

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3回議事次第

1. 開催日時： 平成 23 年 9 月 30 日(金) 12:30～14:30
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2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)福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について
 - (3)福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の燃料池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 2 回審議の議事概要（案）

平成 23 年 9 月 30 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 7 月 27 日（水）12：00～14：00

開催場所：敦賀本部 アトムプラザ 2 F アトムホール

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 川口 悦生 核燃料サイクル室長
西田 亮三 敦賀原子力事務所長
原子力機構 野村 茂雄 理事・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
弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 技術部長
大平 博昭 FBR プラント工学研究センター
プラント特性評価グループリーダー

議事概要：

①第 1 回審議の議事概要（案）

事務局から、第 1 回審議の議事概要（案）説明し、議事概要として了承された。

②委員のご意見に対するご回答について

事務局から、蒸気発生器の耐震評価結果等、第 1 回委員会の委員のご意見に対して回答した。

委員からは、

- ・ 耐震評価の評価基準値

について質問がなされ、これについて回答し、了解された。

③高速増殖炉の自然循環実績について

原子力機構から、世界各国の高速増殖炉における自然循環試験実績について紹介し、米、仏、独、英の全先行炉で冷却材の自然循環による崩壊熱除去を確認したこと、特に、もんじゅと同じループ型炉では、ほぼ定格出力運転からの自然循環による崩壊熱除去を確認しており、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ことを説明した。

委員からは、

- ・ 自然循環への影響の観点からの米国 FFTF ともんじゅの違い
- ・ 米国 FFTF の試験結果ともんじゅの基本解析結果との違い
- ・ 自然循環が成立しなかった事例の有無
- ・ 米国、仏国の解析モデルと日本の解析モデルとの違い

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。

④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

原子力機構から、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説明した。

- 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。
- 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こと。
- 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。

委員からは、今回の評価の条件下では、種々の状況が変わっても自然循環が成立することとは確認出来たという意見が出されるとともに、

- ・ 計装用電源がなくなった場合の状態監視の可能性
- ・ 手動による弁操作のアクセス時間とルート
- ・ 想定している不純物
- ・ 送電線の鉄塔の強度
- ・ 単相流の維持

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、

- ・ 自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。
- ・ 最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。

- ・ 各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。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。

⑤委員長まとめ

以上の審議結果を踏まえ、第2回委員会の結論として、委員長から以下の通りまとめがあった。

- もんじゅでは自然循環除熱が設計で取り入れられており、流路が確保されている限り、炉心について自然循環流が確保されることを確認した。すなわち、全交流電源喪失が起こっても自然循環は確保される。
- したがって、炉停止後、自然循環がある限り、崩壊熱の除去がなされ、炉心溶融は起こらないと言える。
- 前回、様々な要因を検討し、それらを系統的に分析して、自然循環の成立を確認する必要があるとの意見に対して、機構は系統的に検討し、可能性は低い懸念される要因を抽出し、そのような要因に対しても自然循環により除熱できることを確認したと考えている。

⑥次回の審議予定について

次回は今回の委員のご意見に対するご回答と、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の冷却性について審議する予定となった。

以 上

委員のご意見に対するご回答

平成23年9月30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

ご意見ご回答リスト

No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。	第2回	本資料p.3-13
2	最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。	第2回	本資料p.14-15
3	各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。	第2回	本資料p.16-20

【ご回答No.1】

自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。

⇒ 解析まとめ表に、前提条件（流路の構造健全性確保等）を明示しました。

機器故障による冷却可能ループ数の減少も追加解析し、自然循環による冷却能力を確認しました。

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)					:各種条件解析結果 中での最高温度
		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 1ループの蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	約680	約670	約670	約510	約410	
	3-② 1ループの空気冷却器入口 ベーン出口ダンパ「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	

(注)流路の構造健全性は確保されていることを前提

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 1ループの蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	・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
	3-② 1ループの空気冷却器入口 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

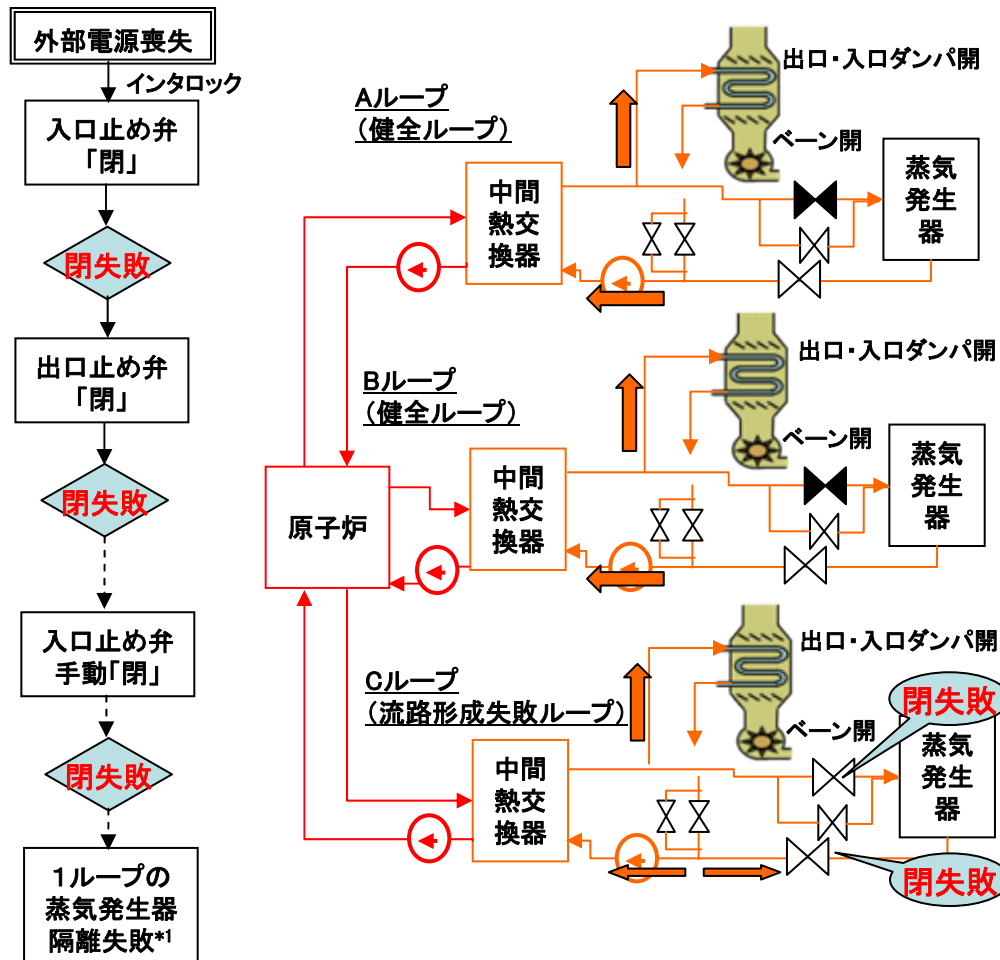
- 流路の構造健全性は確保されることを前提として、自然循環冷却に影響する解析条件を変化させても、「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準をも下回り、低温停止に至ることを確認
- 空気冷却器ベーン・ダンパ手動開閉により、冷却材温度低下は緩やかとなり凍結せず低温停止を維持可能

4. 各種条件解析

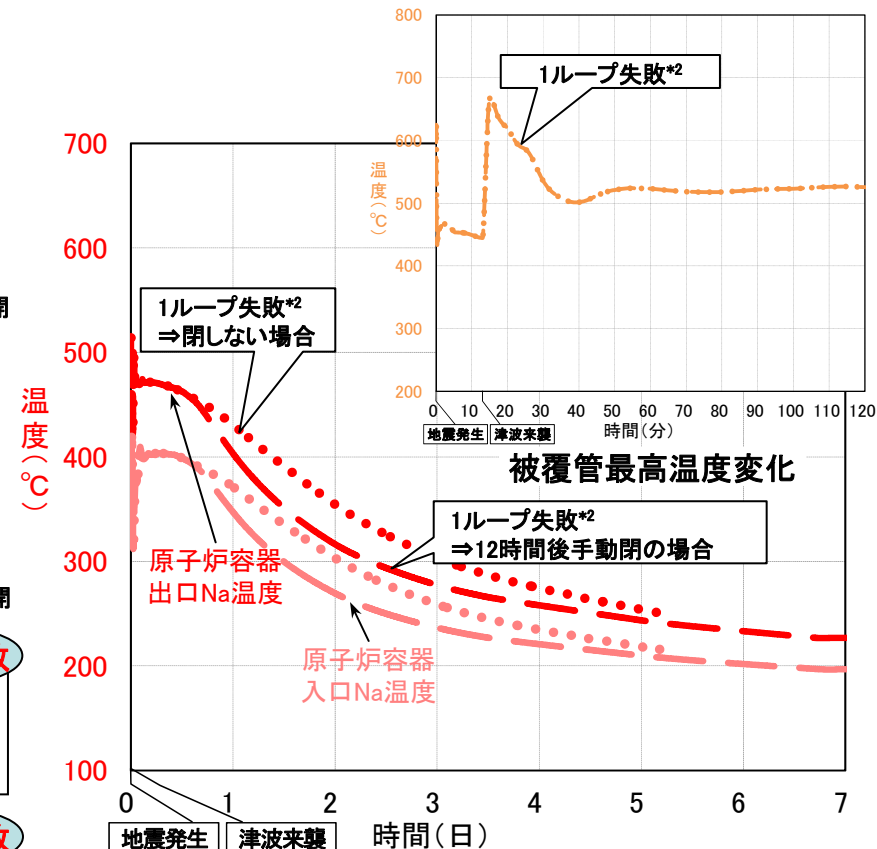
3-①蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗の解析

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: 蒸気発生器隔離に失敗しても、全電源喪失信号(13分後)により、空気冷却器の入口ベーン、出口・入口ダンパ、止め弁はそれぞれ開き、空気冷却器側の流路は形成される。



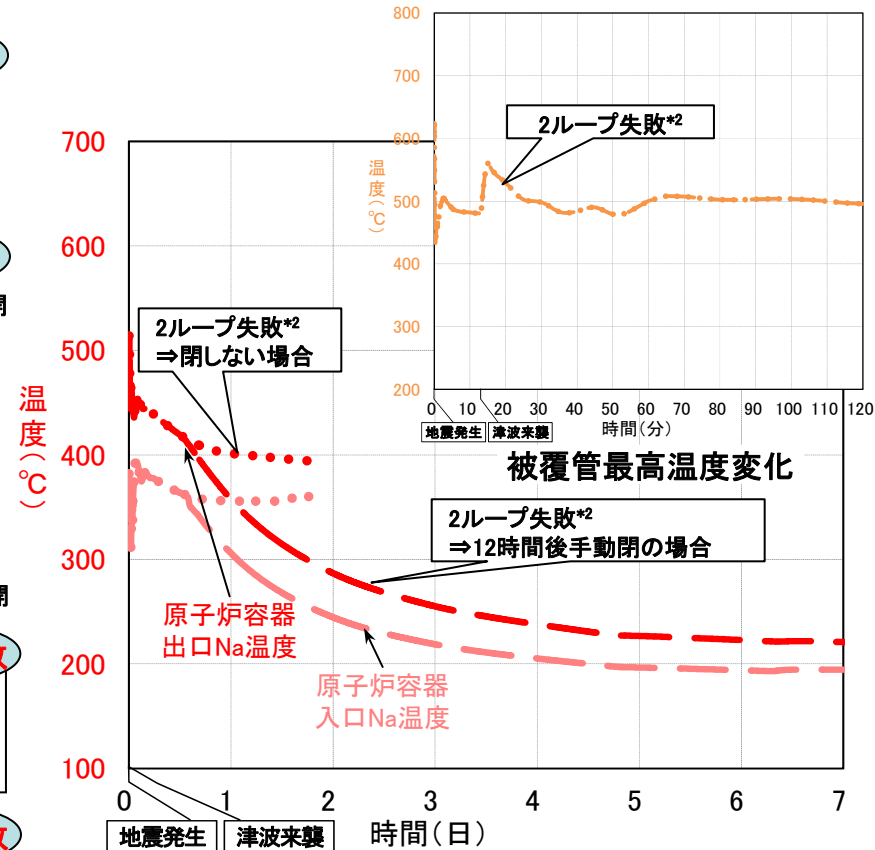
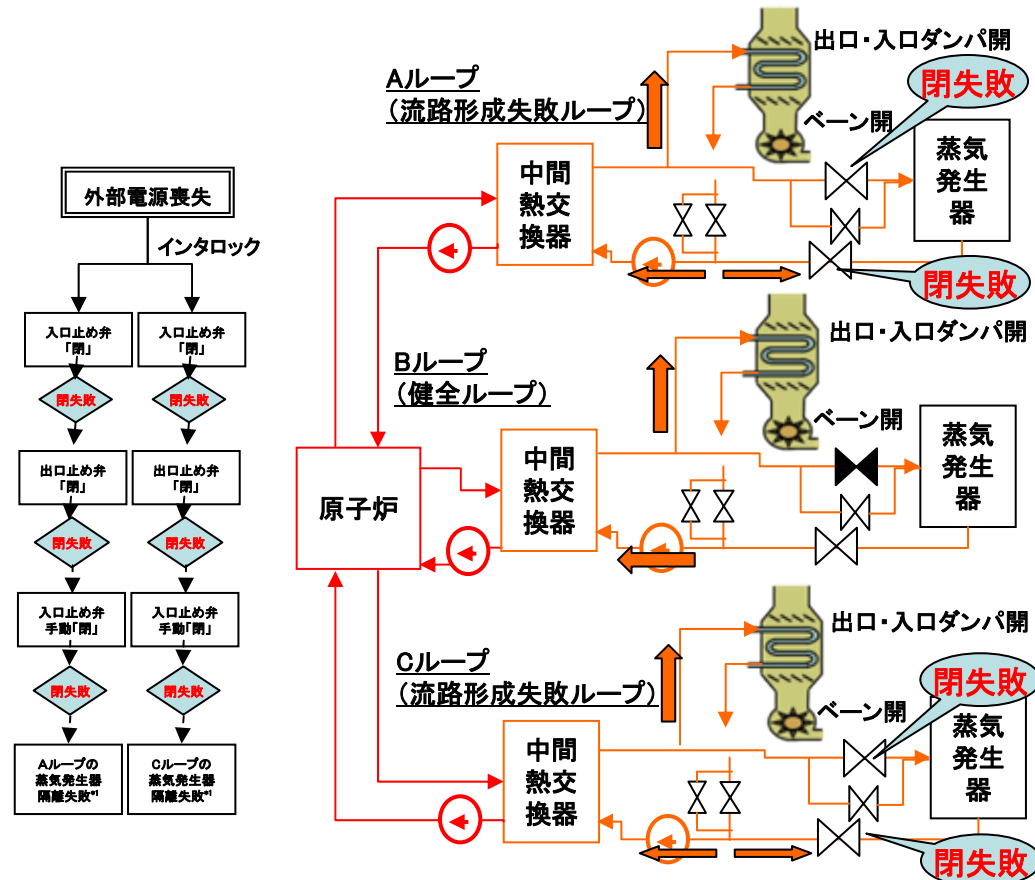
原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 蒸気発生器入口止め弁「閉」に失敗しても、蒸気発生器出口止め弁が「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、弁駆動部の保温材を取外し、手動により閉可能)
- 敢えて、蒸気発生器入口・出口止め弁の両方とも「閉」失敗(1ループ)と仮定しても、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

4. 各種条件解析

(3-①蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗(2ループ)の解析結果)



*1: 蒸気発生器隔離に失敗しても、全電源喪失信号(13分後)により、空気冷却器の入口ベーン、出口・入口ダンパ、止め弁はそれぞれ開き、空気冷却器側の流路は形成される。

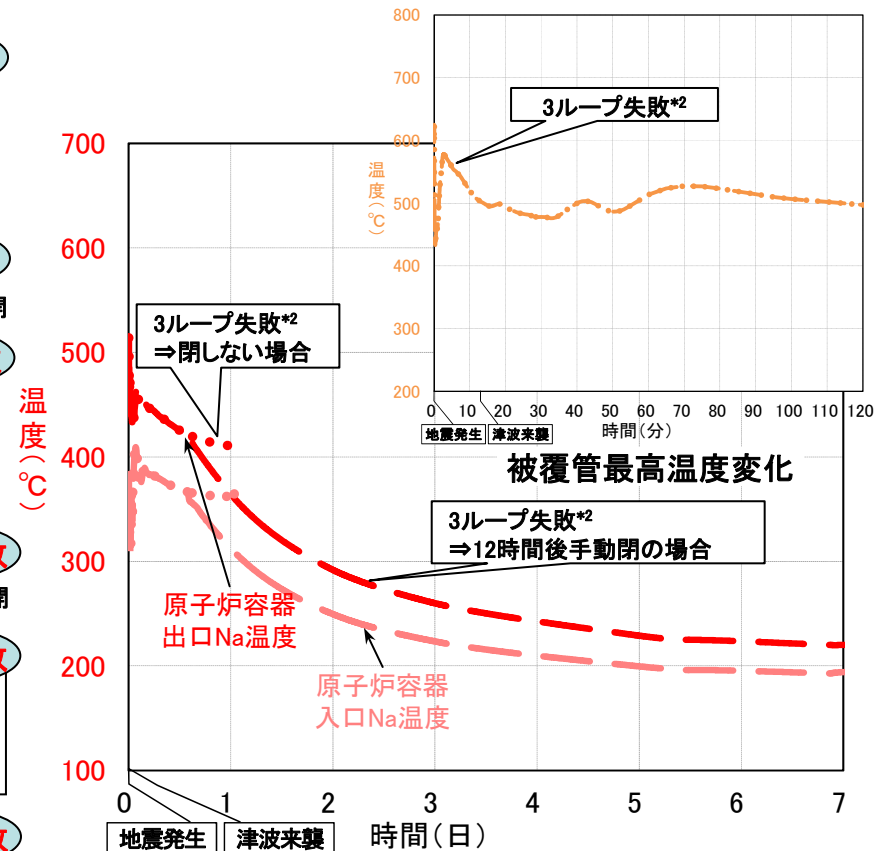
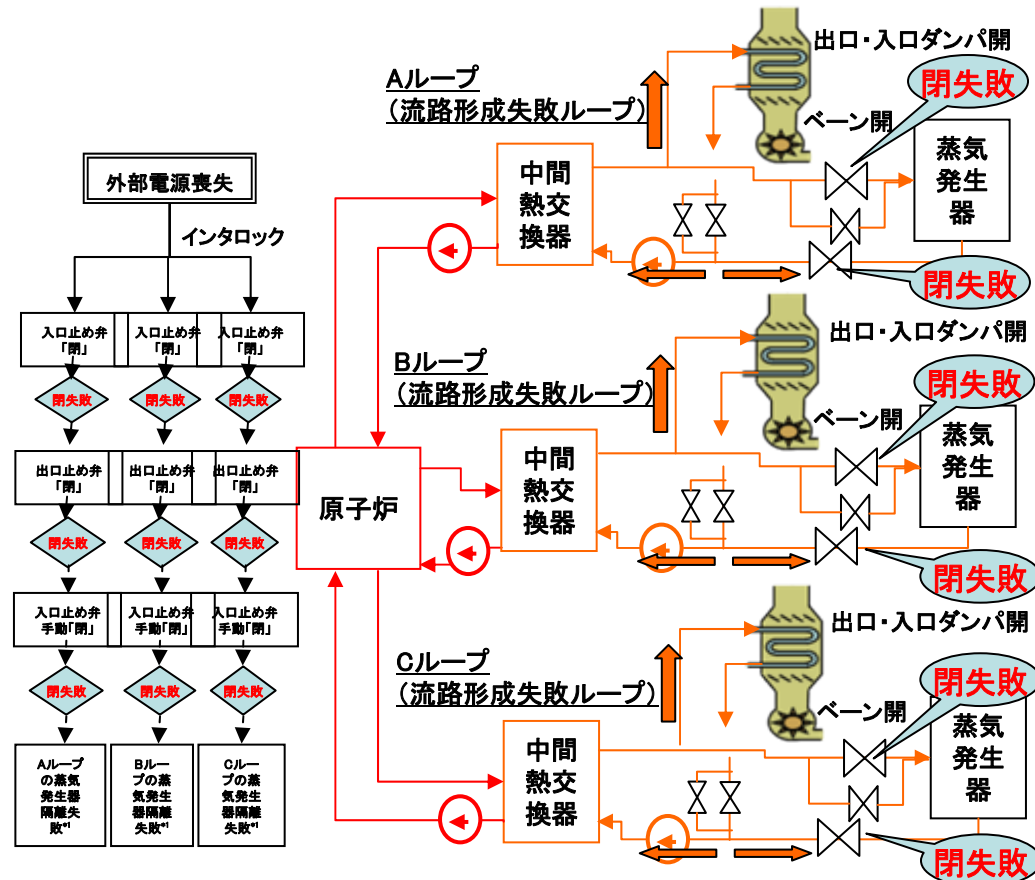
原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 2ループの蒸気発生器隔離失敗を仮定しても、1ループによる自然循環冷却に加え、隔離失敗ループによる自然循環が炉心冷却に寄与し、温度上昇に至ることはない
- 長時間の冷却においては、蒸気発生器入口止め弁の手動による閉操作によって自然循環流動を安定化させることができる(操作には時間余裕がある)

4. 各種条件解析

(3-①蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗(3ループ)の解析結果)



原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*1: 蒸気発生器隔離に失敗しても、全電源喪失信号(13分後)により、空気冷却器の入口ベーン、出口・入口ダンパ、止め弁はそれぞれ開き、空気冷却器側の流路は形成される。

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

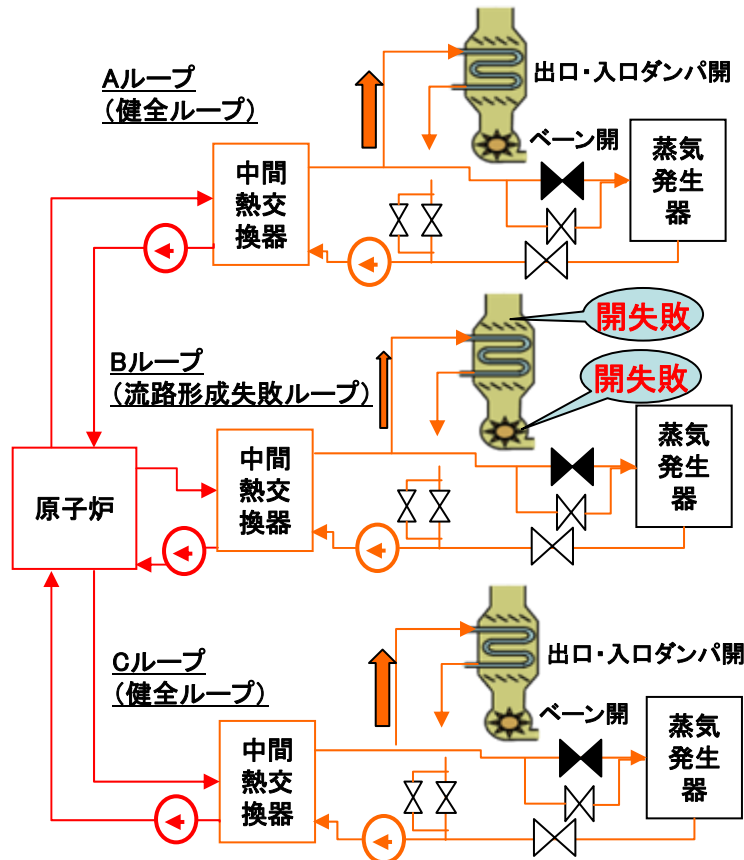
- 3ループの蒸気発生器隔離失敗を仮定しても、隔離失敗ループによる自然循環が炉心冷却に寄与し、温度上昇に至ることはない
- 長時間の冷却においては、蒸気発生器入口止め弁の手動による閉操作によって自然循環流動を安定化させることができる(操作には時間余裕がある)

4. 各種条件解析

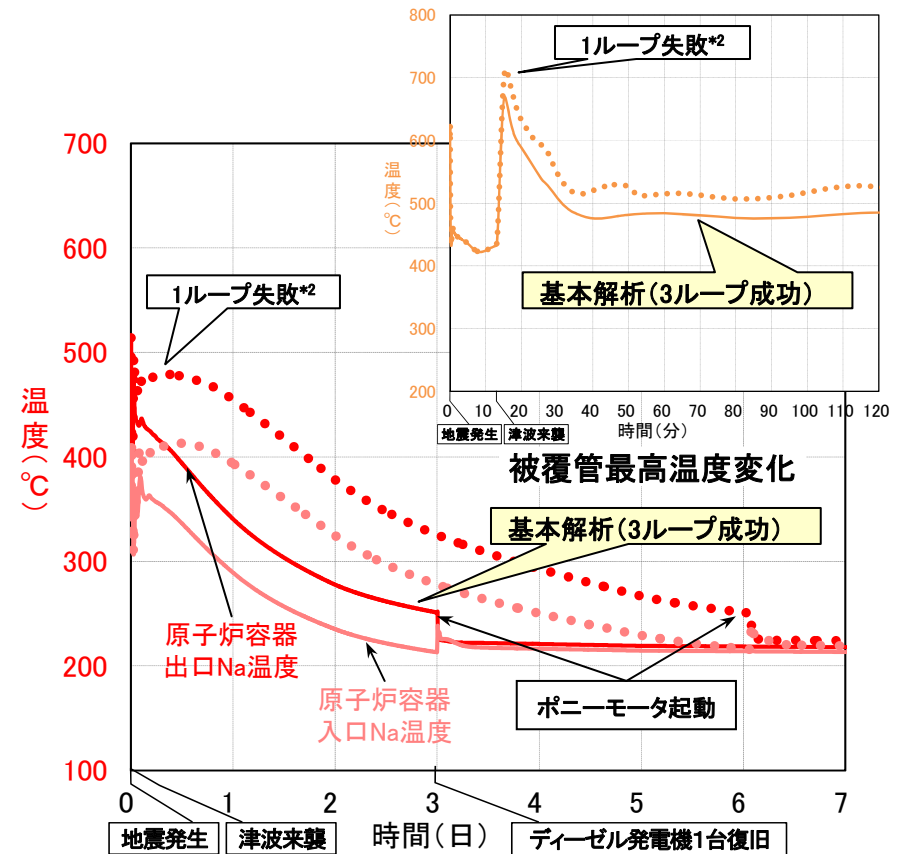
3-②空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「開」失敗の解析

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。



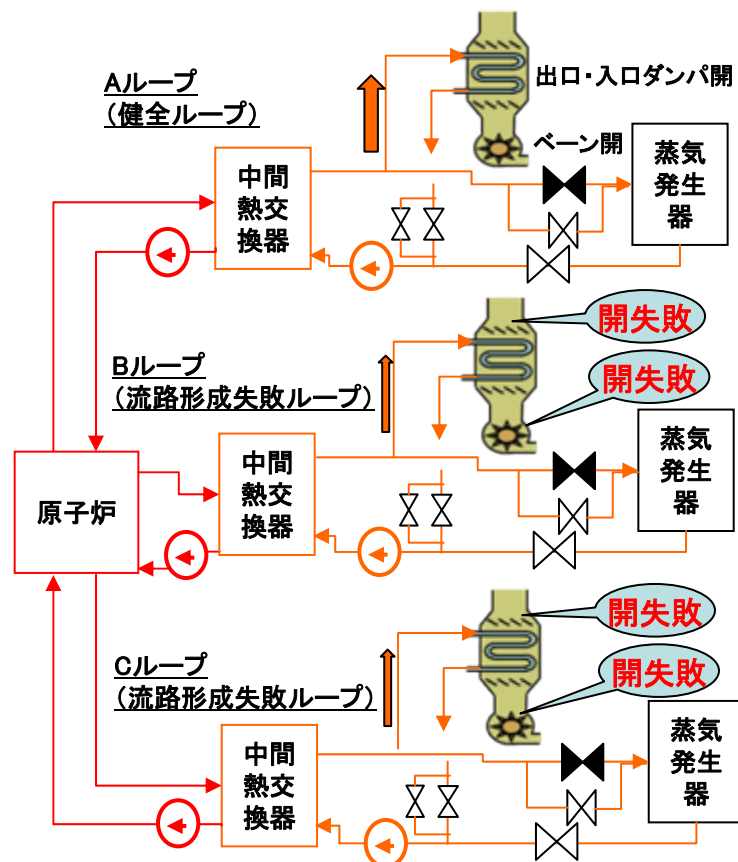
原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

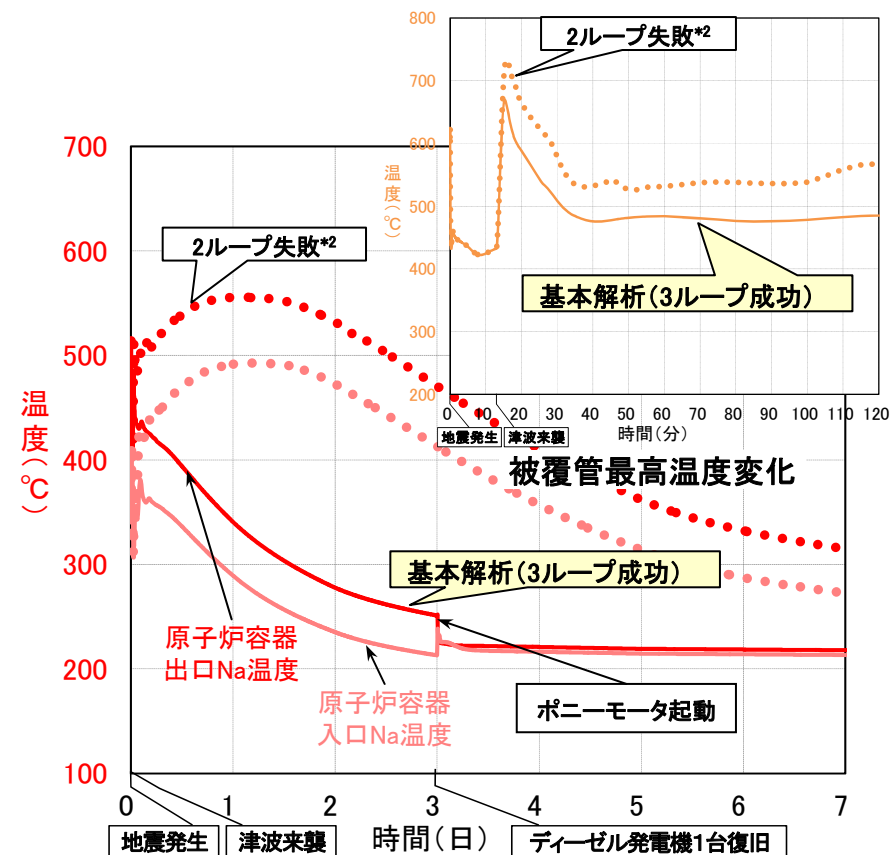
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは、常に使える直流電源で動作し、手動でも開閉可能であるが、それでも「開」失敗を仮定した場合、空気冷却器による自然通風冷却による除熱が行えなくなる
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「開」失敗(1ループ)を仮定しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

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(2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。



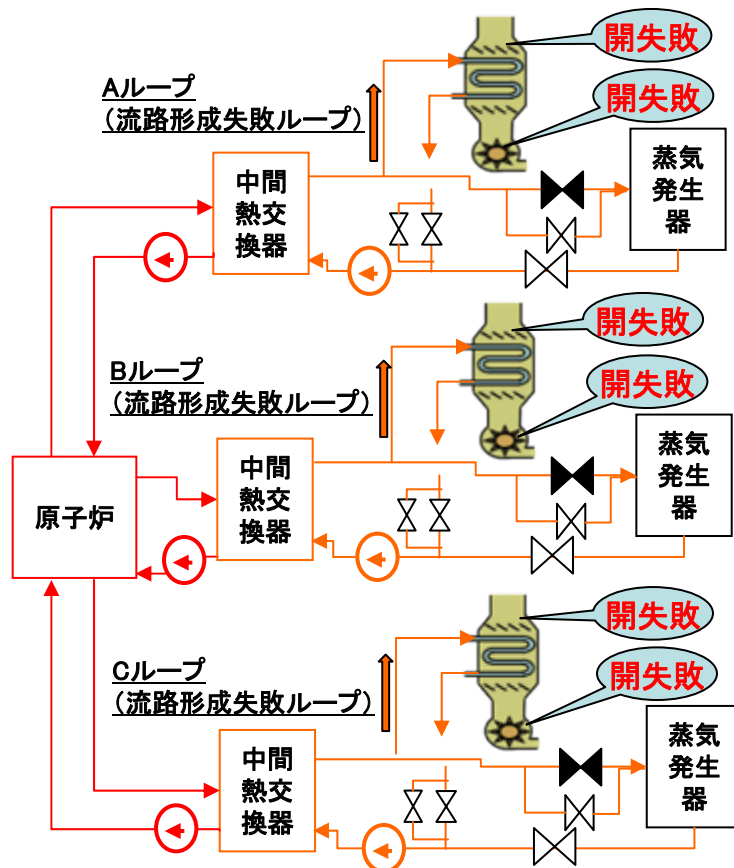
原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*2:基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

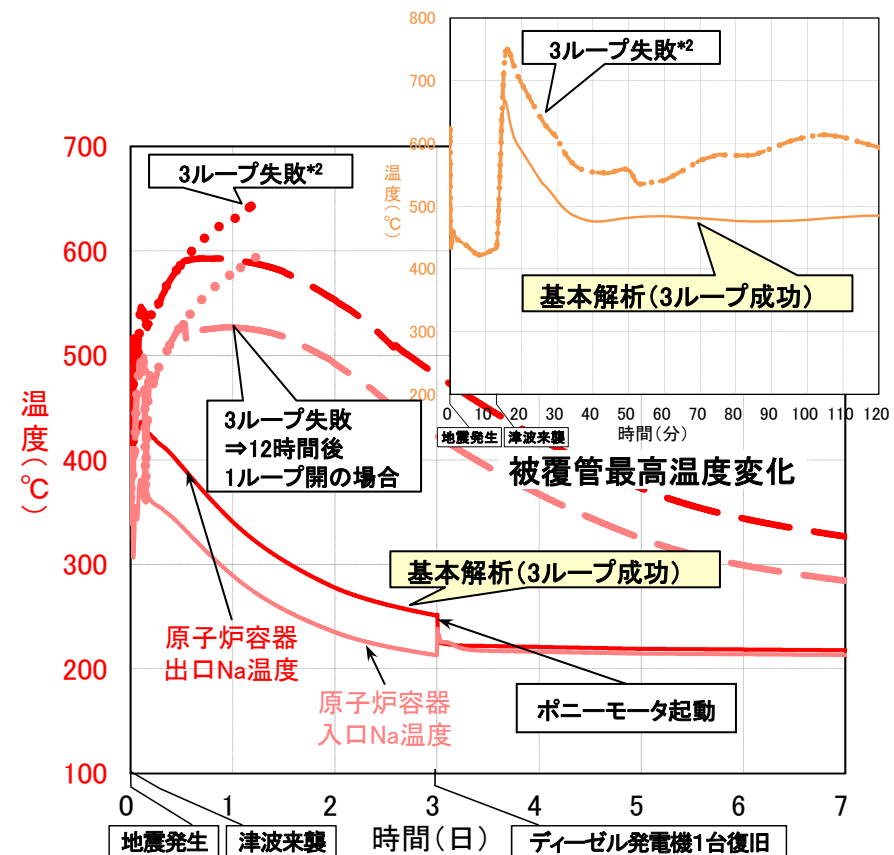
- 2ループの空気冷却器の通風流路形成失敗を仮定しても、他の1ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

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(3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(Aループ)

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- たとえ、3ループの空気冷却器起動失敗を仮定しても、空気冷却器入口ベーン、出口ダンパを手動開(約30時間まで)し、1ループの流路を確保すれば、自然循環冷却により低温停止に至ることができる

【ご回答No.2】

最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。

全交流電源喪失により換気空調設備も停止するため、配管や容器内のナトリウム温度と雰囲気温度の差により、徐々に、雰囲気や構造物の温度は上昇するが、次のことから、コンクリート温度の上昇はゆるやかである。

- ・炉心の崩壊熱は自然循環によるナトリウム循環で空気冷却器による空気で除熱。
- ・1次主冷却系循環ポンプ等の運転も停止することによる機器の発熱がなくなる。
- ・ナトリウム配管や機器、容器、壁には保温材を設置。

一例として、換気空調設備停止を想定した場合の格納容器内の温度変化を評価した例（但し、原子炉停止後の冷却はポニーモータ運転による強制循環冷却）によると、雰囲気温度に伴いコンクリート温度もあがるが断熱材があるため、停止後の温度変化はゆるやかであり、10日以上経過しても、コンクリート表面でも100℃以下である。

なお、「もんじゅ」用コンクリートに対して91日間、175℃で加熱試験を実施した結果※、有意な強度低下はなかった。

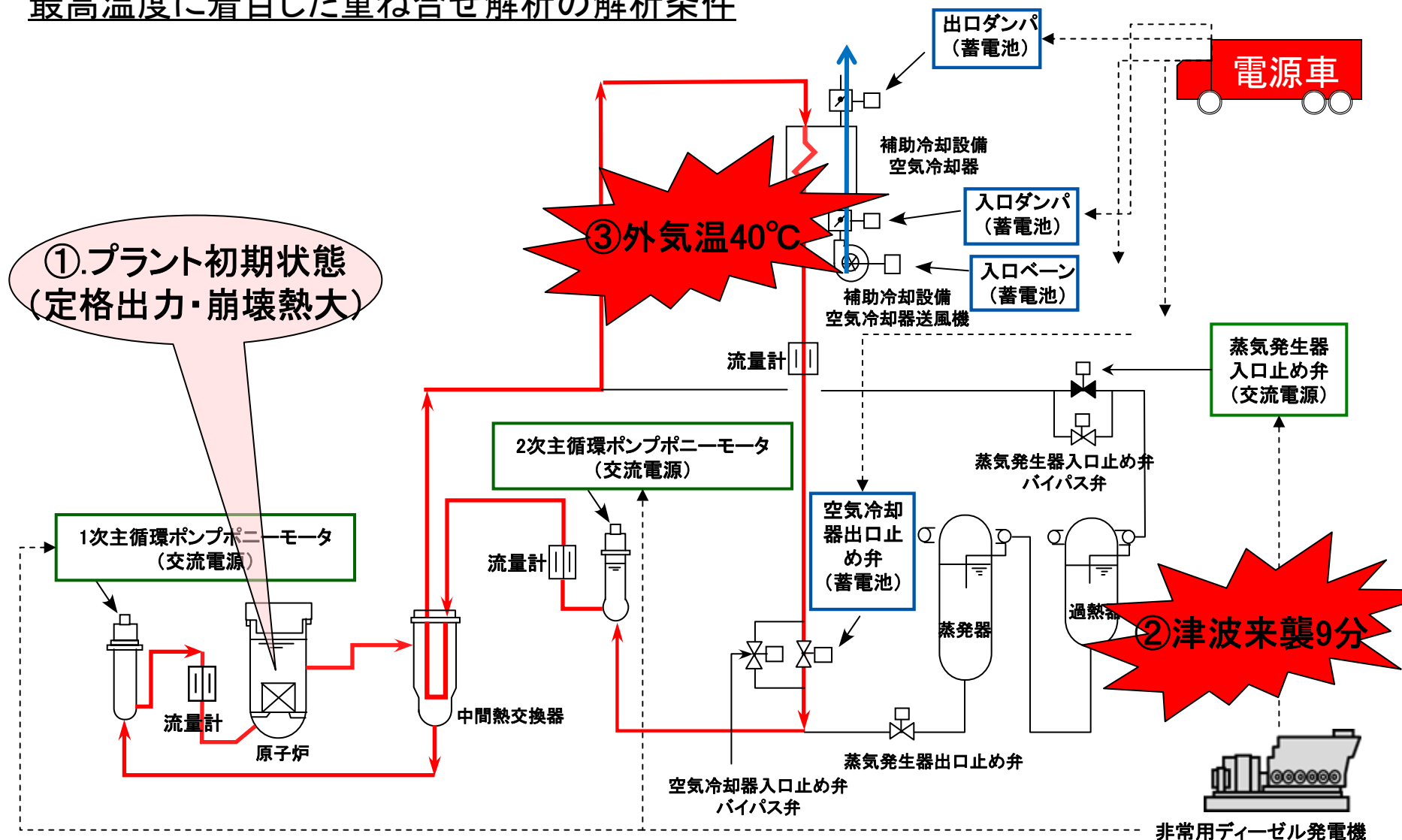
※ 動力炉・核燃料開発事業団、「高温コンクリートの強度試験」、PNC TN241 85-07

【ご回答No.3】

各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。

A. 最高温度に着目した重ね合せ解析(1/2)

最高温度に着目した重ね合せ解析の解析条件

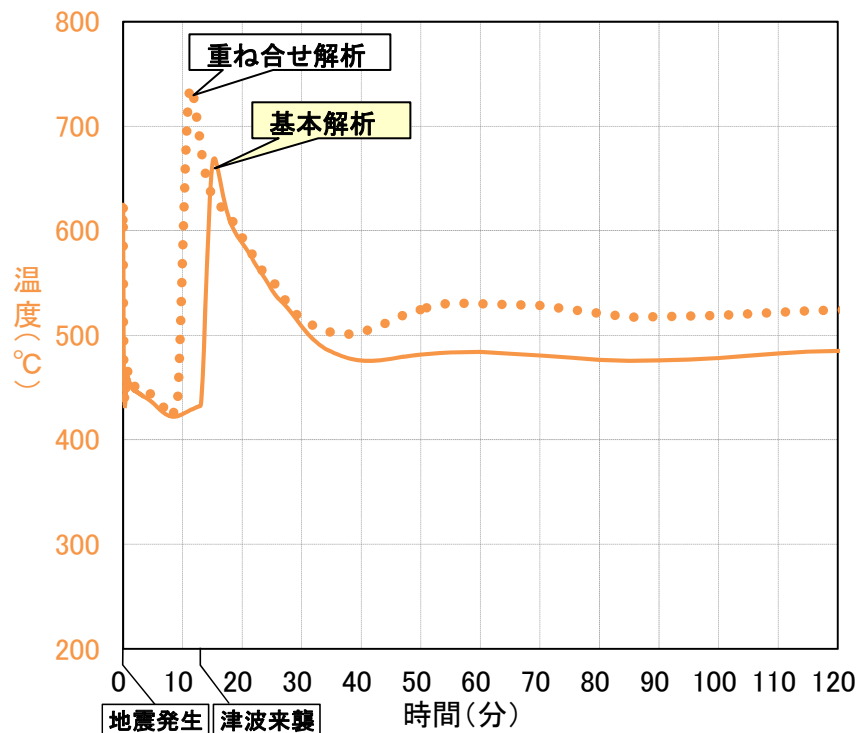


(注) 機器故障は、運転員により手動開閉できることから、重ね合せ解析の条件としない。

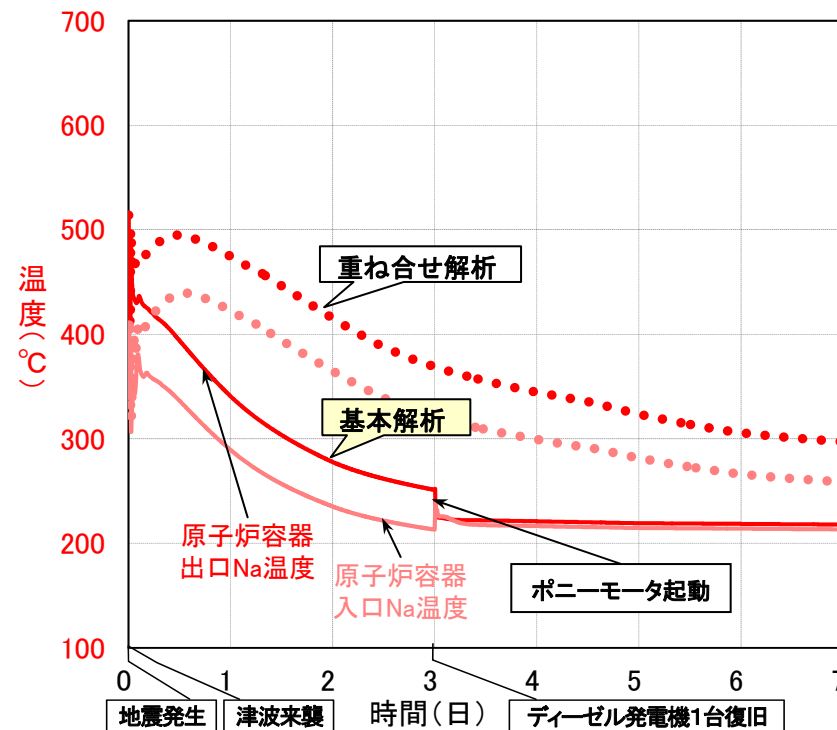
A. 最高温度に着目した重ね合せ解析(2/2)

重ね合せ解析条件： 基本解析をベースに

- ・プラント初期状態：定格出力・崩壊熱大
- ・津波来襲9分後
- ・外気温40℃



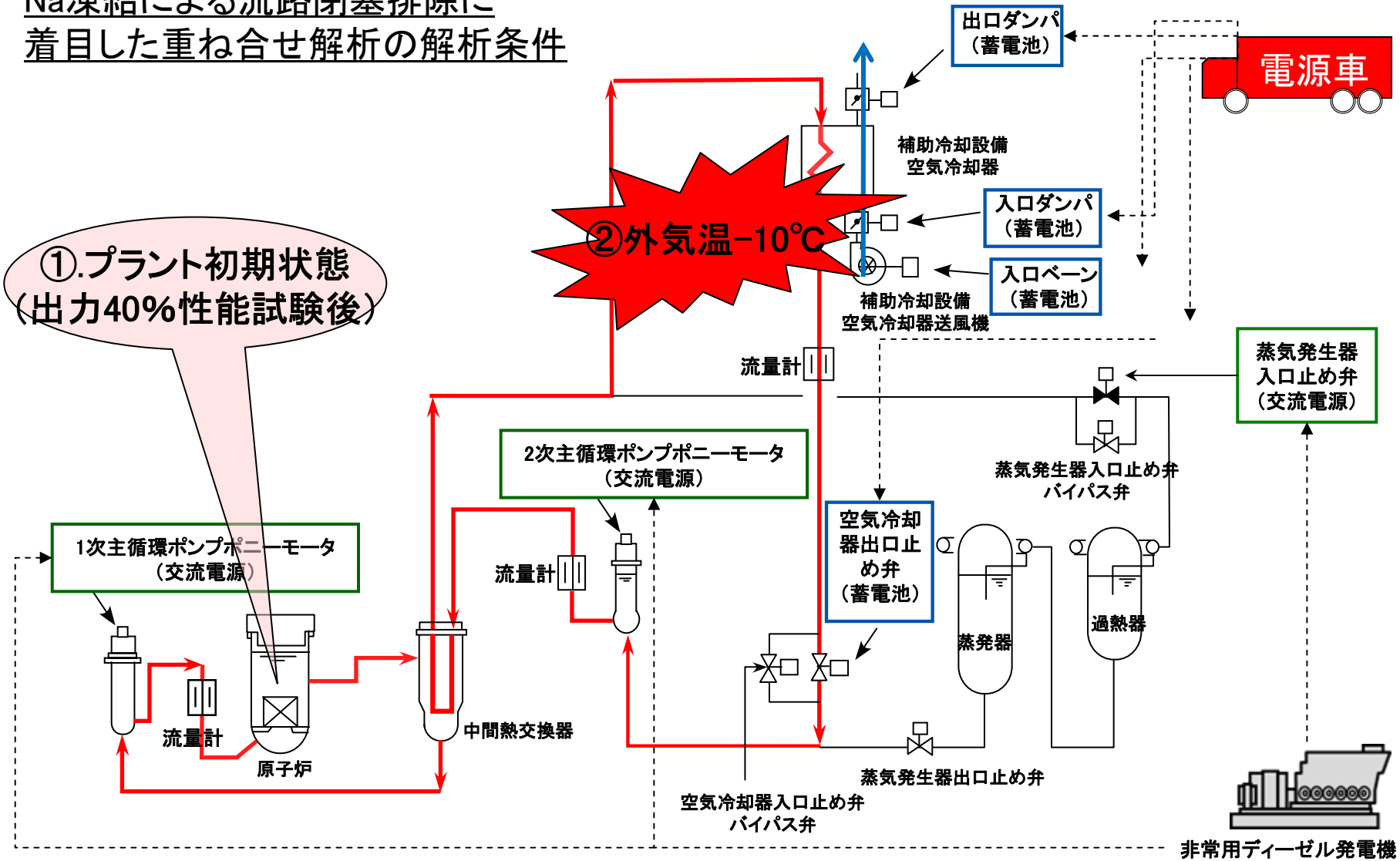
被覆管最高温度変化

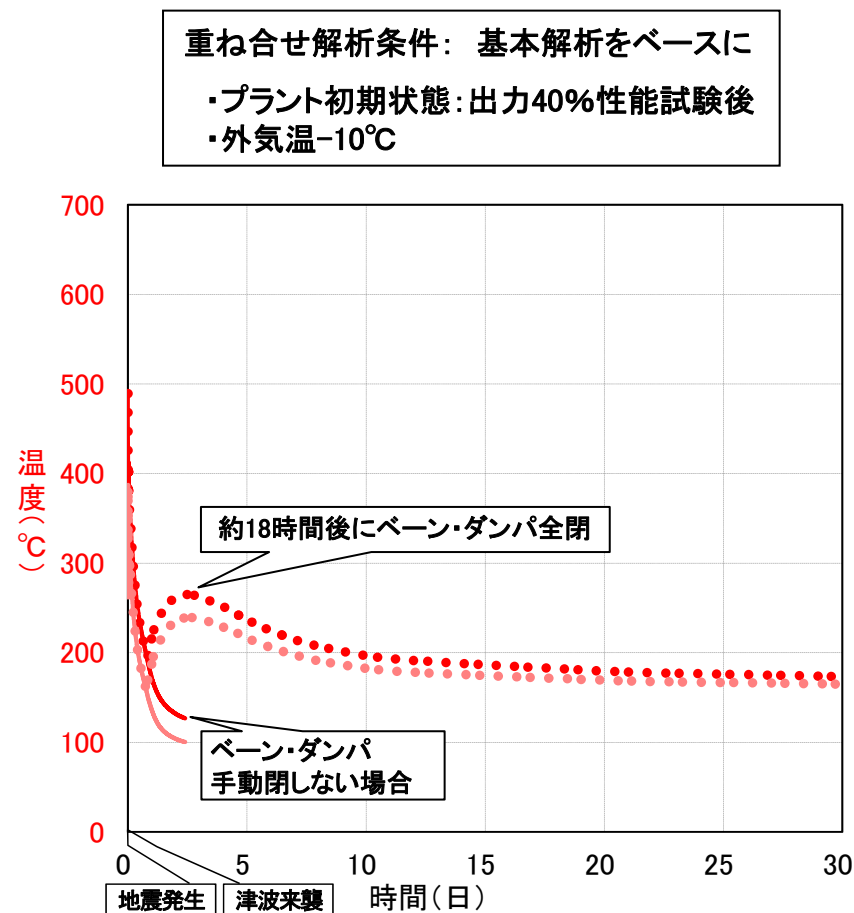


原子炉出入口ナトリウム温度変化

- 被覆管最高温度は、9分後の津波来襲により、基本解析より約70℃高くなるが、制限温度(<830℃)を下回る
- 崩壊熱が高く、空気冷却器の除熱力は低いが、自然循環冷却により約20日後に低温停止に至る

