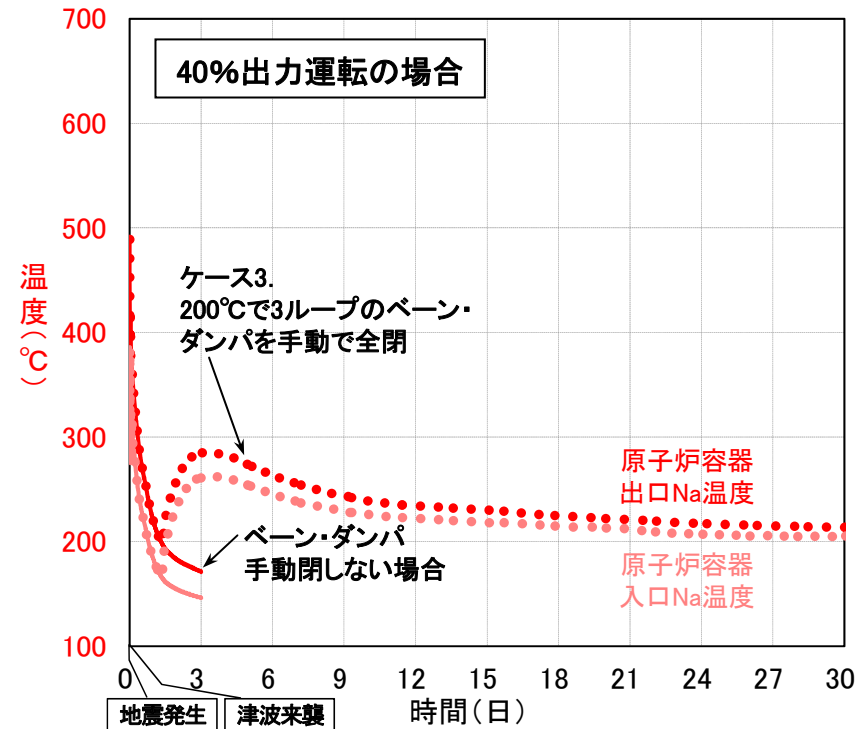
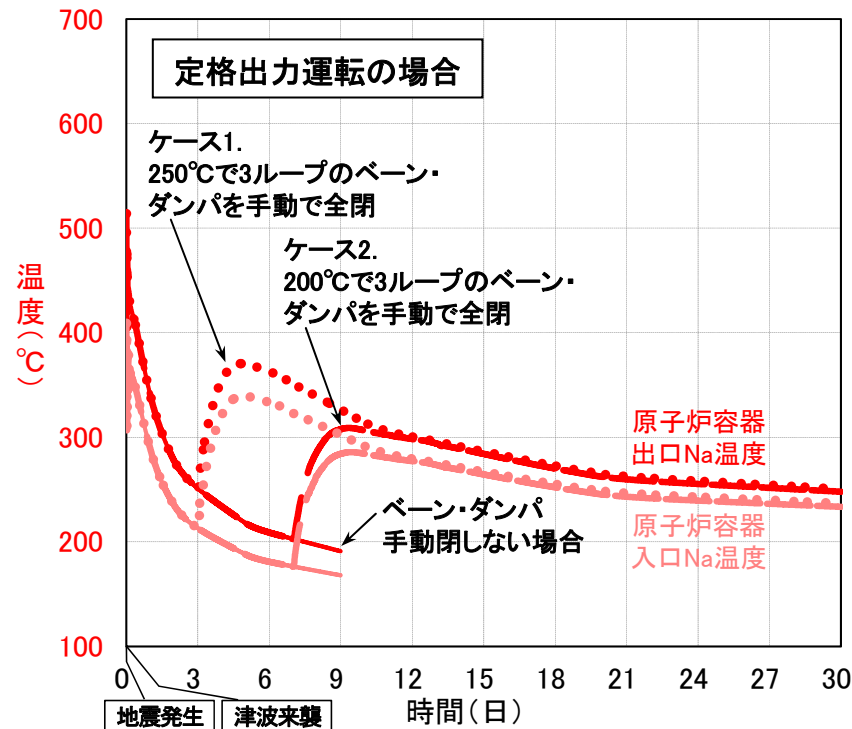
- 非常用ディーゼル発電機が再停止し1ループ自然循環※に入っても、崩壊熱は低く過度の温度上昇は無い

※残り2ループは1ループ強制循環時の逆止弁開による循環停止が継続

## 4. 各種解析条件

### (6.Na凍結による流路閉塞排除の解析結果)

低温停止後、空気冷却器の入口ベーン及び出入口ダンパを手動で閉止



原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ手動開閉により冷却材の降温を遅らせることは可能
- 冷却材温度変化は緩慢であり、手動開閉に時間余裕がある。閉塞しないよう非常用ディーゼル発電機の復旧等による予熱ヒータの電源確保にも時間余裕がある

## 4. 各種条件解析(解析結果のまとめ1/2)

項目	解析ケース名	最高温度(°C)(全交流電源喪失後)				
		燃料	被覆管	炉心部 Na	原子炉容器 出口Na	原子炉容器 入口Na
1.プラント 初期状態	1-① 定格出力 (崩壊熱大)	約700	約680	約680	約490	約400
	1-② 出力40%	約540	約530	約530	約410	約380
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻 (9分後)	約740	約730	約730	約490	約410
	2-② 外気温度(40°C)	約690	約670	約670	約480	約400
3.機器故障	3-① 蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	約680	約670	約670	約510	約420
	3-② 空気冷却器入口ペーン 出口タンパ「開」失敗	約730	約710	約710	約500	約440
4.電源車繋 ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	約680	約670	約670	約480	約400
5.非常用 ディーゼル 発電機復旧	5-① 復旧しない	約680	約670	約670	約480	約400
	5-② 復旧後再停止	約680	約670	約670	約480	約400
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	約680	約670	約670	約480	約400
「事故」評価の判断基準		炉心は大きな損傷に至ることなく、 かつ十分な冷却が可能であること			<650	<650
「運転時の異常な過渡変化」評価 の判断基準		融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(目安)	<600	<588

□ :各種条件解析結果  
中での最高温度

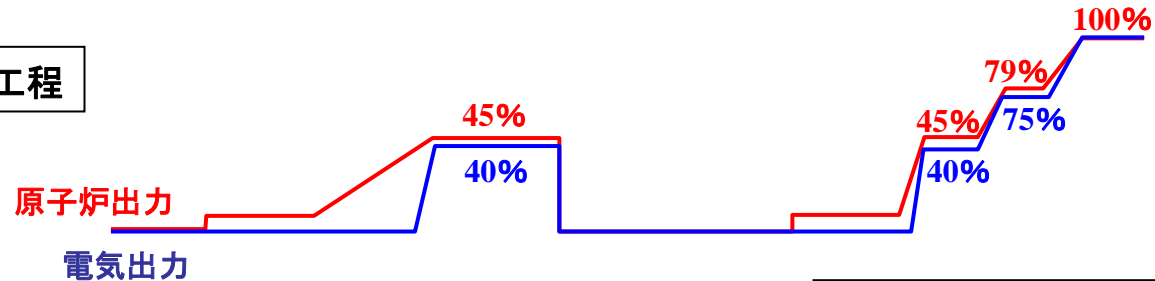
## 4. 各種条件解析(解析結果のまとめ2/2)

項目	解析ケース名	低温停止
1.プラント 初期状態	1-① 定格出力 (崩壊熱大)	・自然循環(約8日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	1-② 出力40%	・自然循環(約1日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻 (9分後)	・自然循環(約3日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	2-② 外気温度(40℃)	・自然循環(約5日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
3.機器故障	3-① 蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	・自然循環(約6日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	3-② 空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ「開」失敗	・自然循環(約6日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
4.電源車繋 ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	・基本解析結果と変わらない
5.非常用 ディーゼル 発電機復旧	5-① 復旧しない	・3ループ自然循環で低温停止を維持可能
	5-② 復旧後再停止	・再停止による1ループ自然循環で低温停止を維持可能
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	・閉塞するまでに時間余裕があり、低温停止を維持可能

➤ 自然循環冷却に影響する解析条件を変化させても、「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準をも下回り、低温停止に至ることを確認

➤ 空気冷却器ベーン・ダンパ手動開閉により、冷却材温度低下は緩やかとなり低温停止を維持可能

## 試験概略工程



総合機能試験及び  
プラント特性予備試験

40%出力プラント  
確認試験

出力上昇試験

1次系及び2次系、各々  
で自然循環を模擬した  
試験を実施済

模擬試験で  
確認した内容

- ①1次主冷却系統  
の自然循環特性
- ②2次主冷却系統の  
自然循環特性
- ③空気冷却器自然  
通風による除熱特性

### 1. 自然循環運転に必要な系統・設備の特性把握

自然循環時のプラント状態を予測するために、原子炉トリップ後の炉心崩壊熱減衰、1次系・2次系ポンプトリップによる流量コーストダウン特性、主冷却系の伝熱特性、空気冷却器の除熱特性を把握し、予測解析コードを整備する。