Na凍結による流路閉塞排除に
着目した重ね合せ解析の解析条件





原子炉出入口ナトリウム温度変化

- 約18時間で低温停止に至るが、空気冷却器入口ベーン・出口ダンパを手動で閉じる時間の余裕はある
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ手動閉により冷却材の降温を遅らせ、Na凍結による流路閉塞までに電源を復旧させるだけの時間は十分にある

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について

平成23年9月30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

※第3回委員会での委員のご意見を反映し、資料のわかり易さの観点から、委員会開催時配布資料に下記を追記しました。

○各解析結果の図の右上に自然循環、強制循環等ループ数を記載

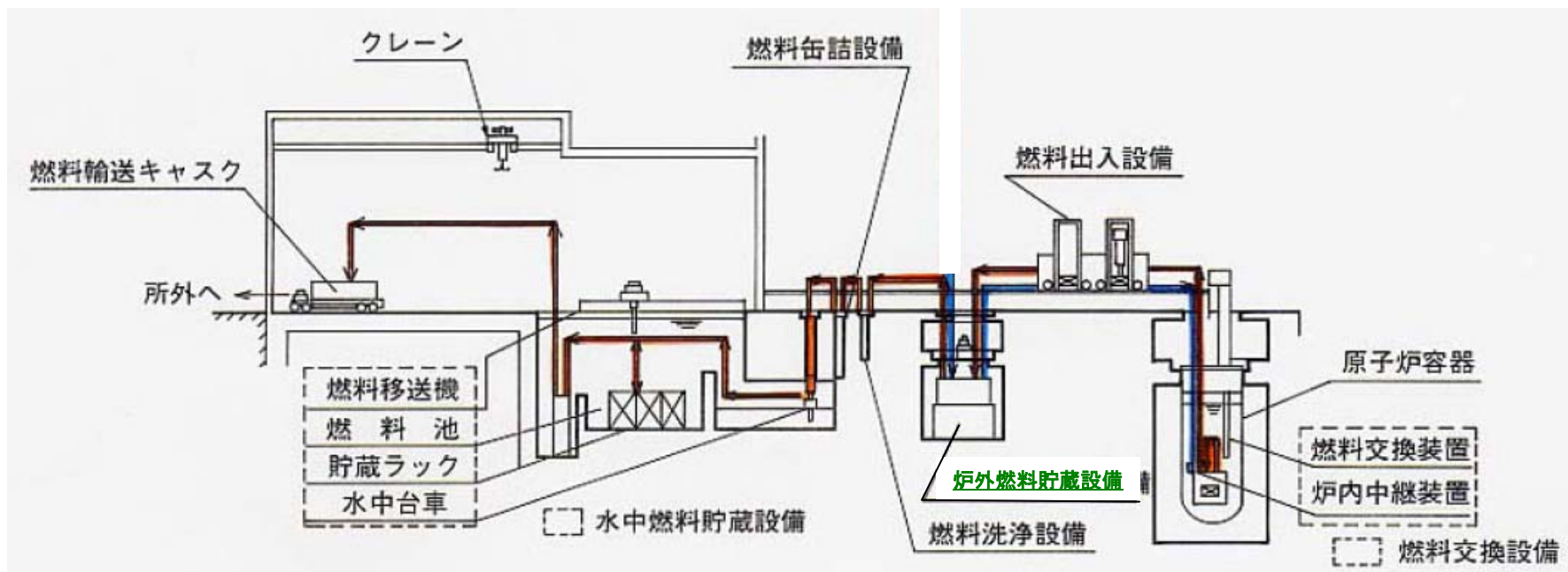
○各まとめの表に空気冷却器出口空気最高温度も記載

1. 炉外燃料貯蔵設備 (EVST) の概要
2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた
津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討方針
3. 解析コードの説明
4. 全電源喪失時の事象想定
5. 基準解析
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析
7. 各種条件解析
8. まとめ

参考

- ・多次元解析によるモデルの確認
- ・構造健全性 (耐震バックチェック)

1. 炉外燃料貯蔵設備の概要

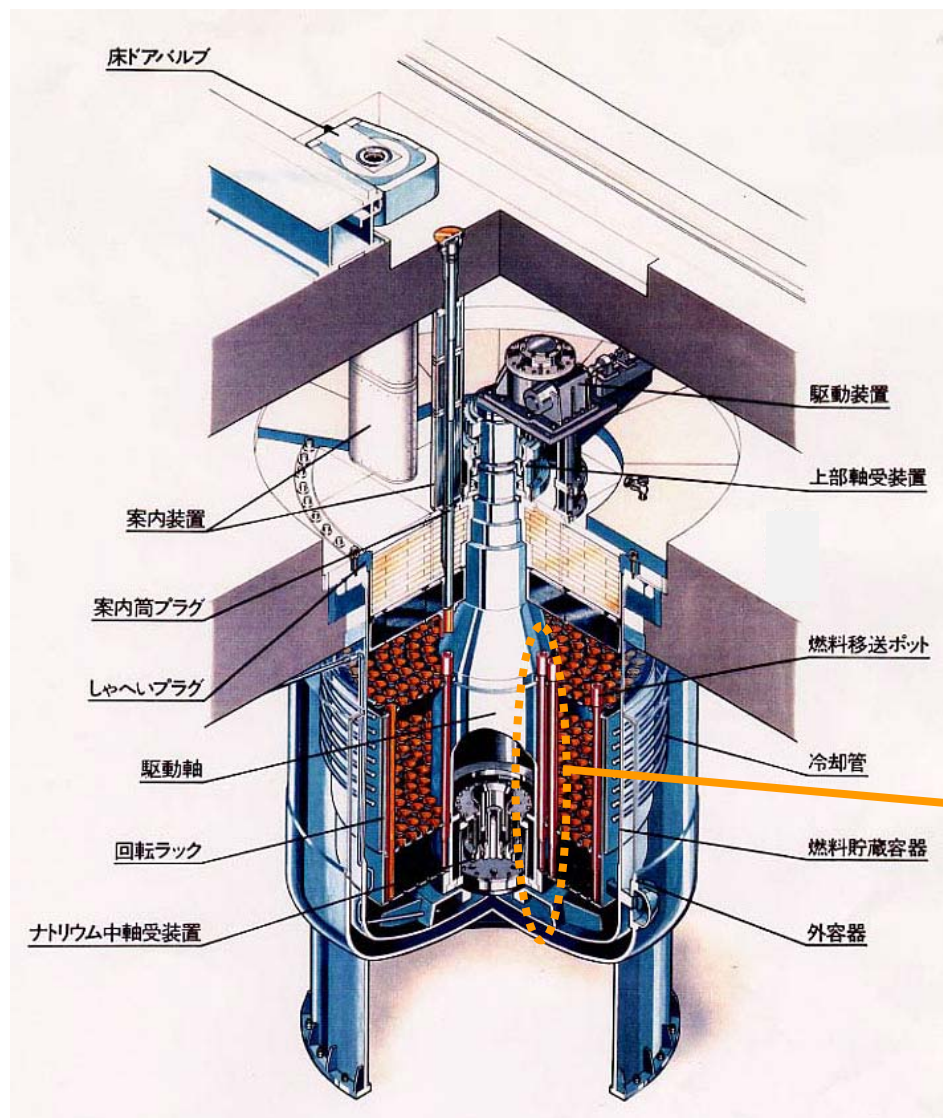


燃料取扱及び貯蔵設備の概要

炉外燃料貯蔵設備

- ・新炉心構成要素及び使用済燃料構成要素の中継貯蔵
- ・使用済燃料の減衰待貯蔵を行うための設備

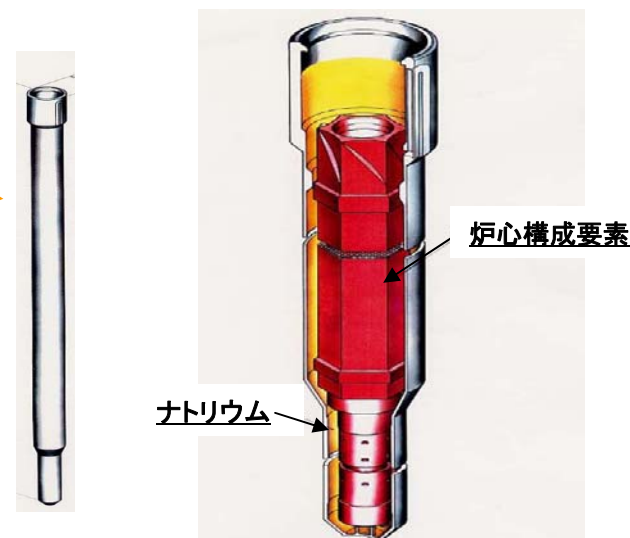
1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



炉外燃料貯蔵槽の概要

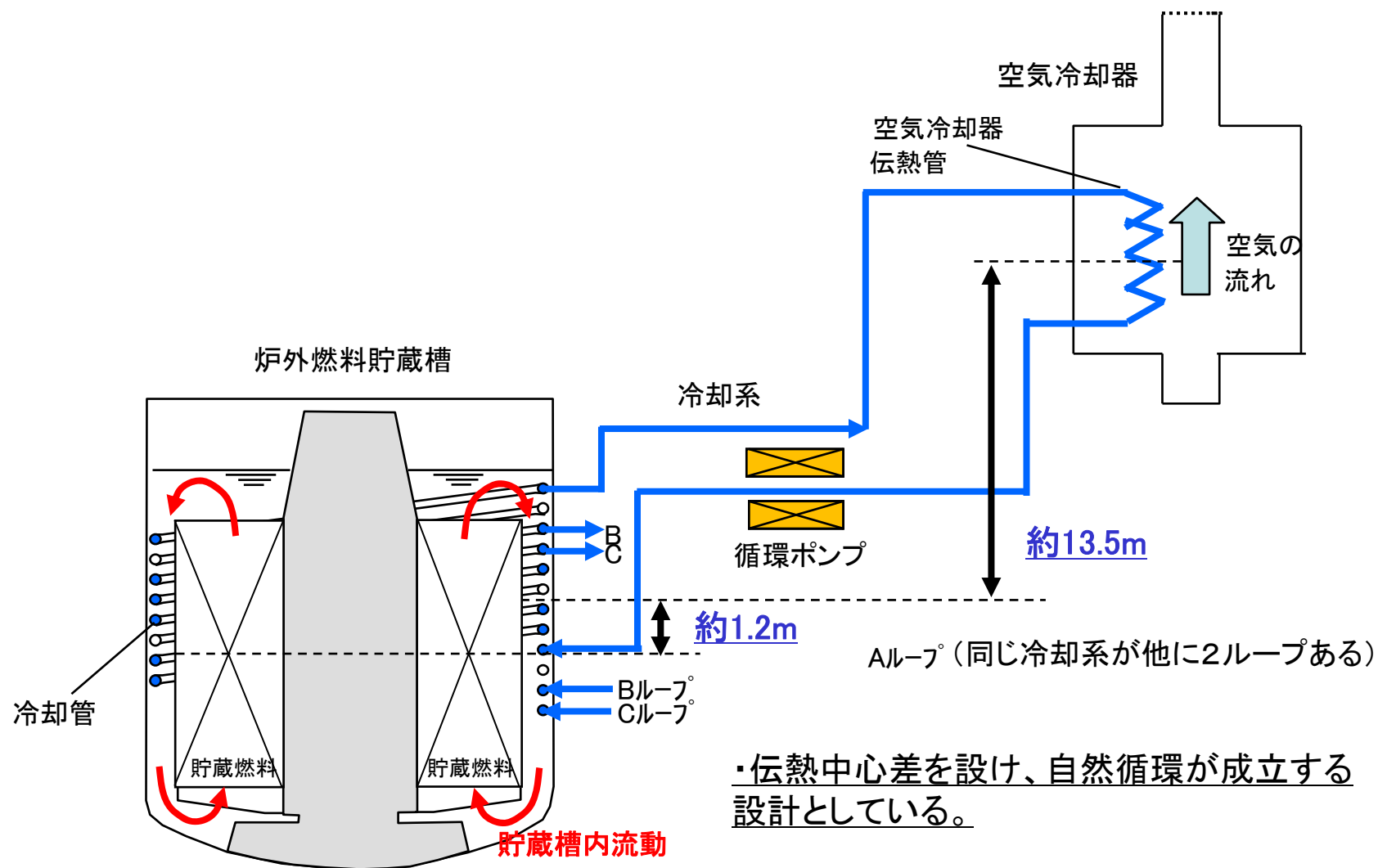
炉外燃料貯蔵槽

- ・冷却系は独立3系統(330kW／系統)。
- ・常時2系統運転(電磁ポンプによる強制循環)により、最大660kWの崩壊熱を除去可能。1系統は待機状態。
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度を $200 \pm 5^{\circ}\text{C}$ に一定保持(送風機のベーンによる空気流量制御)

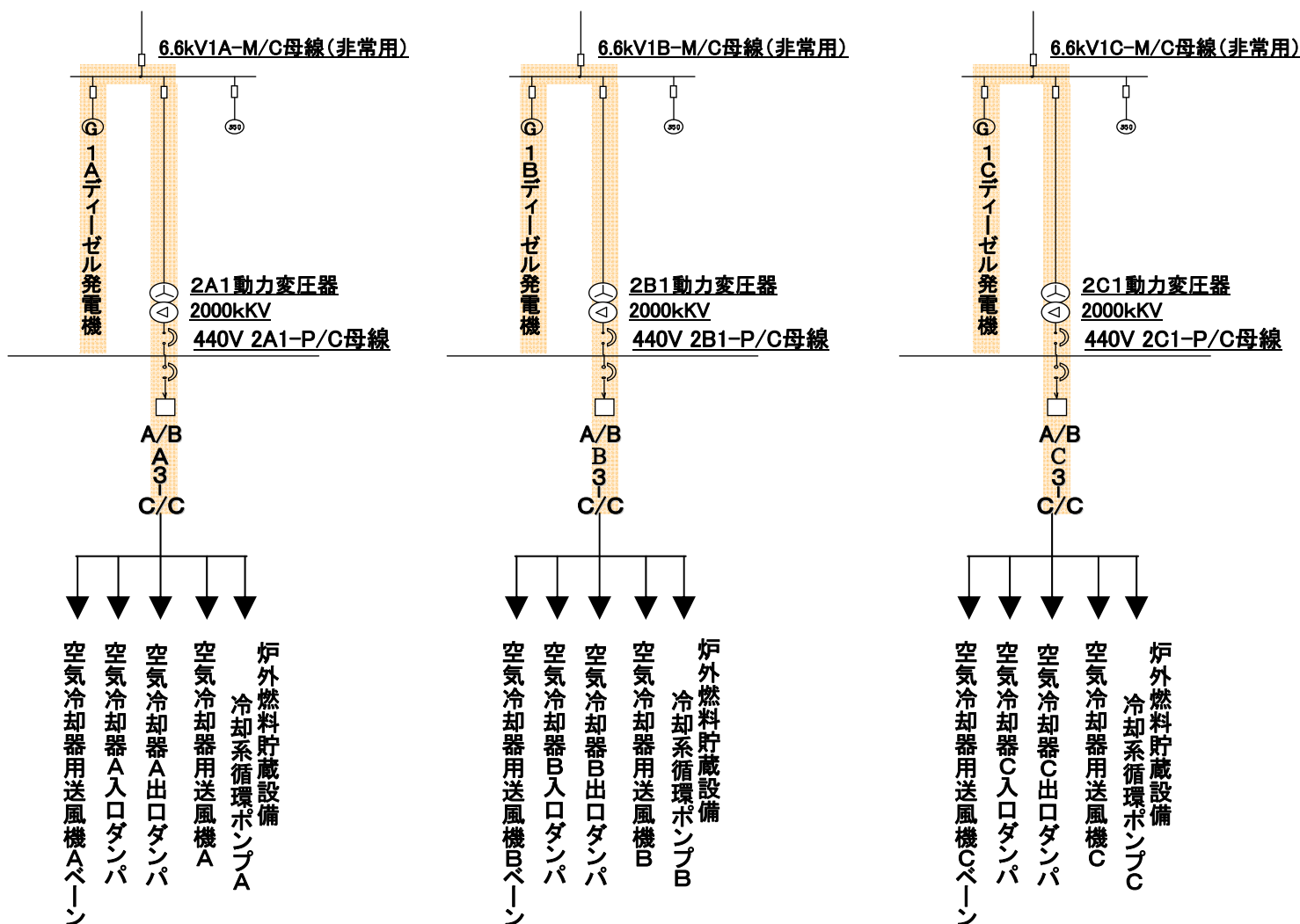


移送ポットの概要

1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



炉外燃料貯蔵設備への非常用電源供給の概要

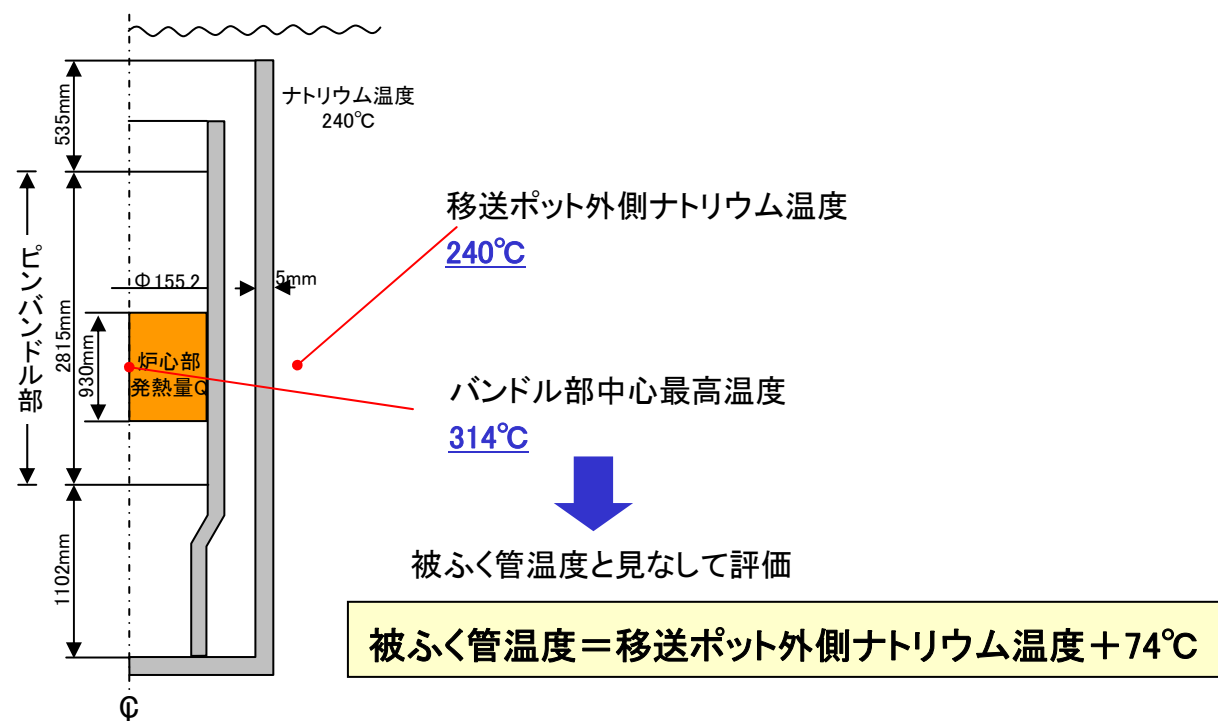
冷却に必要な設備は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機より、電源供給を受けることができる。

2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討方針(1/2)

●確認内容

地震発生と同時に外部電源が喪失した場合、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。

このような設計基準事象を大幅に超える事象について、炉外燃料貯蔵槽設備及び使用済燃料の温度に着目した評価を行う。



使用済燃料温度評価: SONATA解析コードによる温度分布解析(設計時に実施した解析)

●解析コード

- ・プラント動特性解析コードSuper-COPD

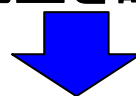
●評価の流れ

- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、各部の温度を確認する。(基準解析)
- ②炉外燃料貯蔵槽の冷却に必要な要因を摘出し、冷却性に影響する想定を分析する。(冷却性分析)
- ③炉外燃料貯蔵槽の冷却に必要な要因を解析条件とし、影響を確認する。(各種条件解析)

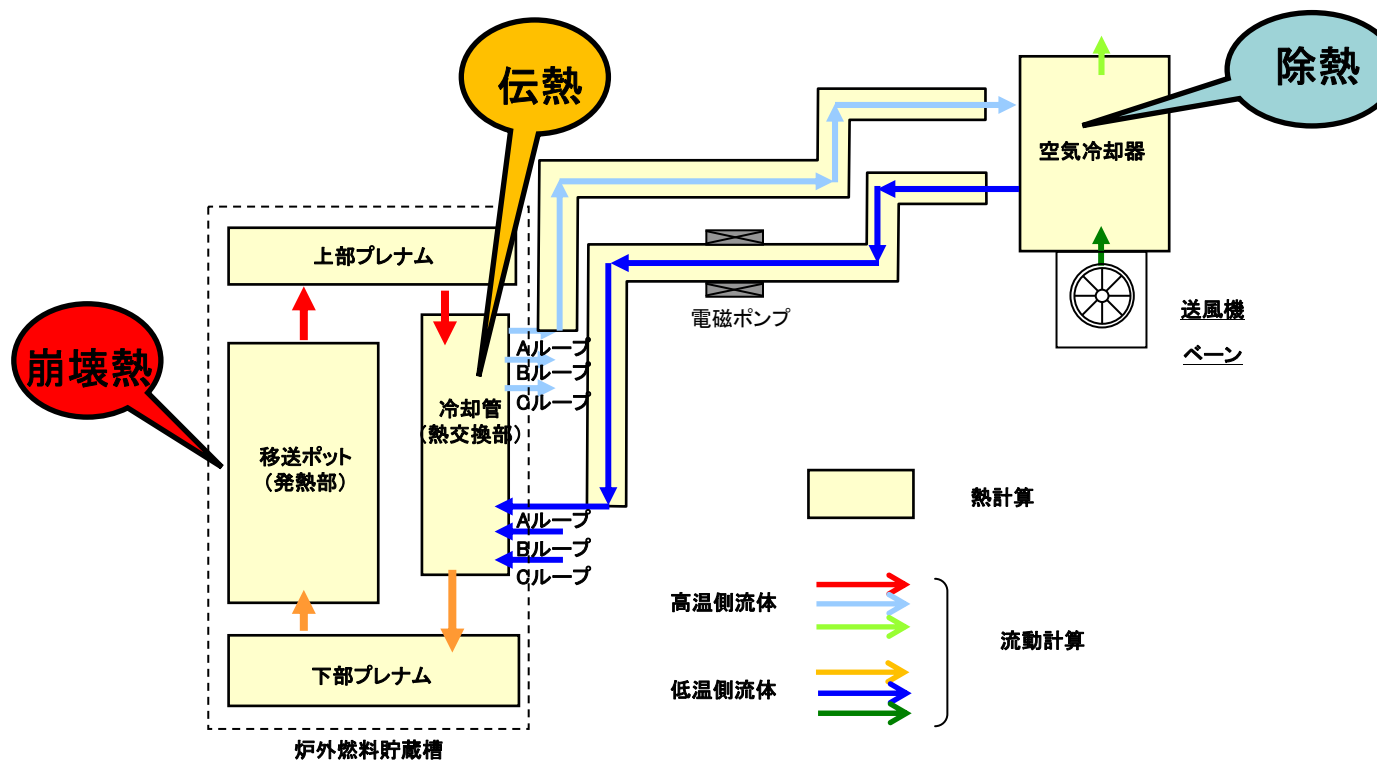
3. 解析コードの概要

プラント動特性解析コードSuper-COPD

- 炉外燃料貯蔵槽から空気冷却器までを解析対象
- 機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化。
- 各部冷却材の温度及び流量を計算。

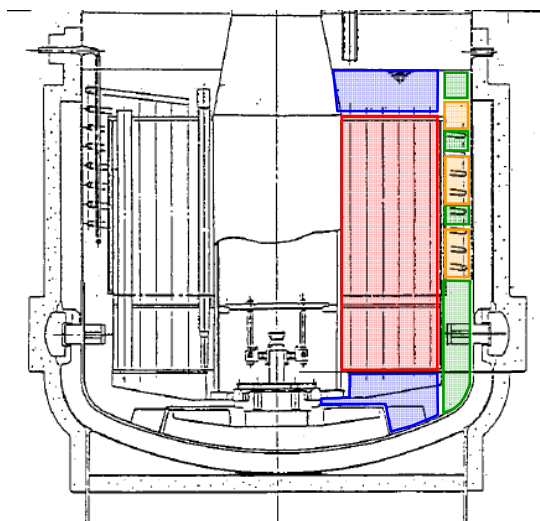


系全体の動的挙動を模擬し、各部の温度・流量を計算。

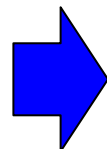


自然循環解析モデルの概要

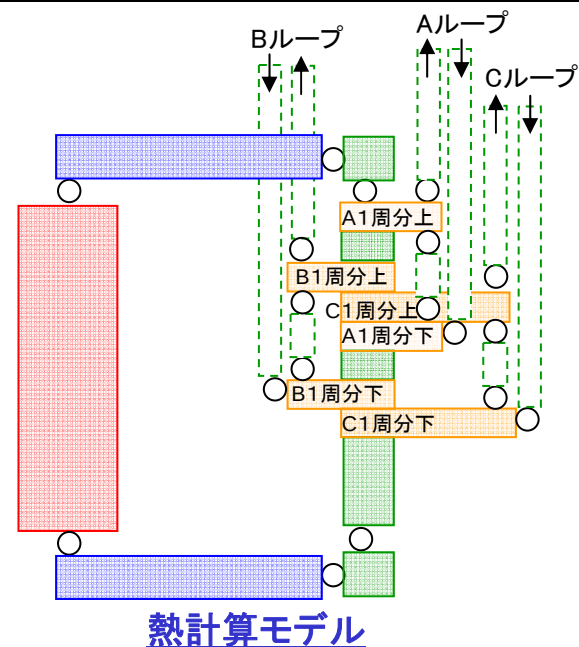
●炉外燃料貯蔵槽



モデル化



3次元解析結果との比較により、妥当性を確認



燃料貯蔵部計算モデル

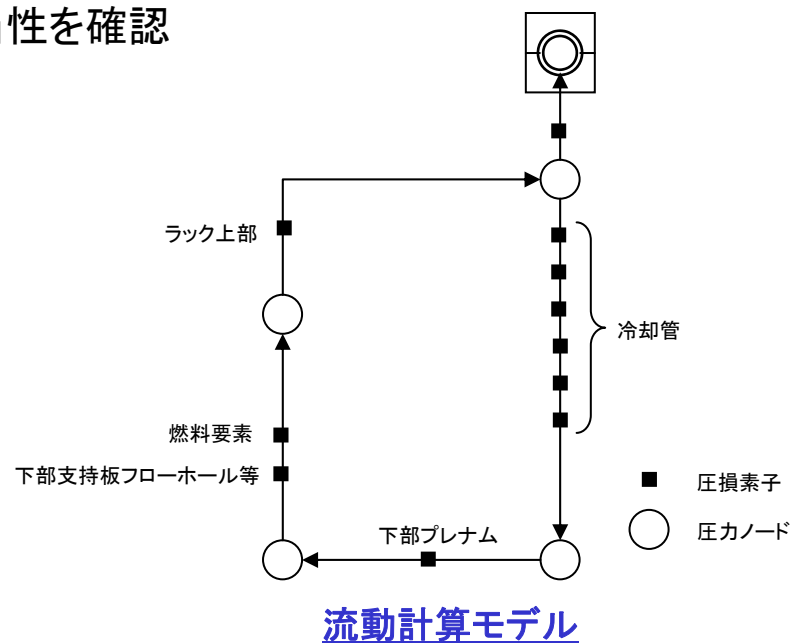
混合モデル

・当該領域のナトリウム及び接触構造材の熱容量を考慮したモデル

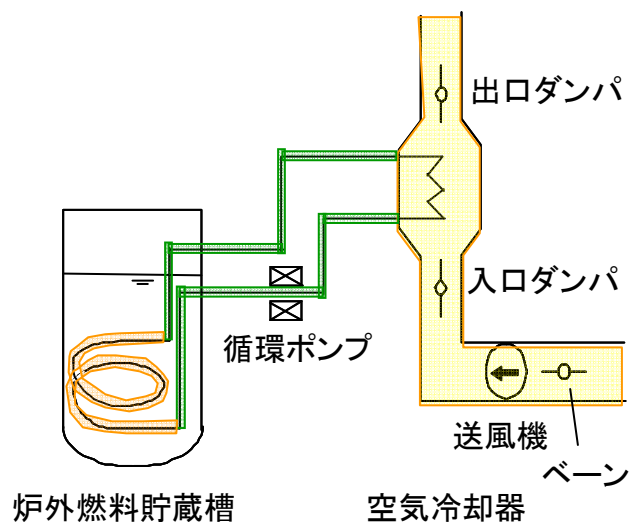
移送遅れモデル

・当該領域のナトリウムの容量から、時間遅れを計算するモデル

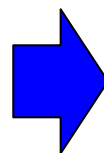
熱交換モデル



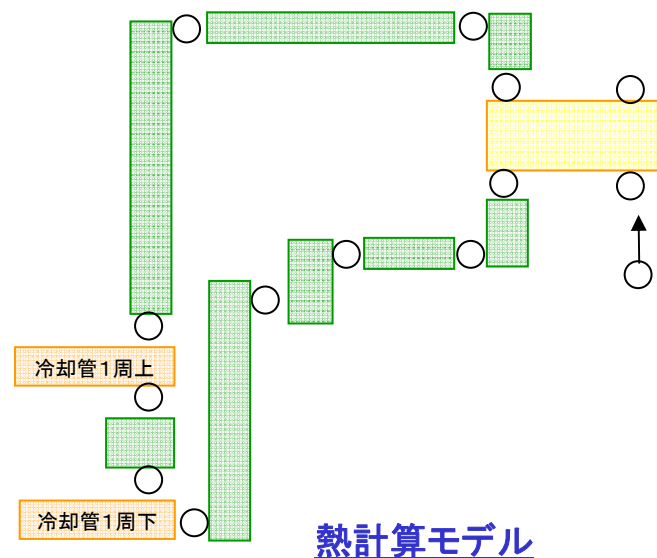
●冷却系



モデル化



主冷却系の補助冷却設備とほぼ同等のモデル

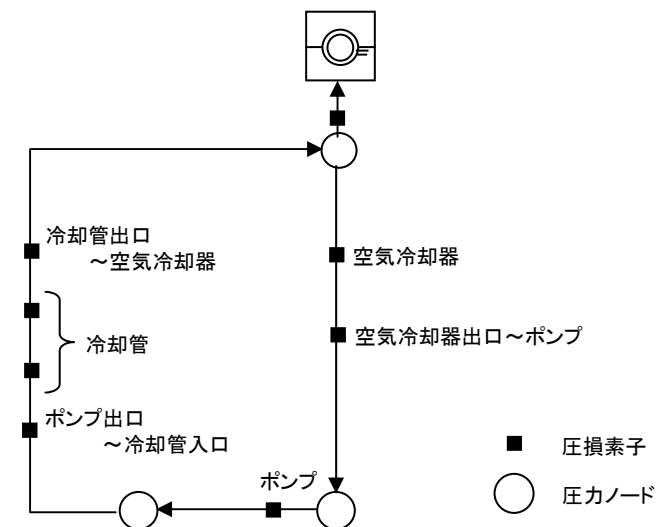


■ 移送遅れモデル

・当該領域のナトリウムの容量から、時間遅れを計算するモデル

■ 熱交換モデル

■ 空気冷却器モデル



流動計算モデル

4. 全電源喪失時の事象想定

➤ 地震発生前

- ・炉外燃料貯蔵槽内に崩壊熱660kWの使用済燃料が収納されている状態を想定(2ループ運転、1ループ待機)

➤ 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)

⇒冷却系電磁ポンプ復旧

⇒空気冷却器送風機及びベーン開度制御復旧

➤ 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)

⇒冷却系自然循環

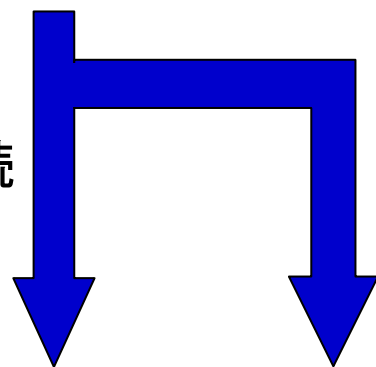
⇒空気冷却器自然通風

- ・現場にて手動でベーン開度を100%へ(待機ループはダンパ開度も100%へ)

⇒除熱量増加(3ループ自然循環)

【基準解析A】

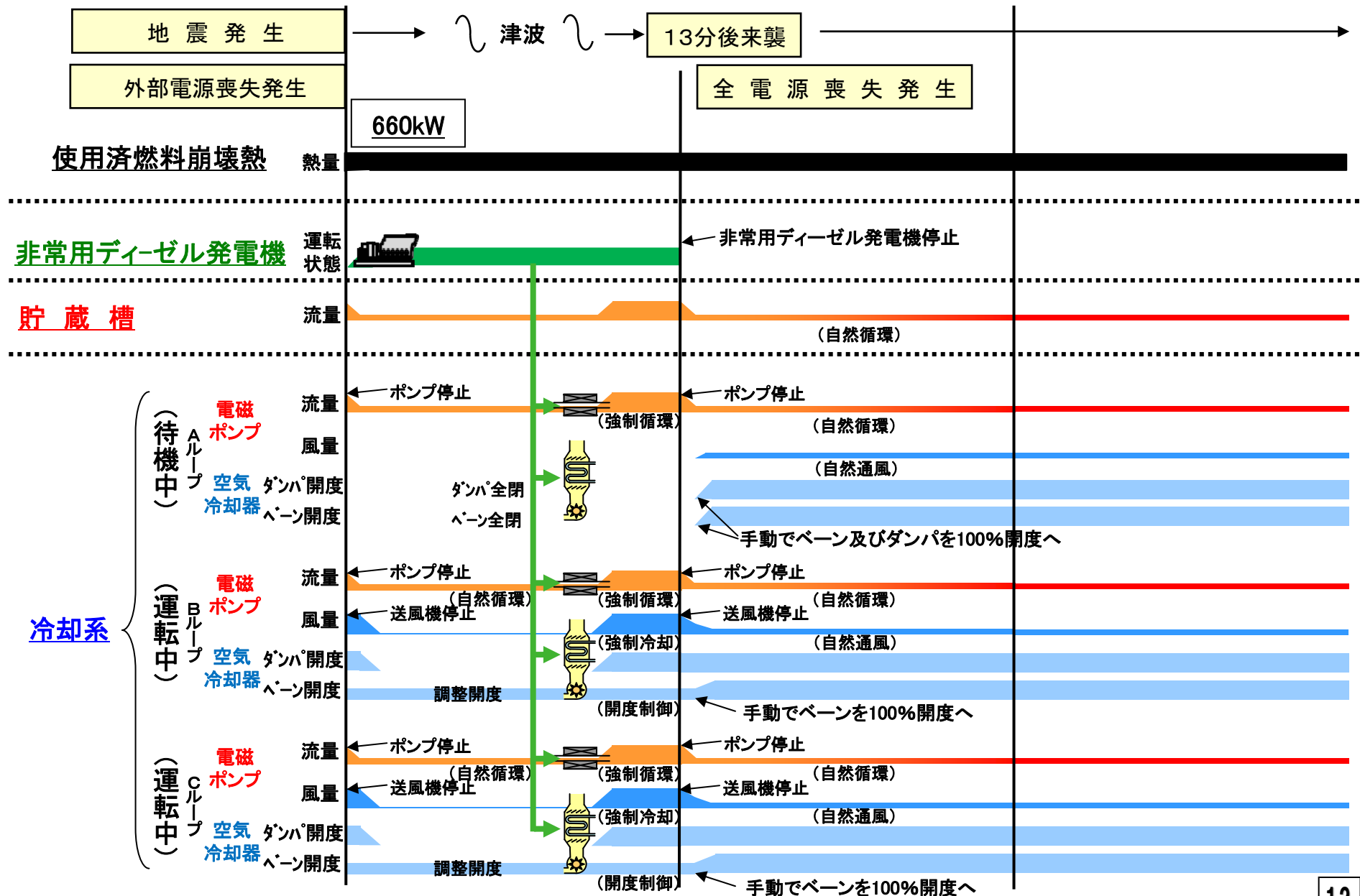
自然循環冷却継続
(電源復旧しない)



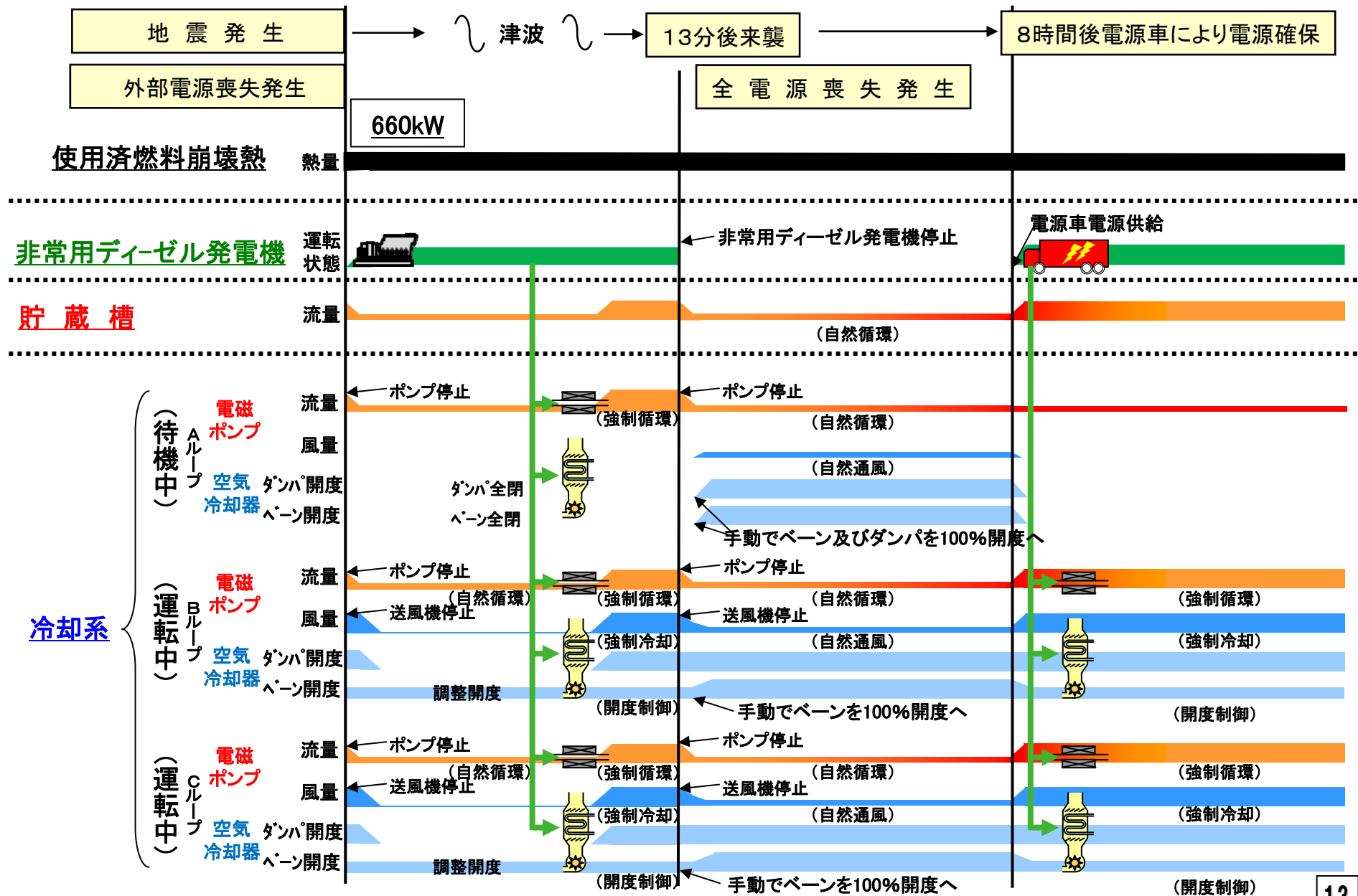
【基準解析B】

8時間後に電源車電源供給開始
(電源復旧)

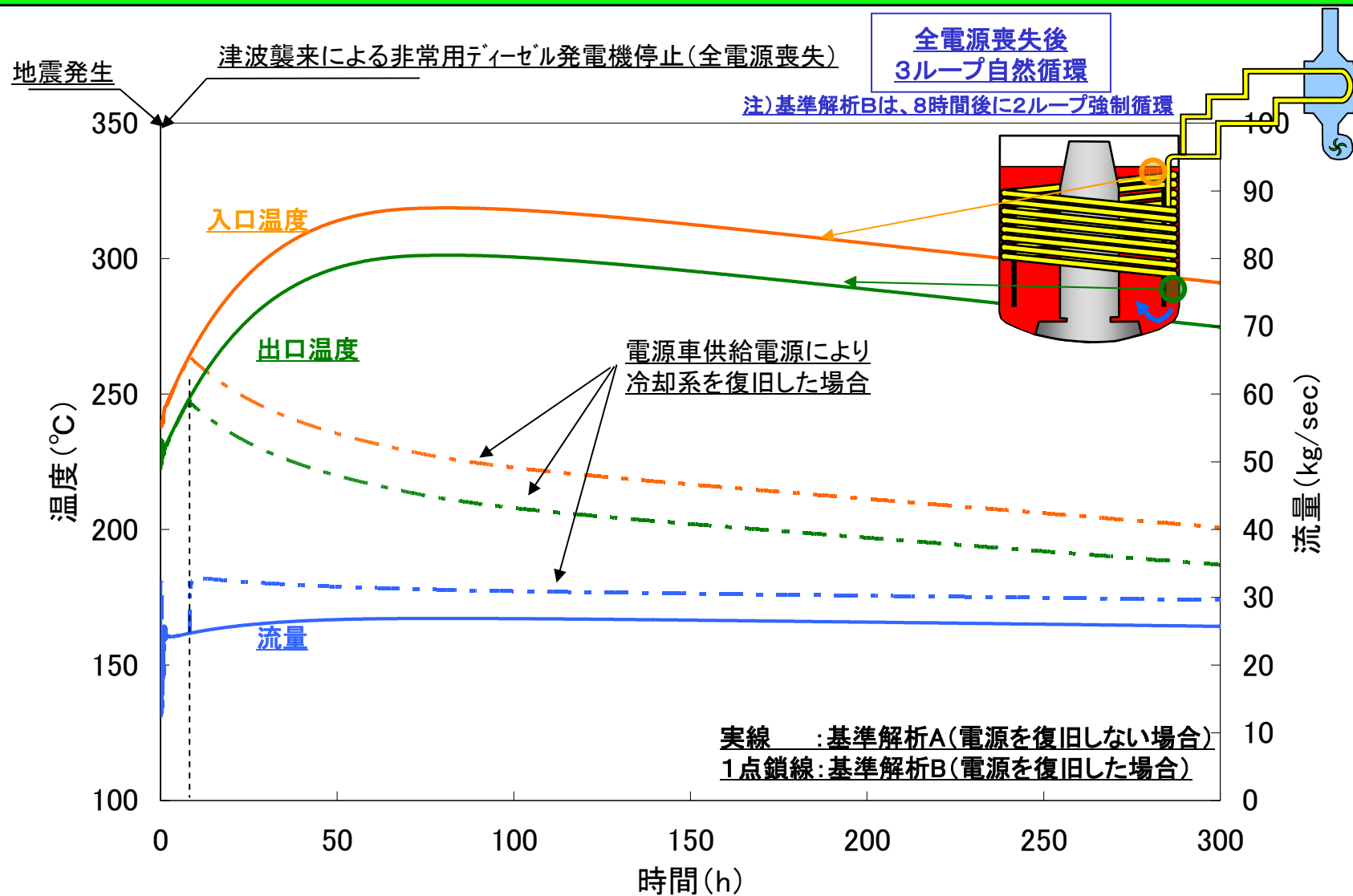
5. 基準解析A(主な解析条件)



5. 基準解析B(主な解析条件)

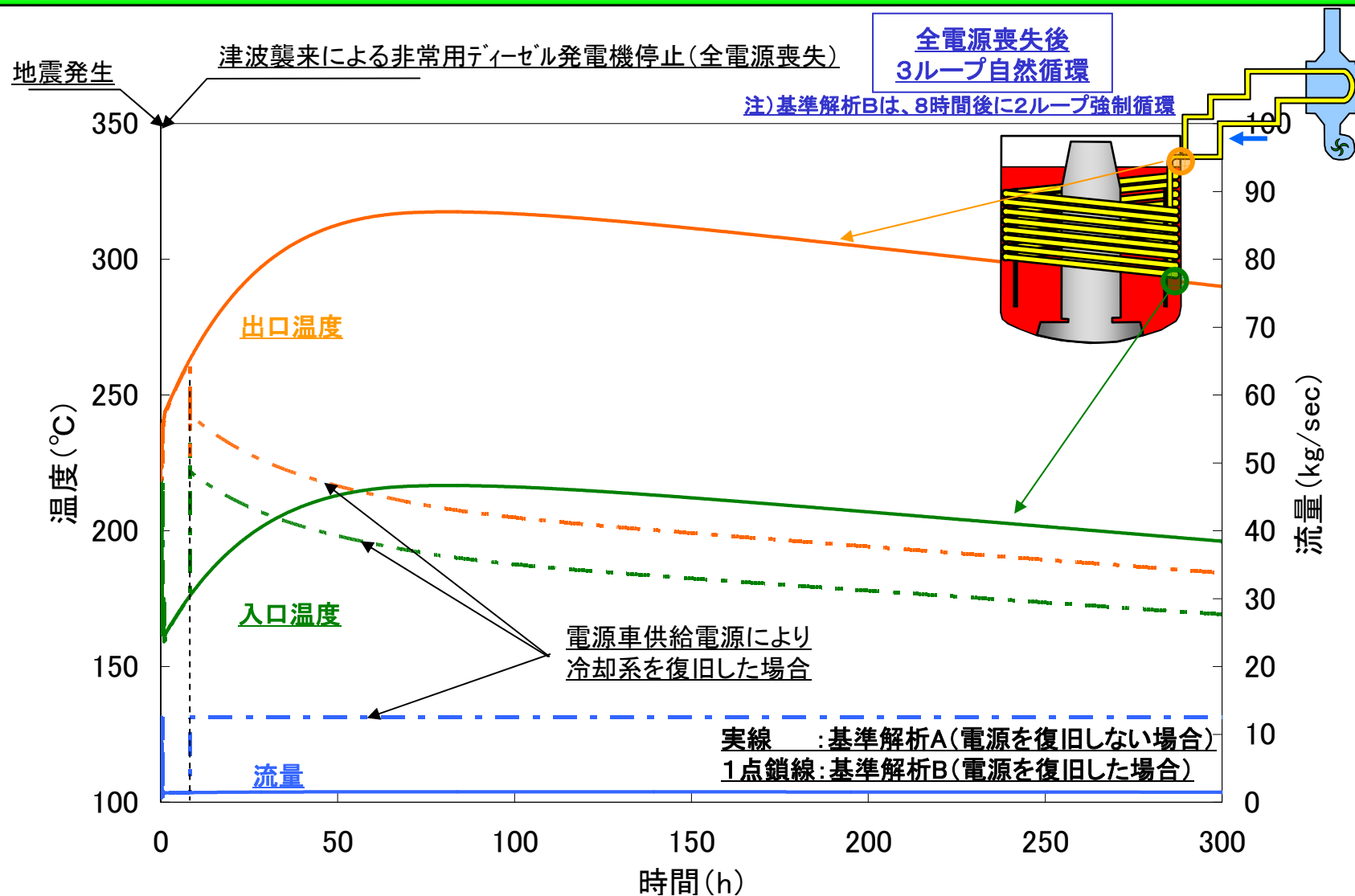


5. 基準解析(解析結果(1/3))



貯蔵槽ナトリウム最高温度: 約320°C(電源復旧無)、約260°C(電源復旧有)