### 2. 試験を安全に進めるための準備

制御系の調整設定を行い、系統・設備の特性を十分に把握した上で、試験手順、試験中止条件等、自然循環試験の検討を行う。

### 自然循環試験

性能試験において、  
自然循環試験を計画

試験で確認  
する内容

- ①自然循環  
冷却能力
- ②自然循環  
運転特性、等

➤ 性能試験において、自然循環運転に必要な系統・設備の特性を十分に把握するとともに、制御系の調整を済ませた上で、自然循環試験の実施を計画している

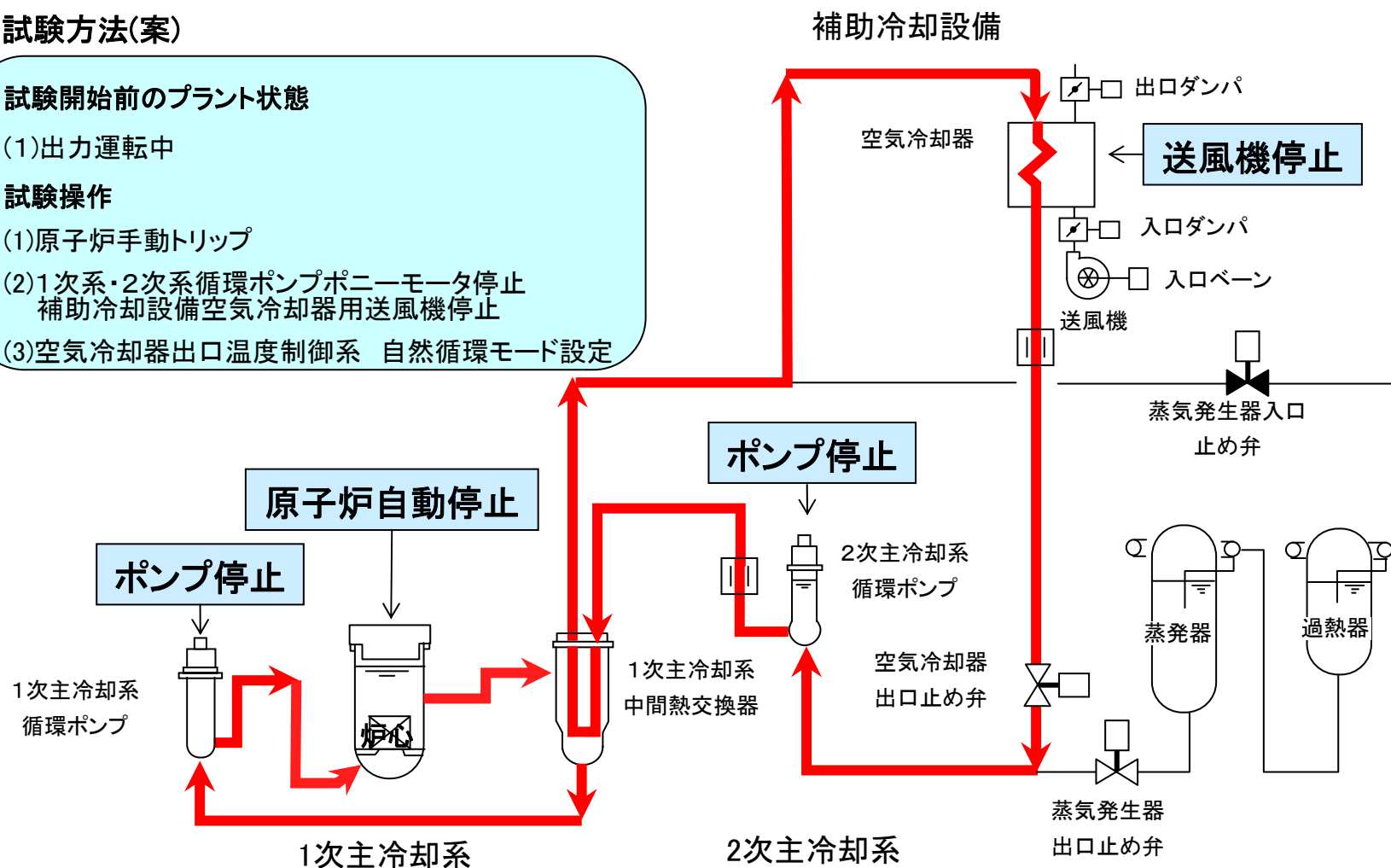
## 試験方法(案)

### 試験開始前のプラント状態

(1)出力運転中

### 試験操作

- (1)原子炉手動トリップ
- (2)1次系・2次系循環ポンプポニーモータ停止  
補助冷却設備空気冷却器用送風機停止
- (3)空気冷却器出口温度制御系 自然循環モード設定

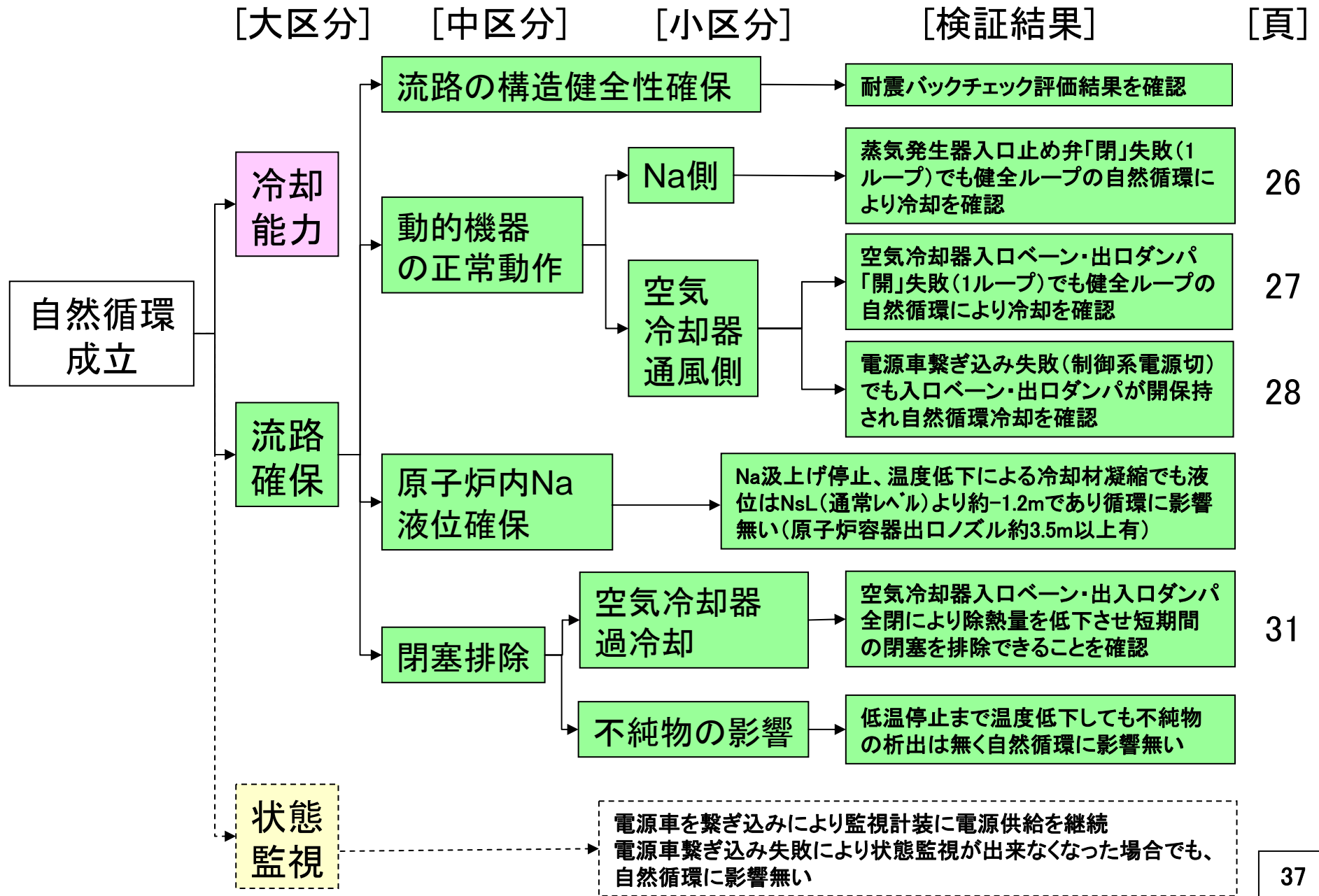


➤ 試験(計画中)は、出力運転中に原子炉手動トリップにより原子炉自動停止させ、3ループの1次系・2次系循環ポンプ停止、空気冷却器送風機停止により、自然循環運転に移行し、冷却能力及び運転特性を把握