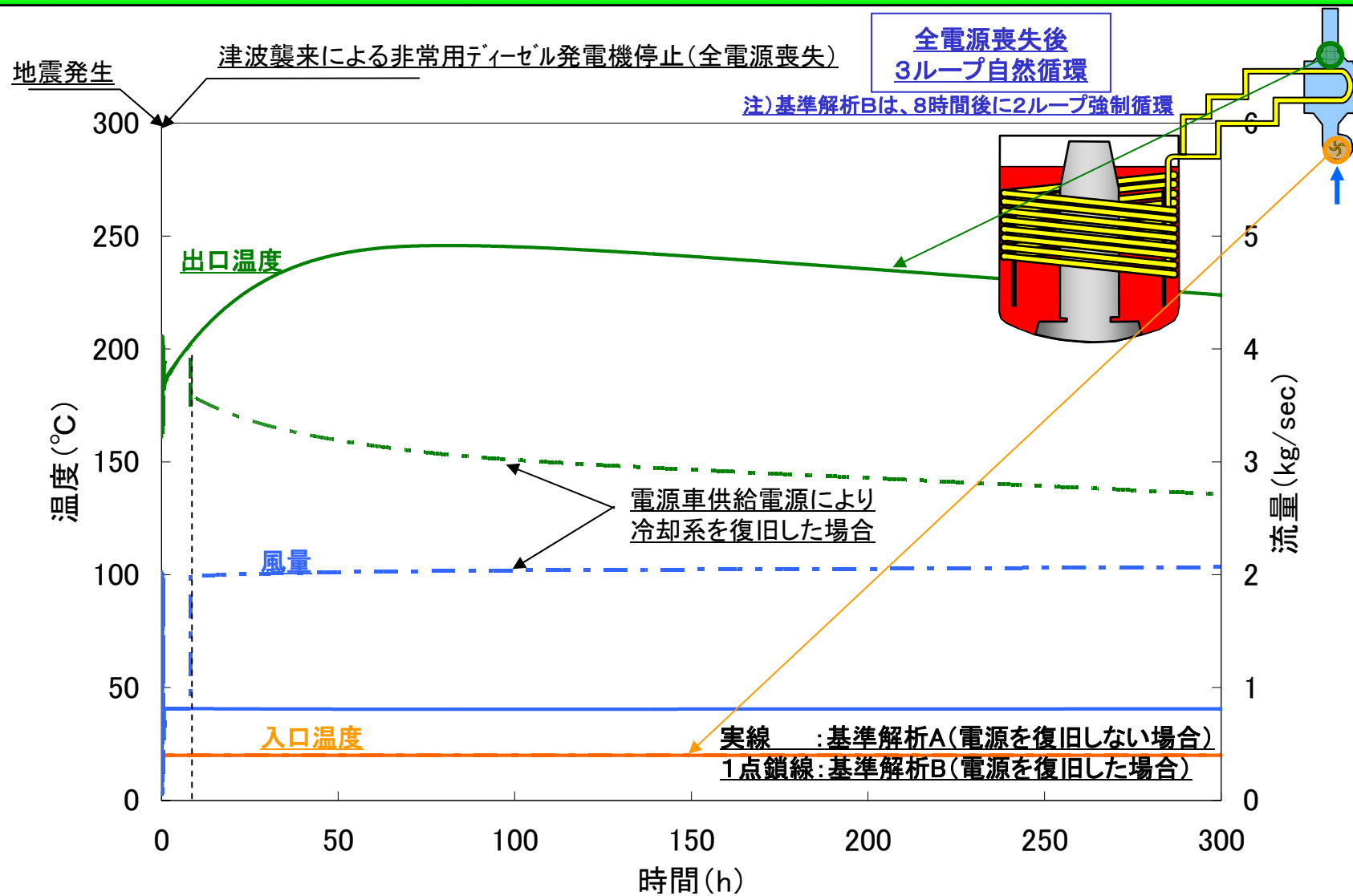
5. 基準解析(解析結果(2/3))



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

冷却系コールドレグ最高温度: 約220°C(電源復旧無)、約230°C(電源復旧有) 15

5. 基準解析(解析結果(3/3))



空気冷却器出入口空気温度及び風量

5. 基準解析(まとめ)

	貯蔵槽ナトリウム 最高温度	冷却系コールドレグ 最高温度	空気冷却器出口 空気最高温度
基準解析A	約320℃	約220℃	約250℃
基準解析B	約260℃	約230℃	約200℃

○上記最高温度で炉外燃料貯蔵槽の構造健全性の評価をそれぞれ実施した結果、健全性に影響がないことを確認している。

○燃料被ふく管温度は、貯蔵槽ナトリウム温度に対して高々70℃程度増であり、「取扱中の燃料の温度は、通常時675℃以上に上昇することのないような設計とする」※をも下回る。

基準解析の結果、炉外燃料貯蔵設備及び使用済燃料の構造健全性に影響がないことを示した。

※:「原子炉設置許可申請書 添付書類八 1. 安全設計 方針49. 核燃料の貯蔵および取扱い」

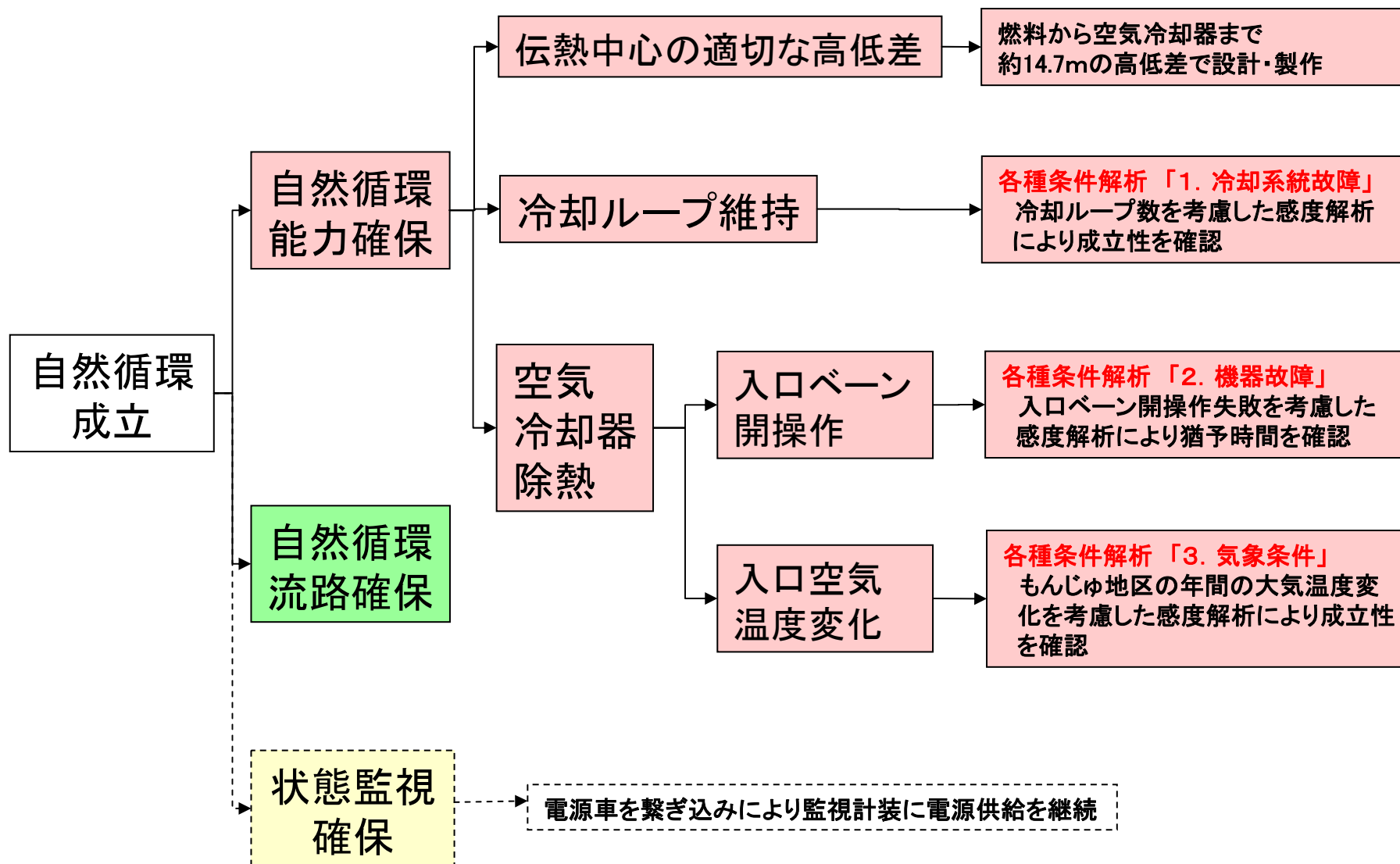
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析(1/2)

[大区分]

[中区分]

[小区分]

[検証結果]



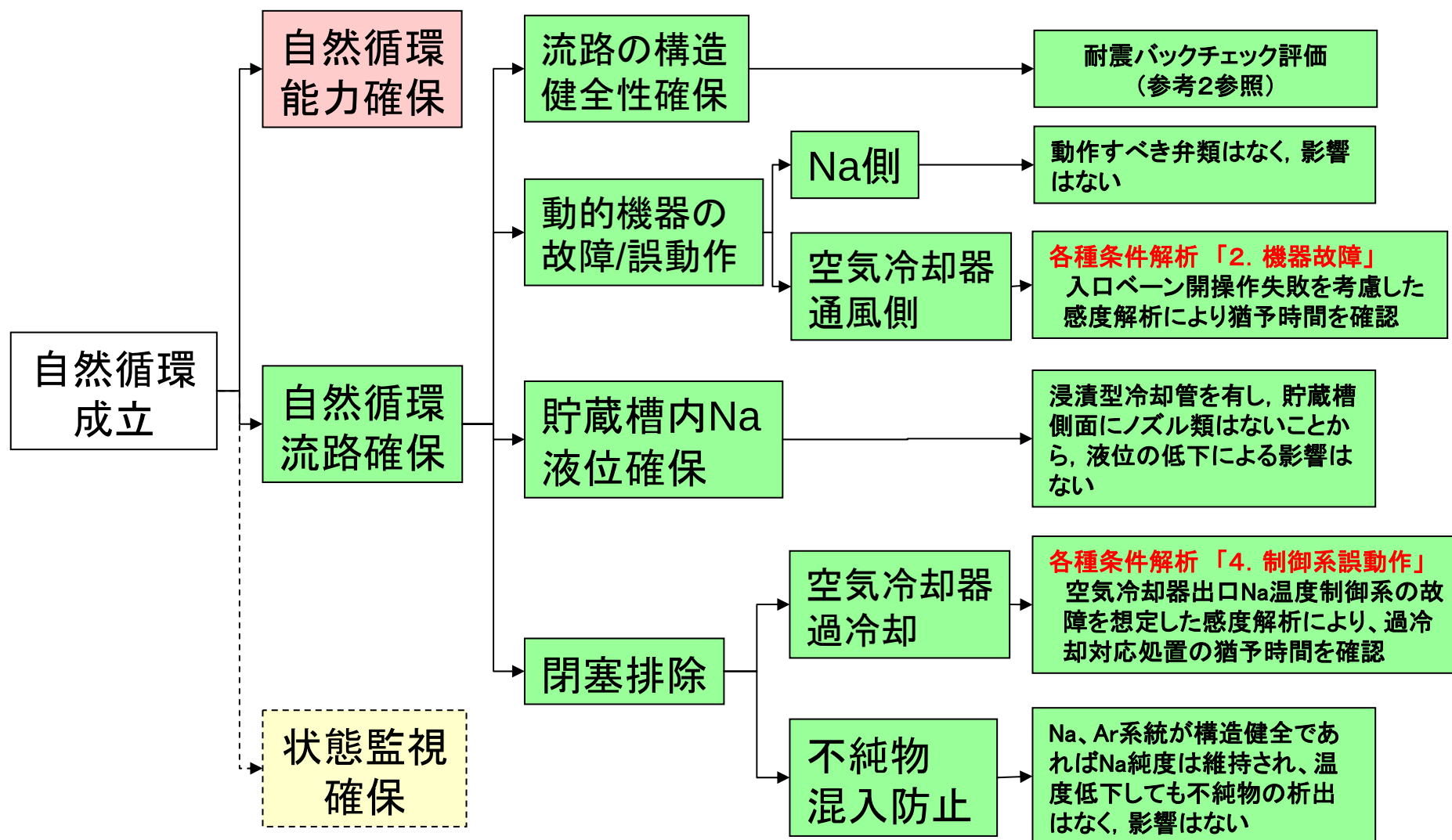
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析(2/2)

[大区分]

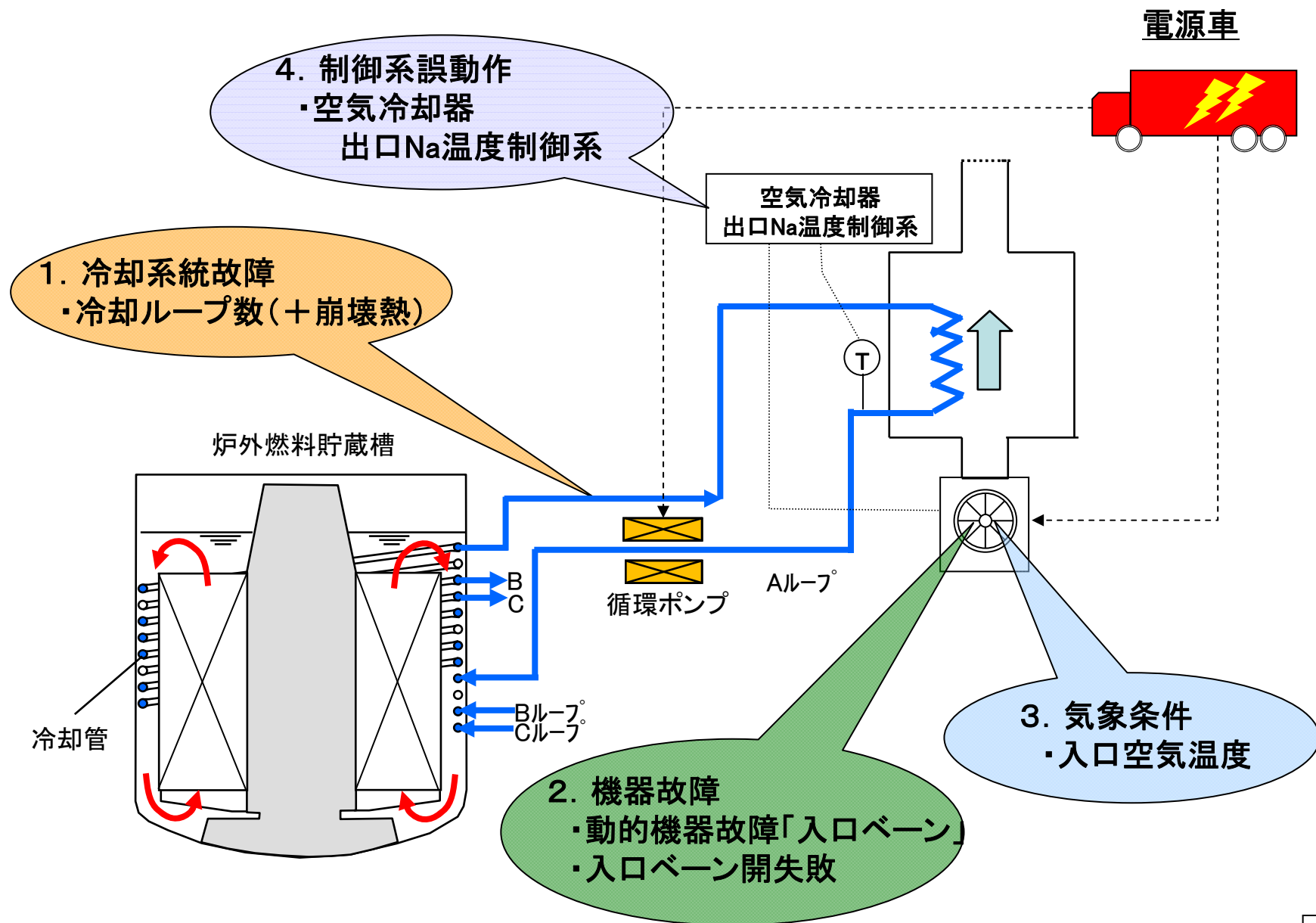
[中区分]

[小区分]

[検証結果]



7. 各種条件解析



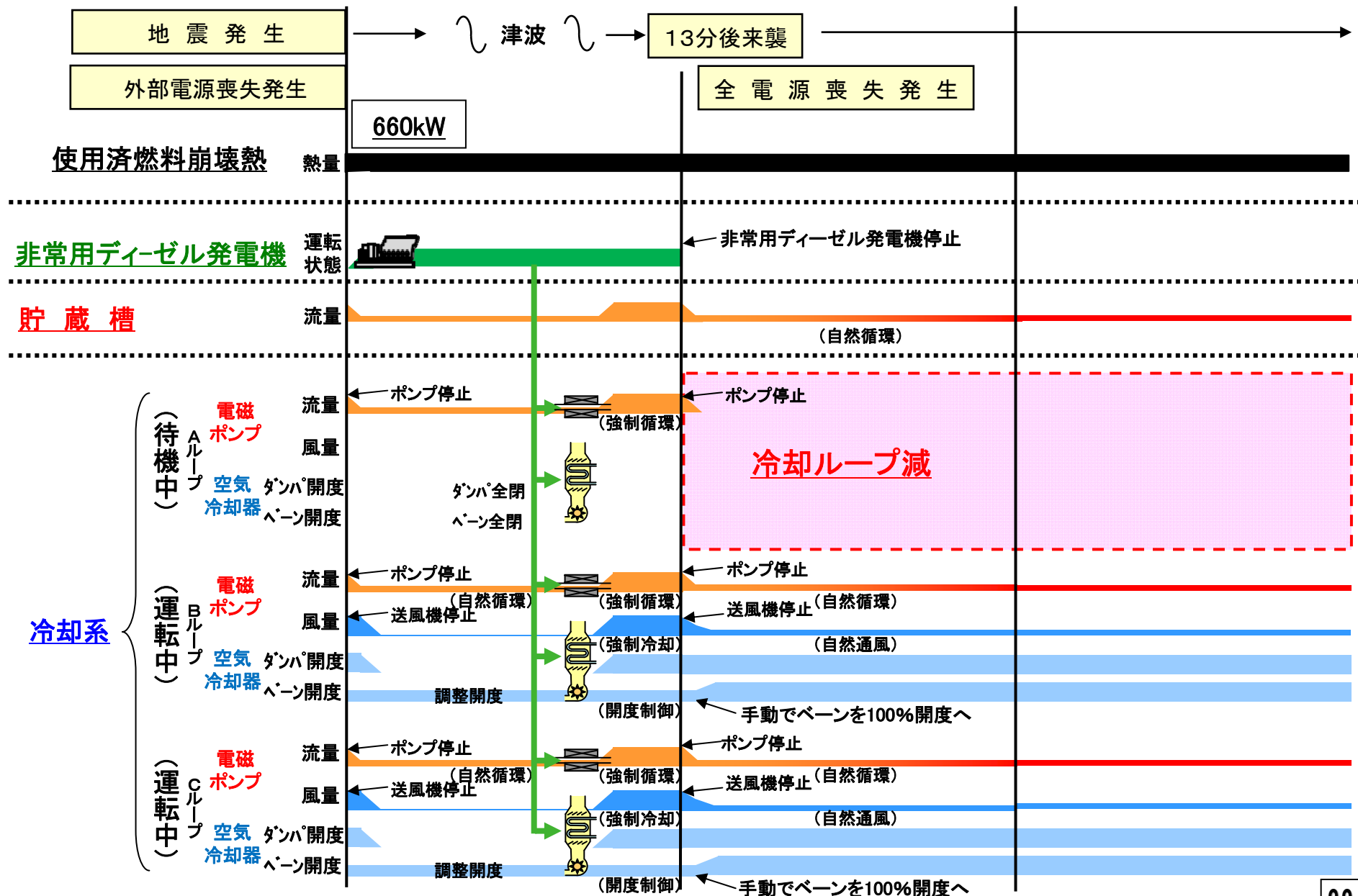
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

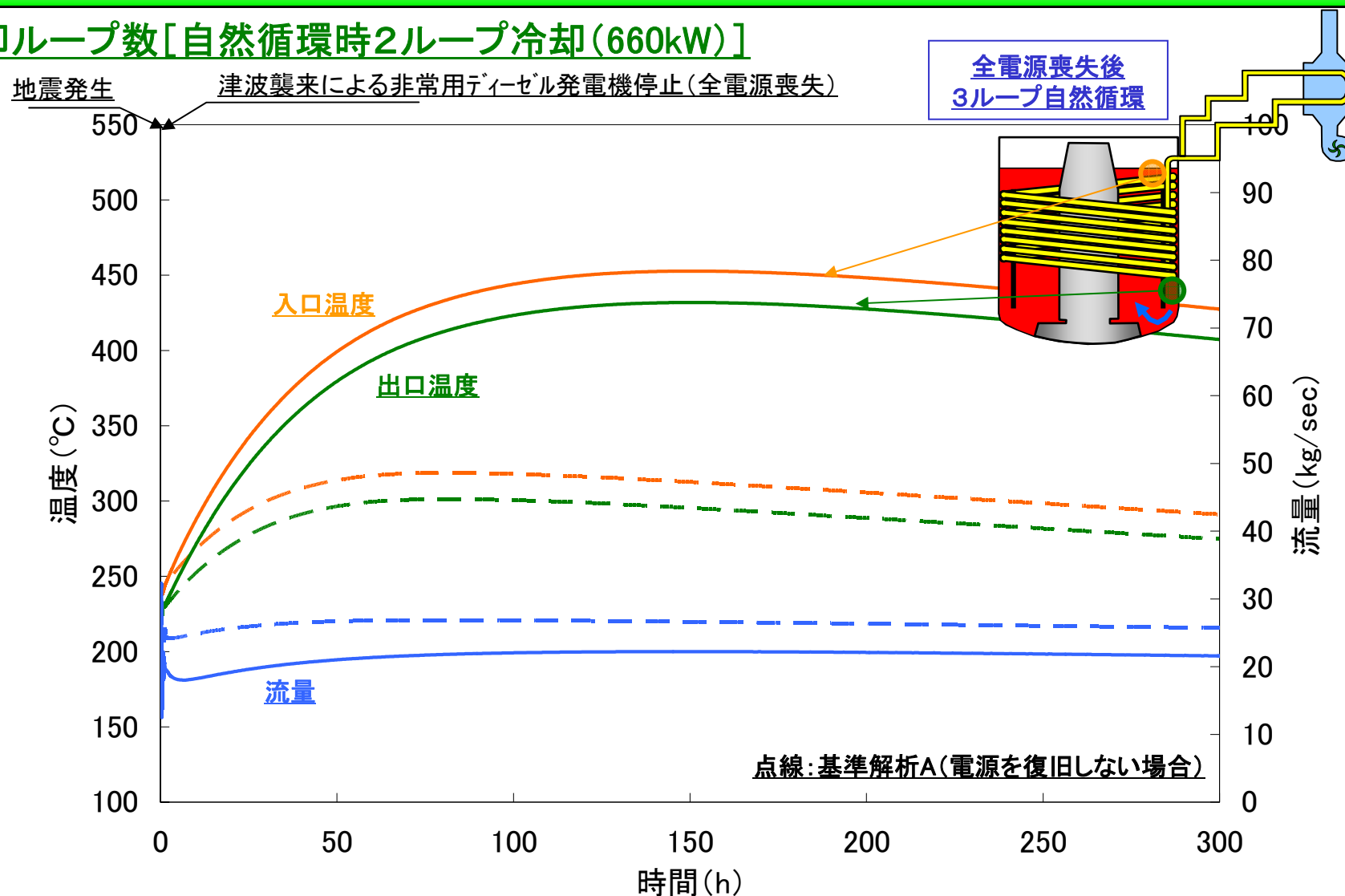
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源 復旧	解析 ケース
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4



7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-1の解析条件)

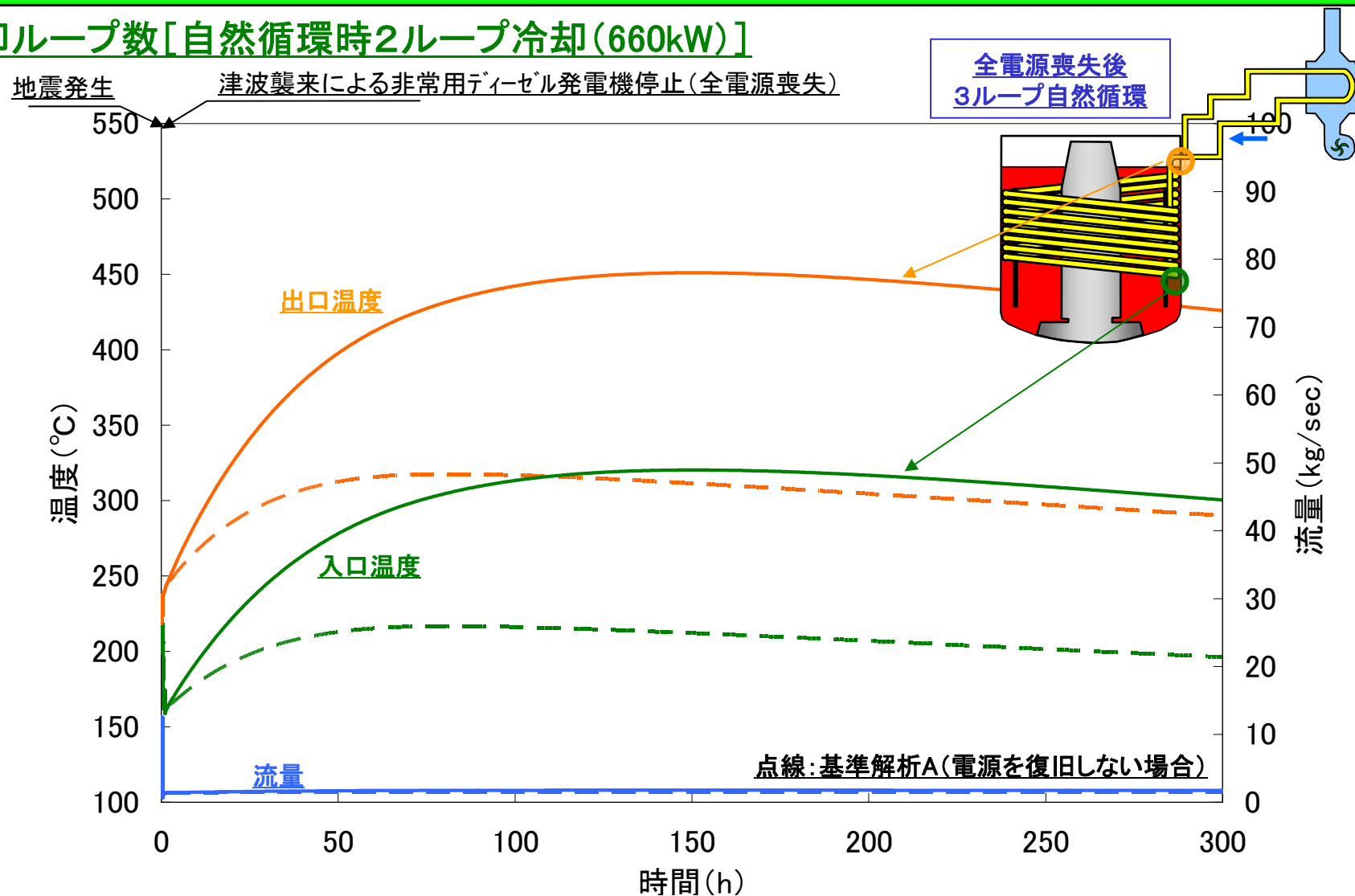


冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(660kW)]



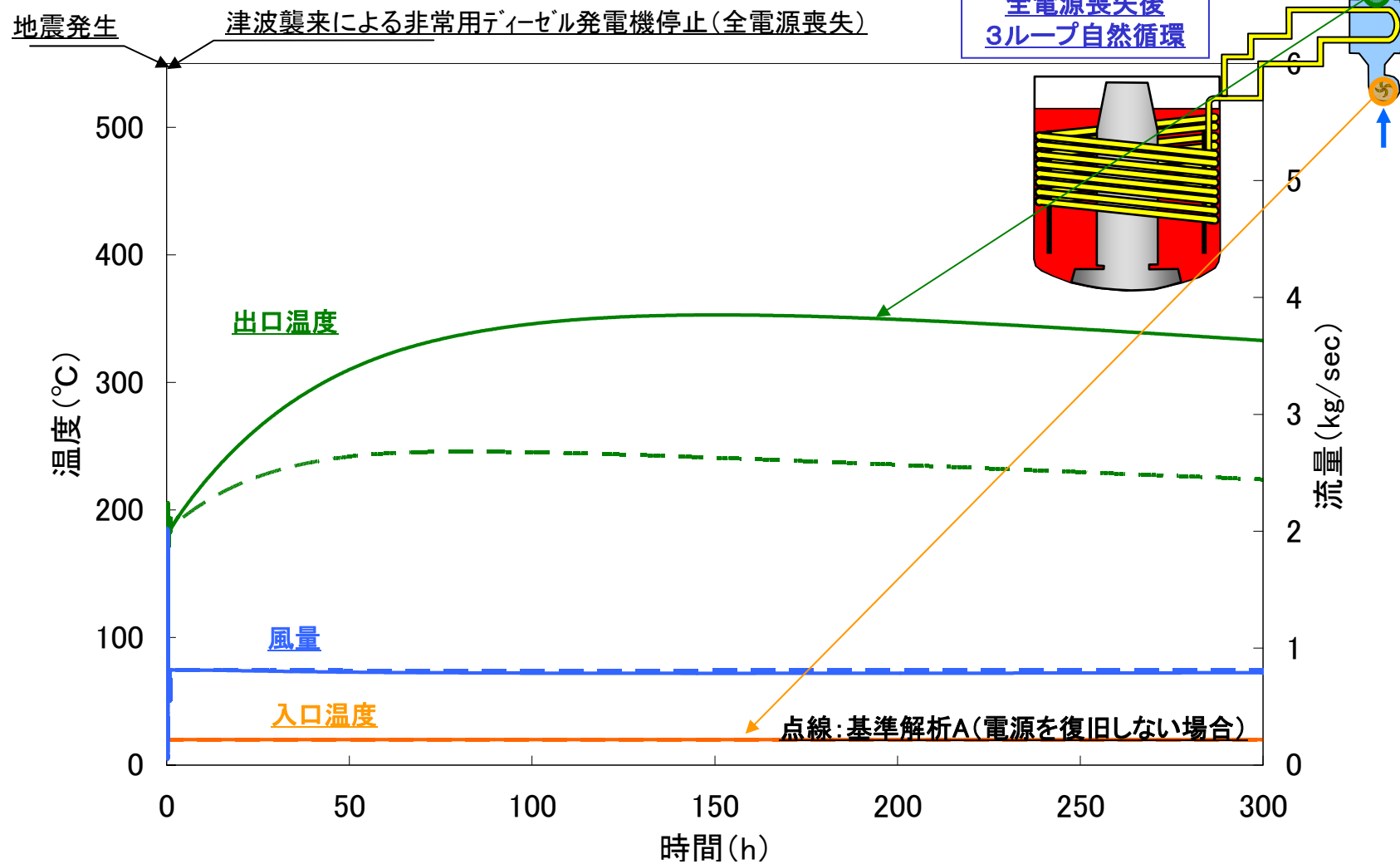
貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(660kW)]



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(660kW)]



空気冷却器出入口空気温度及び風量

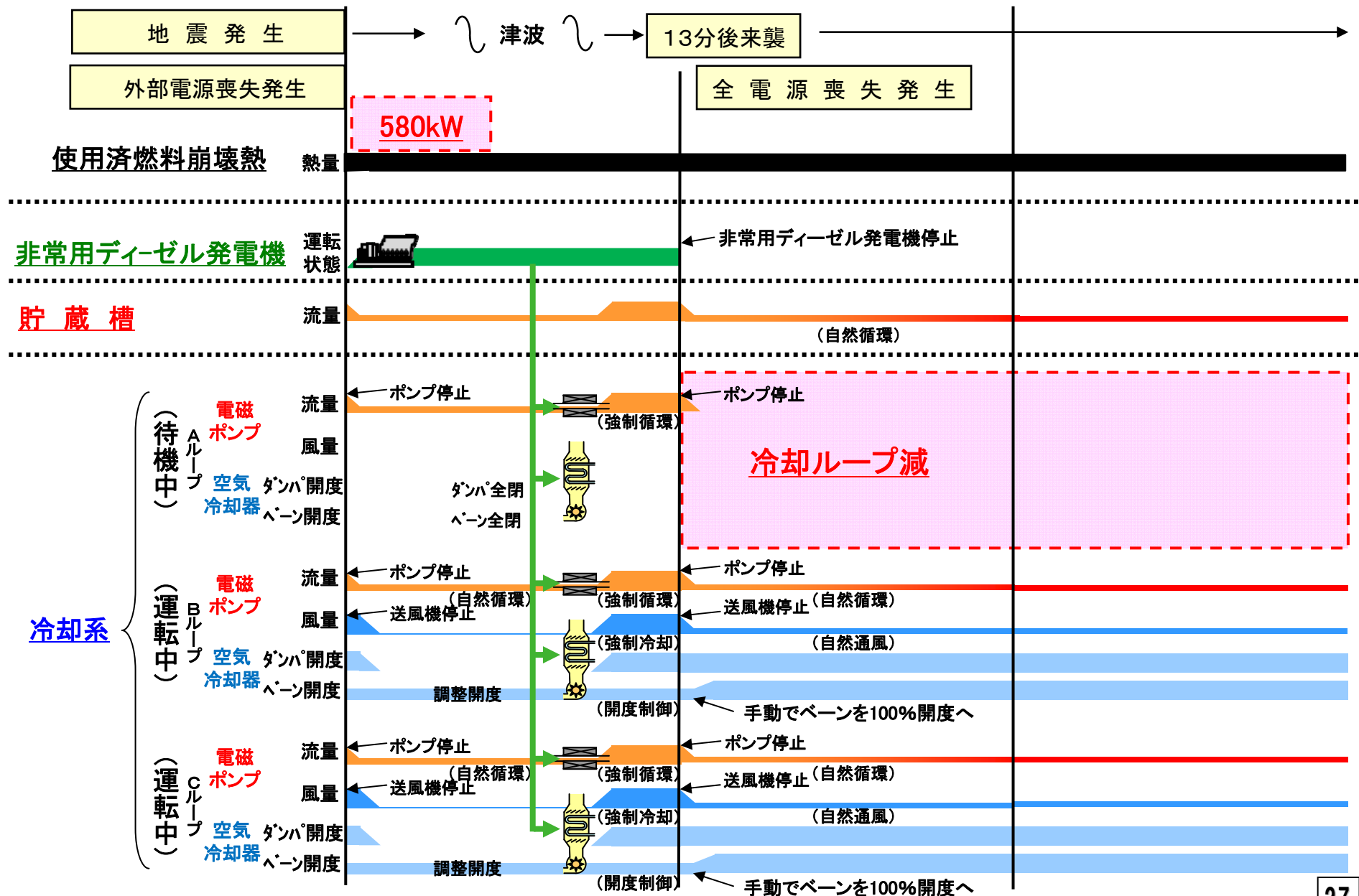
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

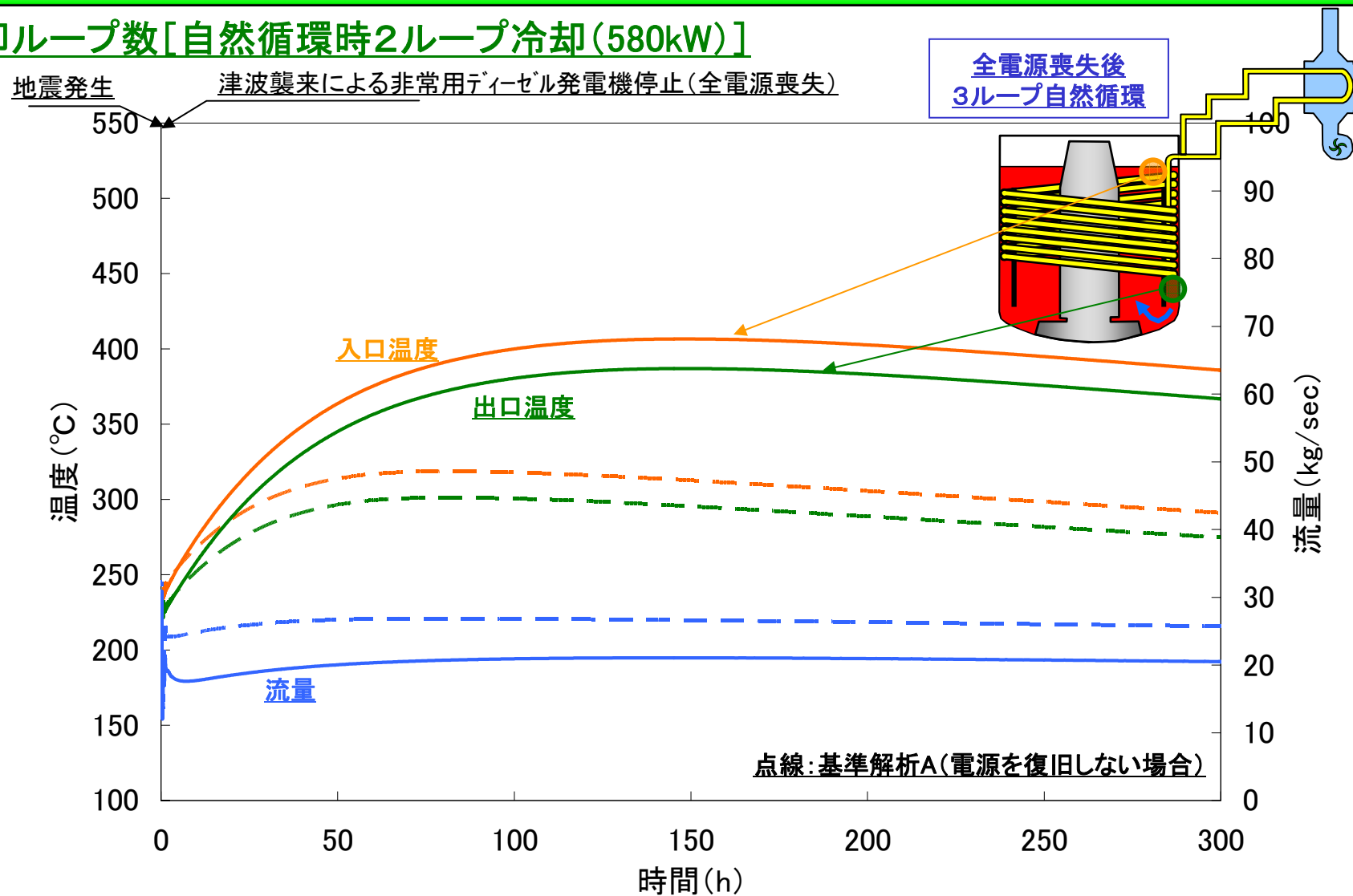
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析ケース
				電源 復旧	
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4



7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障1-2の解析条件)

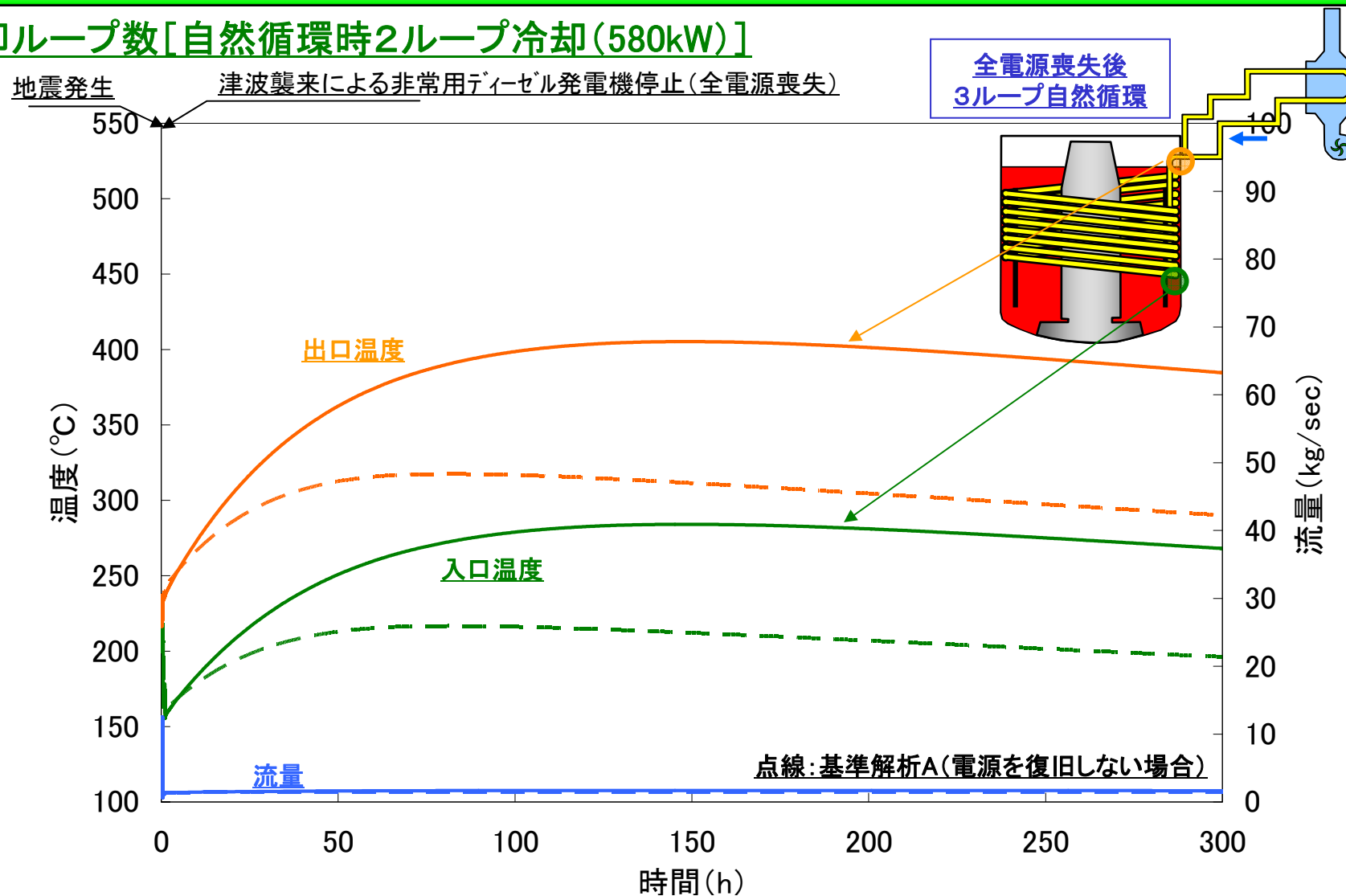


冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



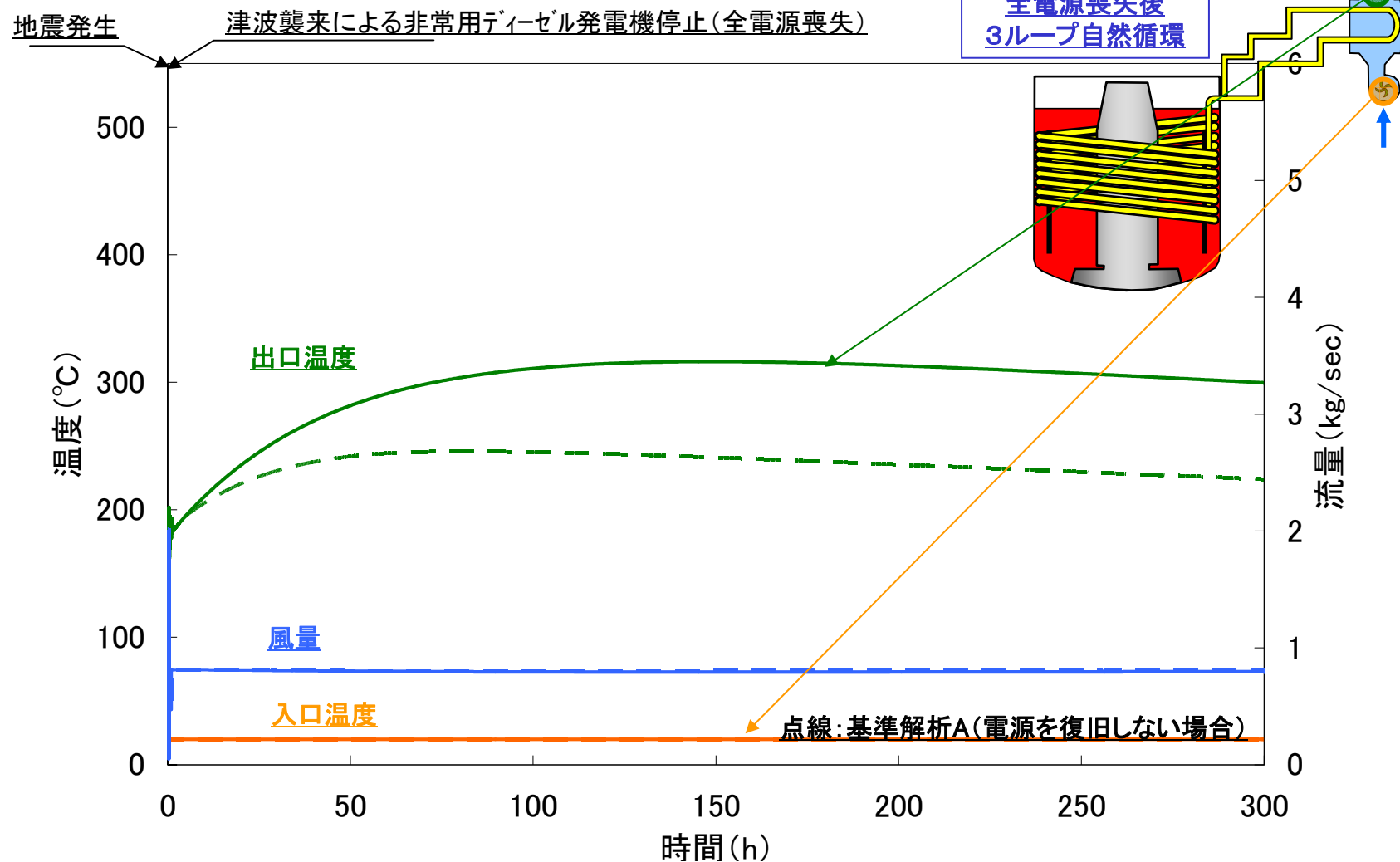
貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



空気冷却器出入口空気温度及び風量

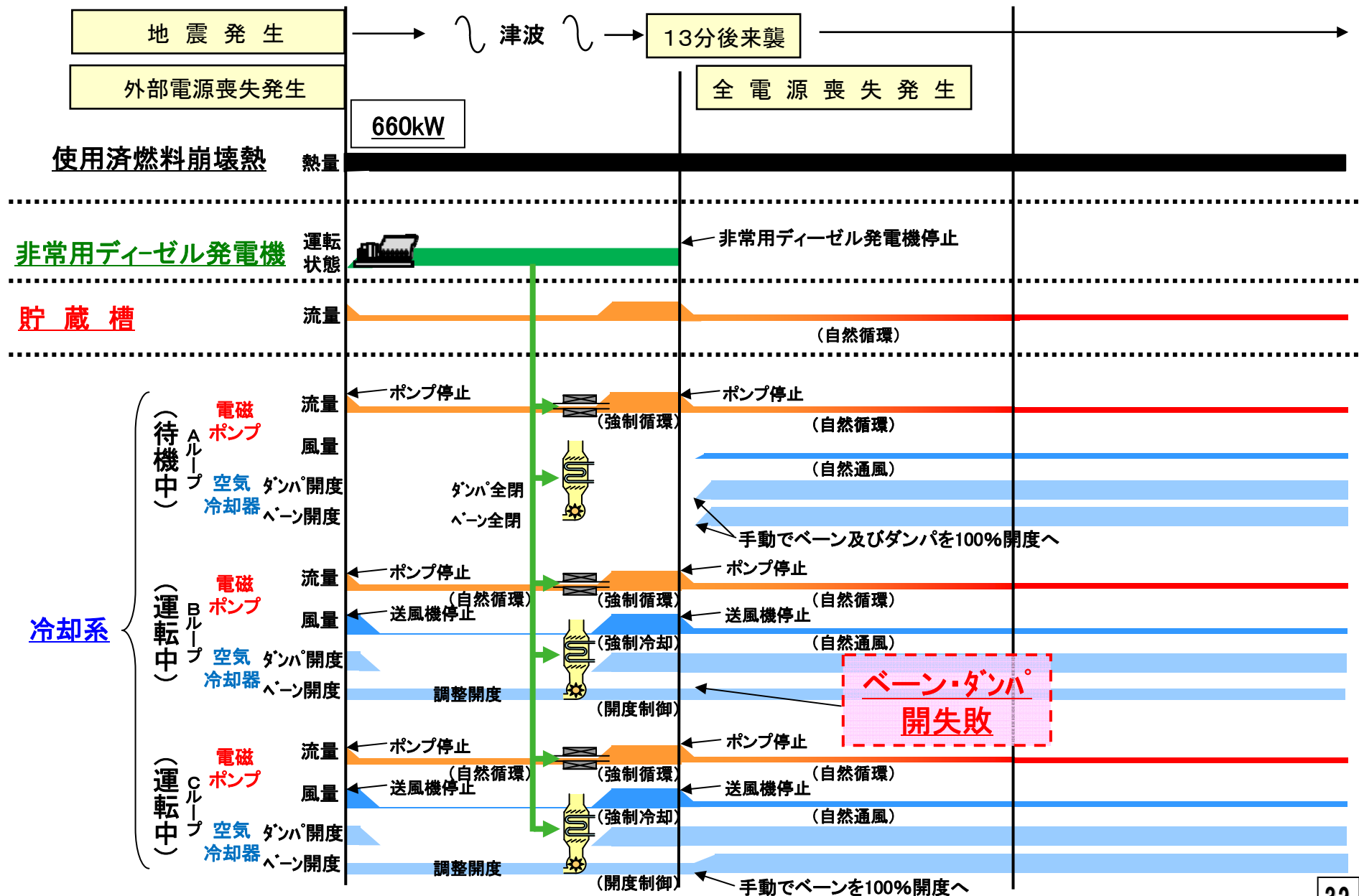
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