# 6. まとめ(自然循環成立の分析結果1/2)

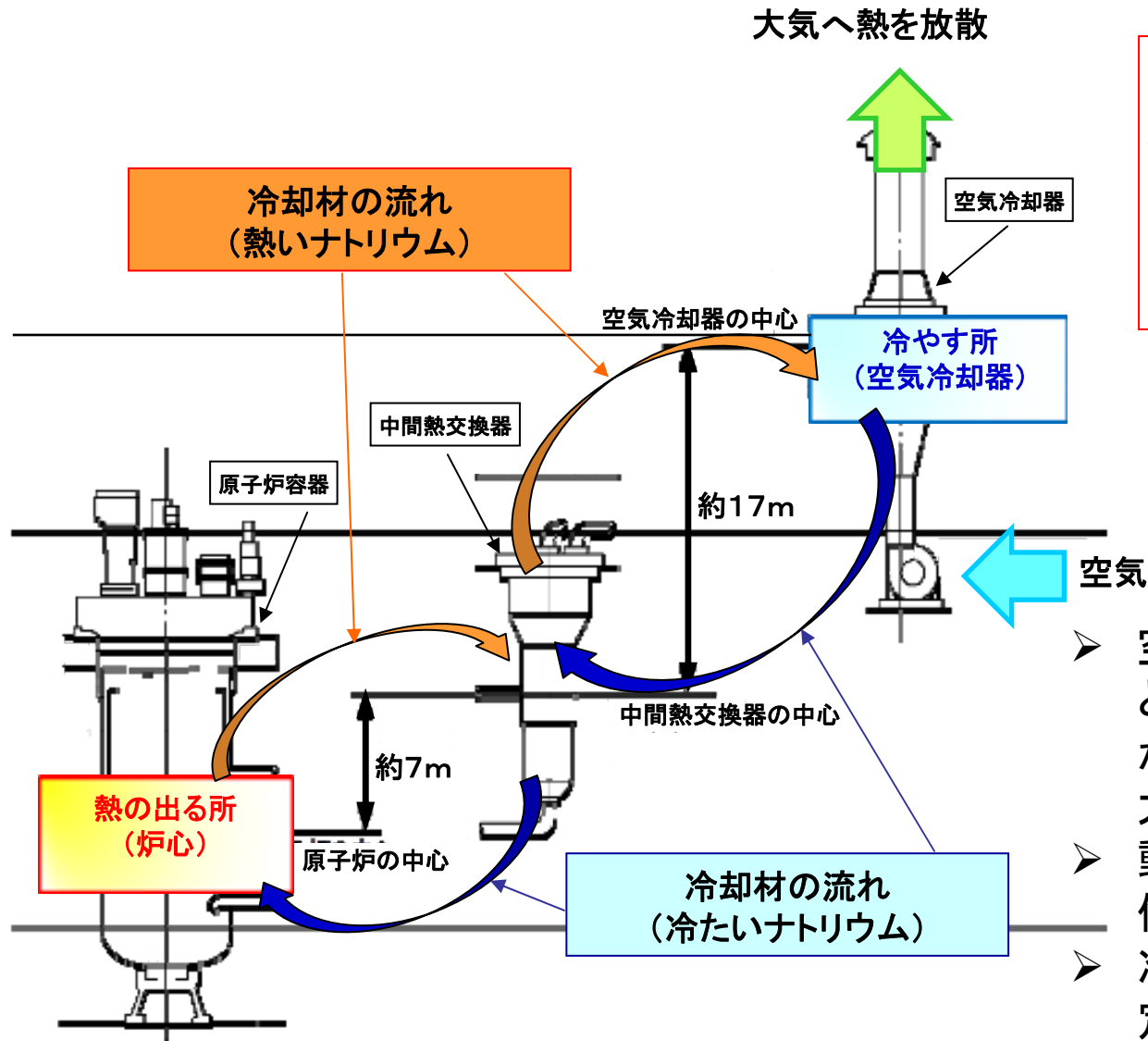
	[大区分]	[中区分]	[小区分]	[検証結果]	[頁]
自然循環成立	冷却能力	炉心崩壊熱	伝熱中心の高低差	炉心から空気冷却器まで約24mの高低差で設計・製作を確認	40
			初期出力	初期出力、炉心崩壊熱が変わった場合でも自然循環成立することを確認	23
			燃焼期間		
	流路確保	空気冷却器除熱	自然循環除熱移行時期	津波来襲時間(自然循環移行時期)が変化しても自然循環成立することを確認	24
			入口空気温度変化	もんじゅ地区の年間大気条件により自然循環成立を確認	25
			実機試験評価	1次系、2次系自然循環模擬試験により自然循環流路成立を確認	34
		出力状態からの自然循環により炉心崩壊熱除去できること計画中		35	
		低温停止の維持	電源復旧の有無	非常用ディーゼル発電機復旧できない場合でも自然循環により低温停止状態を維持できることを確認	29
	復旧した非常用ディーゼル発電機が停止した場合でも自然循環が再開し低温停止状態を維持できることを確認			30	
	状態監視				