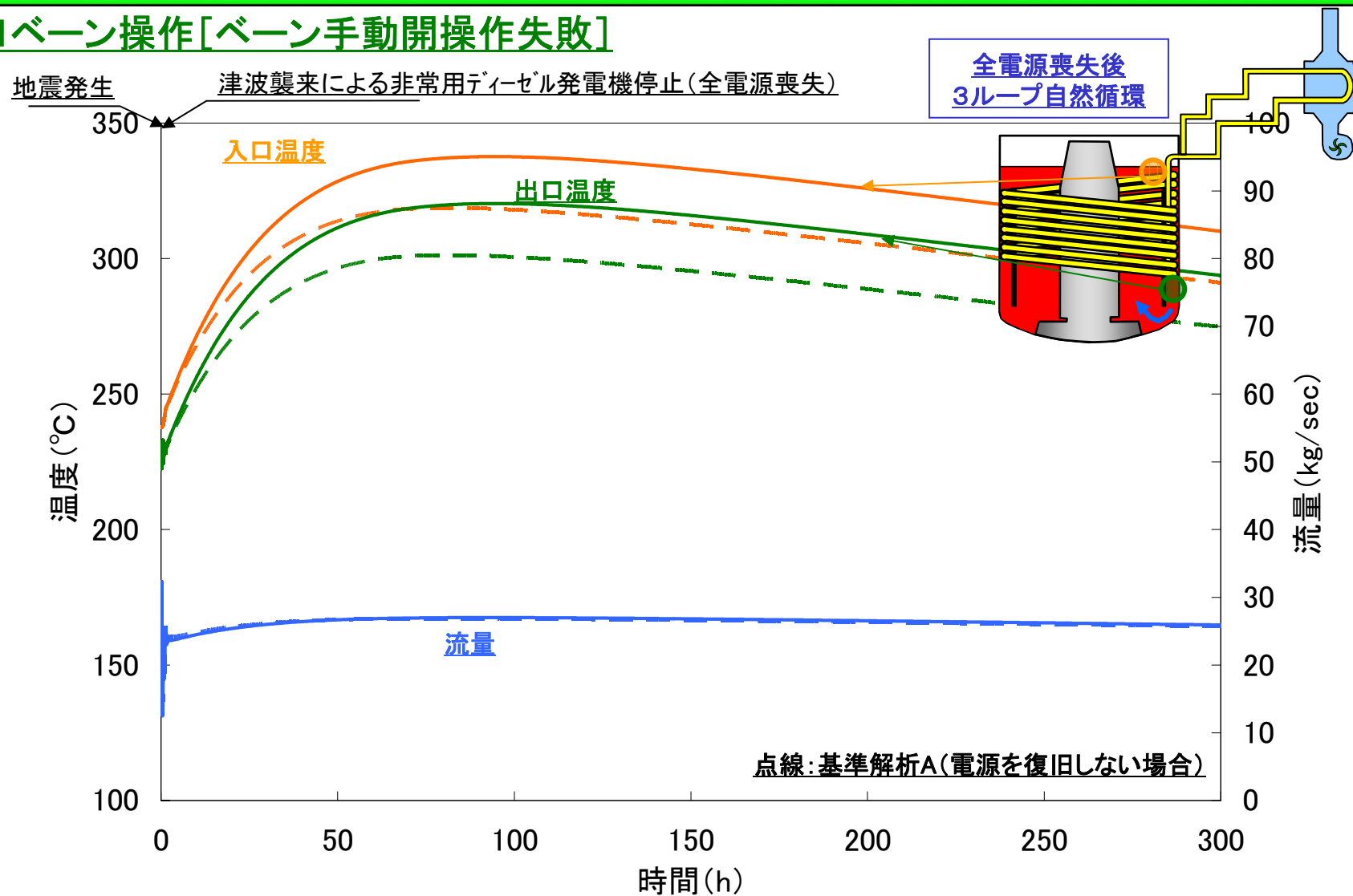
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析 ケース
				電源 復旧	
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4



7. 各種条件解析(2. 機器故障ケース2の解析条件)

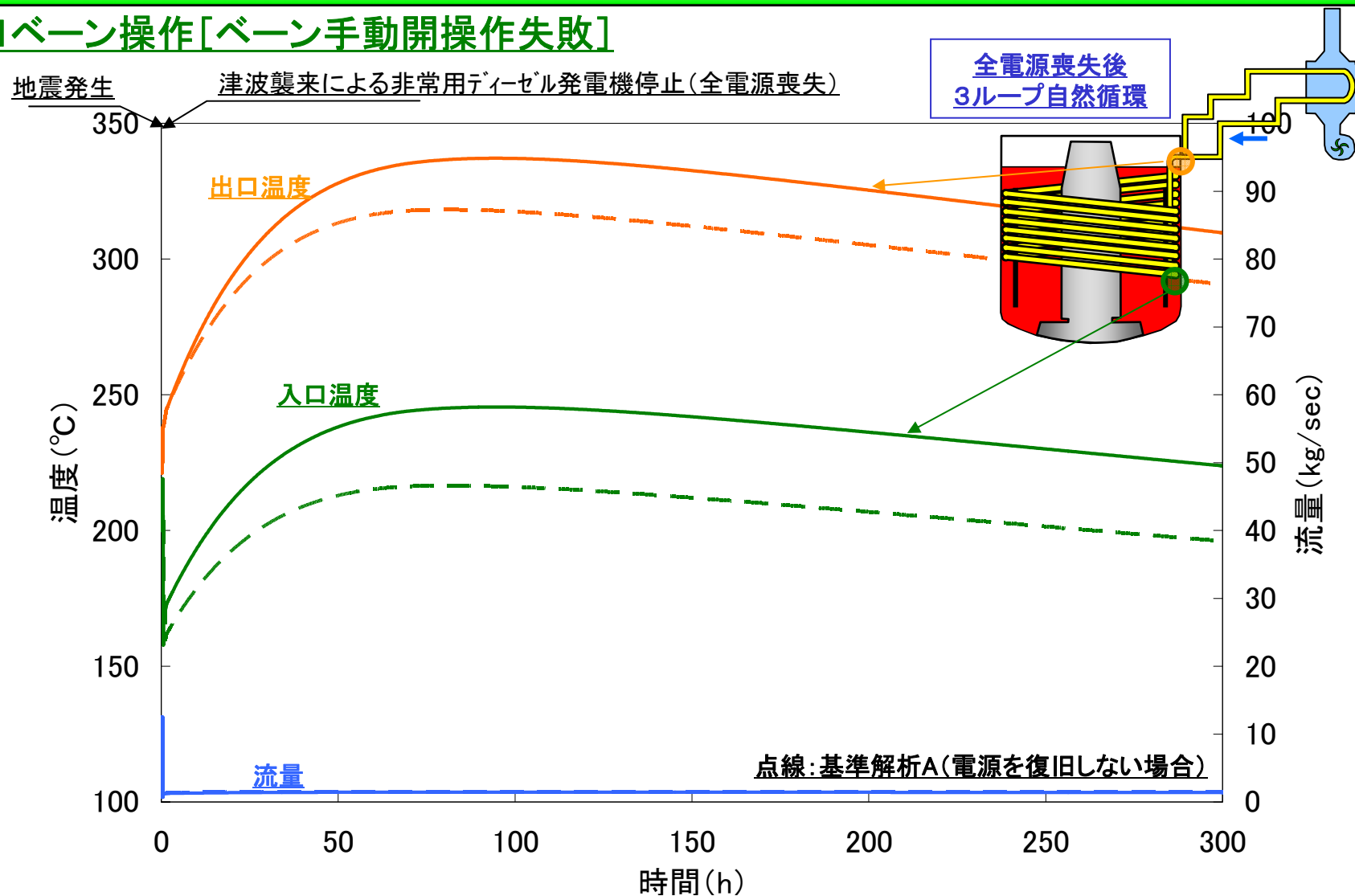


入口ベーン操作[ベーン手動開操作失敗]



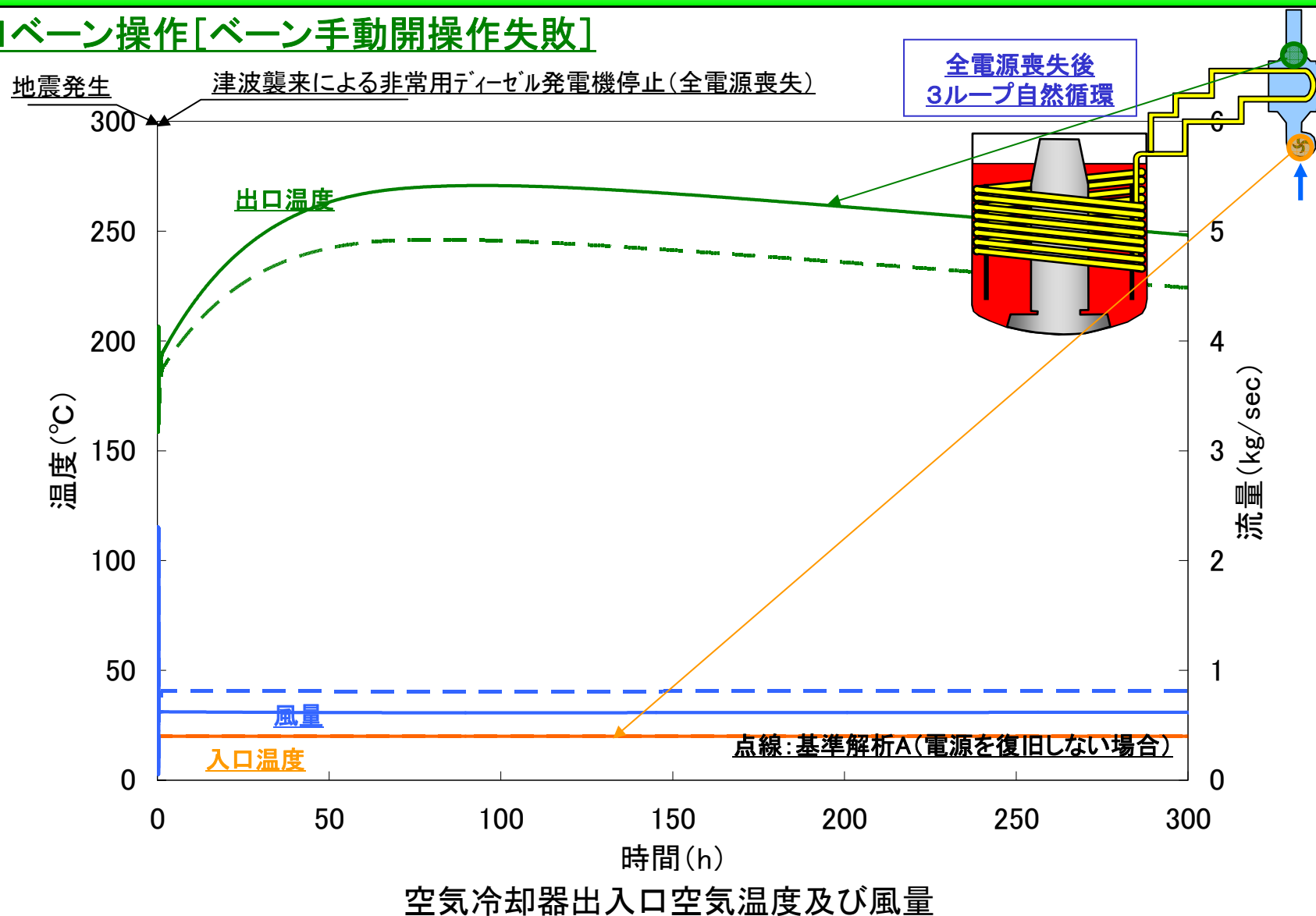
貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

入口ベーン操作[ベーン手動開操作失敗]



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

地震発生 津波襲来による非常用ディーゼル発電機停止(全電源喪失)



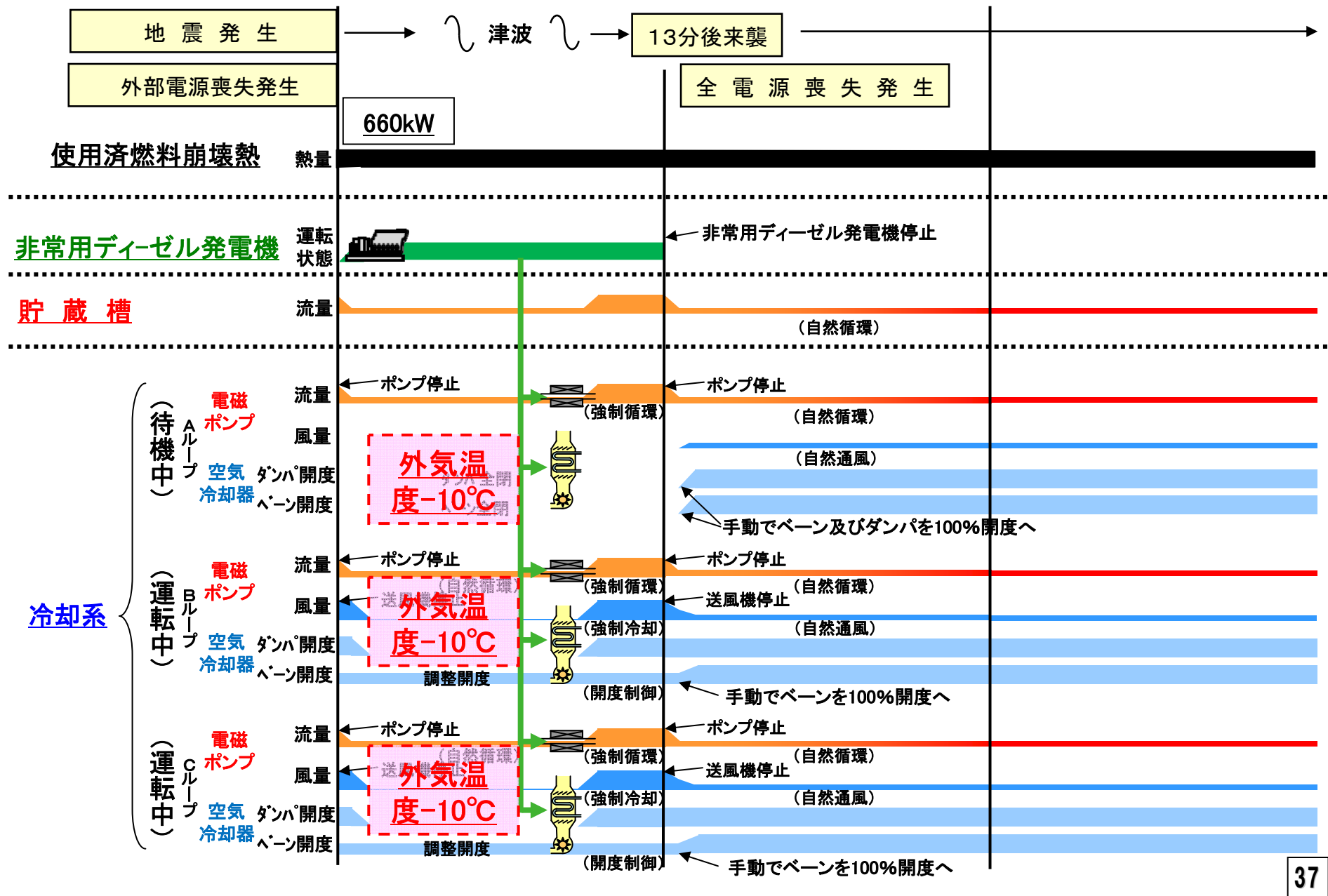
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源 復旧	解析 ケース
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

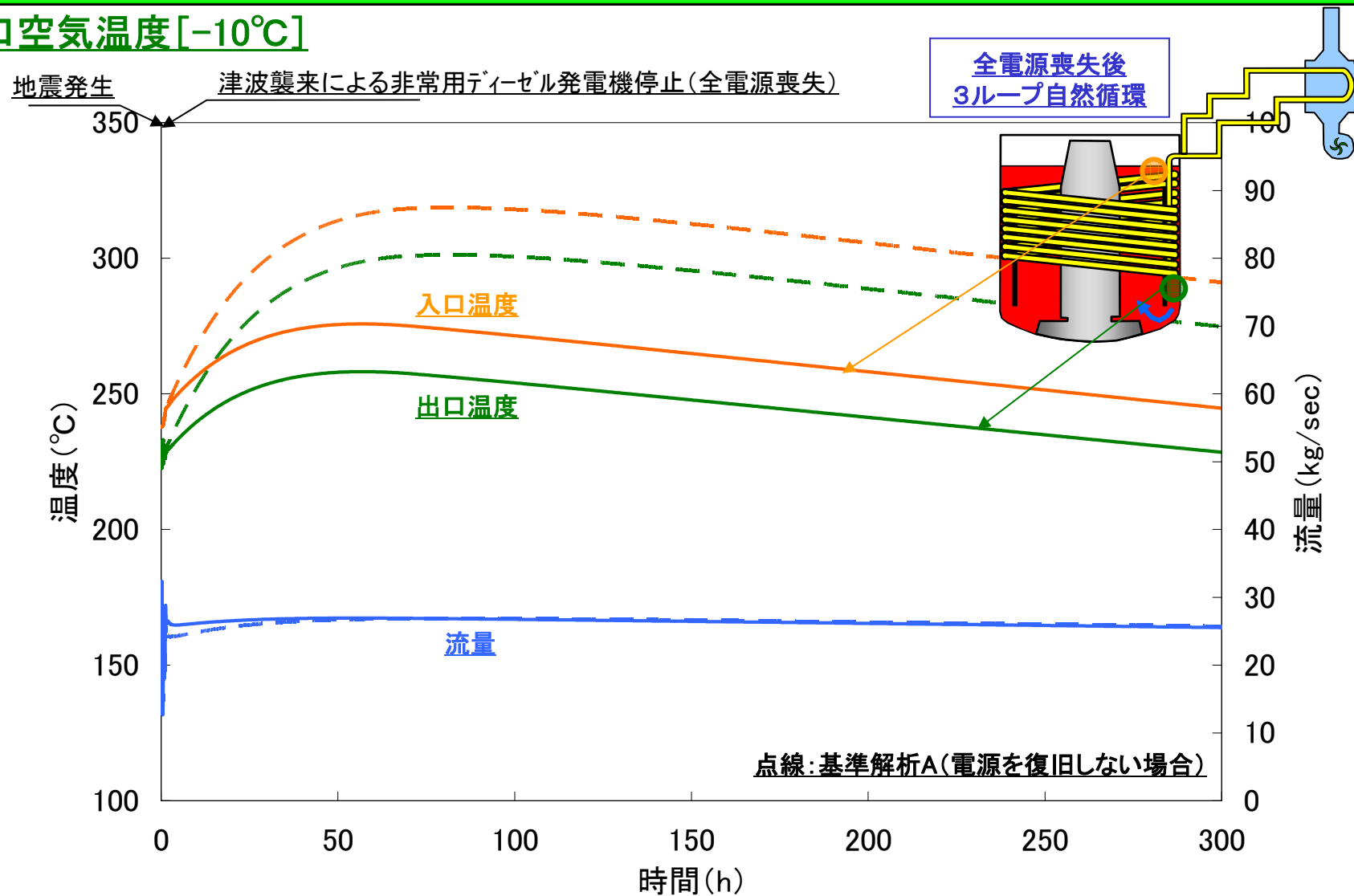


7. 各種条件解析(3. 気象条件3-1の解析条件)



7. 各種条件解析(3. 気象条件3-1の解析結果)

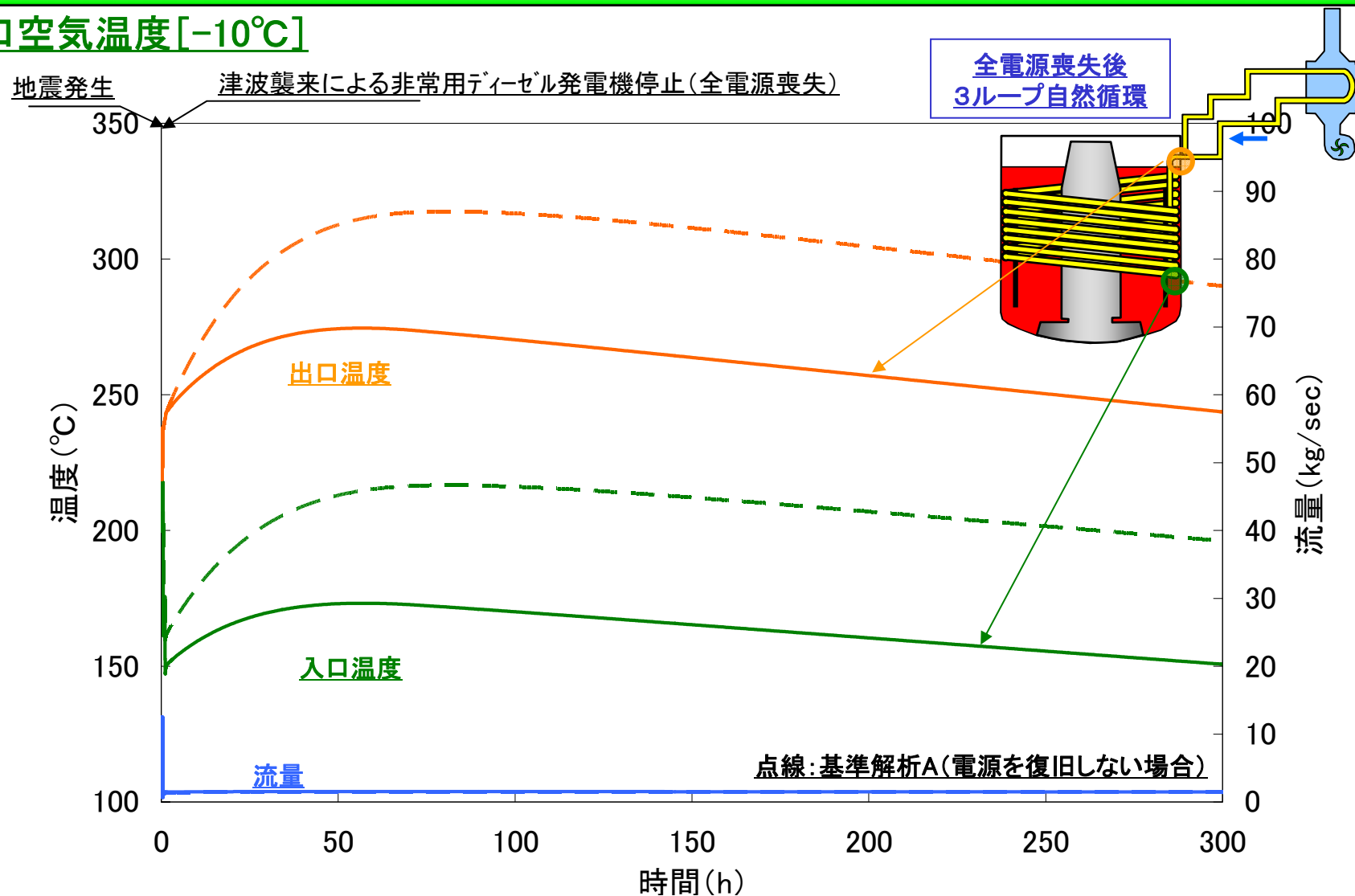
入口空気温度 $[-10^{\circ}\text{C}]$



貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

7. 各種条件解析(3. 気象条件3-1の解析結果)

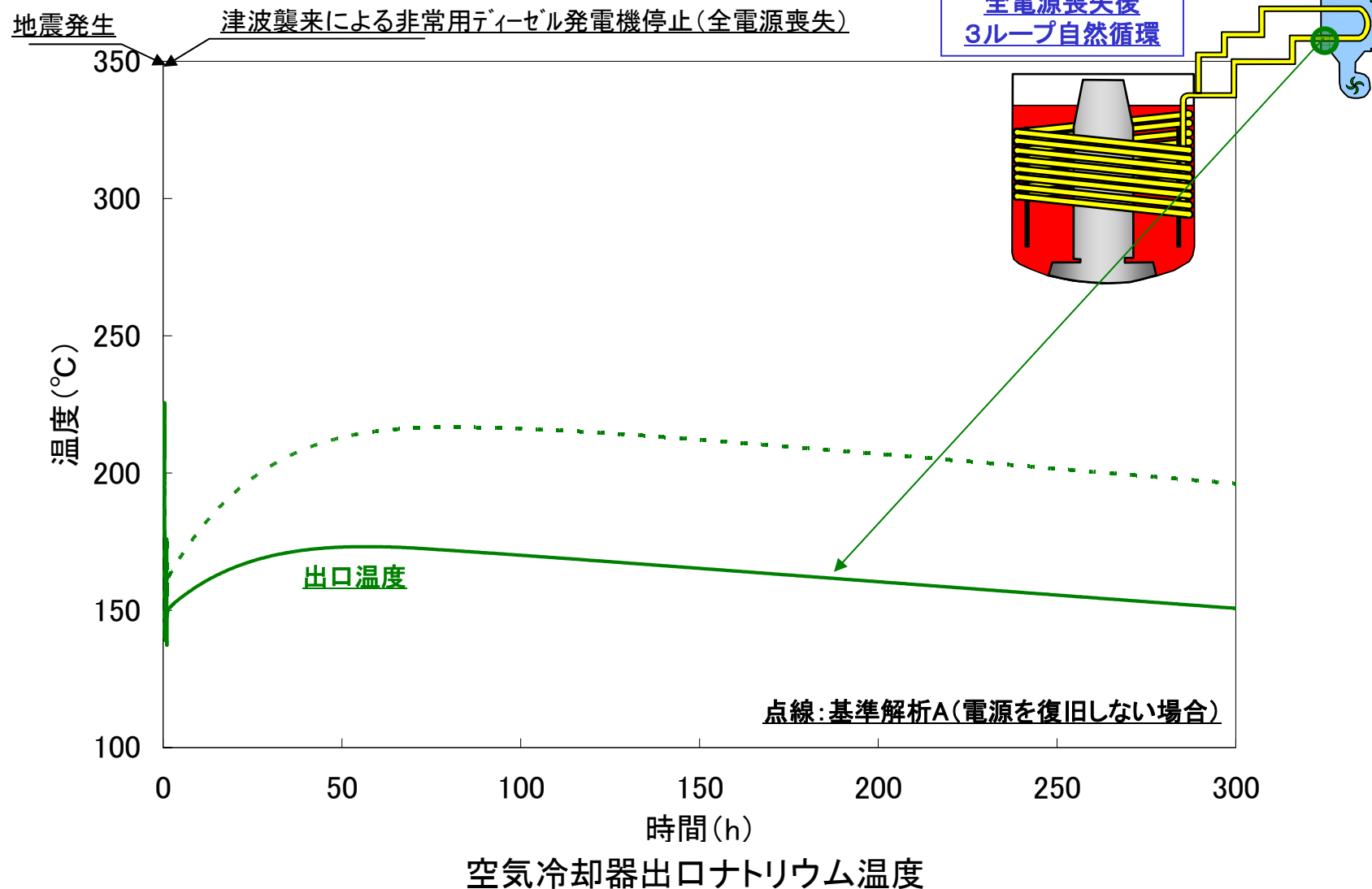
入口空気温度 $[-10^{\circ}\text{C}]$



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

7. 各種条件解析(3. 気象条件3-1の解析結果)

入口空気温度[-10℃]



[illegible]

空気冷却器出入口空気温度及び風量

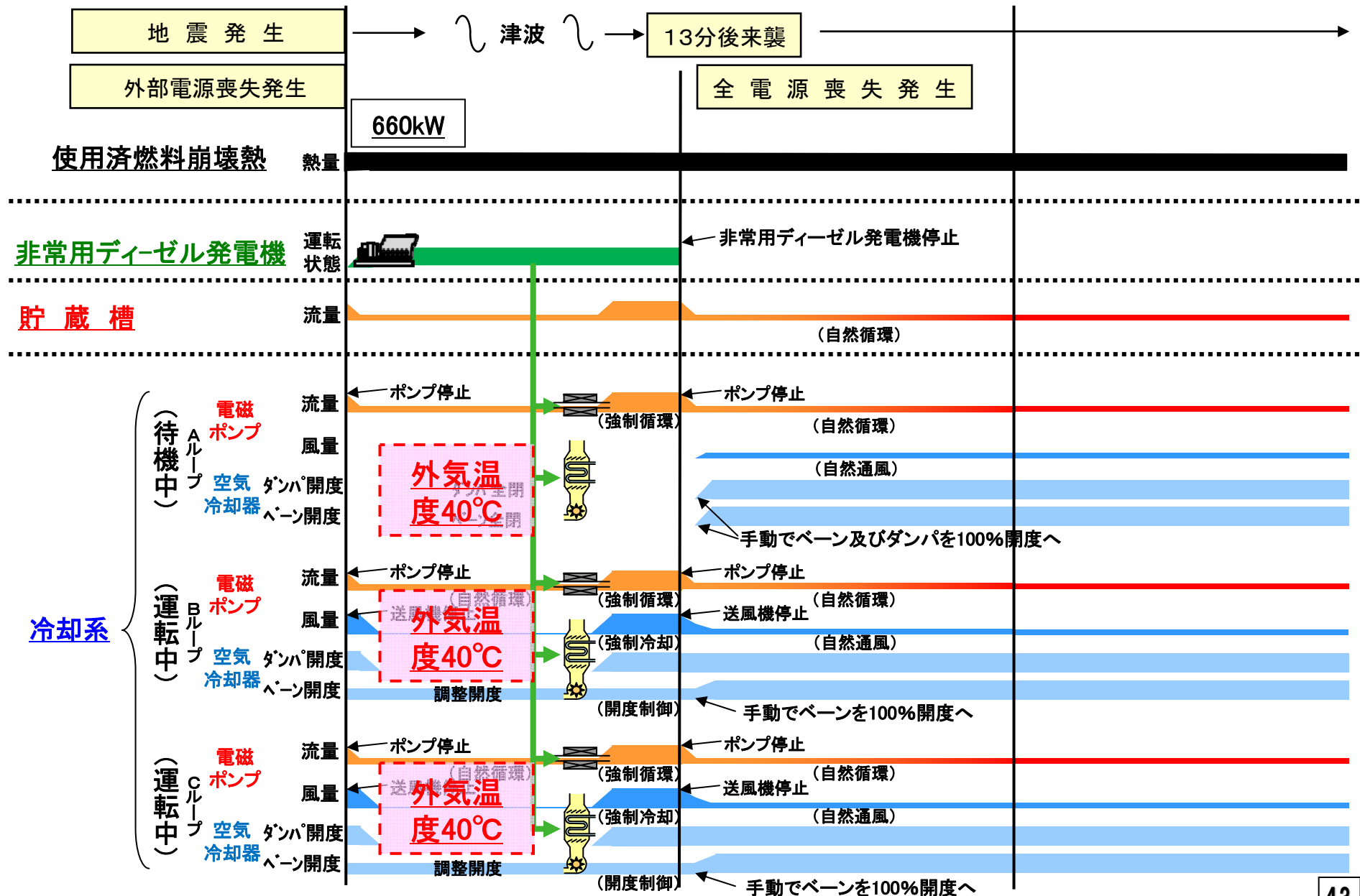
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析 ケース
				電源 復旧	
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

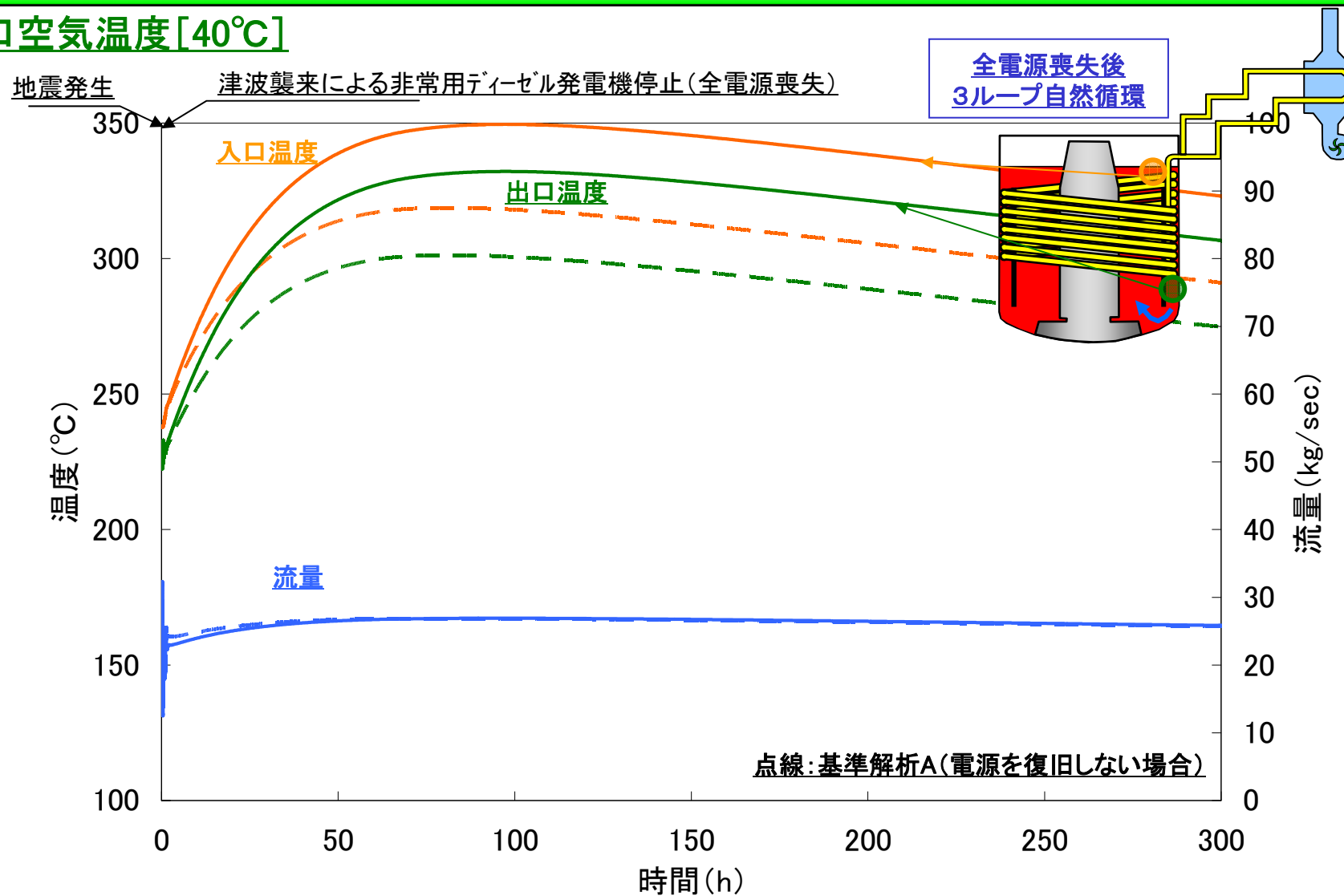


7. 各種条件解析(3. 気象条件3-2の解析条件)



7. 各種条件解析(3. 気象条件3-2の解析結果)

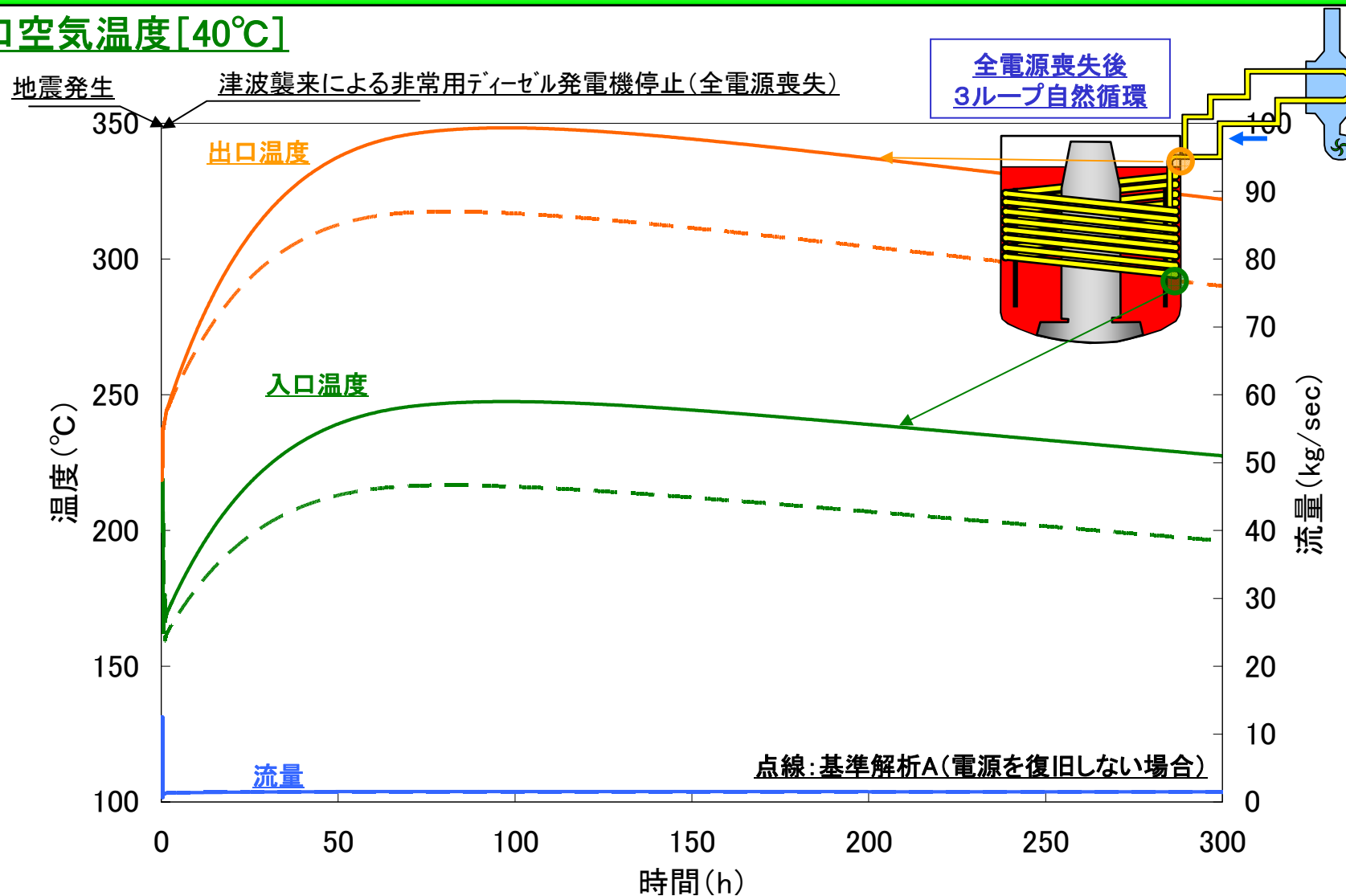
入口空気温度[40℃]



貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

7. 各種条件解析(3. 気象条件3-2の解析結果)

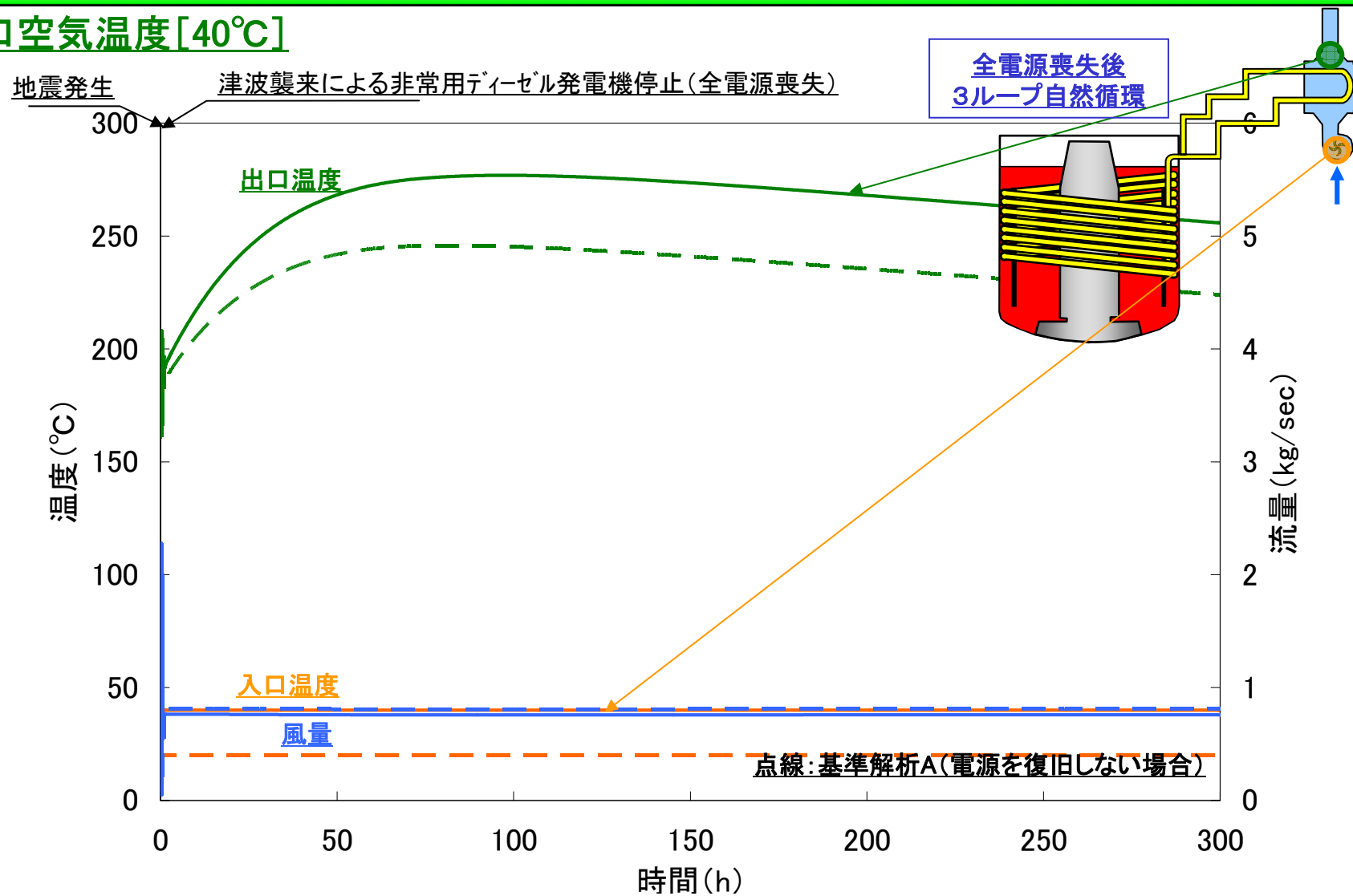
入口空気温度[40℃]



冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

7. 各種条件解析(3. 気象条件3-2の解析結果)

入口空気温度[40℃]



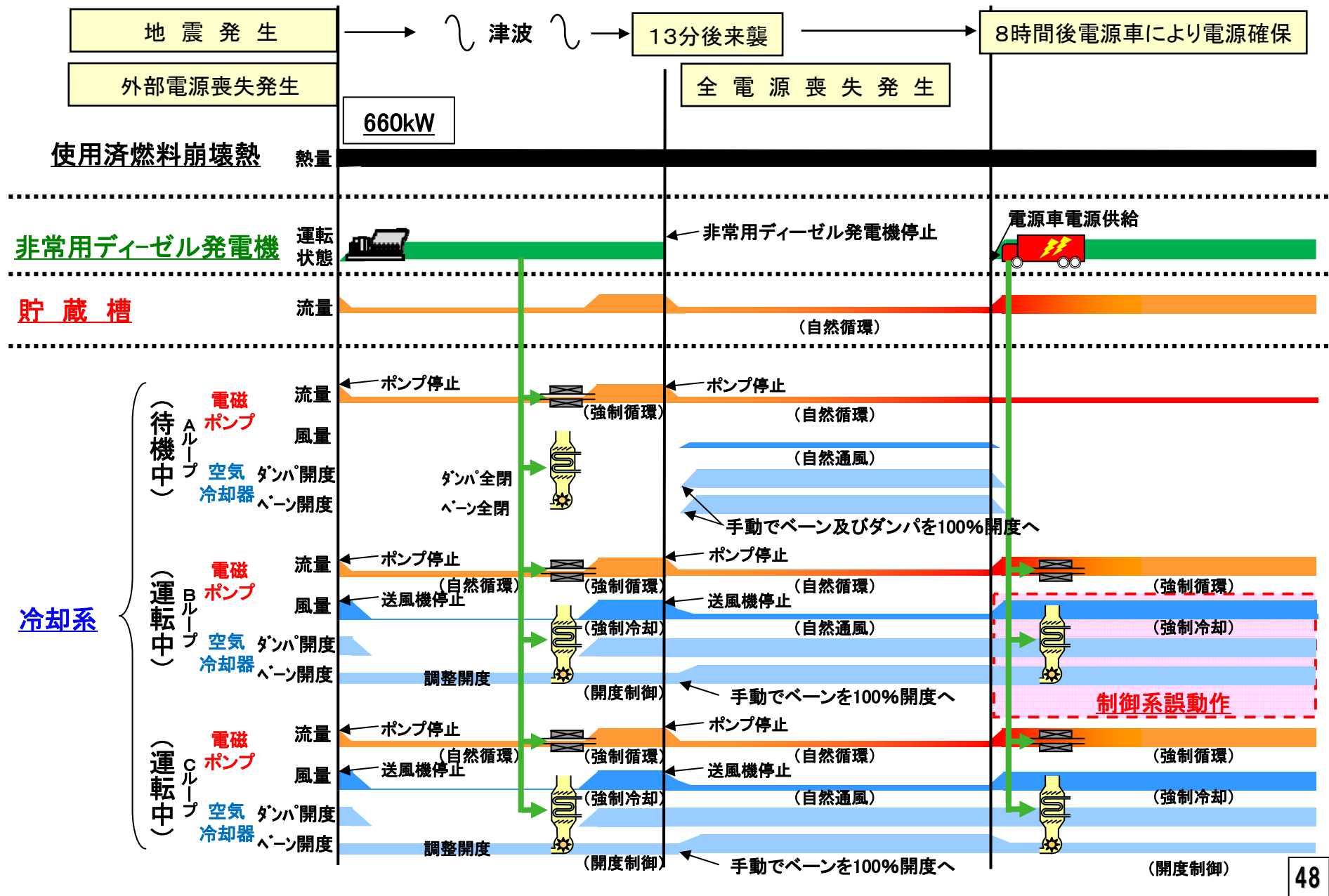
空気冷却器出入口空気温度及び流量

7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

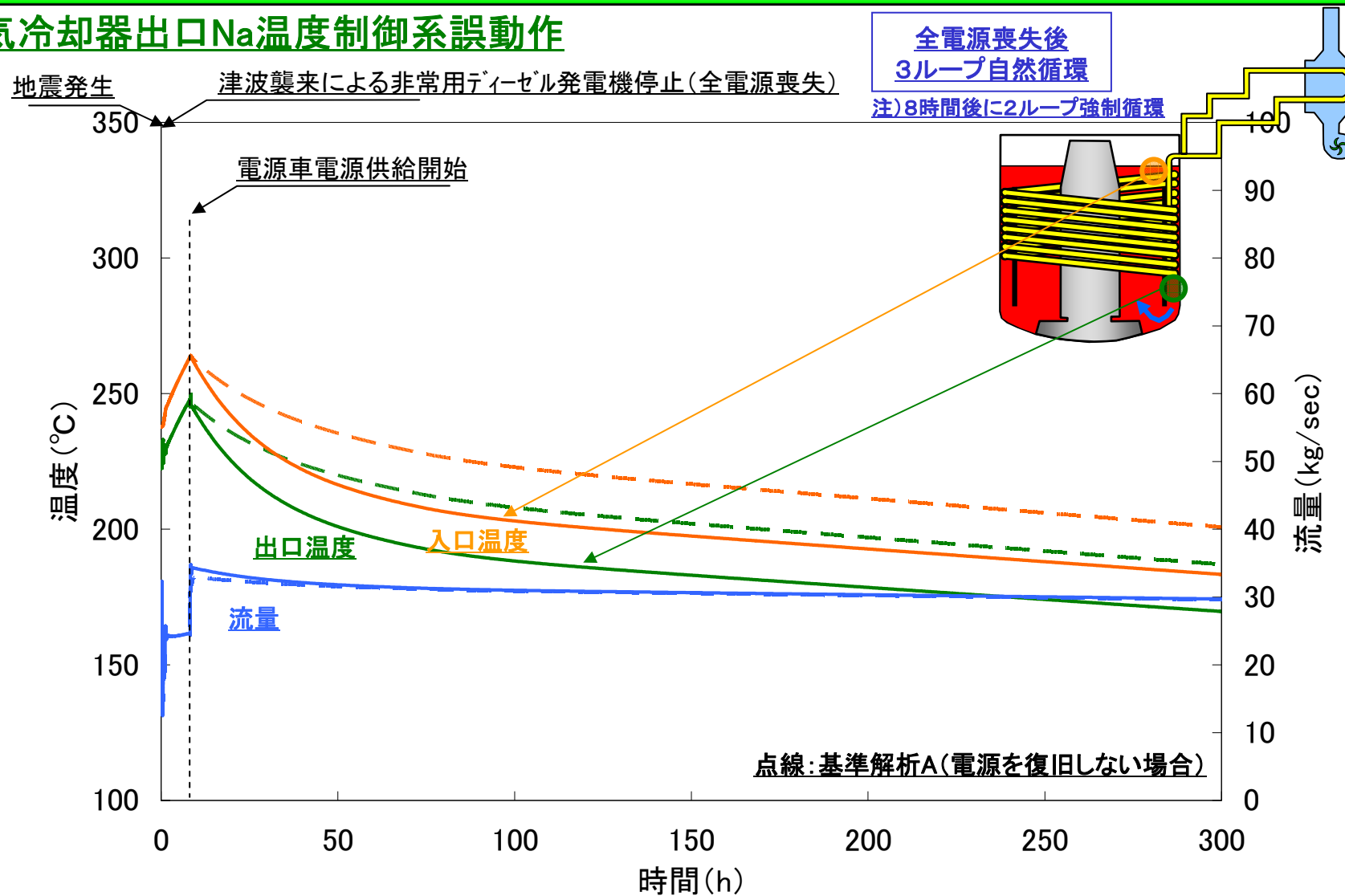
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源 復旧	解析 ケース
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20℃	-10℃	無	3-1
			40℃	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

7. 各種条件解析(4. 制御系誤動作4の解析条件)



7. 各種条件解析(4. 制御系誤動作4の解析結果)

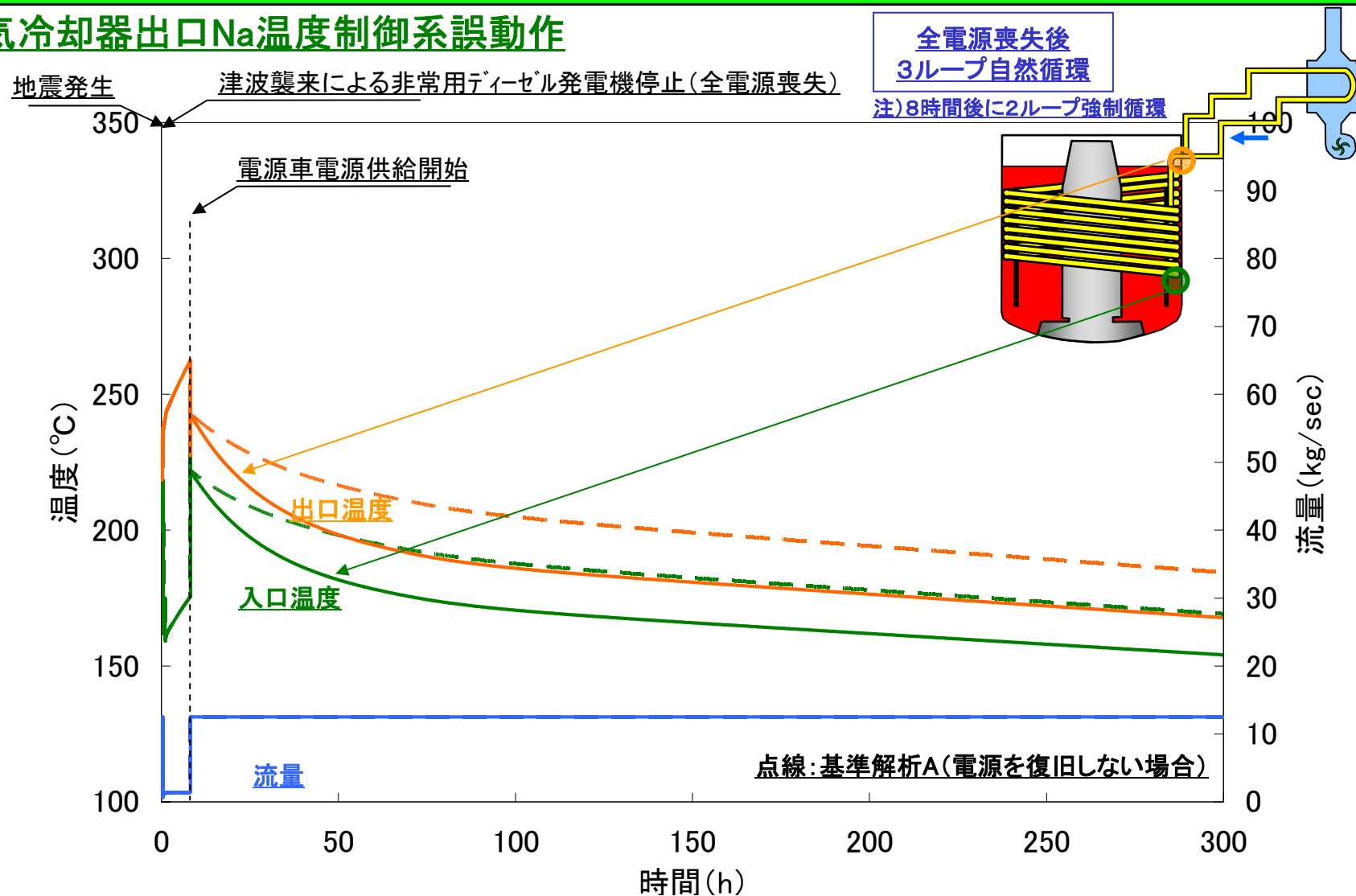
空気冷却器出口Na温度制御系誤動作



貯蔵槽冷却管部出入口ナトリウム温度及び流量(1次系)

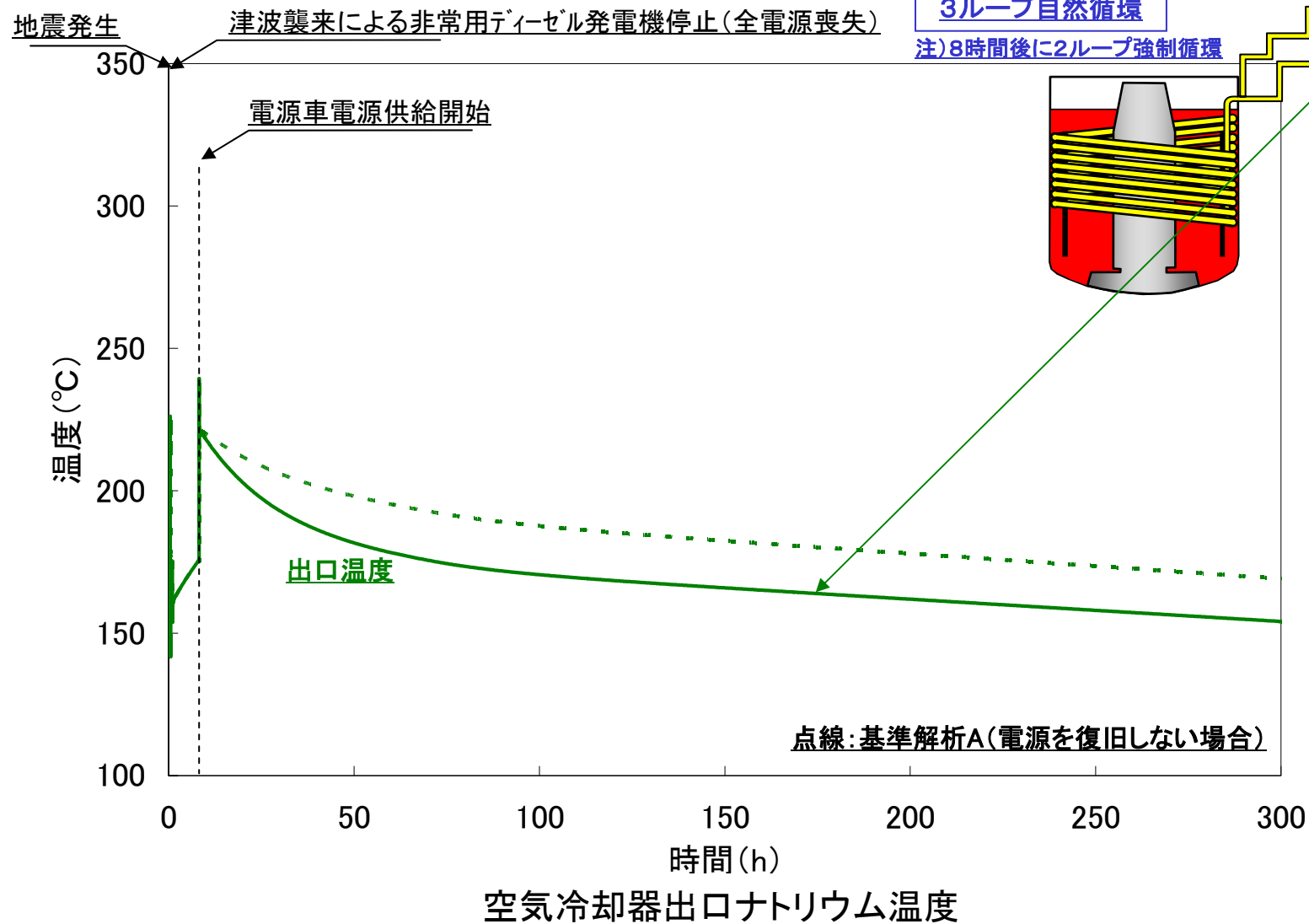
7. 各種条件解析(4. 制御系誤動作4の解析結果)

空気冷却器出口Na温度制御系誤動作

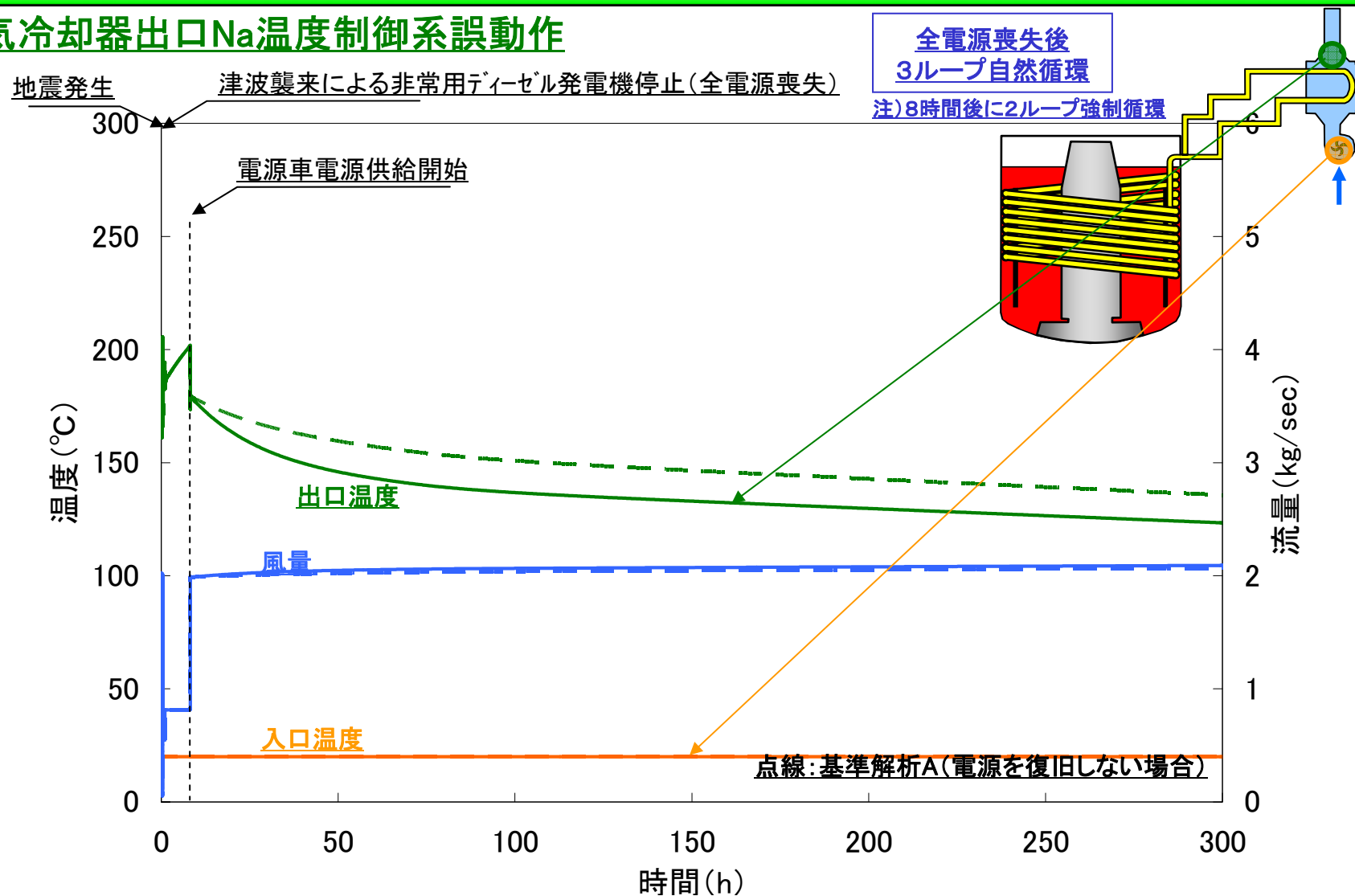


冷却系冷却管出入口ナトリウム温度及び流量(2次系)

空気冷却器出口Na温度制御系誤動作



空気冷却器出口Na温度制御系誤動作



空気冷却器出入口空気温度及び風量

8. ま と め

	解析条件	貯蔵槽ナトリウム 最高温度	冷却系コールドレグ 最高温度	空気冷却器出口 空気最高温度
基準解析A	自然循環冷却継続	約320℃	約220℃	約250℃
基準解析B	電源車電源供給による電源復旧	約260℃	約230℃	約200℃
ケース1-1	1. 冷却系統故障 2ループ自然循環冷却[660kW]	約450℃	約320℃	約350℃
ケース1-2	1. 冷却系統故障 2ループ自然循環冷却[580kW]	約410℃	約280℃	約316℃
ケース2	2. 機器故障 1ループ手動開操作失敗	約340℃	約250℃	約270℃
ケース3-1	3. 気象条件 外気温度-10℃	約280℃	約200℃ (初期温度より上昇しない)	約200℃
ケース3-2	3. 気象条件 外気温度40℃	約350℃	約250℃	約280℃
ケース4	4. 制御系誤動作 1ループ制御系停止	約260℃	約230℃	約200℃

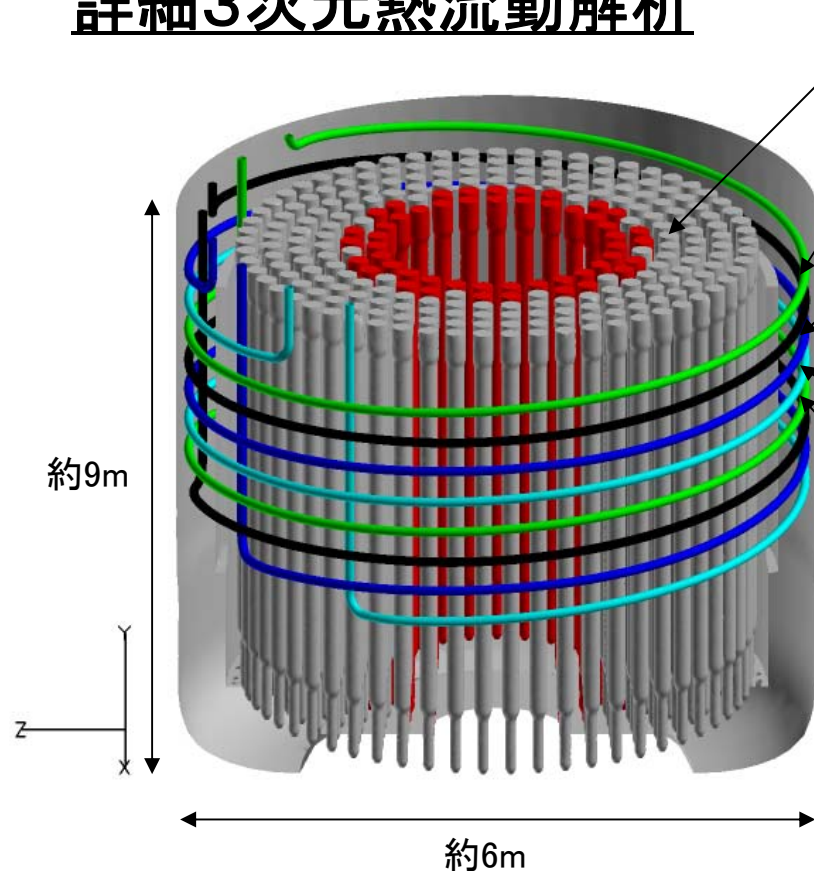
○上記最高温度で炉外燃料貯蔵槽の構造健全性の評価をそれぞれ実施した結果、健全性に影響がないことを確認している。

○燃料被ふく管温度は、貯蔵槽ナトリウム温度に対して高々70℃程度増であり、「取扱中の燃料の温度は、通常時675℃以上に上昇することのないような設計とする」※をも下回る。

福島第1原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵設備の冷却について、ナトリウム自然循環成立の要因を分析し、以下の点を示した。

- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析の結果、ナトリウムの自然循環によって使用済燃料の崩壊熱が除去され、炉外燃料貯蔵設備の健全性も確保されることを示した。
- ②冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析においても、ナトリウムの自然循環により、使用済燃料の冷却性及び炉外燃料貯蔵設備の健全性が確保されることを示した。

詳細3次元熱流動解析



解析モデル図

移送ポット

A系

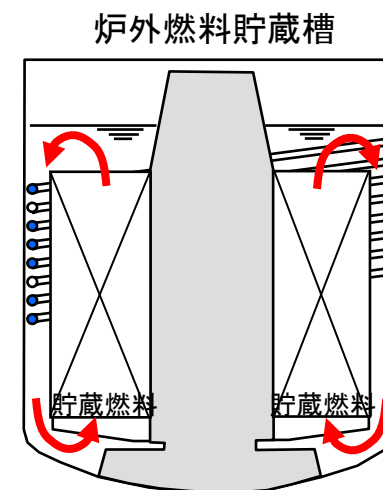
予備

B系

C系

モデル化

使用ループ



解析モデル: 有限体積法、 $RNGk-\varepsilon$ モデル

境界条件(速度): 対数則

境界条件(入熱): 発熱する移送ポット表面(赤色)
より一様な熱流束を設定

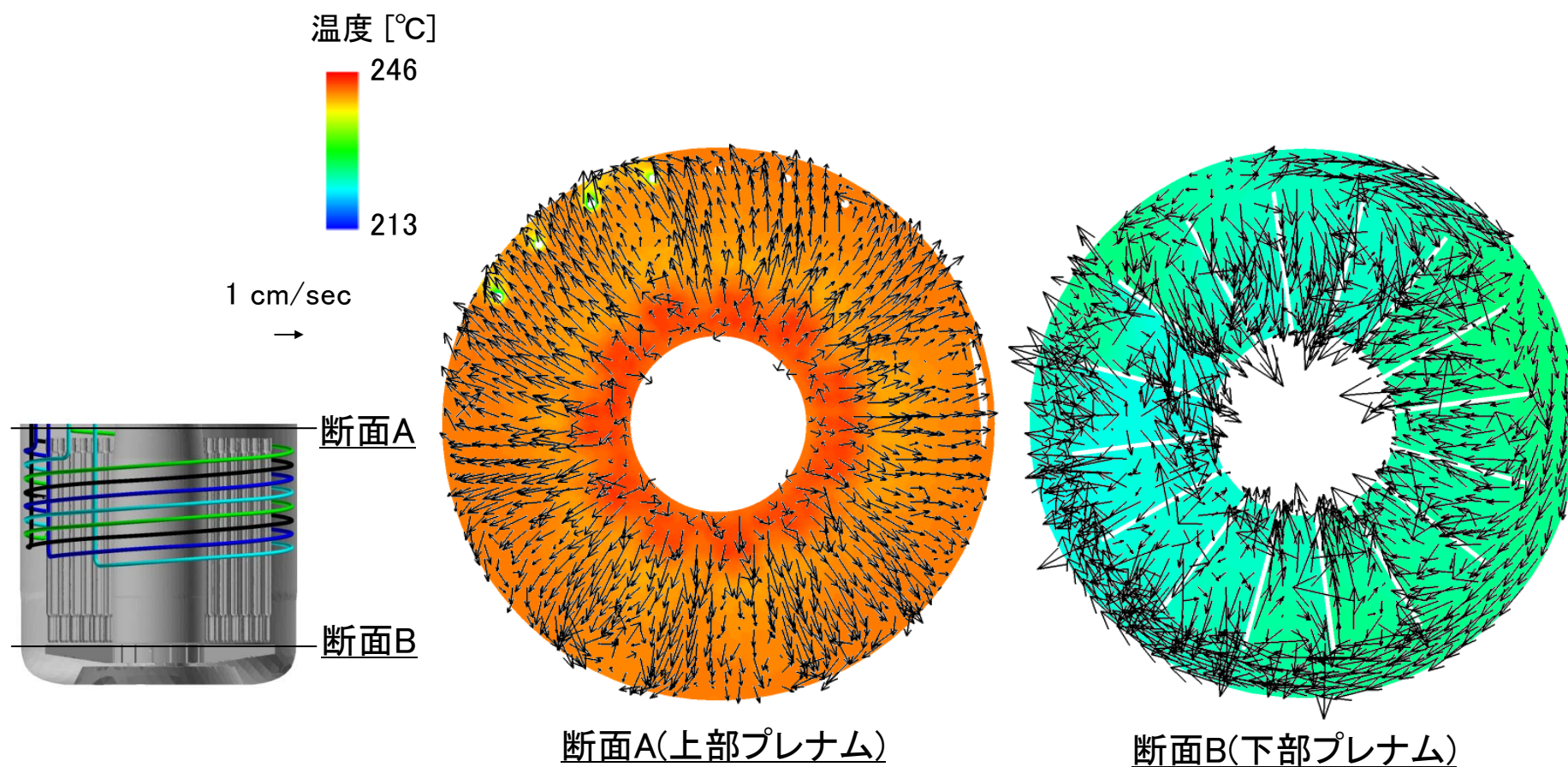
境界条件(除熱): B系及びC系の冷却管外表面
に設計の熱伝達率を設定

境界条件(上記以外): 断熱

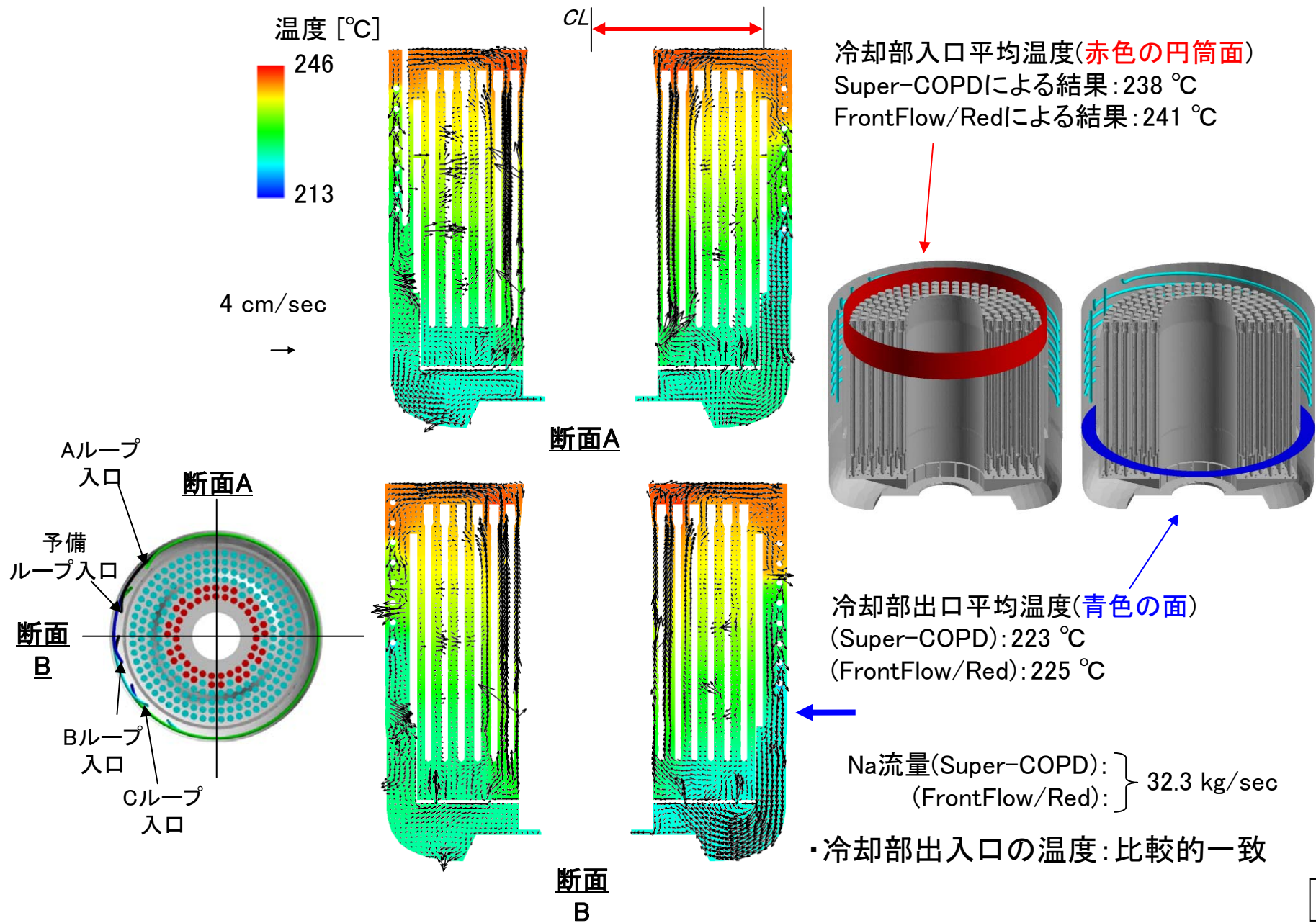
冷却コイルの非対称性の影響評価及びSuper-COPDによる解析結果の妥当性を確認
(汎用非構造格子流体解析コードFrontFlow/Red*)

*文献1: V. Dostal and M. Takahashi, "Modeling and optimization of steam dryer for removal of lead-bismuth droplets," Progress in Nuclear Energy, 50, 2-6, pp631-637 (2006)

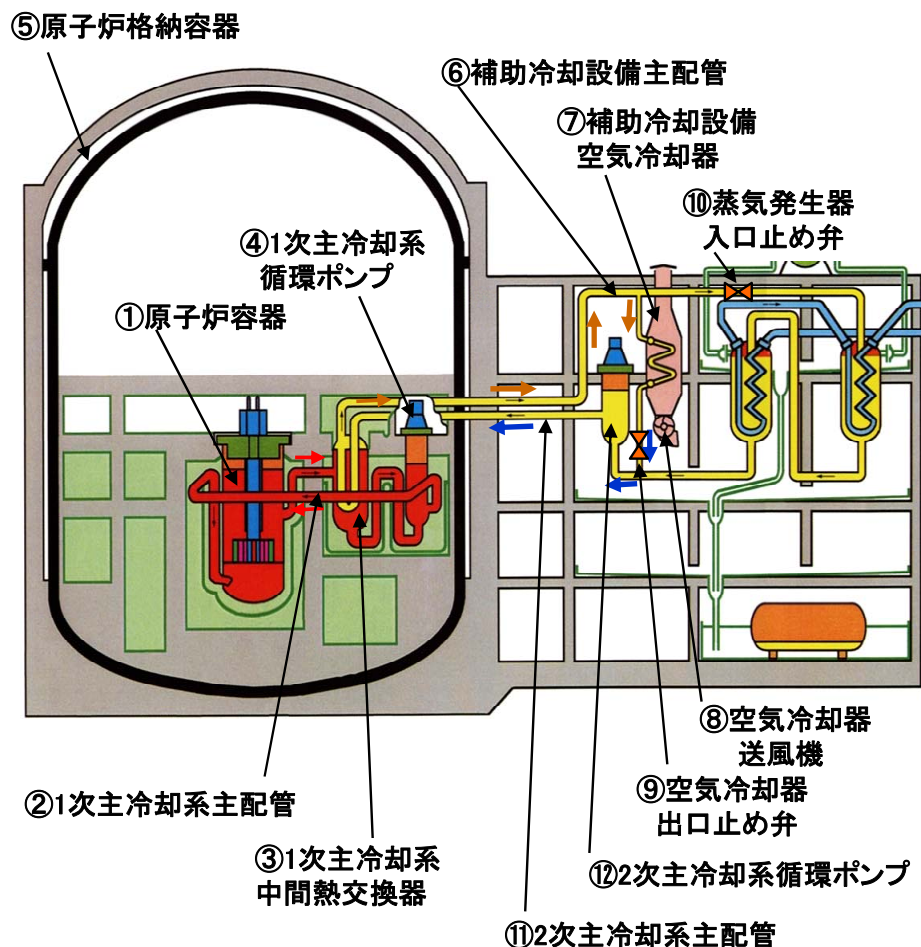
文献2: K. Honda, H. Ohira, M. Sotsu and S. Yoshikawa, "Thermal-hydraulic analysis of MONJU upper plenum under 40% rated power operational condition," Proc. of the 8th Int'l topical meeting on nuclear thermal-hydraulics, operation and safety, October (2010)



- ・周方向の温度差は小さい
 - ・断面A: 冷却管近傍を除いて $\Delta T \sim 4^{\circ}\text{C}$
 - ・断面B: $\Delta T \sim 4^{\circ}\text{C}$



「もんじゅ」の耐震安全性評価結果(原子炉冷却設備等の耐震性)



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)	5.25×10^5 kN・mm	7.61×10^5 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	

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

原子炉冷却設備等についてSs地震動による耐震評価



評価基準値を満足していることを確認

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の燃料池冷却検討結果について

平成23年9月30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

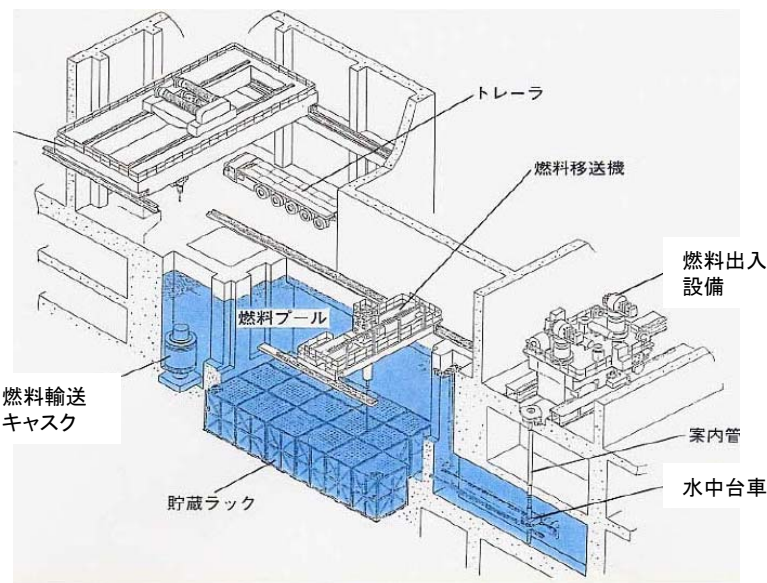
1. 燃料池の概要
2. 燃料池の冷却検討
3. 計算方法
4. 全電源喪失時の事象推移
5. 基準解析
6. 冷却機能維持の分析
7. 各種条件解析
8. 参考解析
9. まとめ

参考

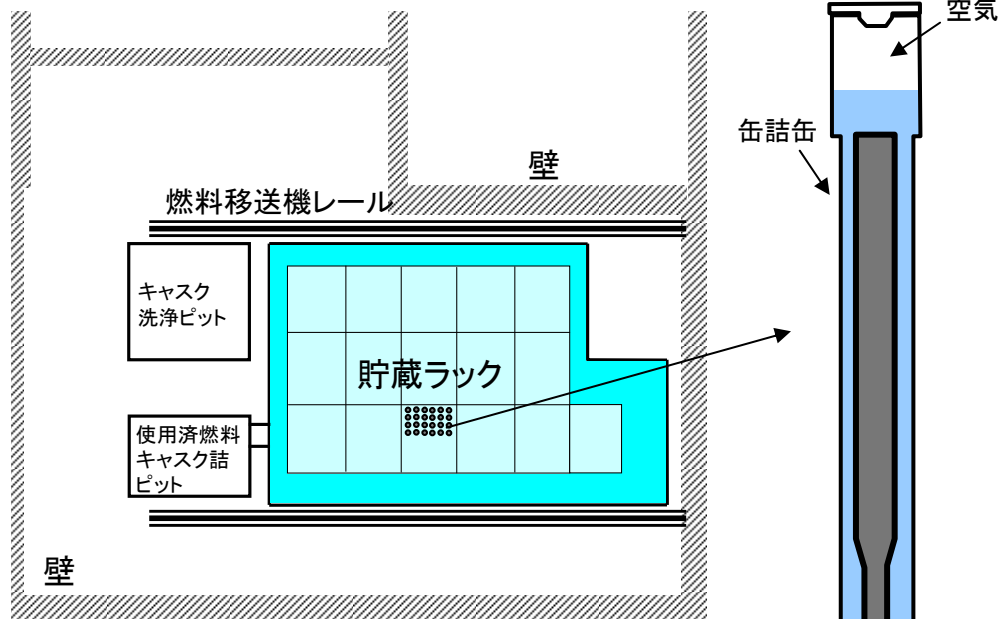
- ・3次元熱流動解析結果との比較
- ・スロッシング評価
- ・耐震バックチェック評価

「もんじゅ」での使用済燃料の取扱い

- ⇒原子炉から取り出された使用済燃料は、炉外燃料貯蔵槽（EVST）にて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵
- ⇒缶詰缶に詰められ燃料池に移され、水中にて貯蔵・冷却



燃料池鳥瞰図

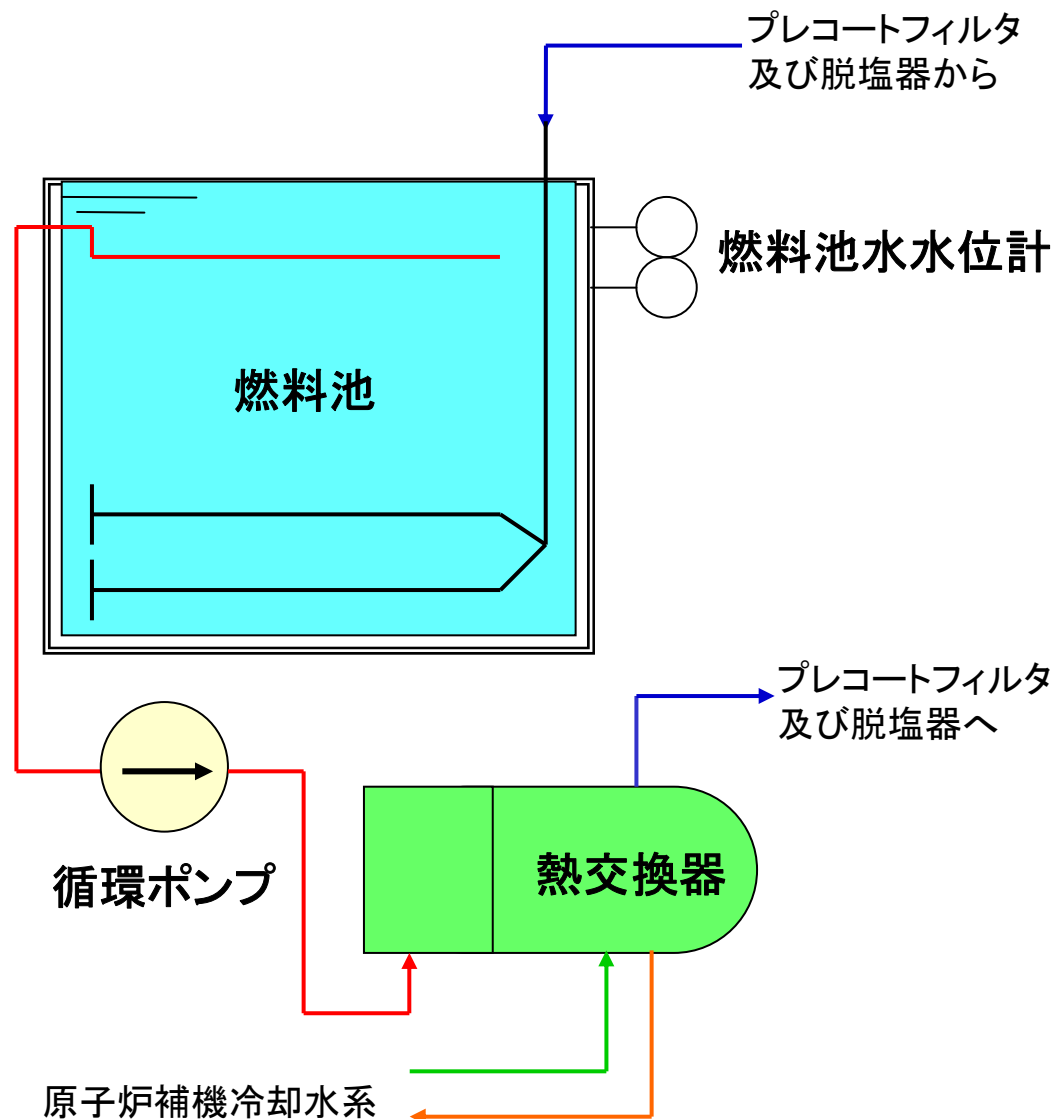


燃料池寸法図

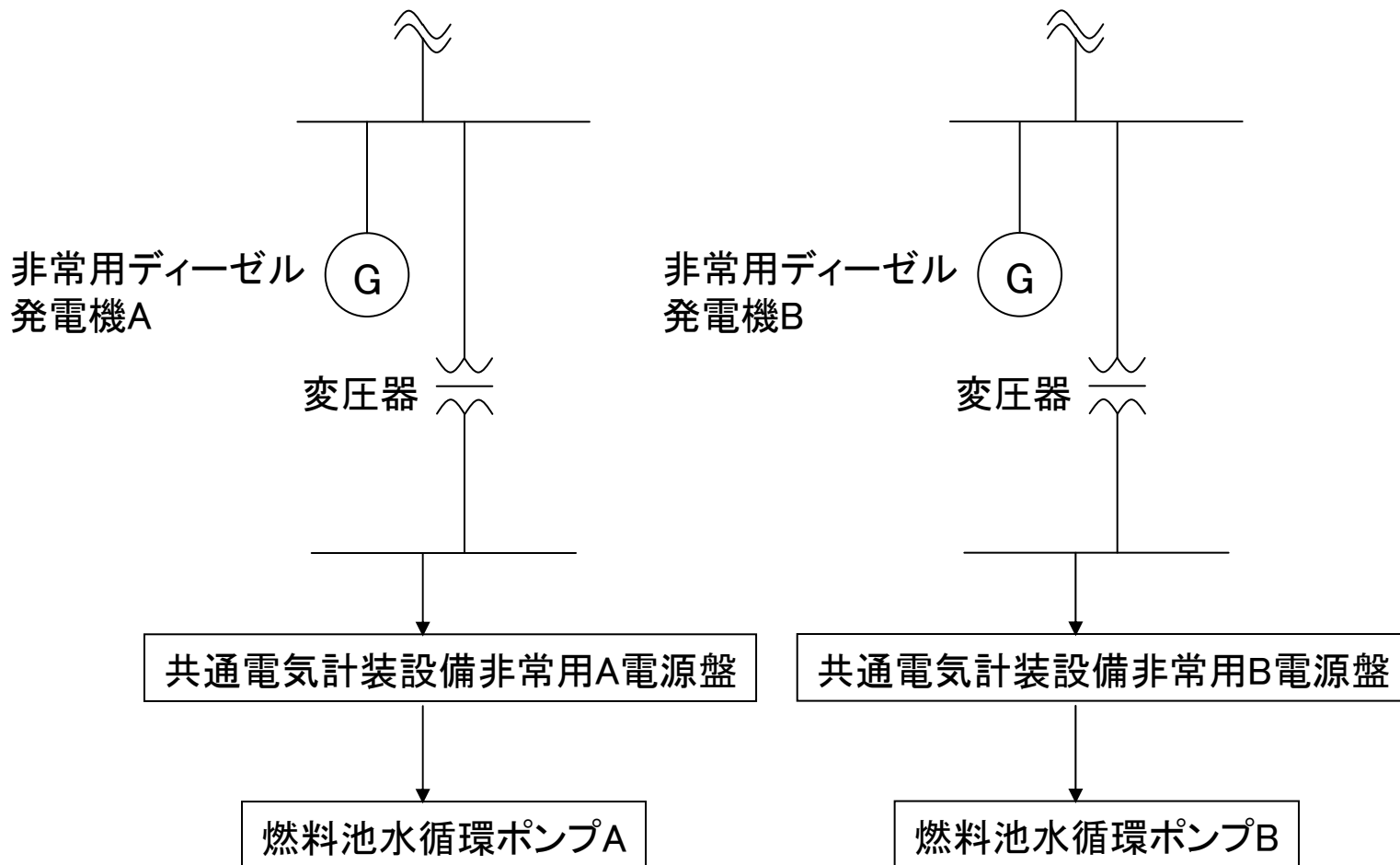
- ・貯蔵ラックは、使用済燃料を合計で約1400体を収容できる
- ・貯蔵ラックに収容した場合の缶詰缶頂部は、通常水位から約7m下となる。

燃料池水冷却浄化装置

- ・燃料池内貯蔵ラックに一時貯蔵された使用済燃料の崩壊熱を除去
- ・燃料池の水温を所定の温度(52[°C])以下に保つ
- ・循環ポンプ及び熱交換器がそれぞれ2基設置
- ・除熱には、補機冷却水を用いており、熱交換容量は最大で550[kW]



1. 燃料池の概要



燃料池の冷却設備に係る非常用電源供給の概要

ディーゼル発電機に繋がってる設備は、外部電源喪失時にも電源供給を受けることができる。⇒冷却浄化系は運転継続可能

●確認内容

地震発生、津波来襲により外部電源及び非常用ディーゼル発電機が利用不可となった場合にも、「もんじゅ」燃料池が使用済燃料の崩壊熱を除去できる設計となっていることを示す。

●評価対象

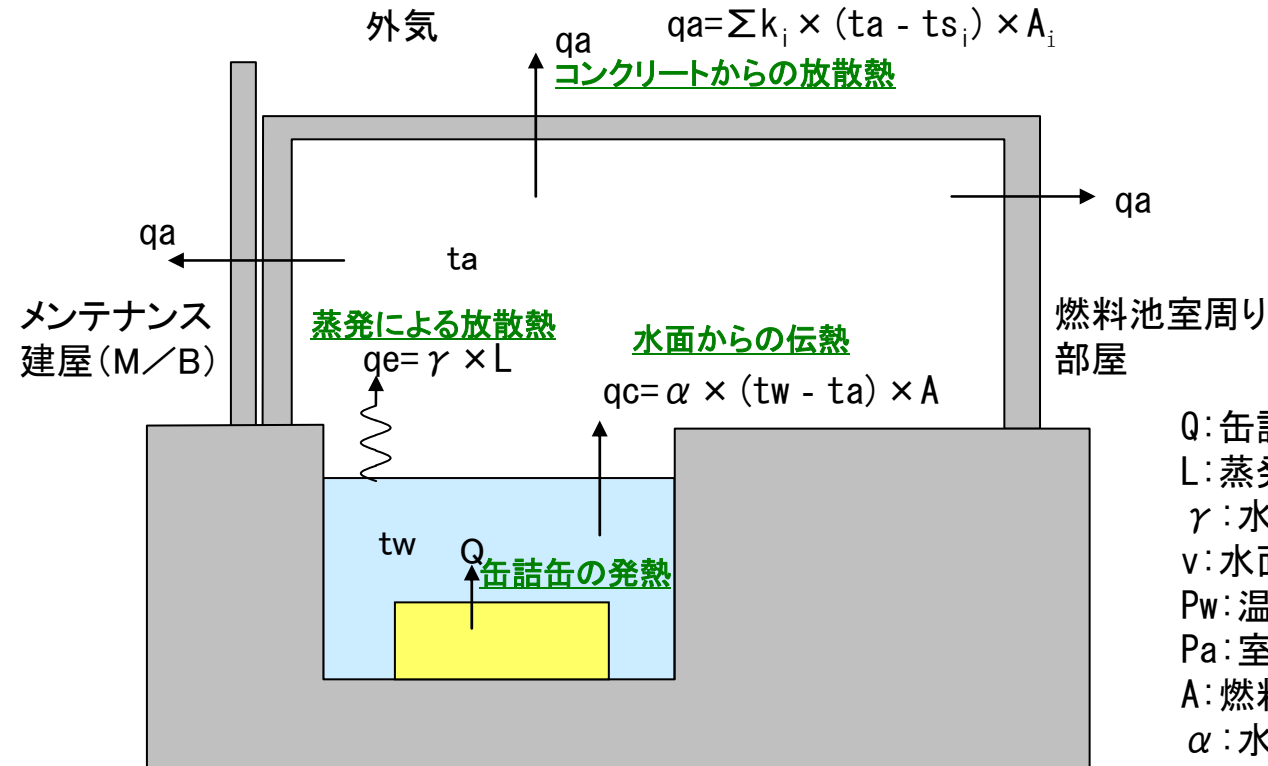
使用済燃料の冷却には、水量確保及び水温維持が必要。

水量確保・・・使用済燃料が露出すると、除熱が困難となり、缶詰缶、ラッパ管及び被覆管が破損する可能性が高くなる。

水温維持・・・沸騰が起これと、水が急激に失われ、水量確保が困難となる。

- ➡
- ・使用済燃料が装荷されている缶詰缶の頂部が露出するまでの時間
 - ・燃料池の沸騰の有無の確認(もし沸騰する場合は、沸騰するまでの時間)

3. 計算方法(モデル)



Q:缶詰缶からの発熱 [kW]

L: 蒸発量 [kg]

 γ : 水温 t_w の飽和蒸気の蒸発潜熱 [J/kg] v : 水面の風速 [m/s]

Pw: 温度twにおける飽和水蒸気圧 [mmHg]

Pa:室内空気の水蒸気圧 [mmHg]

A: 燃料池水面の表面積 (240[m²])

 α : 水面の熱伝達率 [J/m²/h/°C]

tw: 燃料池温度 [°C]

t_a : 燃料池室雰囲気温度 $[^{\circ}\text{C}]$

C_w : 燃料池の熱容量 $[J/^\circ C]$

Ca: 雰囲気の熱容量[J/°C]

$$\alpha = 9.31 \text{ [J/m}^2\text{/h/}^\circ\text{C]}^*$$

●蒸発量計算式

$$L = (0.0152v + 0.0178) \times (P_w - P_a) \times A \quad [\text{kg}]^*$$

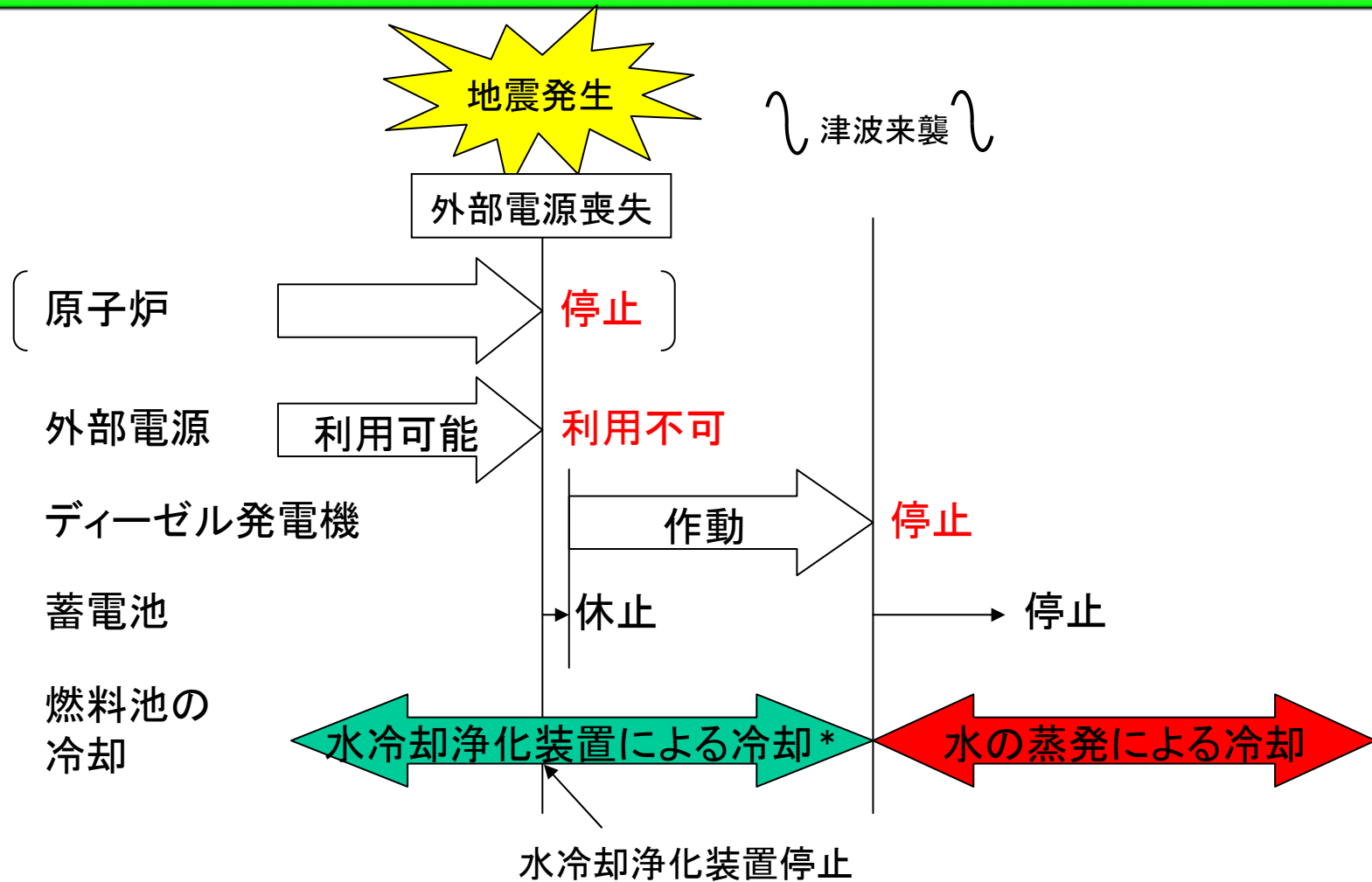
●水温変化計算式

$$\Delta t_w / \Delta t = (Q - q_e - q_c) / C_w \text{ [}^\circ\text{C/s]}$$

●空氣霧困氣變化計算式

$$\Delta t_a / \Delta t = (q_c - q_a) / C_a \text{ [}^\circ\text{C/s]}$$

4. 全電源喪失時の事象推移



(注) 燃料池の温度、水位等は無停電電源に接続(蓄電池駆動)しているため継続監視できる。

(*) 外部電源喪失後は、ディーゼル発電機による給電により手動で起動することができる。

➤ 地震発生前

- ・燃料池に崩壊熱484[kW]の使用済燃料が収納されている状態を想定
(換気空調系、冷却系運転)