# 6. まとめ(自然循環成立の分析結果2/2)



- 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉心冷却について、以下を確認し、「もんじゅ」は長期にわたる自然循環運転により炉心の崩壊熱を除去できることを示した。
  - ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、ナトリウム自然循環によって炉心が冷却され低温停止に至ることを確認した。
  - ②ナトリウム自然循環成立の要因を分析し、自然循環による冷却の成立性可否に影響する想定を洗い出した。
  - ③冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析の結果、ナトリウム自然循環により炉心及び原子炉バウンダリの健全性は確保され、低温停止に至ることを確認した。

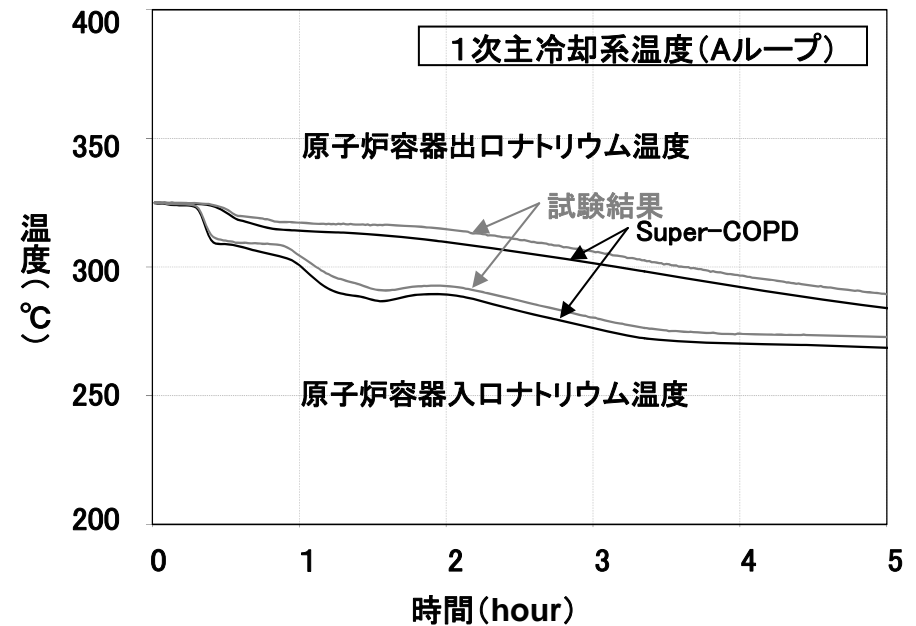
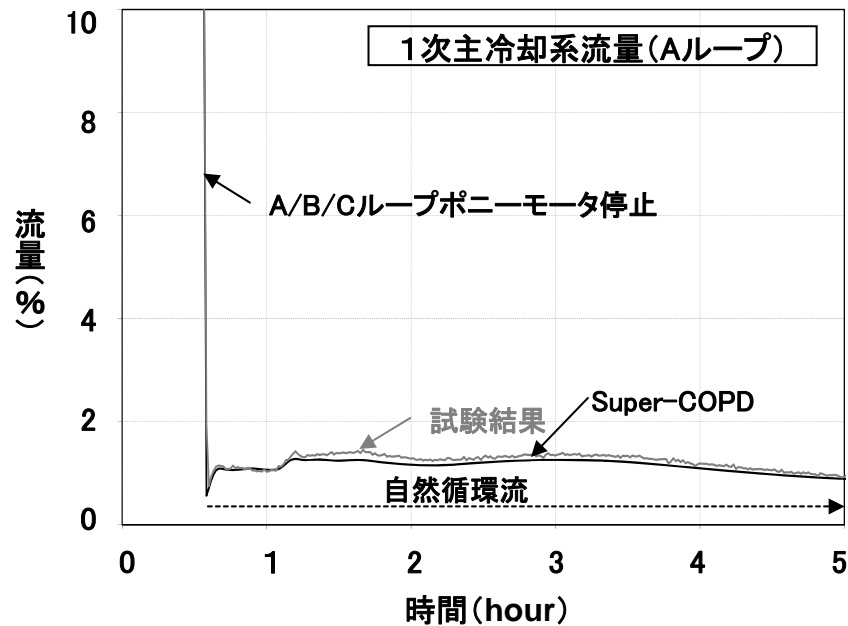
以下、参考資料