➤ 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)
 - ⇒換気空調系、冷却系停止*
 - ⇒水温上昇、水位低下

➤ 津波来襲後(13分後)

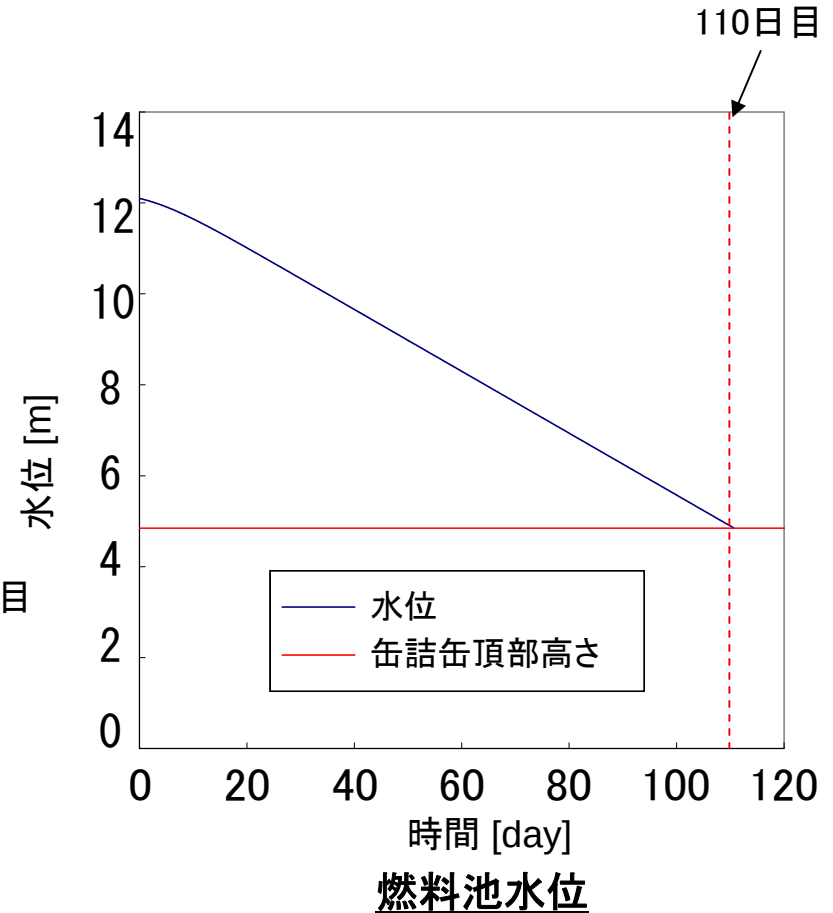
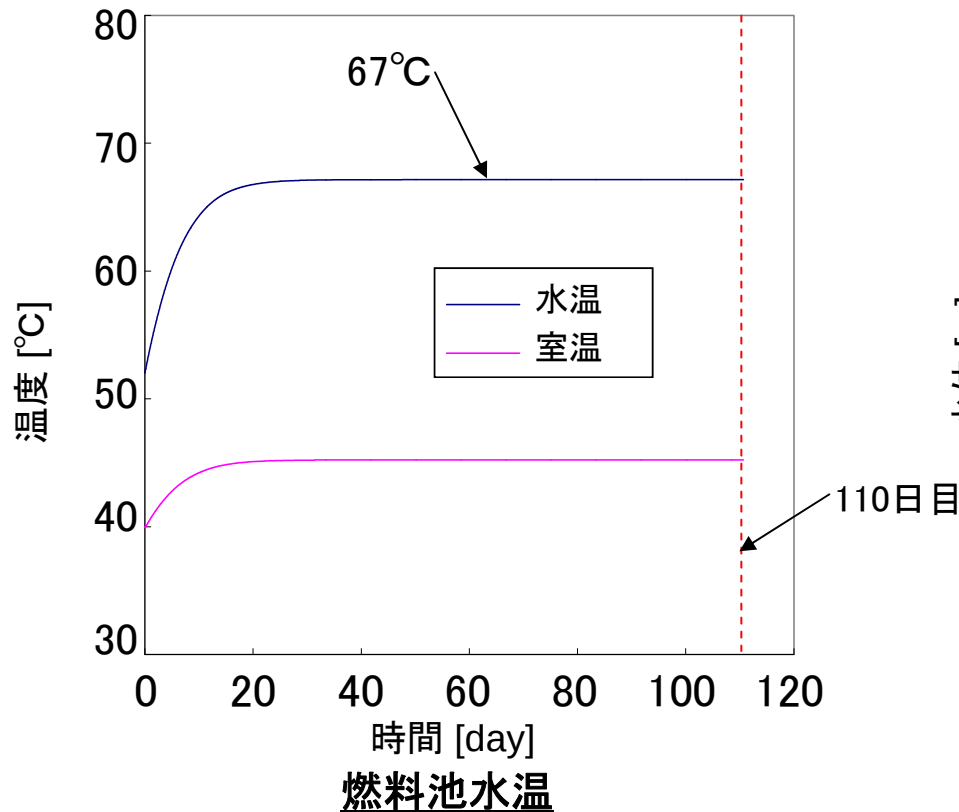
- ・非常用ディーゼル発電機停止(全交流電源喪失)
 - ⇒水温上昇、水位低下継続

(*)ディーゼル発電機からの給電は考慮せず、外部電源喪失と同時に除熱機能が喪失することとした。

基準解析の解析条件

	基準解析条件
燃料池室初期室温	40 [°C]
缶詰缶の発熱量	484 [kW] (30年間の想定で最大となる発熱量)
相対湿度	70% (2010年平均)※
外気温度	20 [°C]
隣接する部屋の温度	40 [°C] (空調制御範囲最大値)
水面の風速	0 [m/s] (換気空調系停止)

基準解析の解析結果

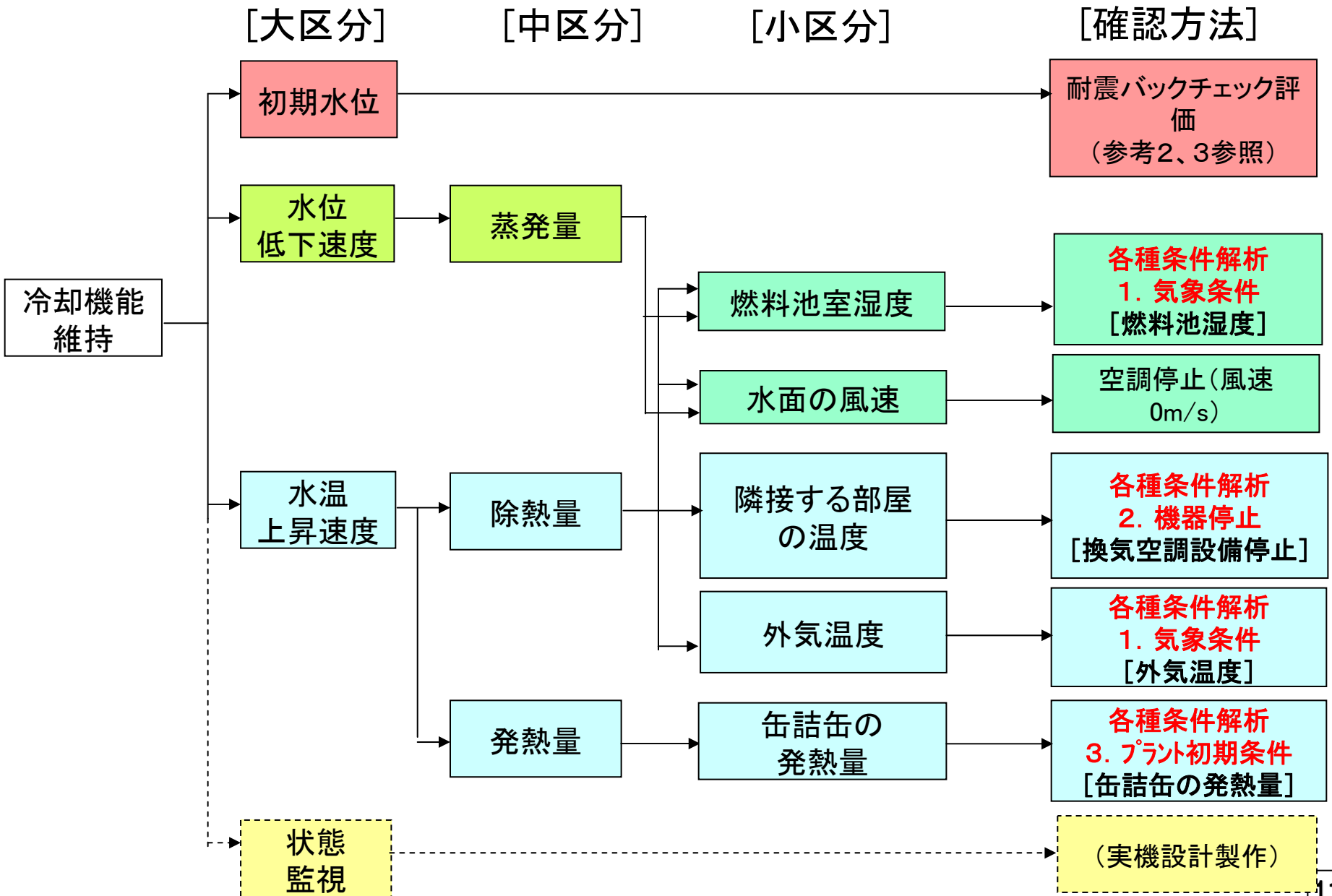


水温: 67°Cまで上昇し、安定となる。

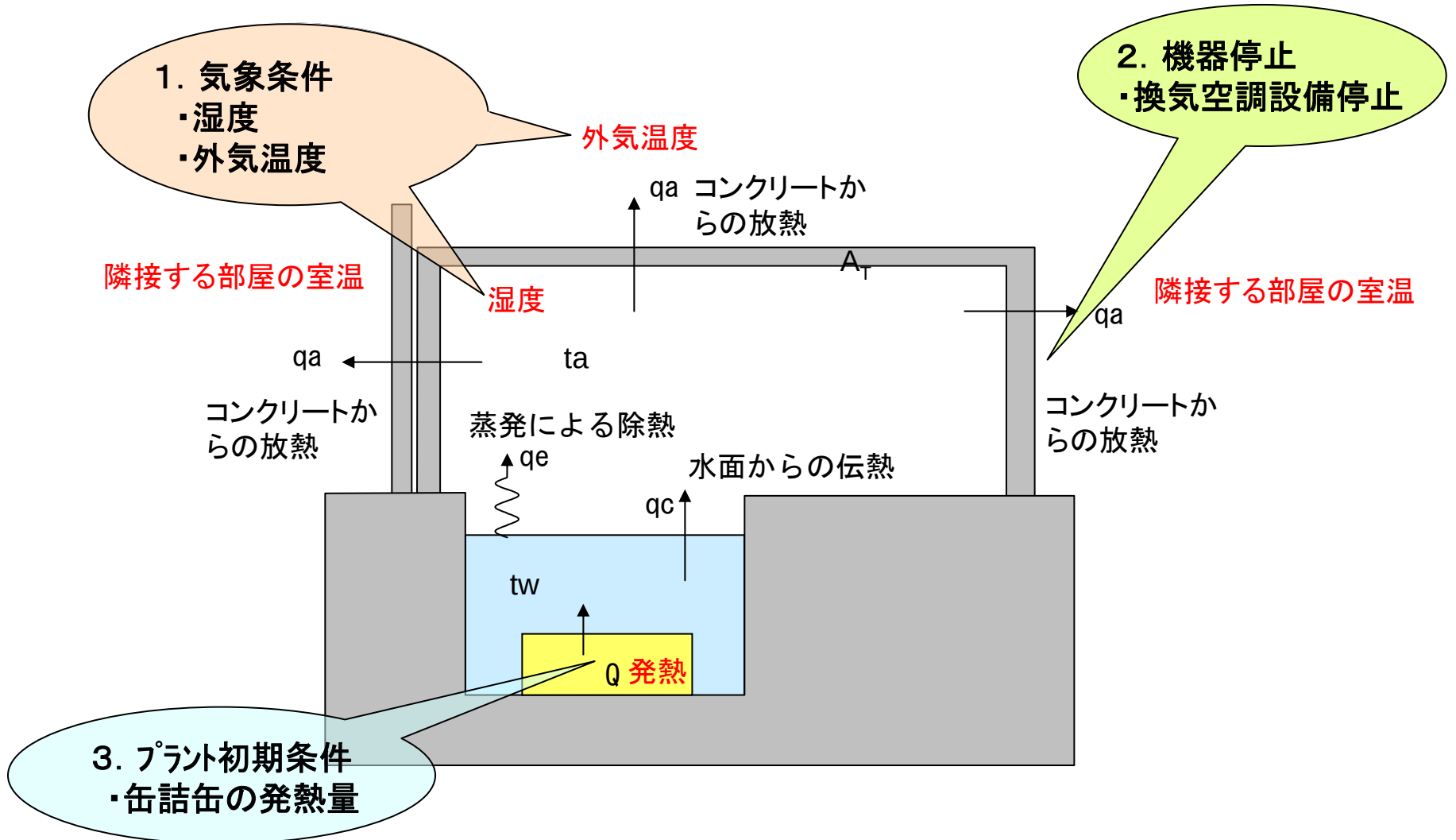
水位: 1ヵ月後の水位低下は約1.8[m]であり、缶詰缶頂部露出まで、約110日となる。

→対策をとるための猶予は十分にある。

6. 冷却機能維持の分析



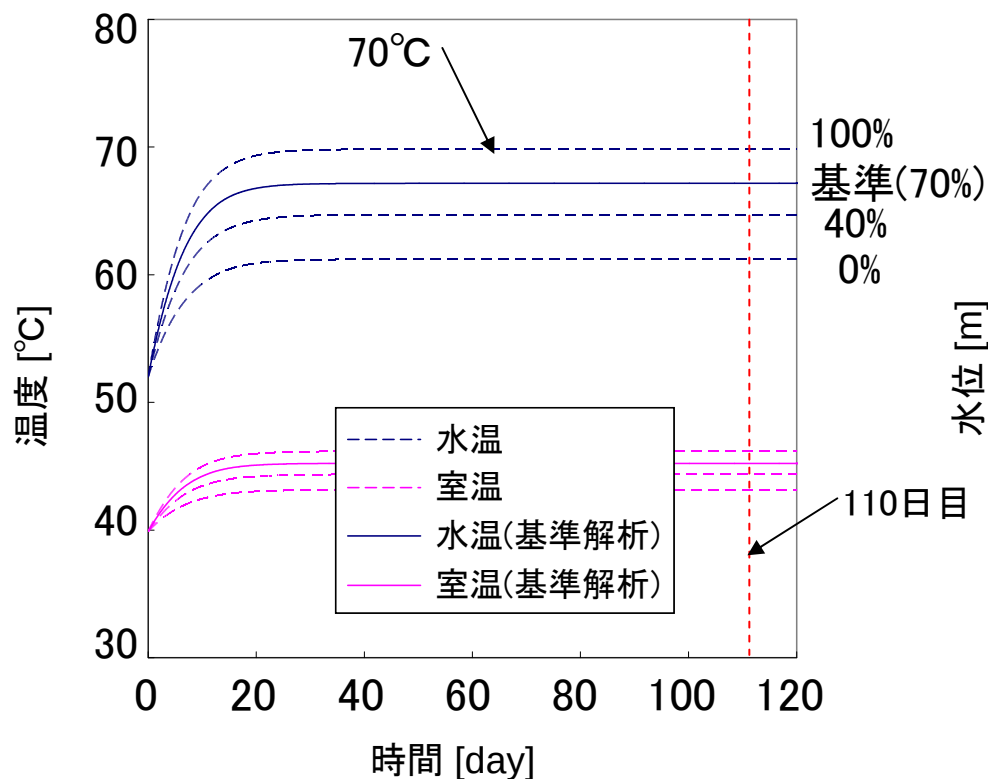
冷却機能維持に影響を及ぼす条件



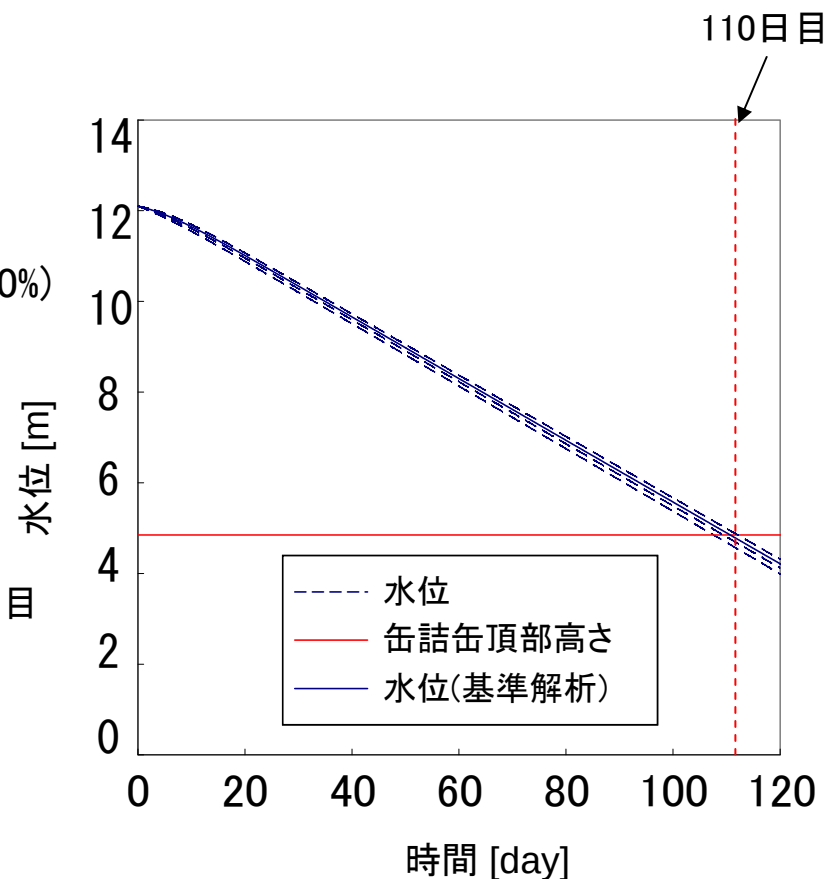
解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件
1. 気象条件	1. 燃料池室湿度	70%	0%、40%、100%
	2. 外気温度	20 [°C]	-10 [°C]、40 [°C]
2. 機器停止	換気空調設備停止	隣接する部屋の温度: 40 [°C]	隣接する部屋との壁を断熱
3. プラント初期条件	缶詰缶の発熱量	484 [kW]	550 [kW]

1-1. 燃料池室湿度



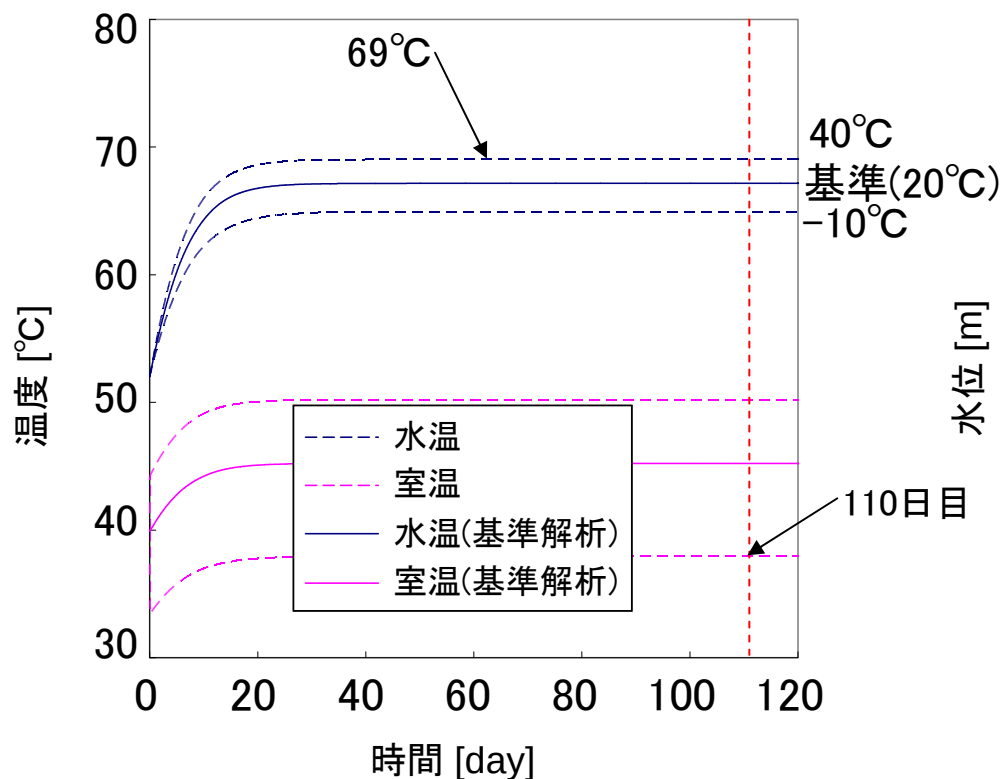
燃料池水温



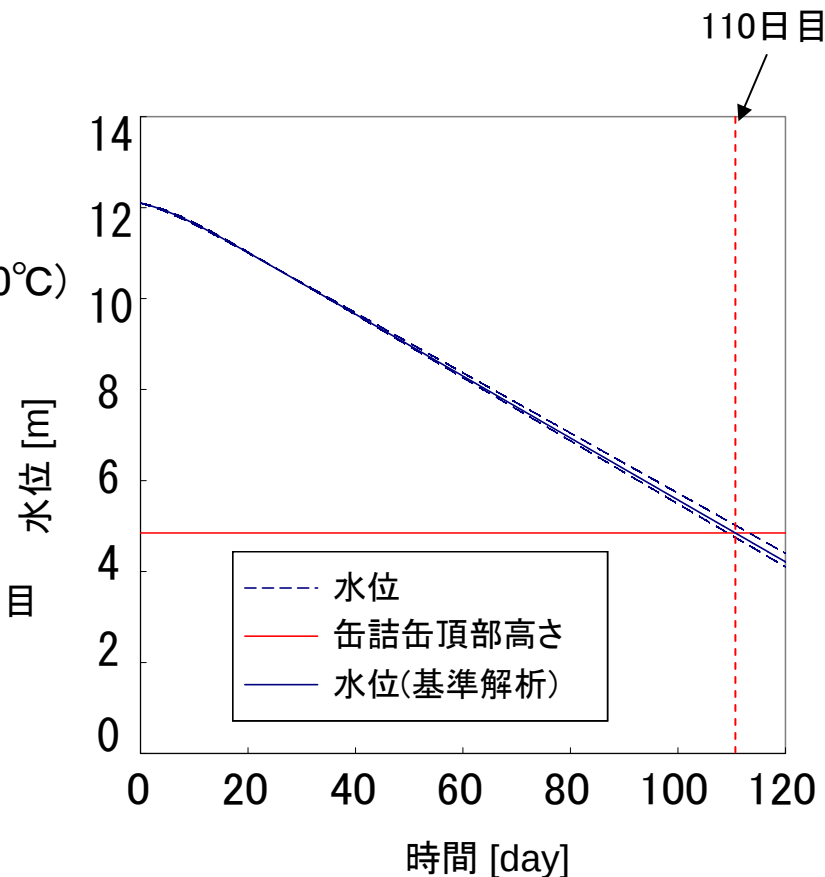
燃料池水位

水温: 水温は、相対湿度100%で最大となり、70°Cまで上昇する。
 水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

1-2. 外気温度(外気への伝熱量)



燃料池水温

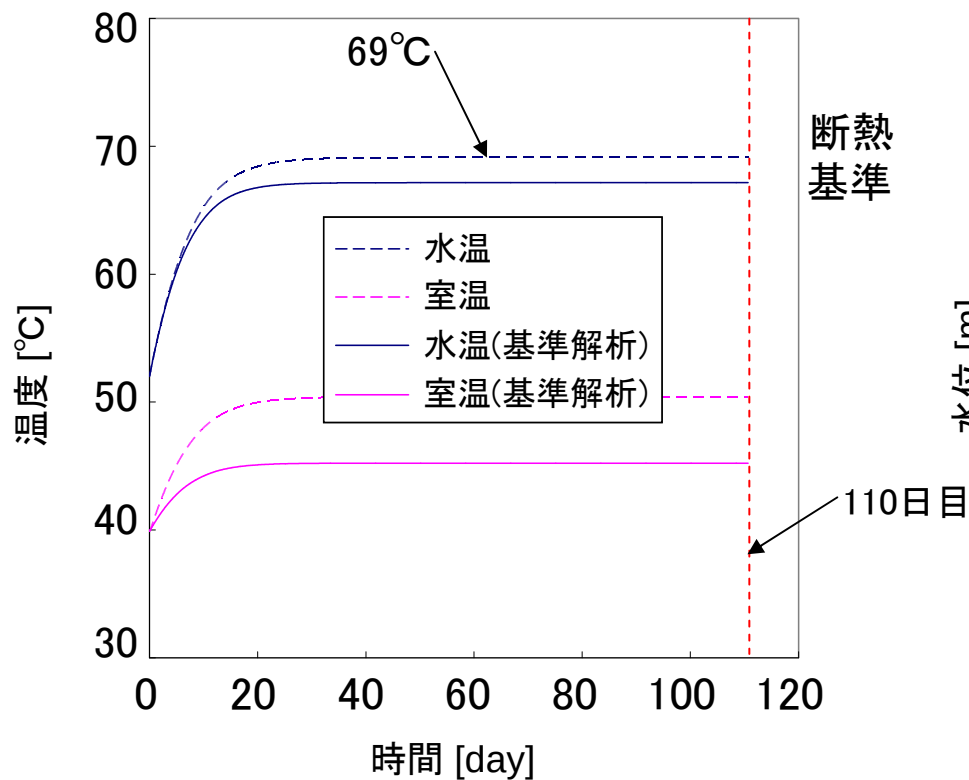


燃料池水位

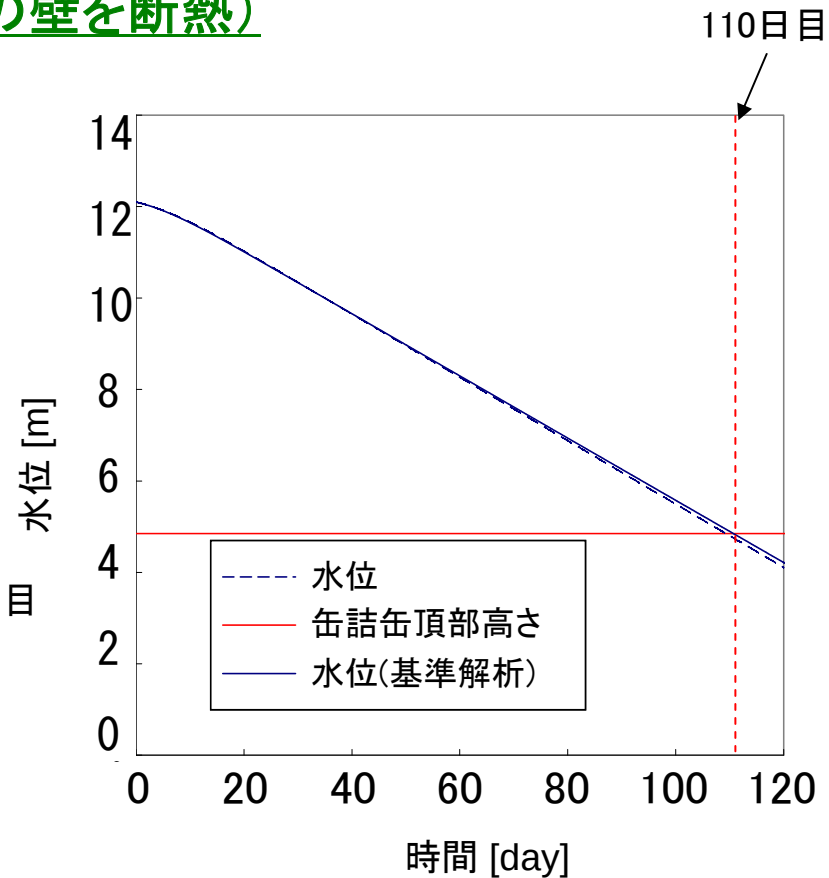
水温: 外気温が40°Cで最大となり、69°Cまで上昇する。

水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

2. 換気空調設備停止(隣接する部屋との壁を断熱)



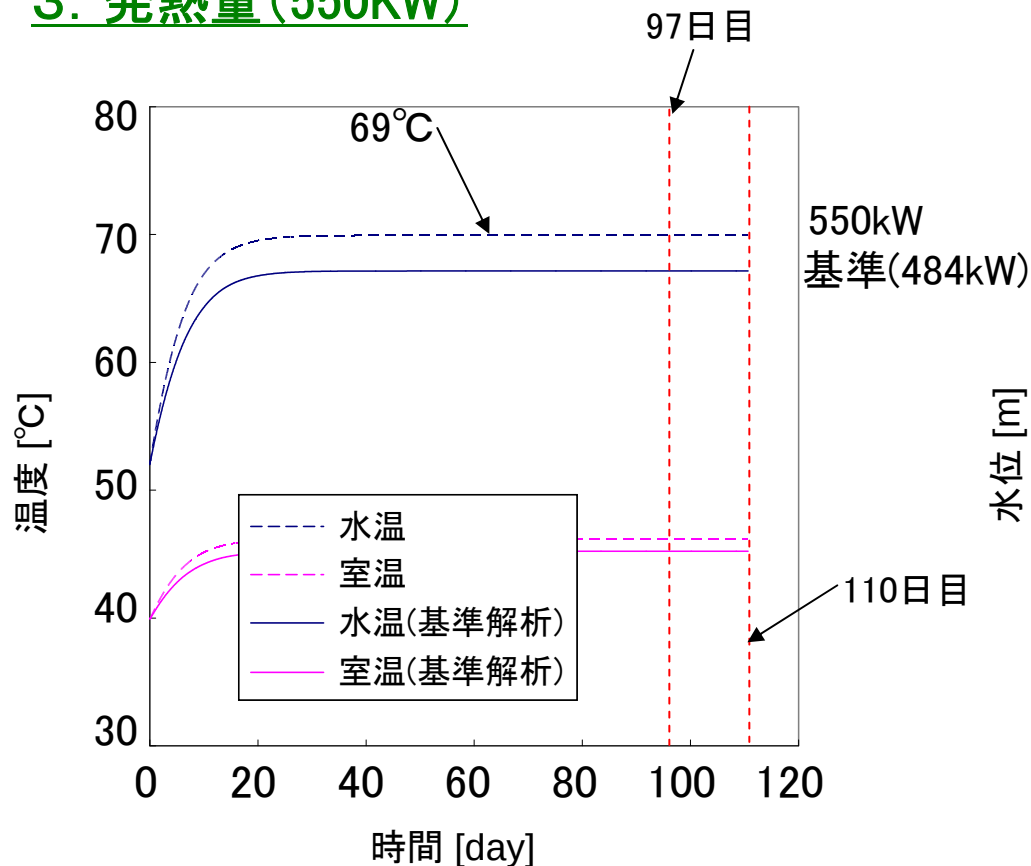
燃料池水温



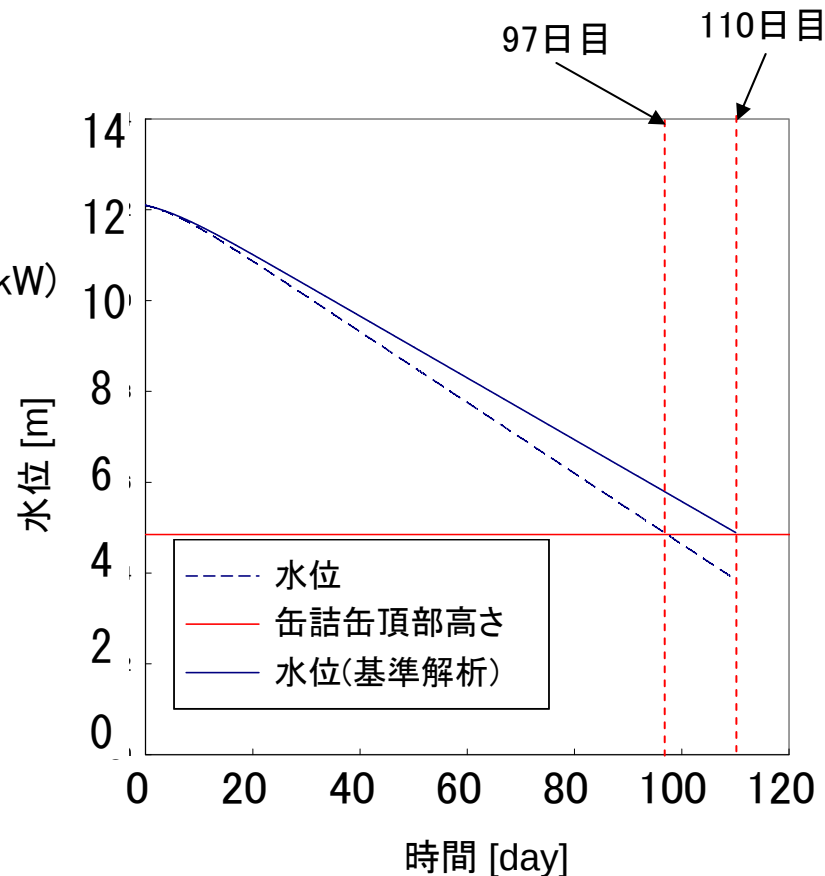
燃料池水位

水温: 69°Cまで上昇する。
 水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

3. 発熱量(550KW)



燃料池水温



燃料池水位

水温: 69°Cまで上昇する。

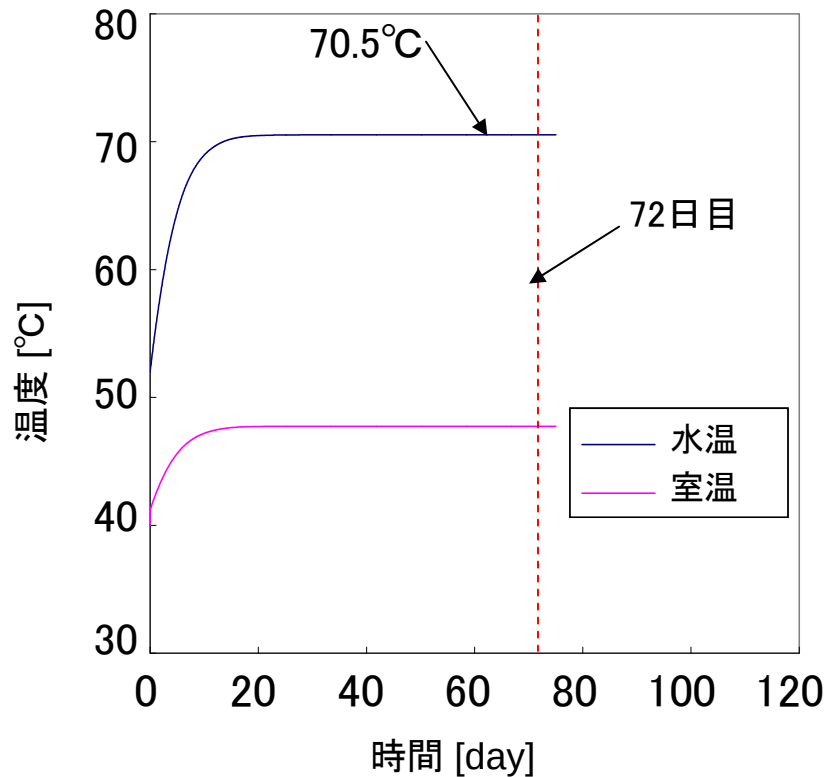
水位: 約97日で缶詰缶頂部が露出する。(基本解析: 約110日)

結果が厳しくなるよう相対湿度を蒸発量計算内で使い分け

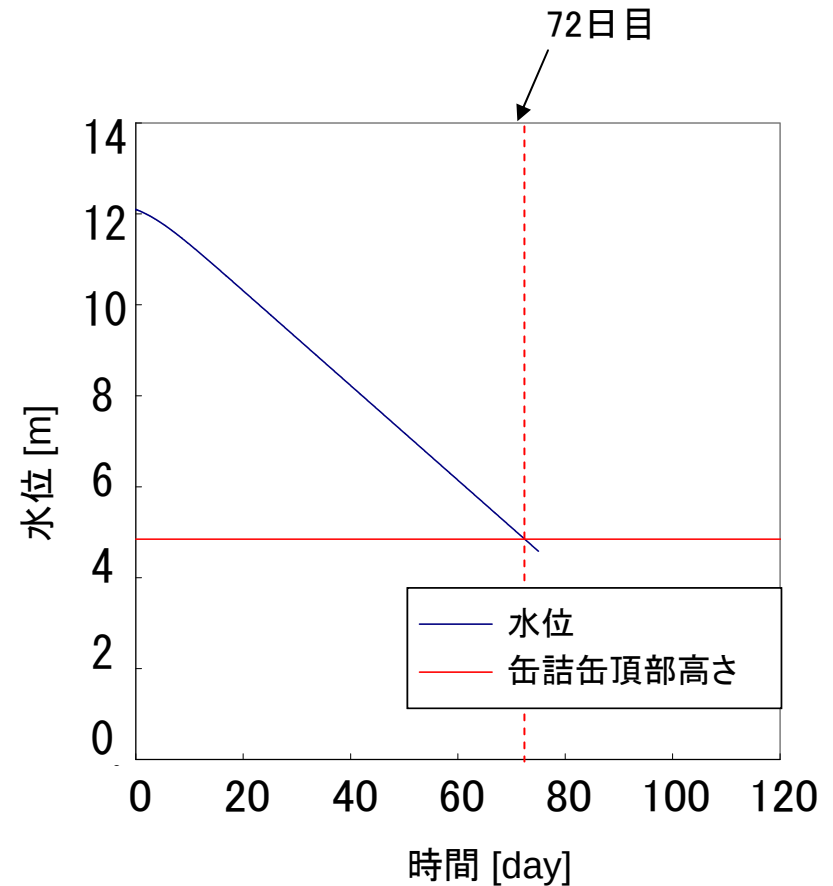
参考解析の解析条件表

	基準解析	参考解析1	参考解析2
外気温度	20 [°C]	26.2 [°C]	26.2 [°C]
缶からの 発熱量	484 [kW]	484 [kW]	550 [kW]
蒸発潜熱に 用いる相対湿度	70%	100%	100%
蒸発速度に 用いる相対湿度	70%	0%	0%

参考解析1の結果



燃料池水温

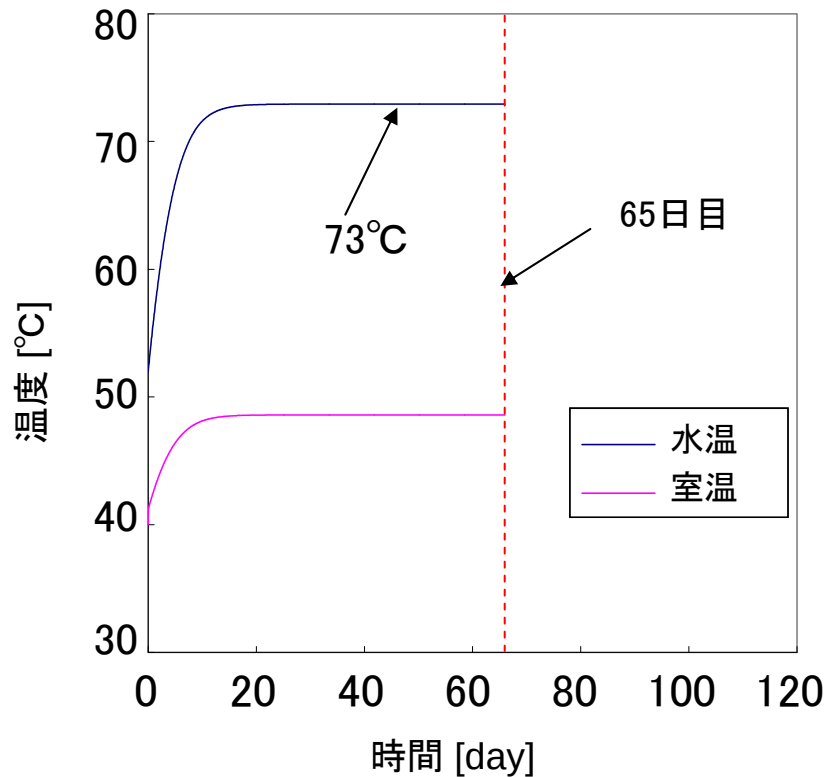


燃料池水位

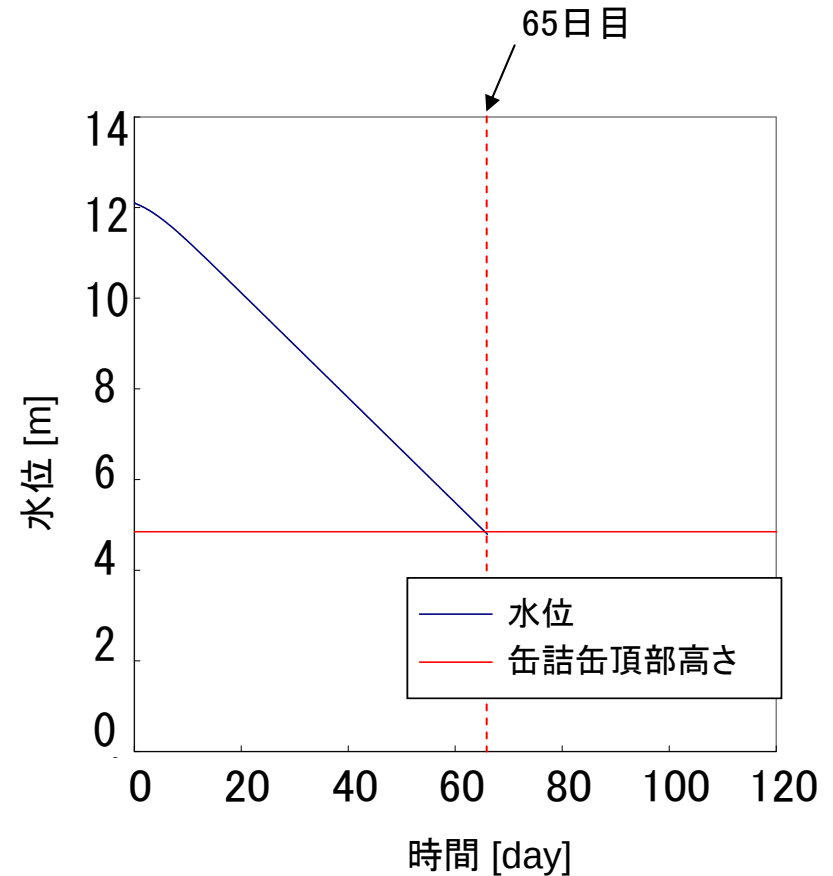
水温: 70.5°Cまで上昇する。

水位: 約72日で缶詰缶頂部が露出する。

参考解析2の結果



燃料池水温



燃料池水位

水温: 73°Cまで上昇する。

水位: 約65日で缶詰缶頂部が露出する。

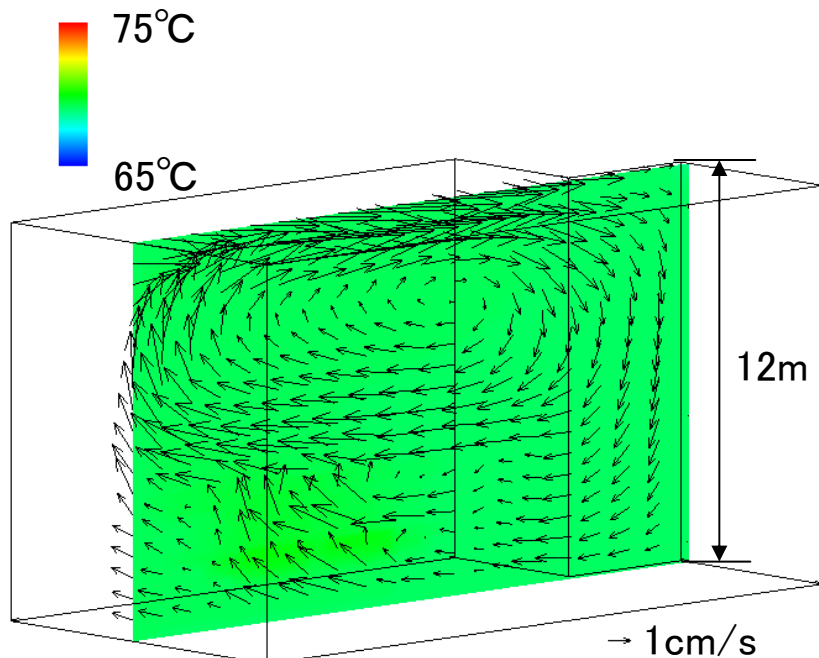
・使用済燃料池は、水位低下や水温上昇に影響する各種条件解析を行い、全交流電源が喪失した場合、そのままの状態でも、缶詰缶の頂部が露出するまでに2ヶ月以上の猶予があり、この間の水温は約70℃程度までしか上昇しない。

・したがって、福島第1原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時にも燃料池は使用済燃料の崩壊熱を除去できる設備となっている。

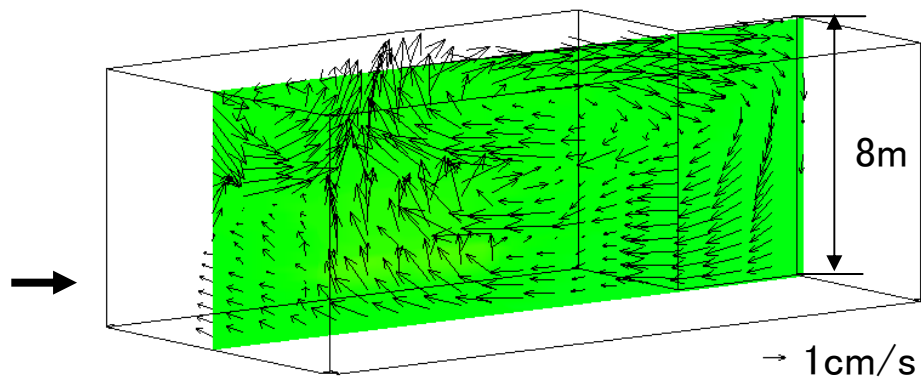
[参考1] 3次元熱流動解析結果との比較

基準解析条件を用いた代表的な水位における3次元定常流動解析結果

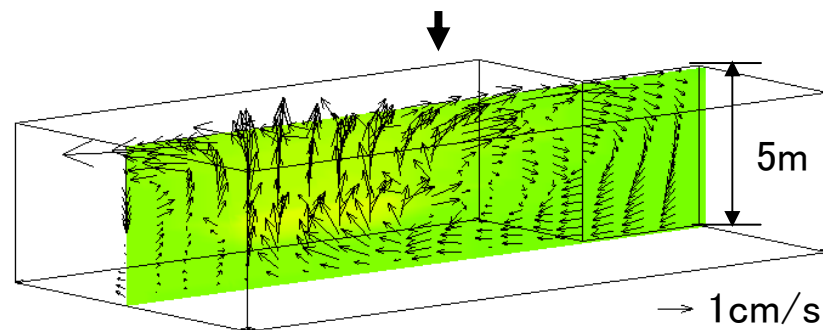
解析コード: 単相多次元熱流動解析コードAQUA



初期水位での温度・速度分布



缶詰缶頂部と初期水位の中間まで水があるときの
温度・速度分布

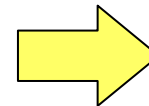


缶詰缶頂部が露出する前の温度・速度分布

- ・温度分布: 水位にかかわらず高温領域と低温領域の温度差は 1.3°C 以下
 - ・速度分布: いずれの水位においても自然循環が発生
- これより、水温を一点近似とするモデルは妥当であると考えられる。

粒子法による溢水量解析結果

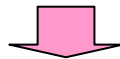
検討地震動	溢水量解析結果
応答スペクトル波	1.6 m ³
断層モデル波	溢水無し
活断層の念のための同時活動に関する検討	0.14 m ³



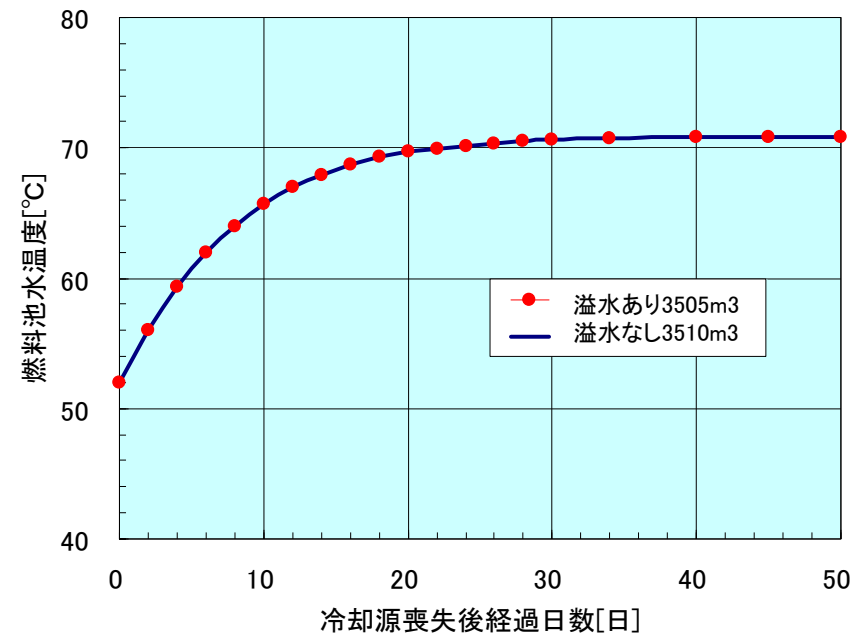
解析結果に余裕を見込み、溢水量約5m³と設定し評価

燃料池の水溫上昇

溢水により約5m³の水量低下(全水量約3510m³⇒ 約3505m³)