炉心と中間熱交換器、中間熱交換器と中間熱交換器と空気冷却器、それぞれの伝熱中心高さの差を適切に取ることで、長期にわたる自然循環除熱能力を有す。「もんじゅ」では、自然循環運転にて原子炉の崩壊熱除去が可能。

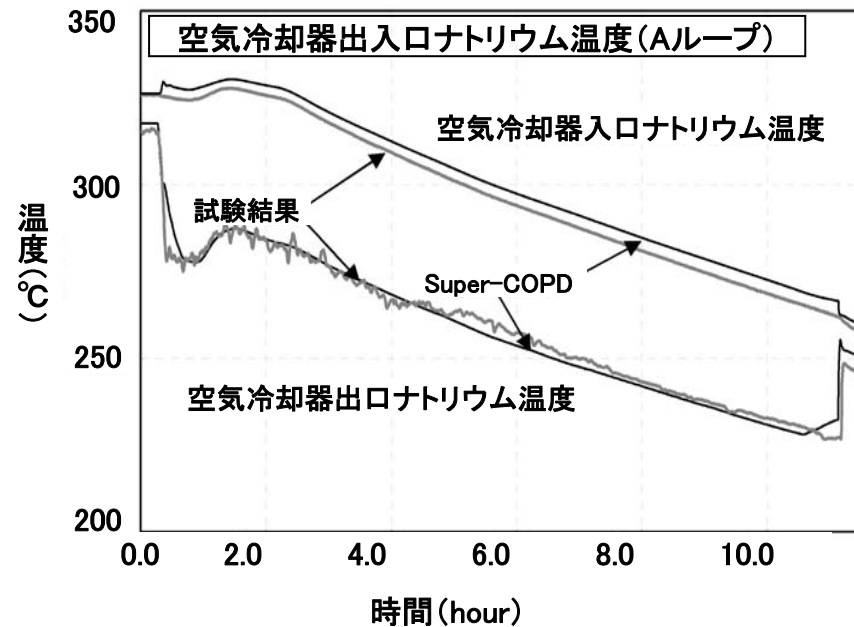
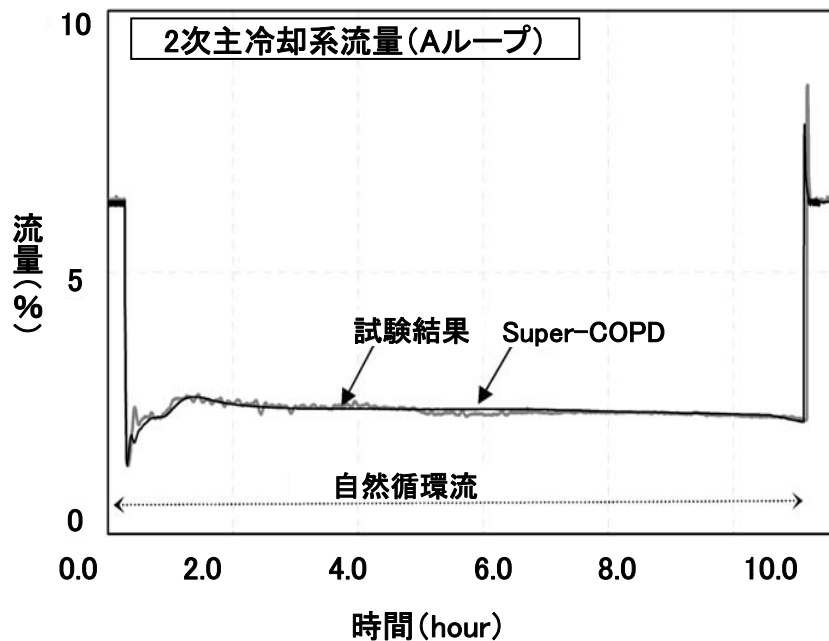
- 空気冷却器を最終除熱源とすることから高所配置が可能で、伝熱中心差を大きくとることが可能。
- 動的機器が少ないので、信頼性が高い。
- 冷却材が单相なので、安定して循環し易い。