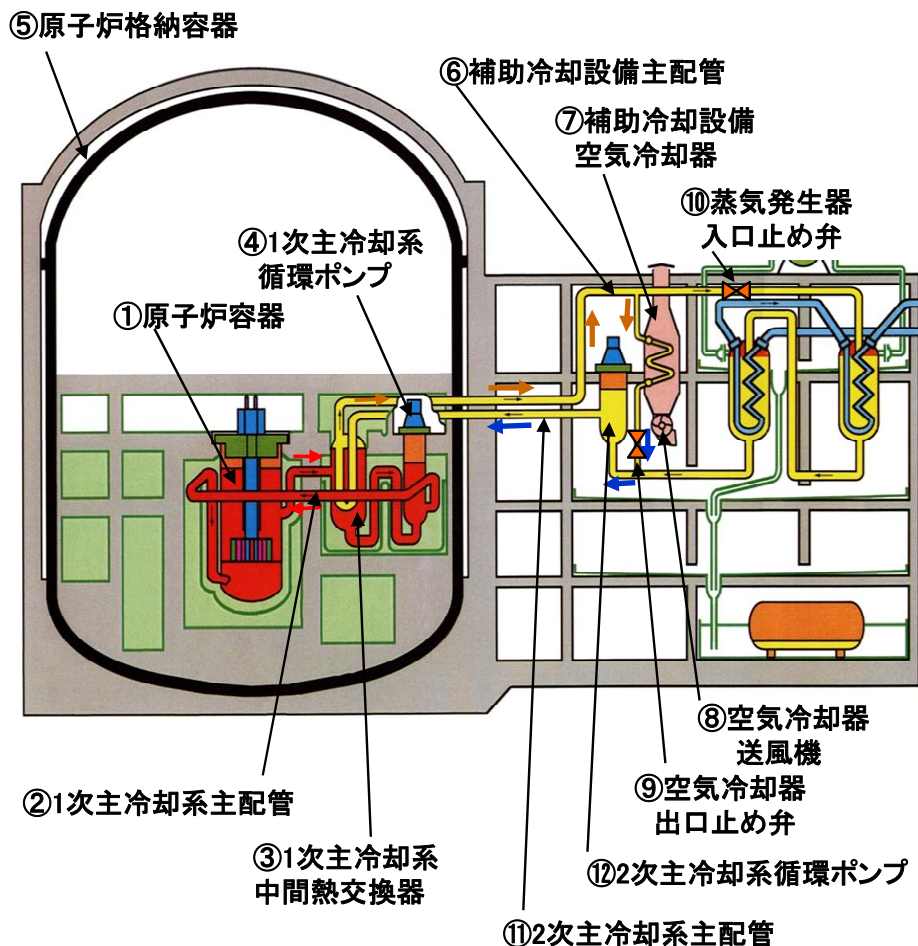


使用済燃料の崩壊熱は炉外燃料貯蔵槽(Na中)にて減衰され、燃料池の熱負荷は小さい。燃料池の冷却源がないと想定しても、水溫上昇は70℃程度に留まる。溢水後の水溫上昇の過程に変化はない



- ・最大熱負荷484kW時
- ・初期温度(水:52℃、雰囲気:40℃)

「もんじゅ」の耐震安全性評価結果(原子炉冷却設備等の耐震性)



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)	5.25×10^5 kN・mm	7.61×10^5 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	

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

原子炉冷却設備等についてSs地震動による耐震評価



評価基準値を満足していることを確認

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

初版：平成23年7月27日

改訂：平成23年9月30日

（資料3－2を反映）



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

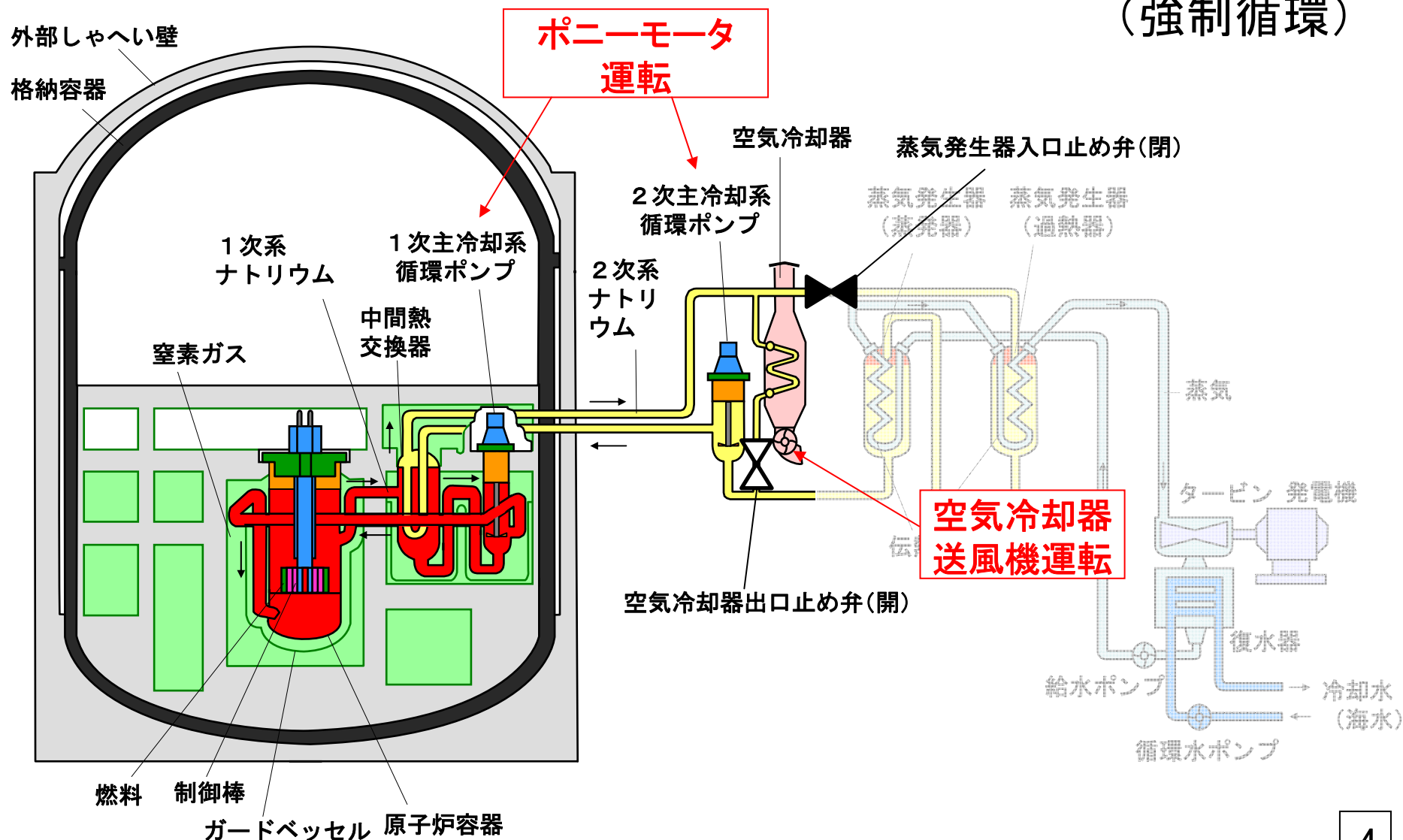


1. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉心冷却検討方針

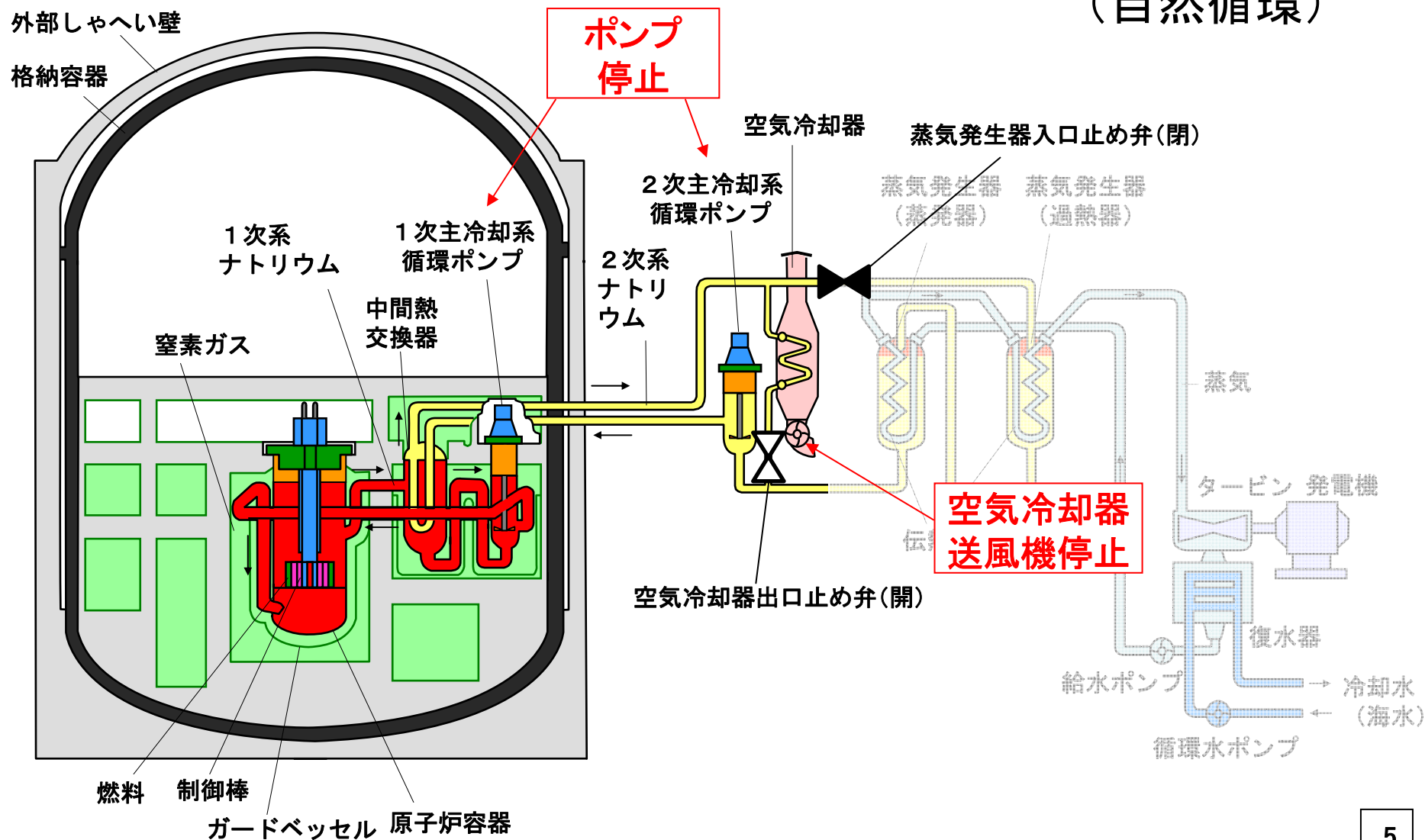
- 原子炉運転中に地震発生と同時に外部電源が喪失した場合、原子炉が自動停止し、非常用ディーゼル発電機により給電される。その後、津波の規模によっては非常用ディーゼル発電機も停止し、全交流電源喪失事象に至る。この場合でも「もんじゅ」は長期にわたるナトリウム自然循環運転によって炉心の崩壊熱を除去できる設計となっていることを示す。
- ① 津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、炉心の冷却性及び低温停止に至ることを示す（基本解析）。
- ② ナトリウム自然循環に必要な構成要素を摘出し、長期にわたった自然循環成立性可否に影響する想定分析する。
- ③ プラント初期状態、津波来襲時間など、自然循環成立の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



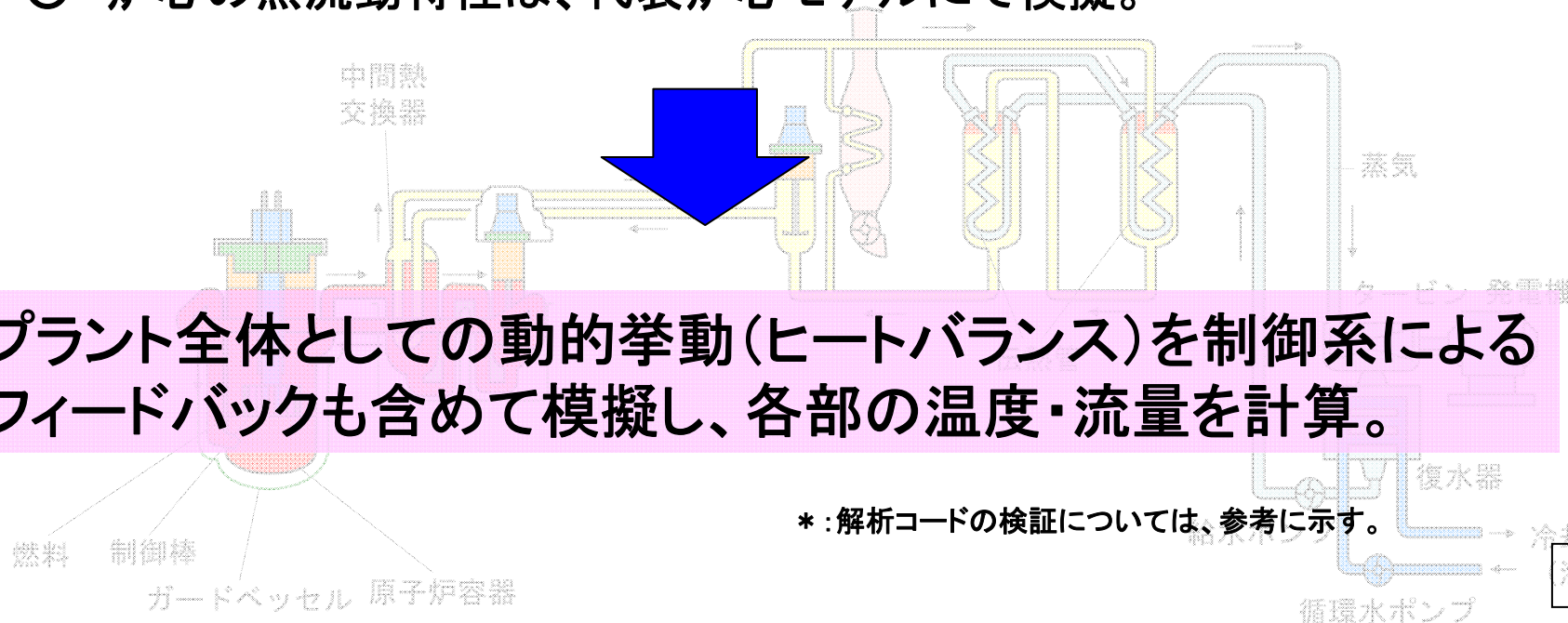
津波来襲時における炉心冷却(全交流電源喪失事象の場合) (自然循環)



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。

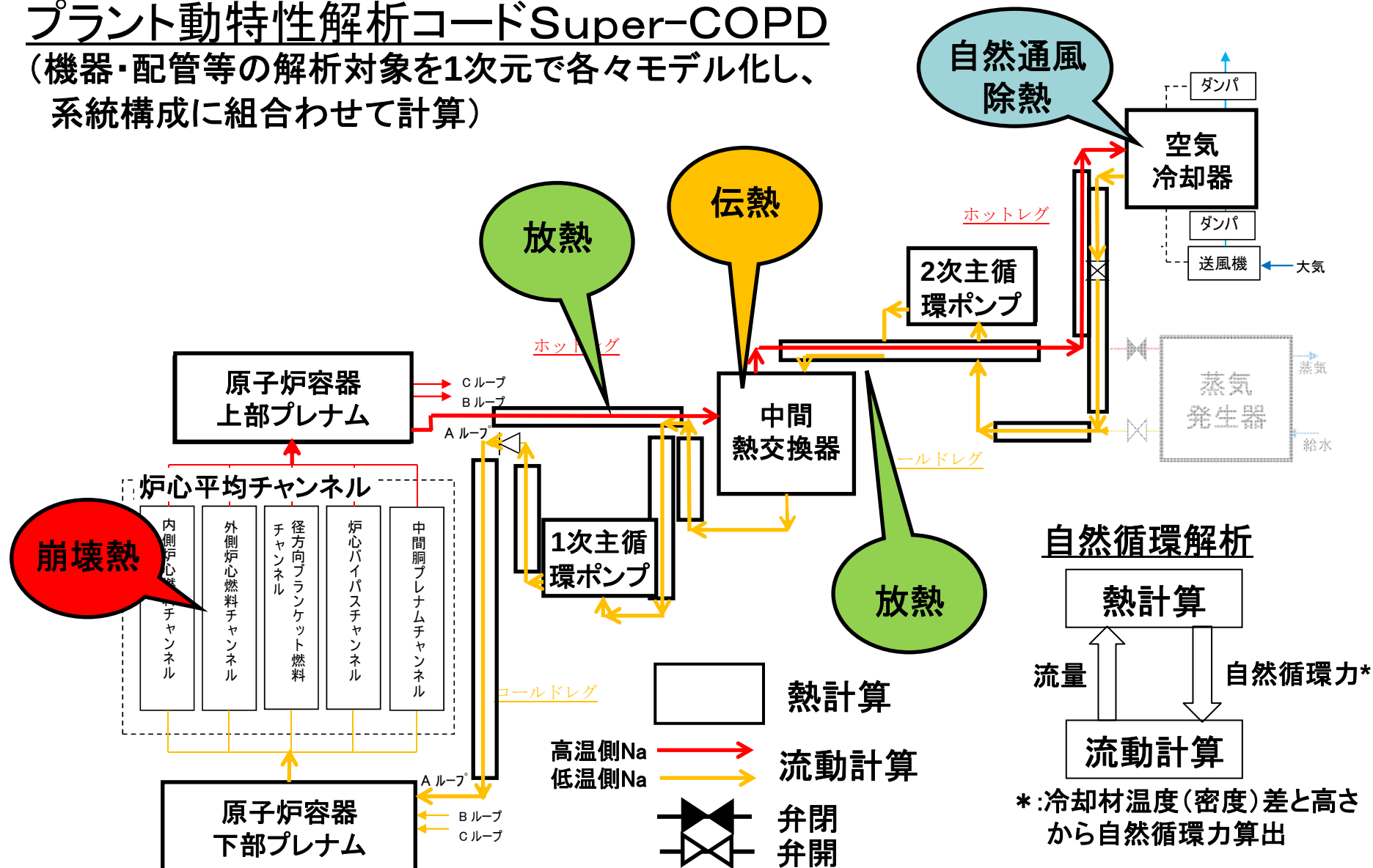
プラント全体としての動的挙動(ヒートバランス)を制御系によるフィードバックも含めて模擬し、各部の温度・流量を計算。



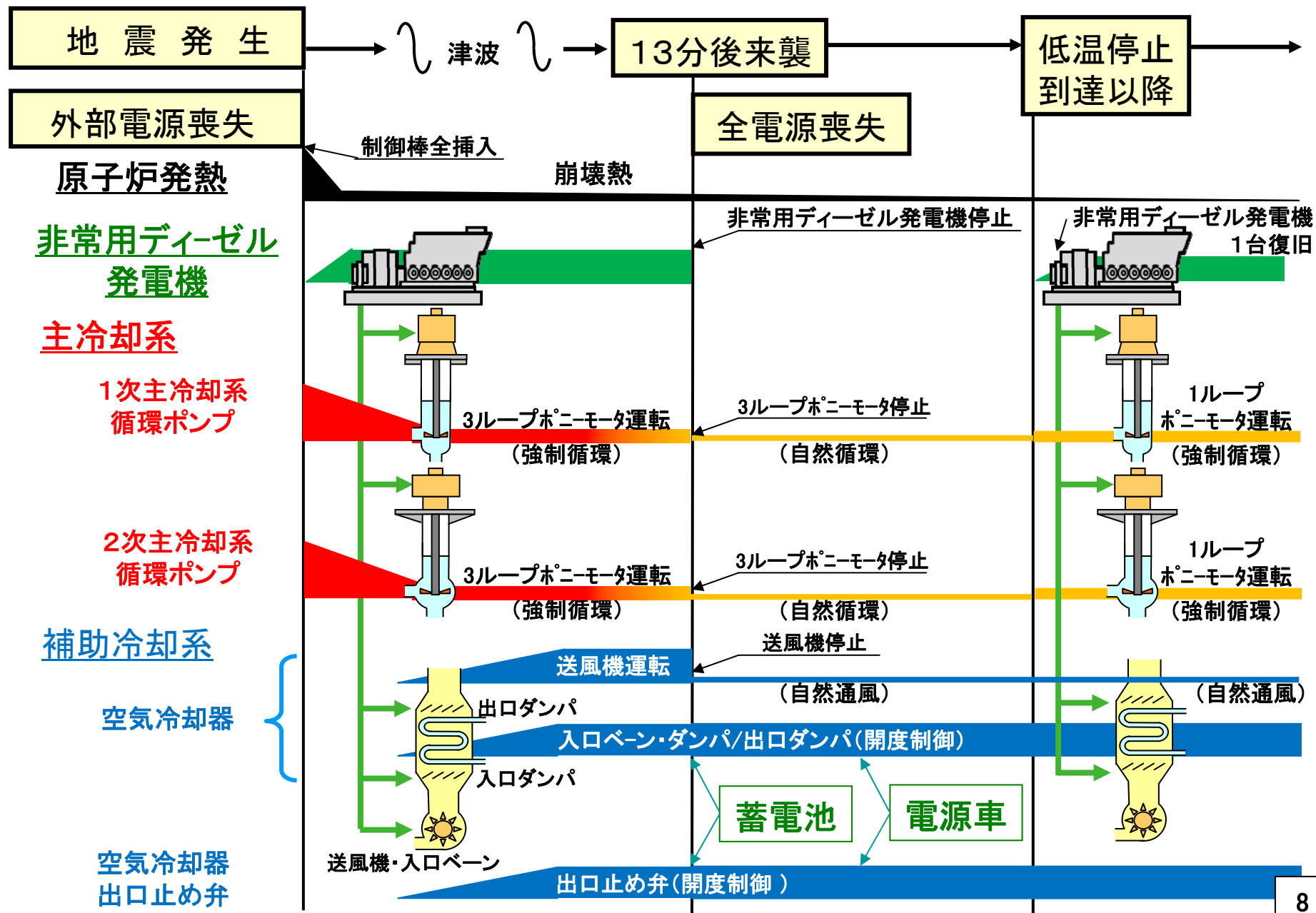
* : 解析コードの検証については、参考を示す。

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次系はポンプ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

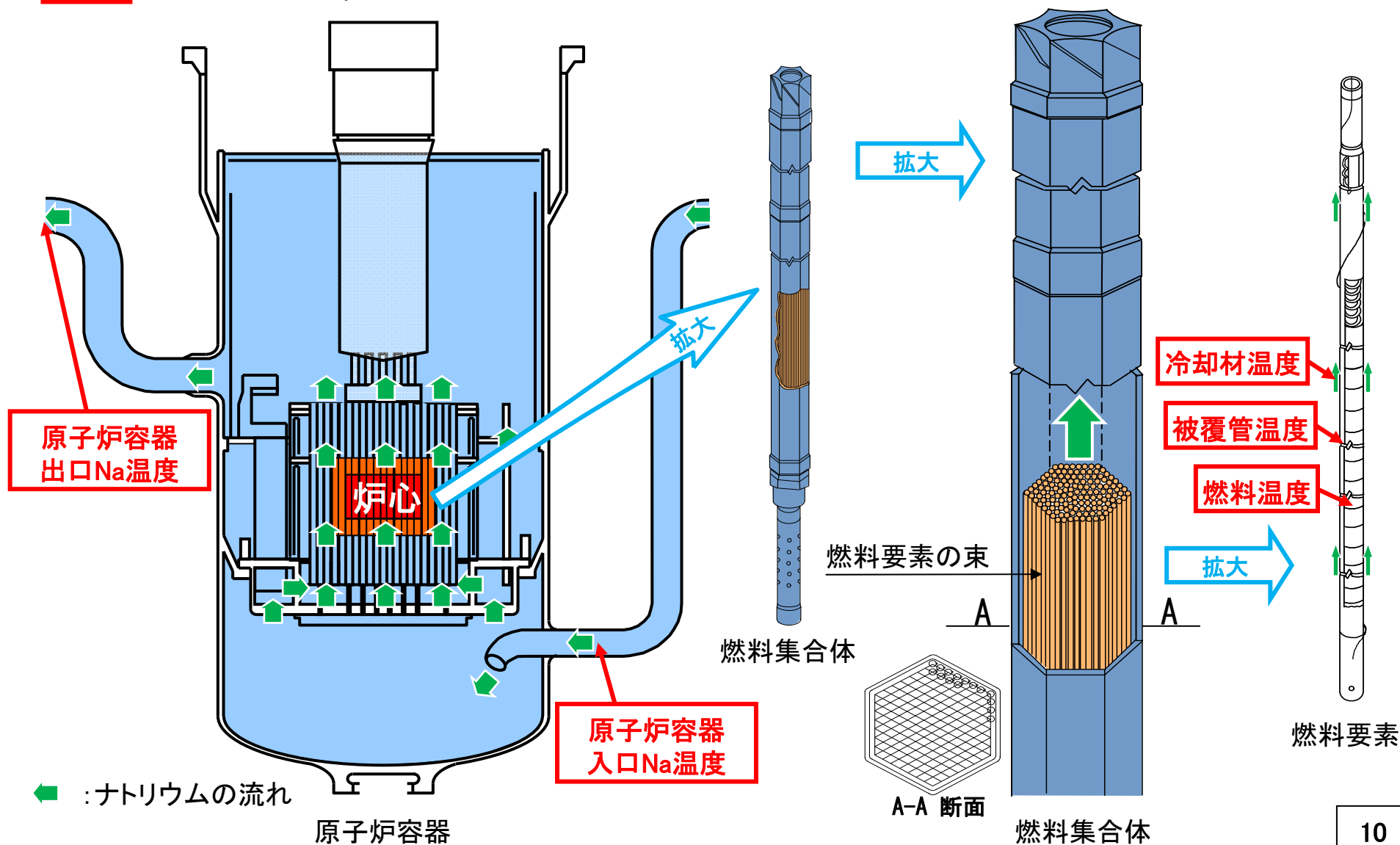
低温停止到達以降

- ・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次系ポンプモータ運転開始(強制循環再開)

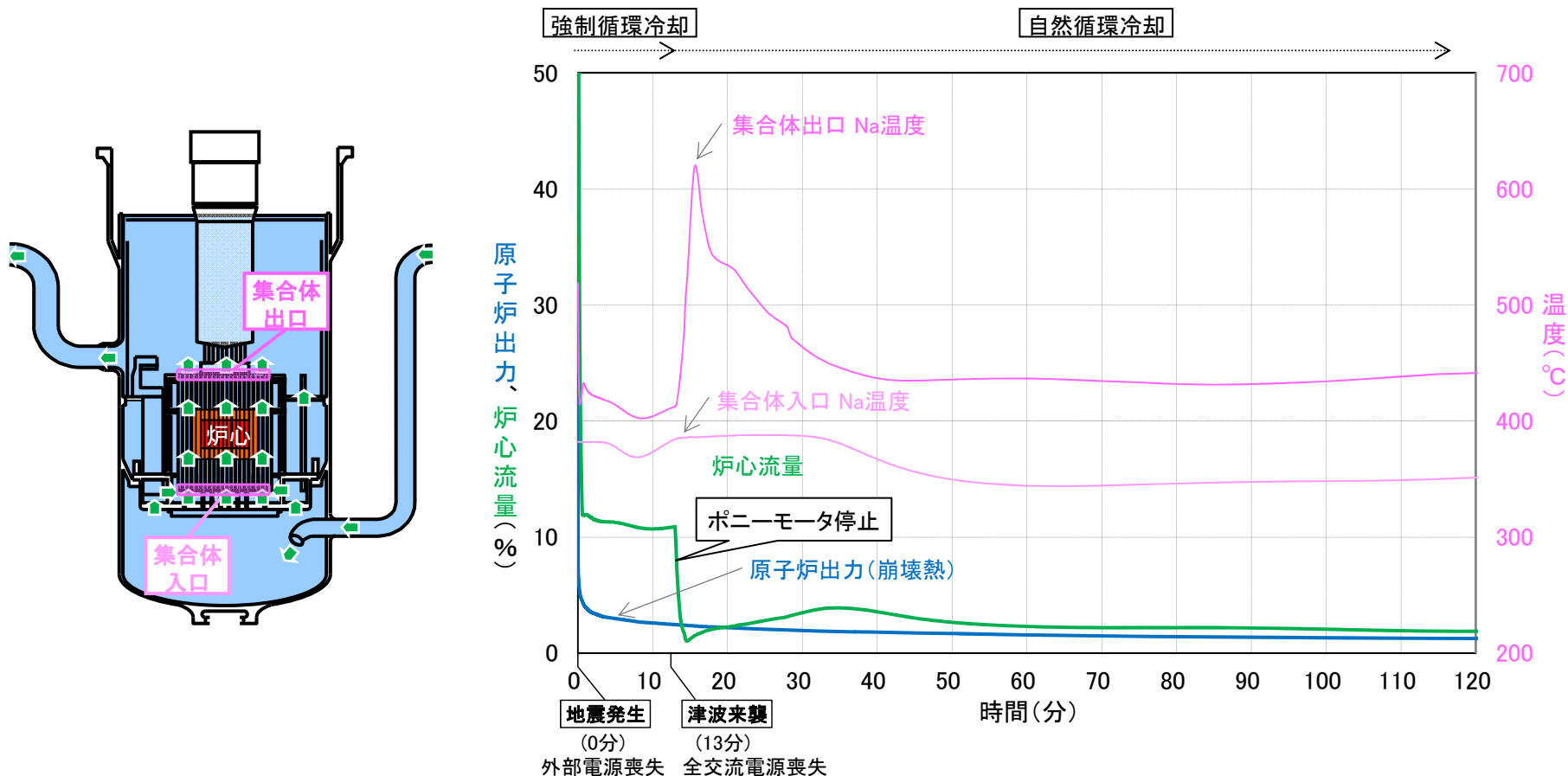
*低温停止: 1次冷却材温度250℃以下

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



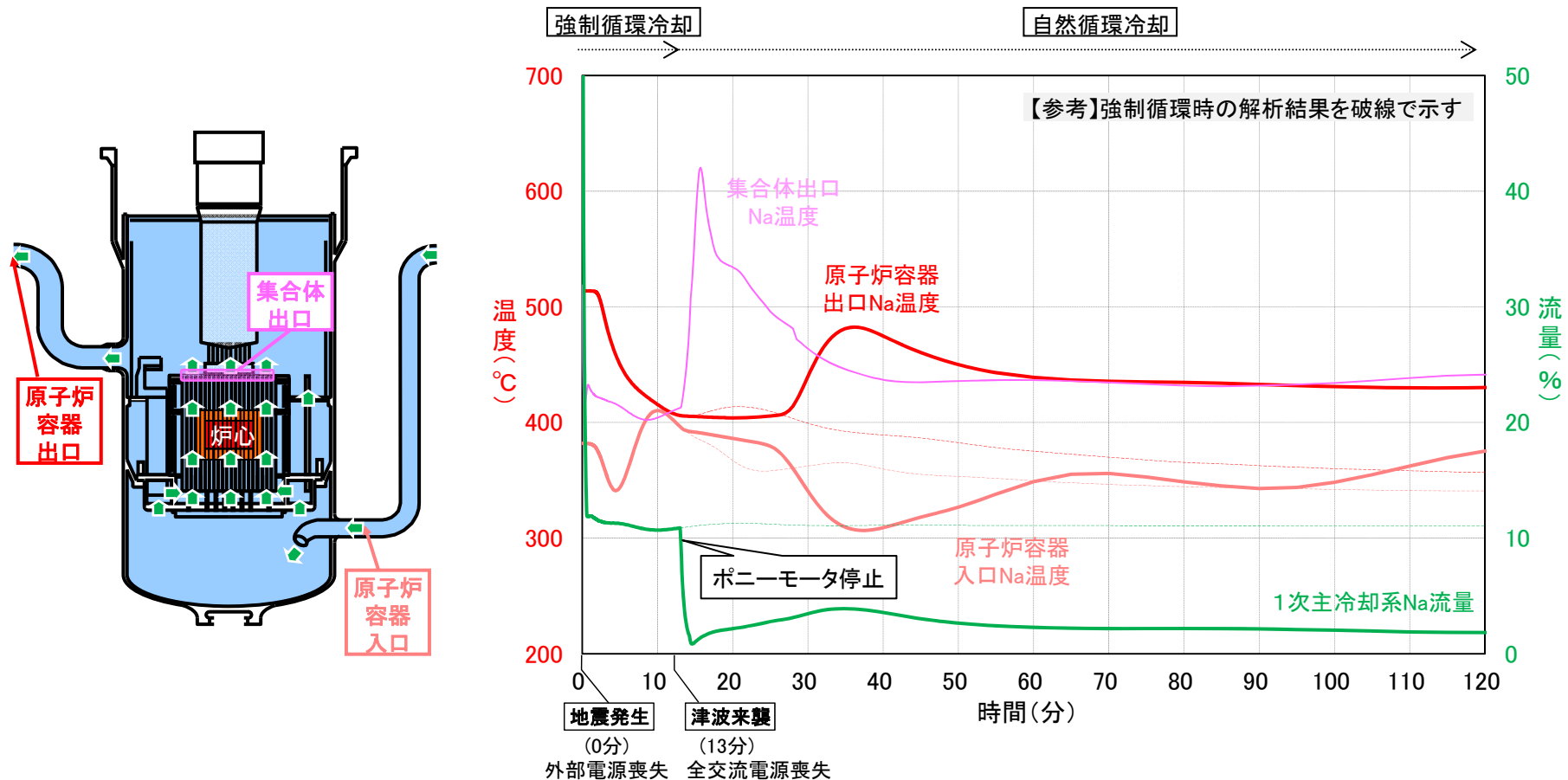
2. 基本解析(解析結果1/4)



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)

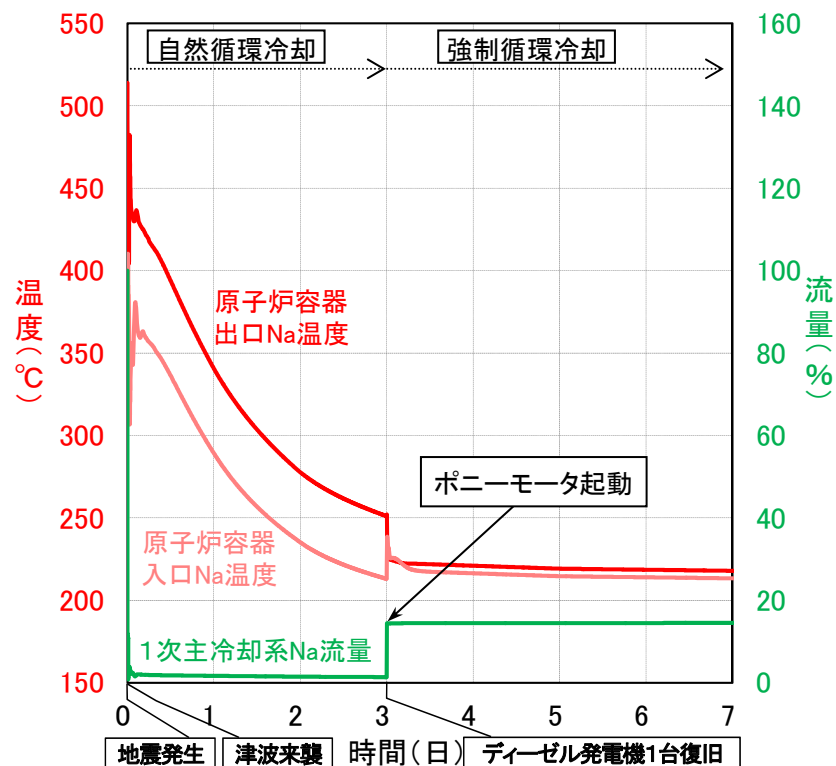


原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

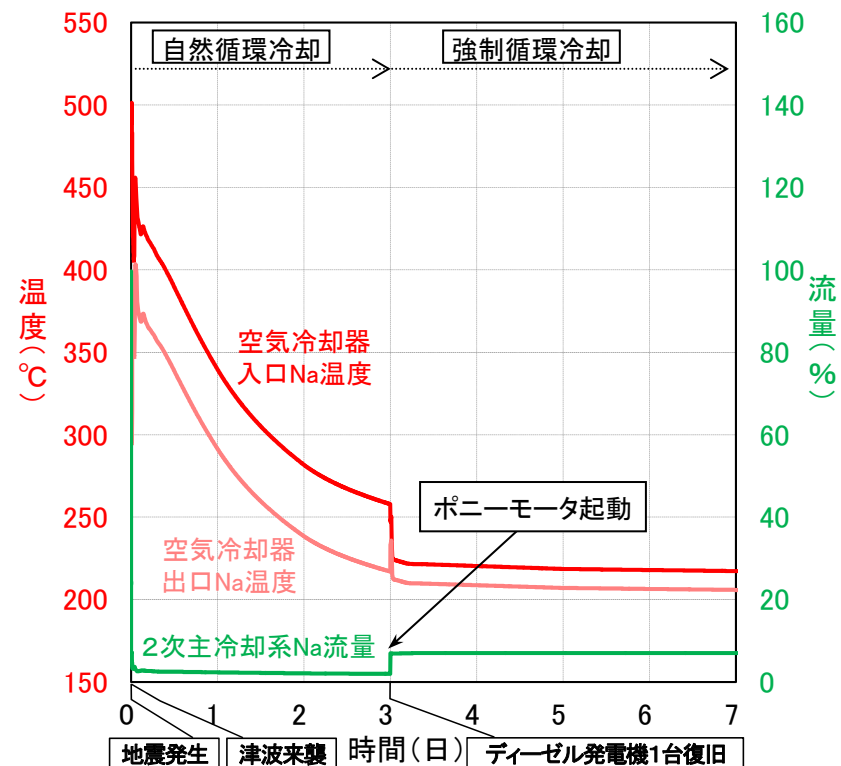
- 強制循環時(ポニーモータ運転時)に比べて、自然循環時の流量は 1/5 程度(1時間後)。
- 強制循環時に比べて、自然循環時の原子炉容器の出入口Na温度変化は大きくなるが、次第に落ち着く。

2. 基本解析(解析結果3/4)

1次主冷却系



2次主冷却系

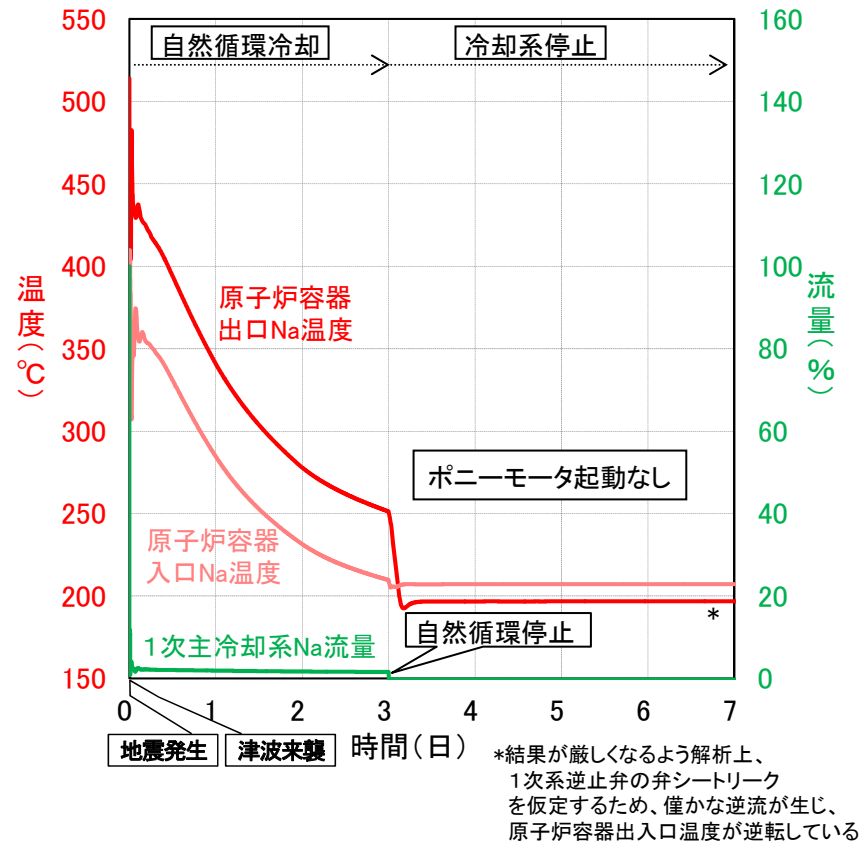


1次系・2次系ポニーモータ再起動ループ

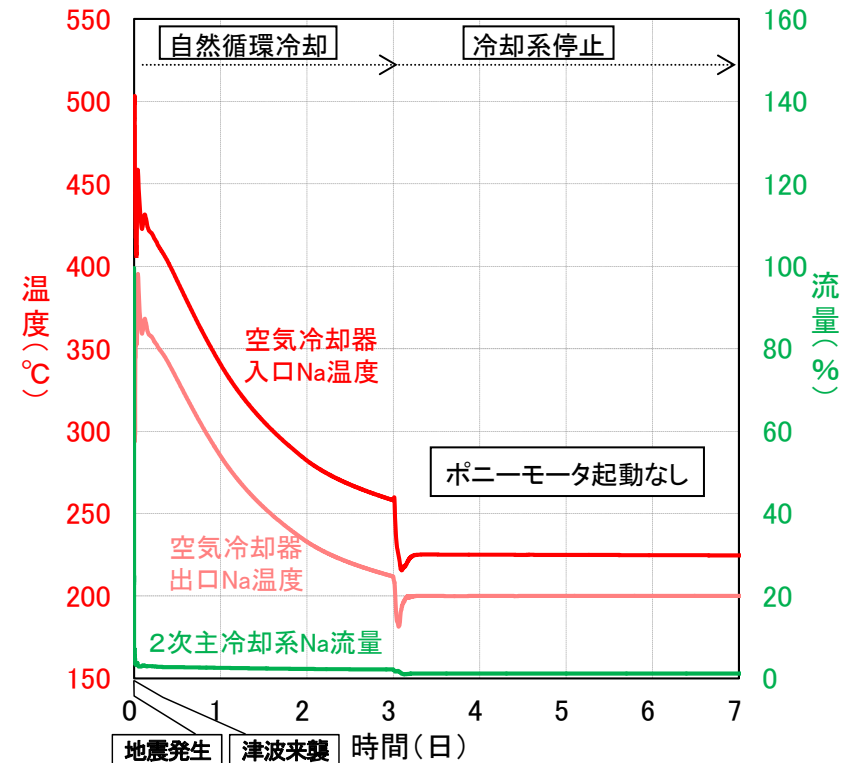
- 自然循環により約3日で低温停止(250°C以下)となる。
- 低温停止での1次系・2次系ポニーモータ起動(空気冷却器は自然通風冷却)により、出入口温度差は小さくなる。

2. 基本解析(解析結果4/4)

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)

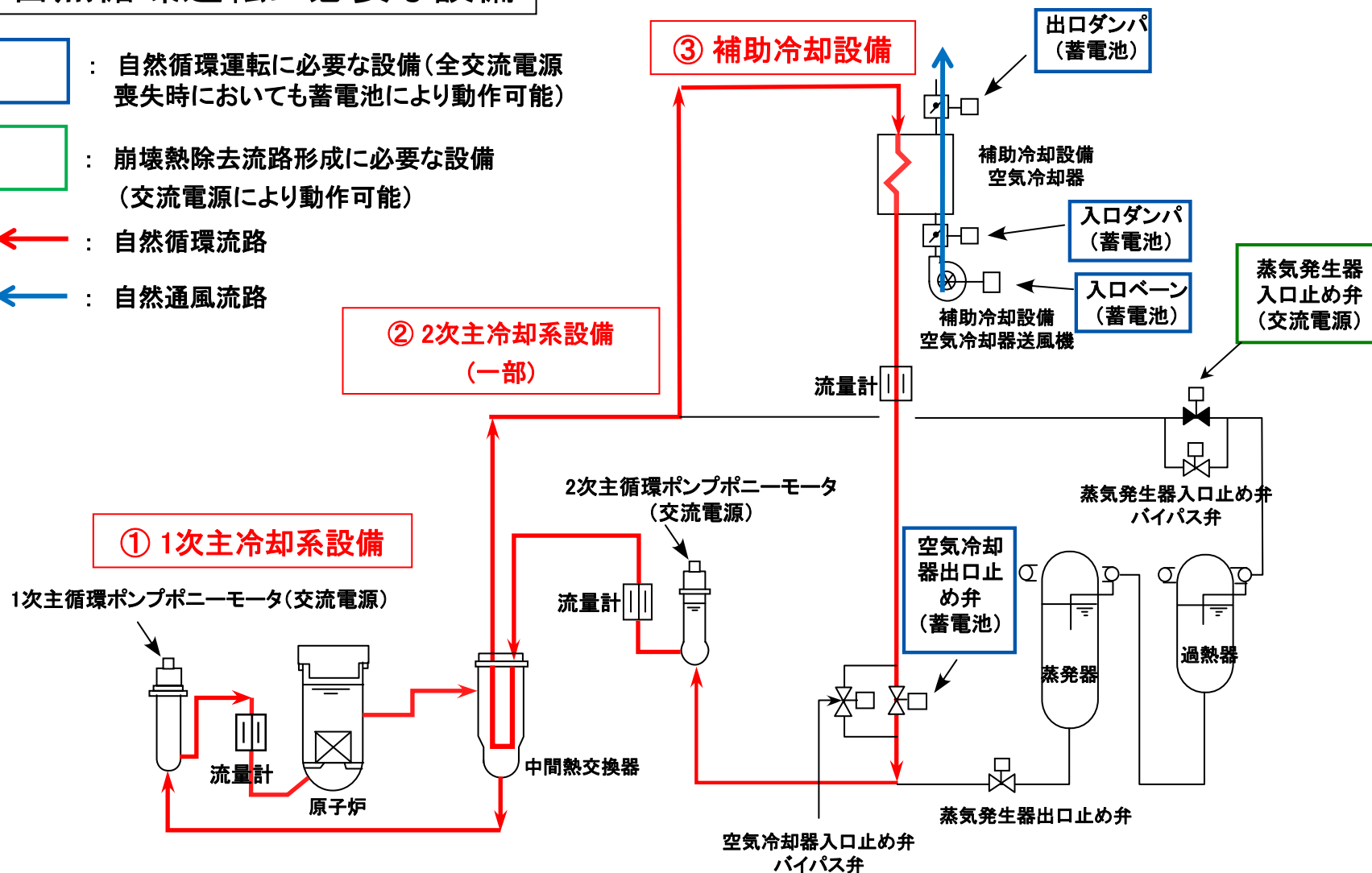
	最高温度(°C)					低温停止 (1次冷却材温度 <250°C)
	燃料	被覆管	炉心部 Na	原子炉容器 出口Na	原子炉容器 入口Na	
地震発生直後 (~13分)	約1990	約620	約610	約510	約410	・自然循環(約3日間)で低温停止 ・1ループ強制循環でも低温停止維持可能
全交流電源喪失後 (13分~)	約680	約670	約670	約480	約410	
「事故」評価の判断基準	炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること			<650	<650	
「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準	融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(目安)	<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