## 平成5年2月に実施した1次主冷却系自然循環予備試験 によるSuper-COPDの検証



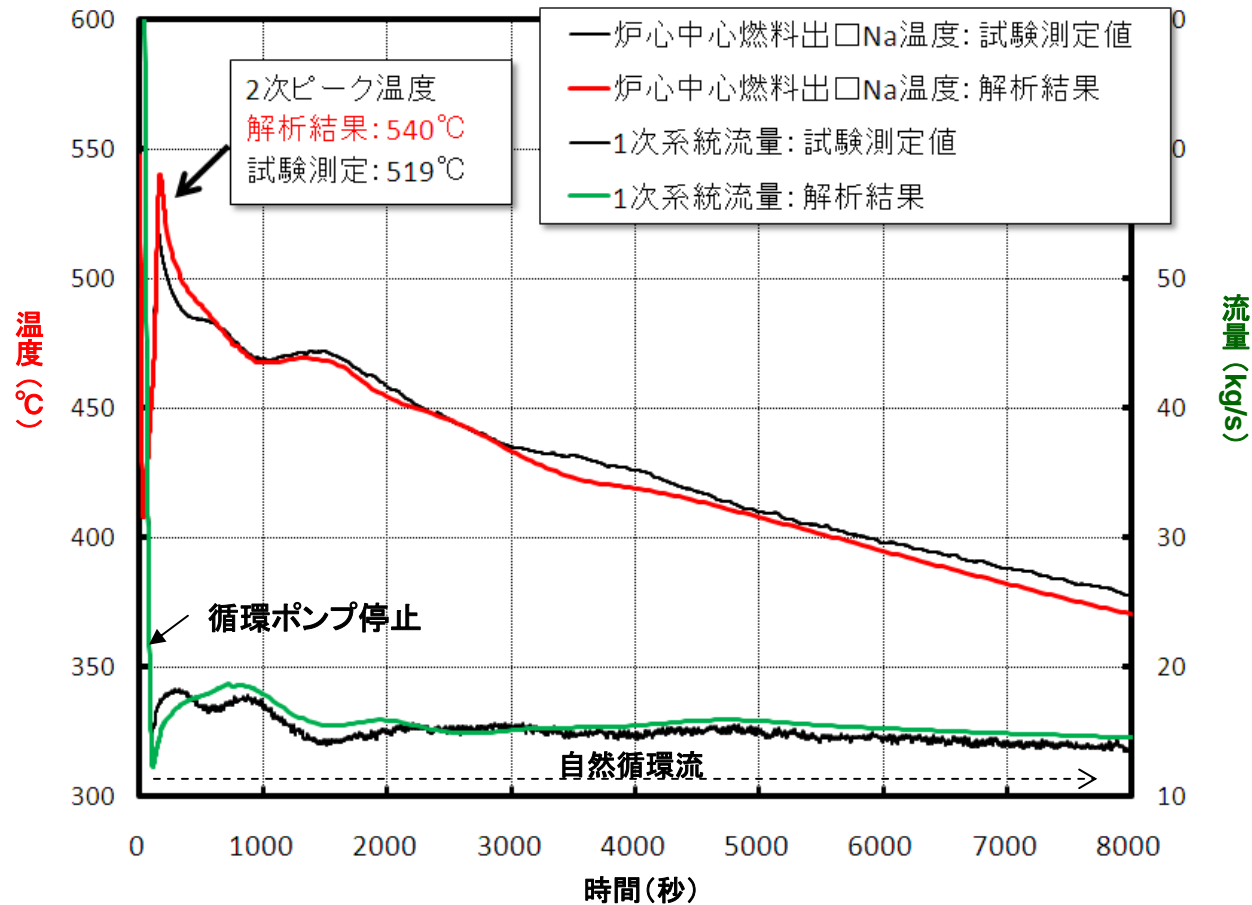
➤ 1次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

## 平成5年3月に実施した2次主冷却系自然循環予備試験 によるSuper-COPDの検証



➤ 2次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

## 「常陽」MK-II 自然循環試験(昭和61年10月) によるSuper-COPDの検証



- 自然循環開始直後に炉心流量が最も低下し、出口部最高温度出現を確認
- 炉心流量領域毎の熱計算・流動計算の基本解析モデルを検証