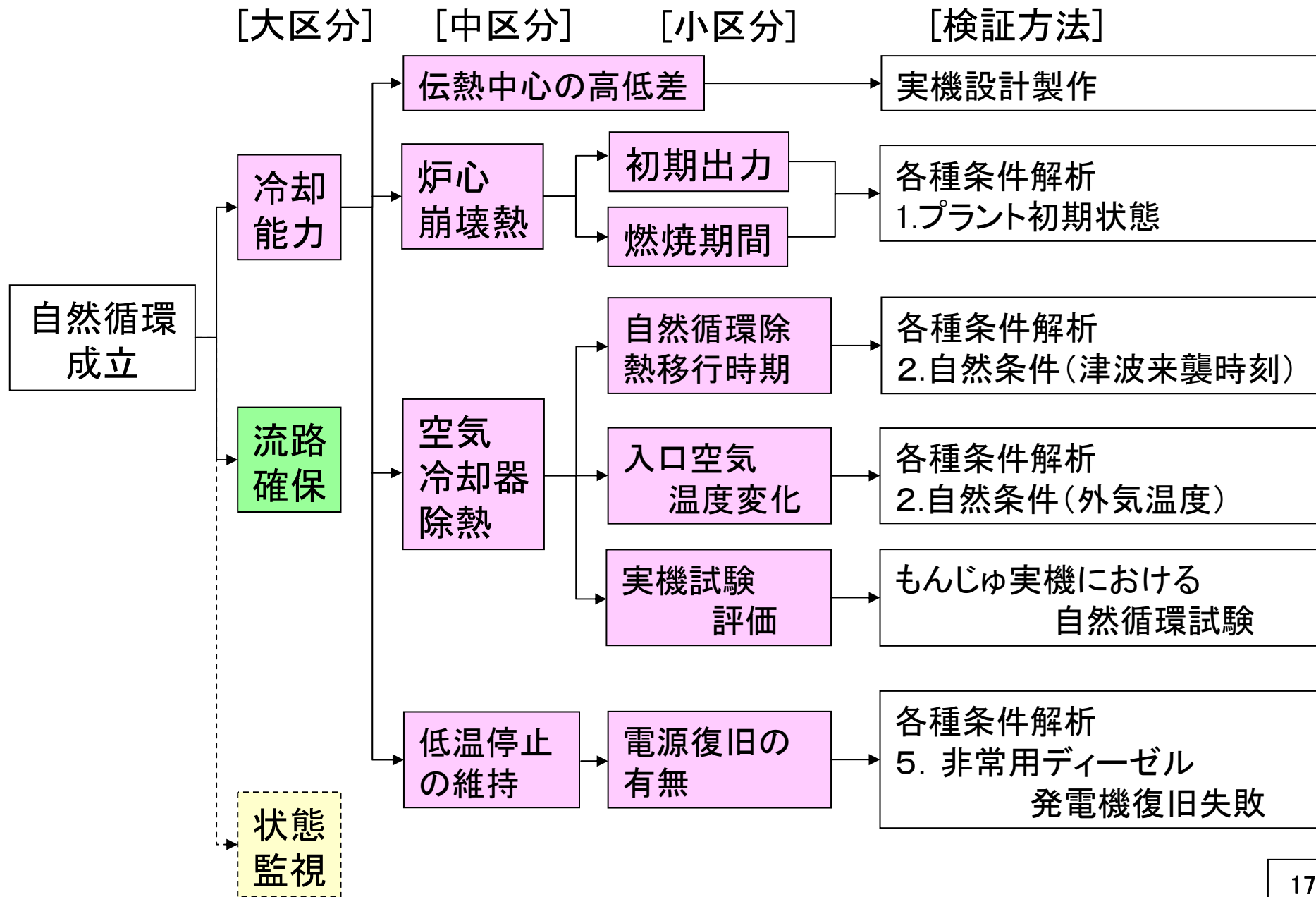
3. 自然循環成立の分析1/3

自然循環運転に必要な設備

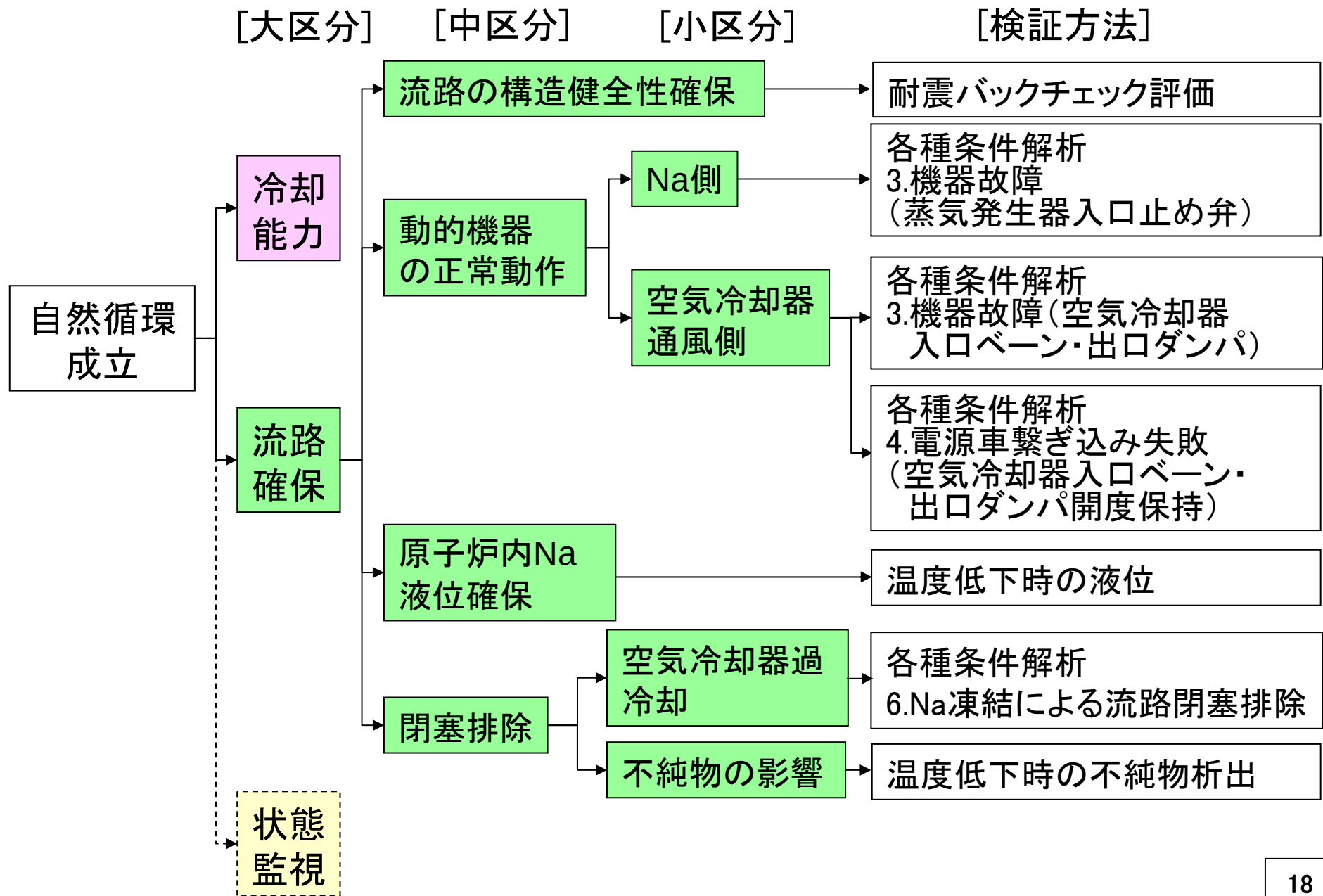
- : 自然循環運転に必要な設備(全交流電源喪失時においても蓄電池により動作可能)
- : 崩壊熱除去流路形成に必要な設備(交流電源により動作可能)
- ← : 自然循環流路
- ← : 自然通風流路



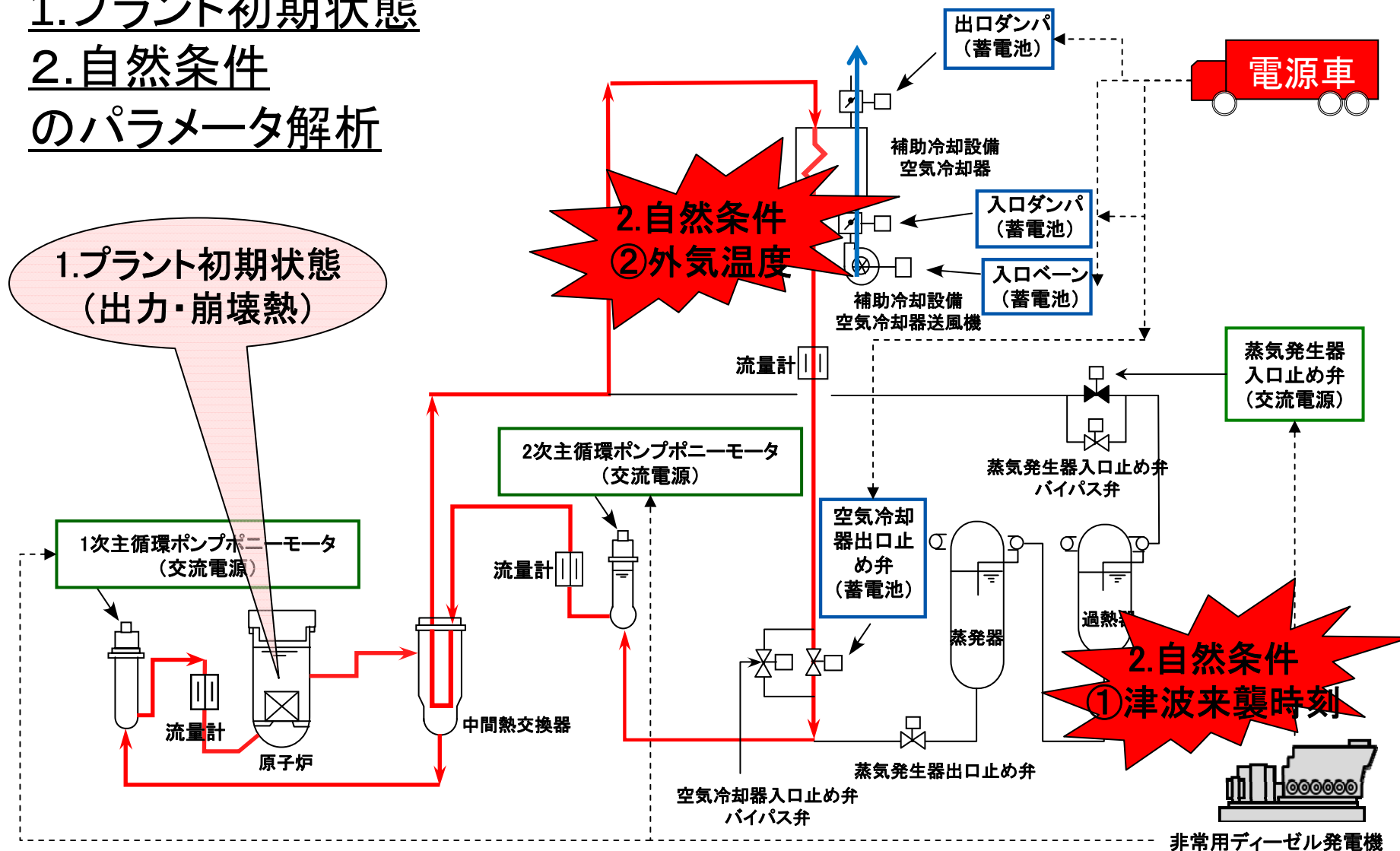
3. 自然循環成立の分析2/3



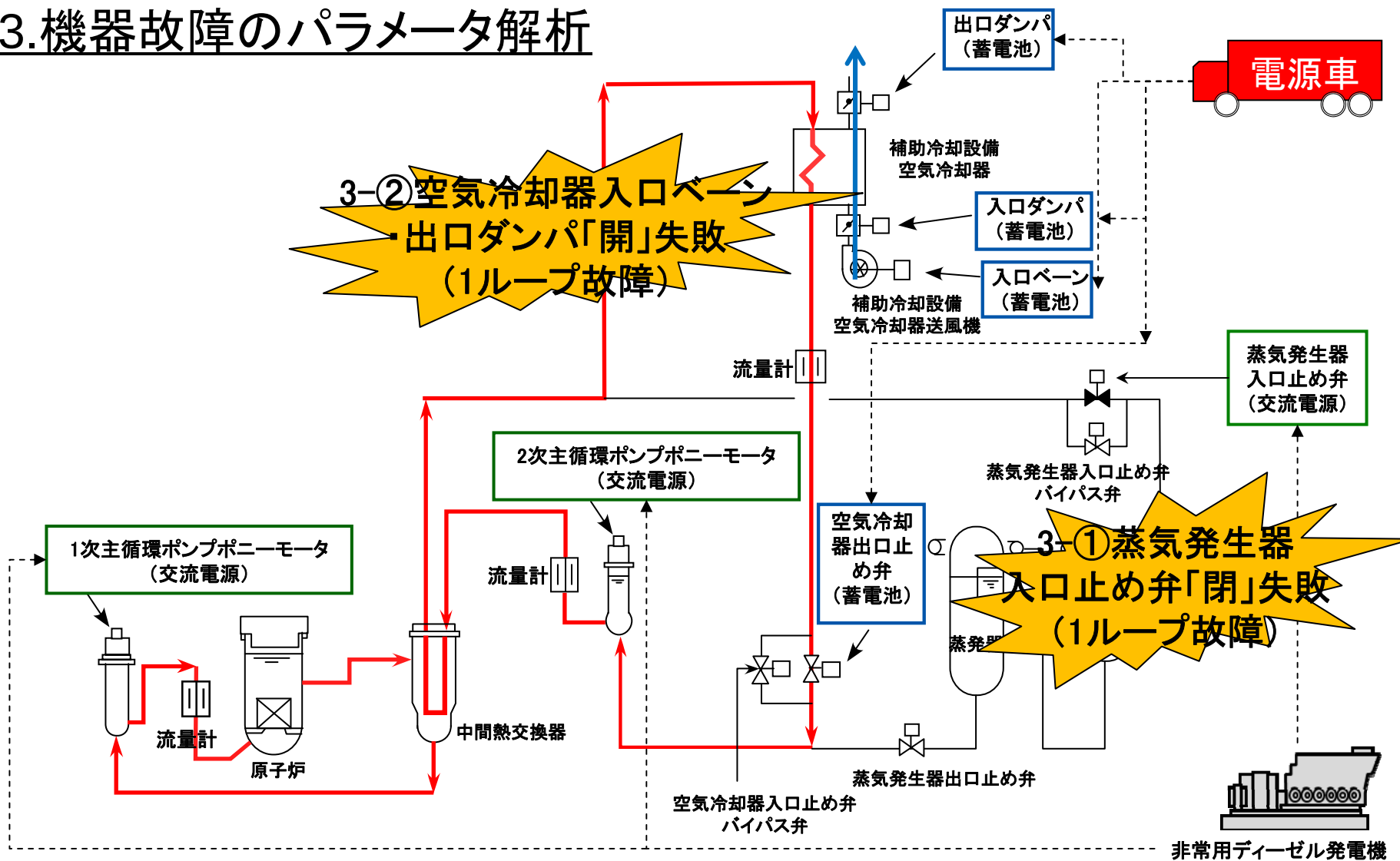
3. 自然循環成立の分析3/3



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

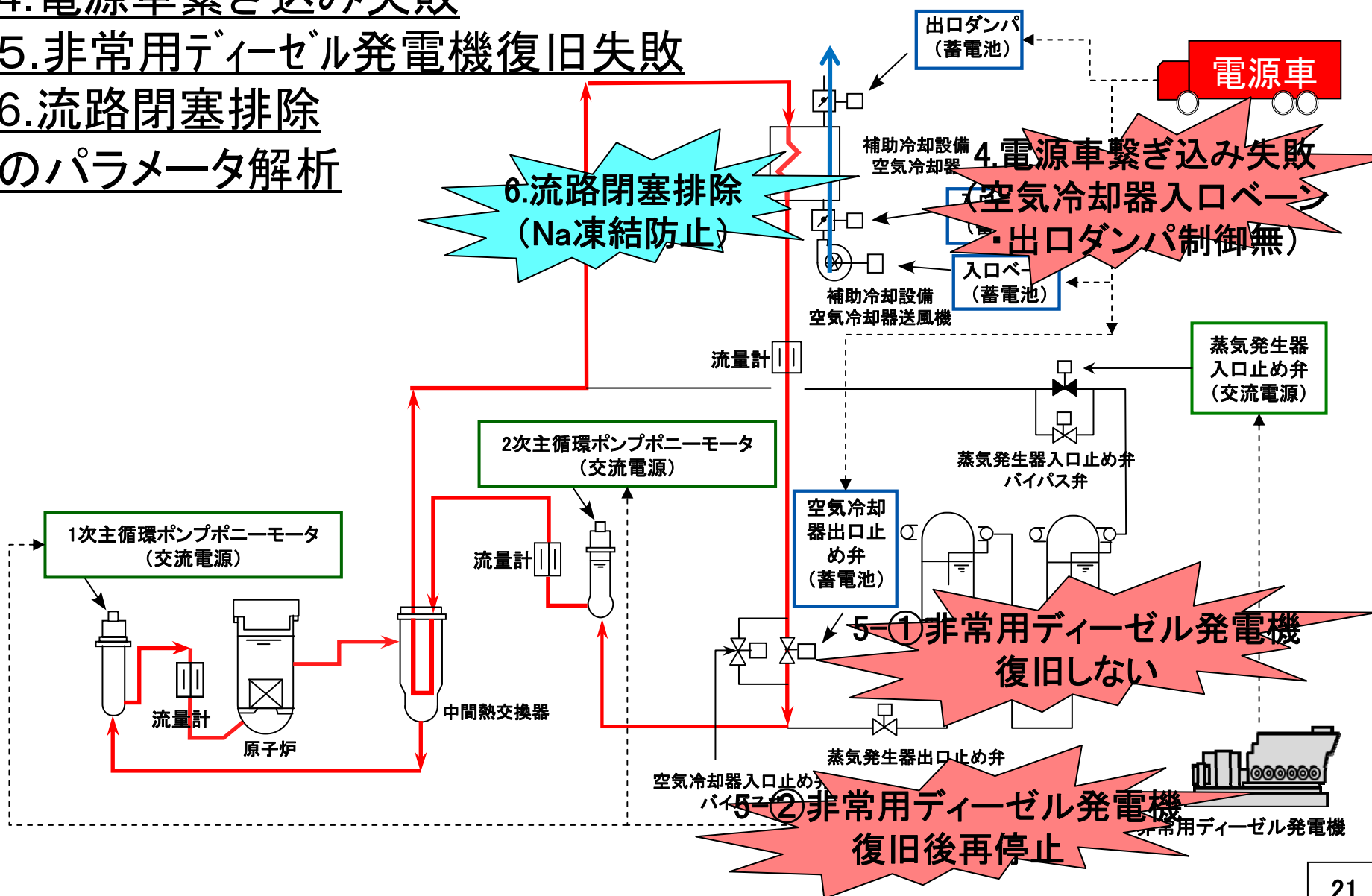


4. 各種条件解析(解析条件3/4)

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



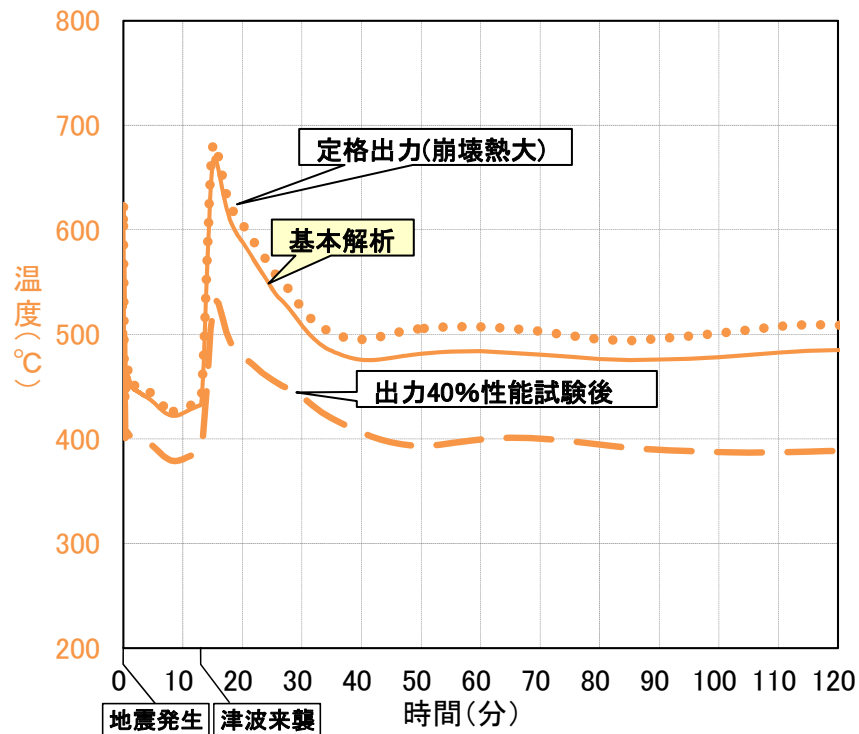
4. 各種条件解析(解析条件4/4)

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℃、40℃	20℃
3.機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器 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 1ループの空気冷却器 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

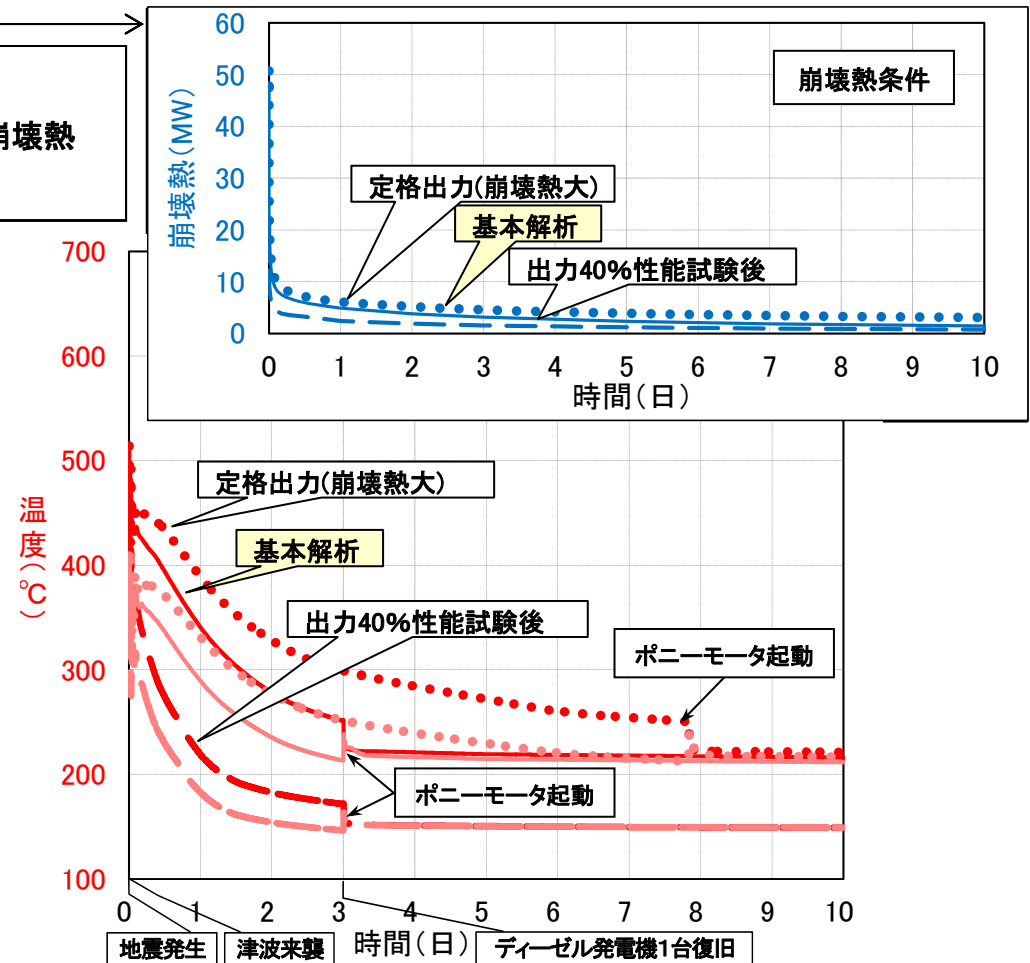
4. 各種条件解析(1.プラント初期状態の解析結果)

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



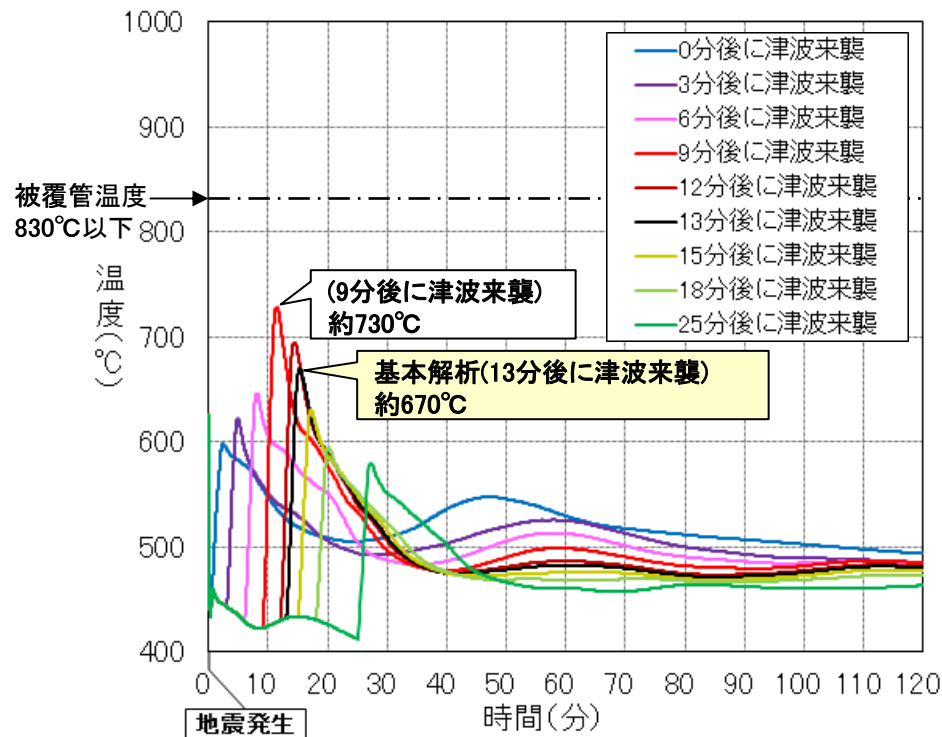
被覆管最高温度変化



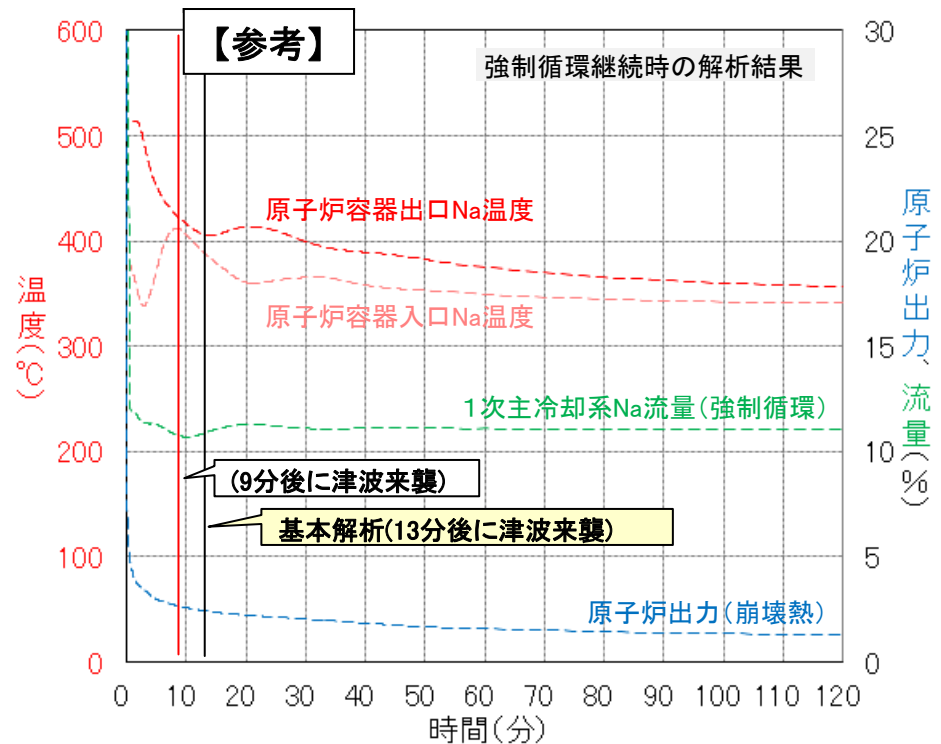
原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 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

4. 各種条件解析(2-①津波来襲時刻変化の解析結果)



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(ΔT)が小さく、自然循環流量の立ち上がりが弱いため

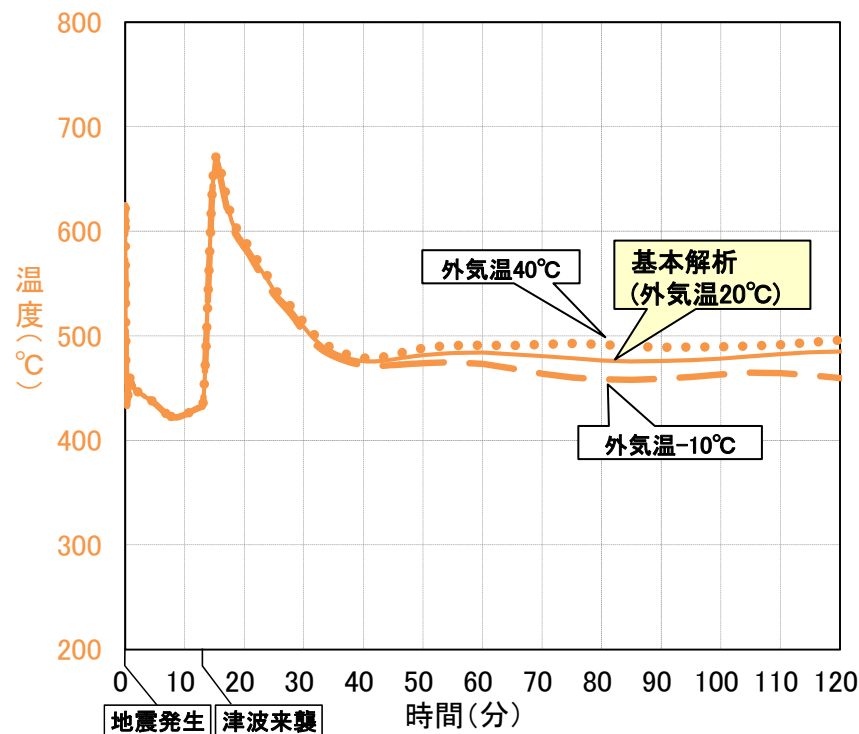
4. 各種条件解析(2-②外気温度変化の解析結果)

敦賀特別地域観測所

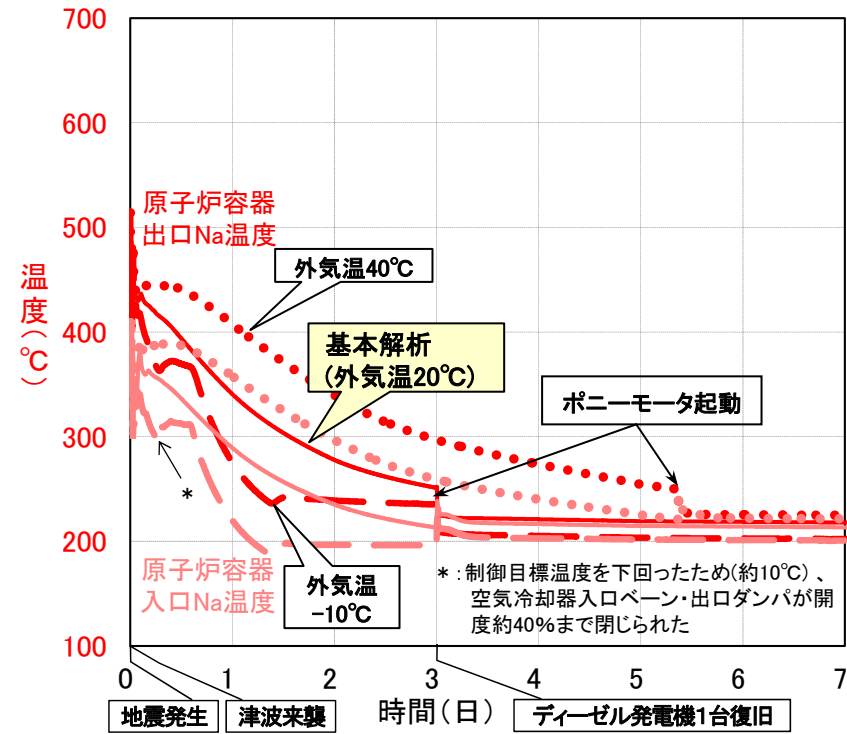
最高気温: 37.1°C (統計期間1941~2004年)

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

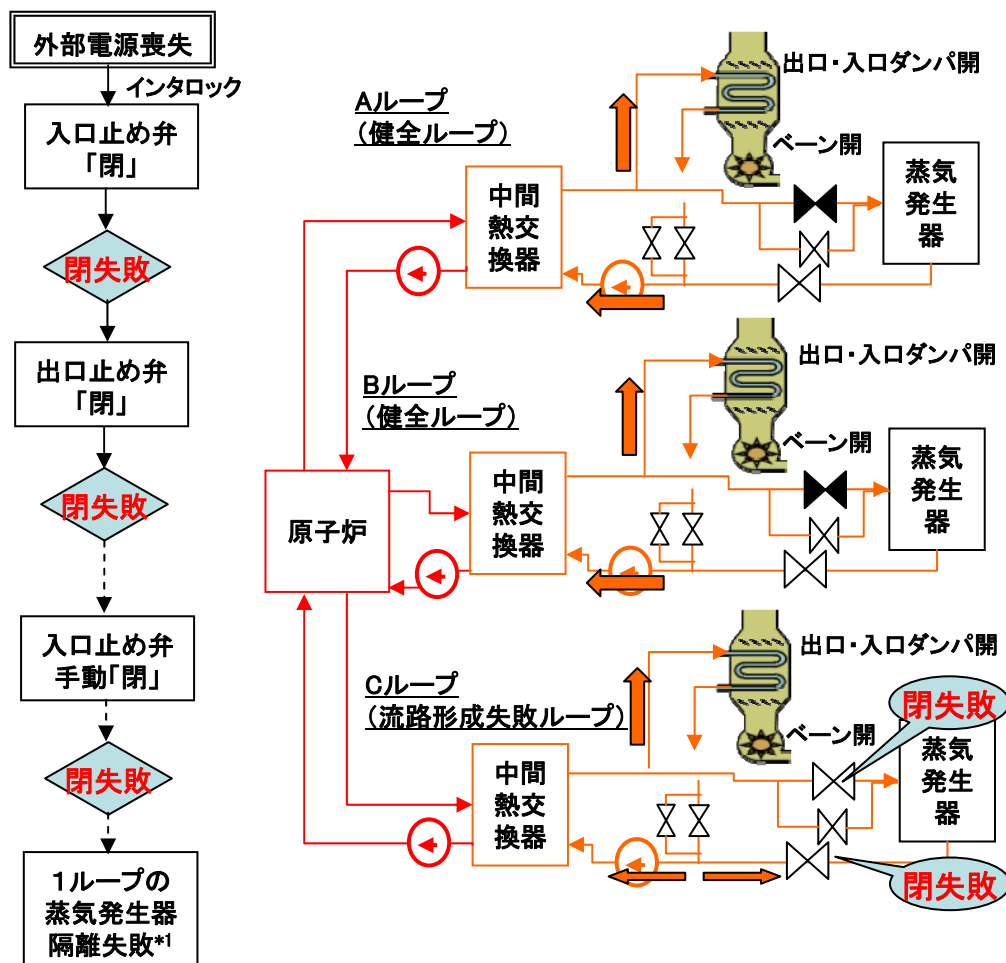


原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

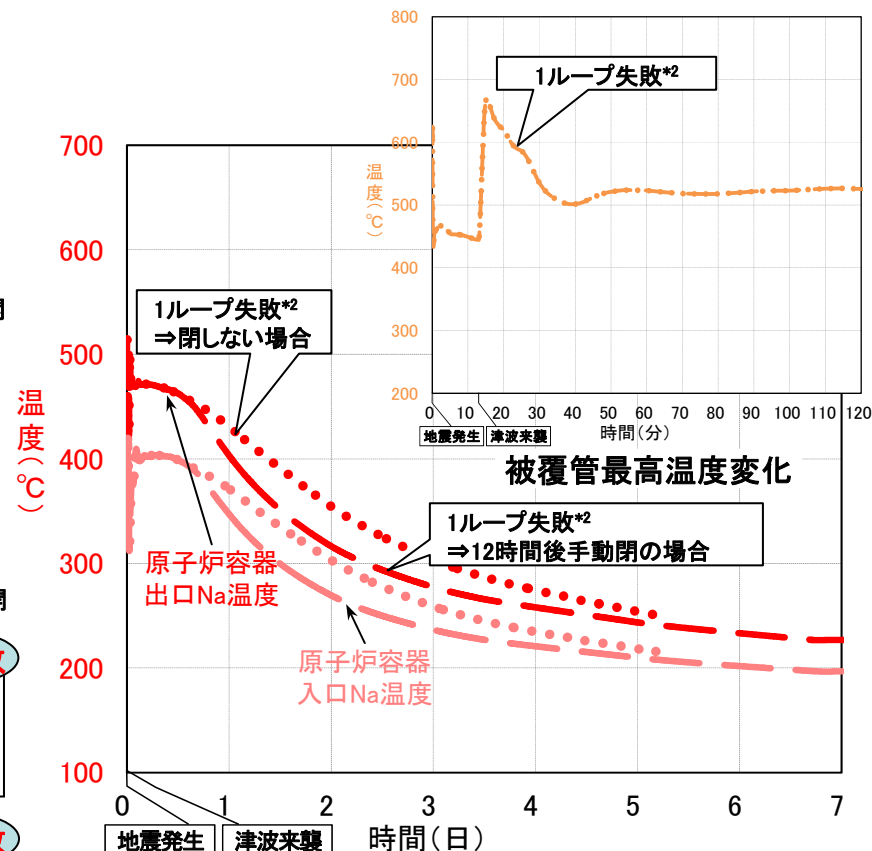
- 外気温条件(空気冷却器除熱力)が変わっても、被覆管最高温度、原子炉容器出入口ナトリウム最高温度は基本解析結果と変わらない
- 外気温条件は冷却材の降温速度に影響するが、自然循環冷却によって低温停止に至る

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: 蒸気発生器隔離に失敗しても、全電源喪失信号(13分後)により、空気冷却器の入口ベーン、出口・入口ダンパ、止め弁はそれぞれ開き、空気冷却器側の流路は形成される。



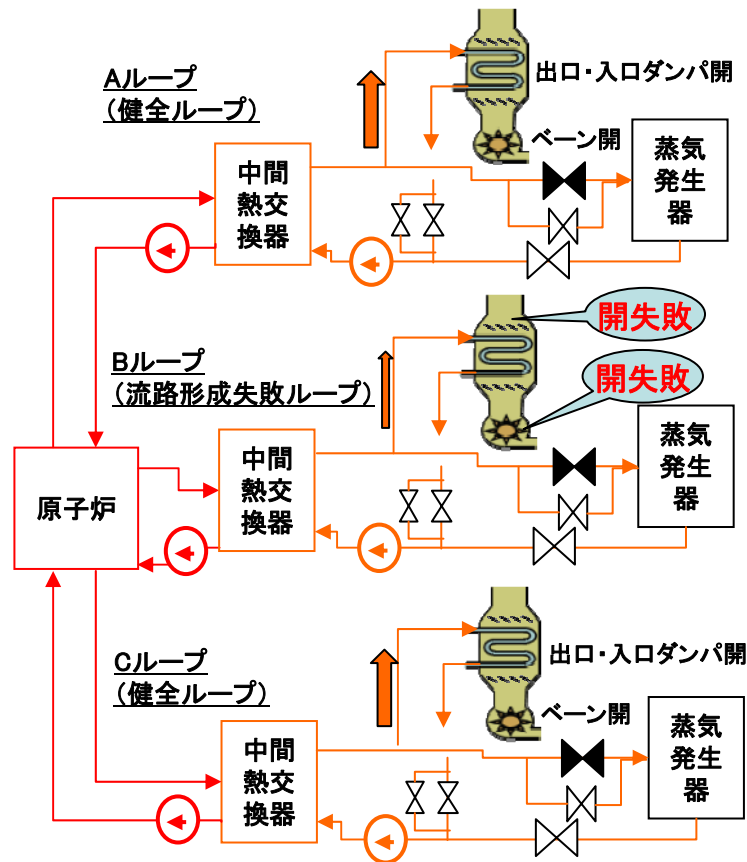
原子炉出入口ナトリウム温度変化(Aループ)

*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

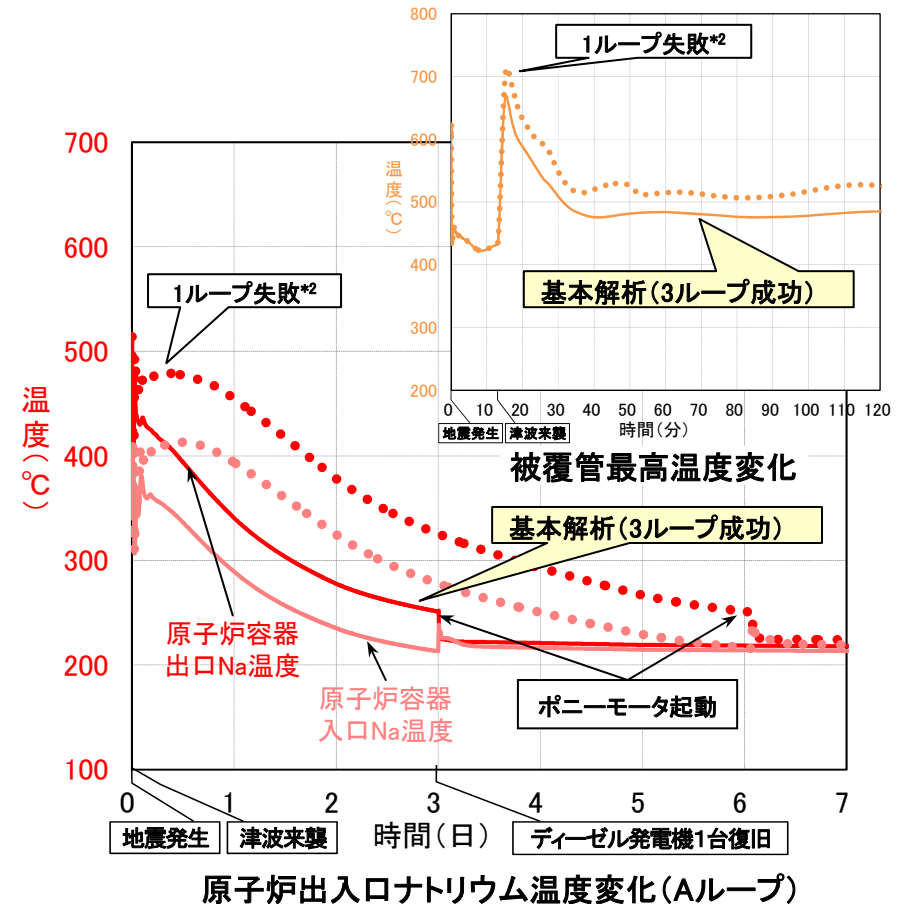
- 蒸気発生器入口止め弁「閉」に失敗しても、蒸気発生器出口止め弁が「閉」となり、自然循環に必要な流路が形成される(但し、入口止め弁は、弁駆動部の保温材を取外し、手動により閉可能)
- 敢えて、蒸気発生器入口・出口止め弁の両方とも「閉」失敗(1ループ)と仮定しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

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)



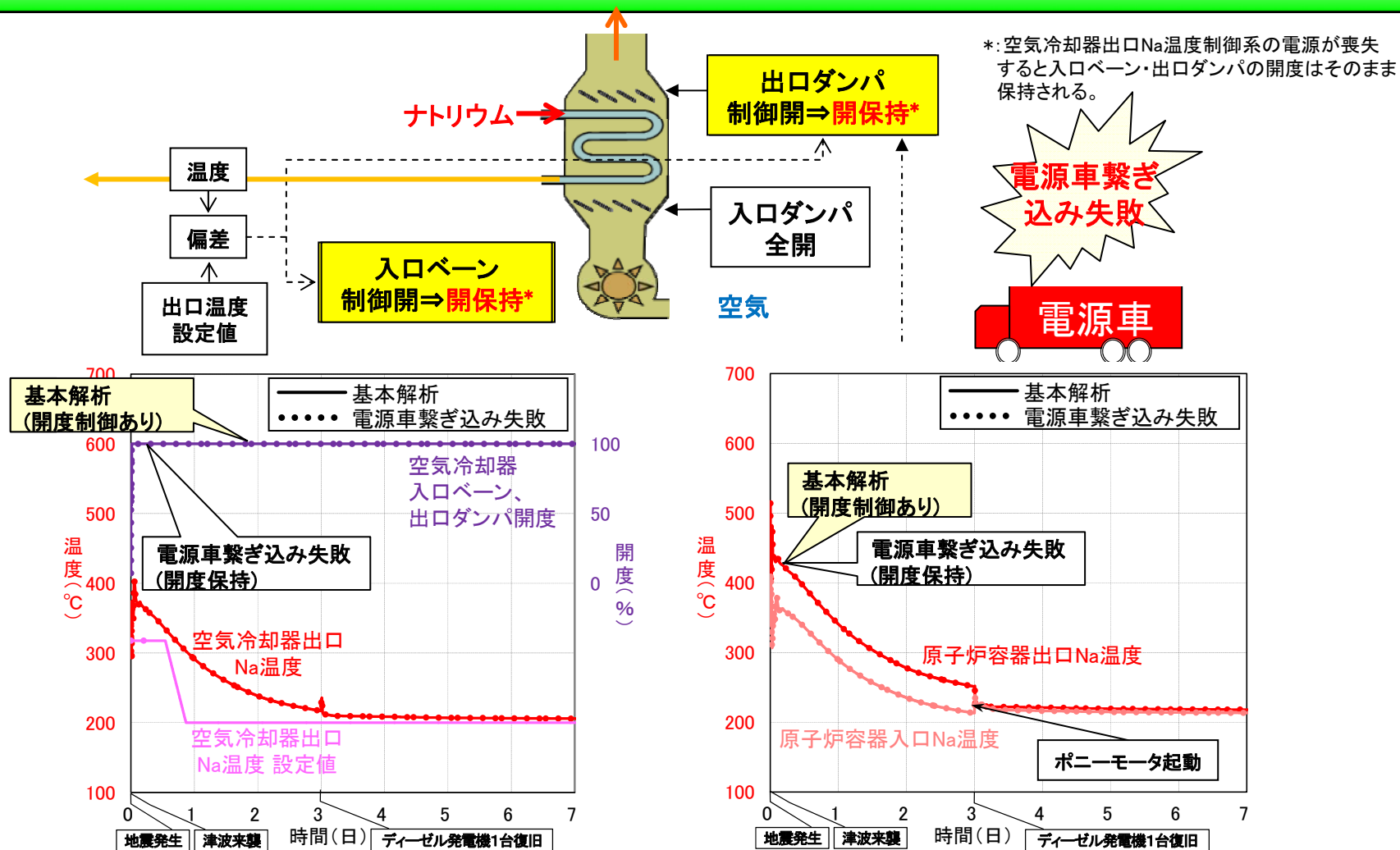
*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかったものとした。



*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 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」失敗を仮定した場合、空気冷却器による自然通風冷却による除熱が行えなくなる
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「開」失敗(1ループ)を仮定しても、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

4. 各種条件解析(4.電源車繋ぎ込み失敗の解析結果)



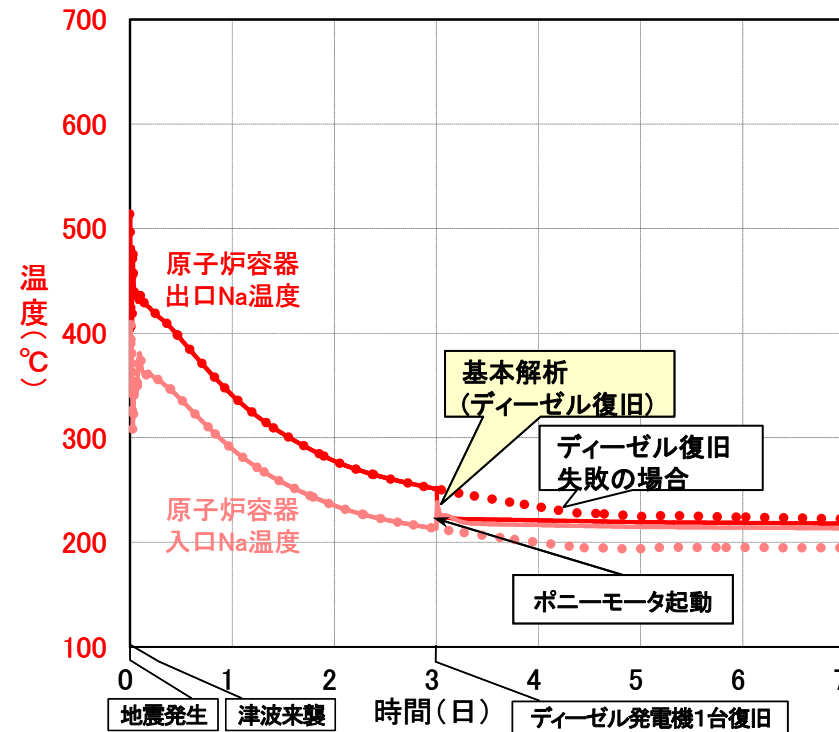
空気冷却器入口ベーン、出口ダンパ開度変化

原子炉出入口ナトリウム温度変化

- 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)

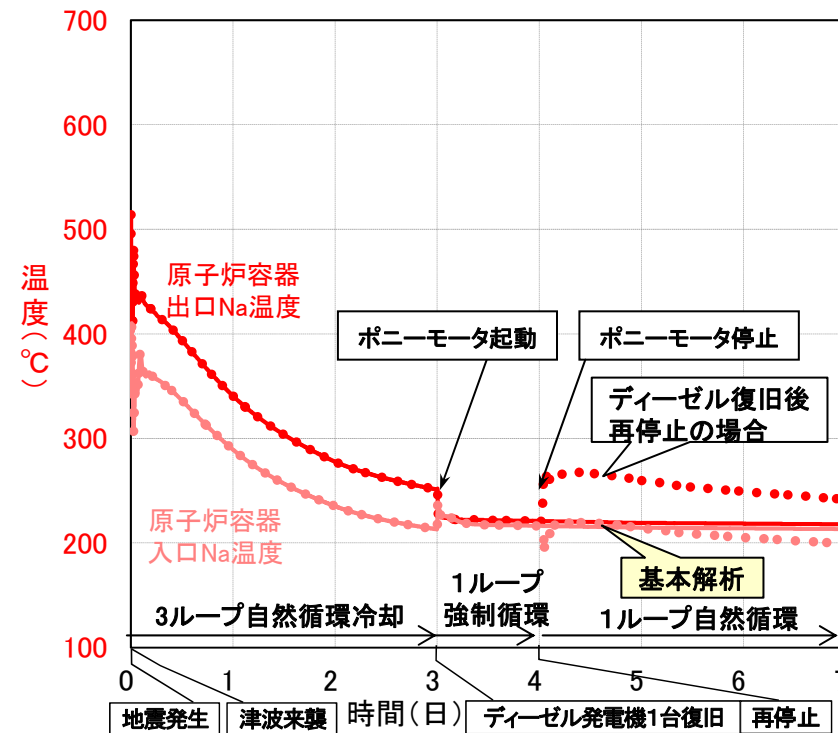


原子炉容器出入口ナトリウム温度

- 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

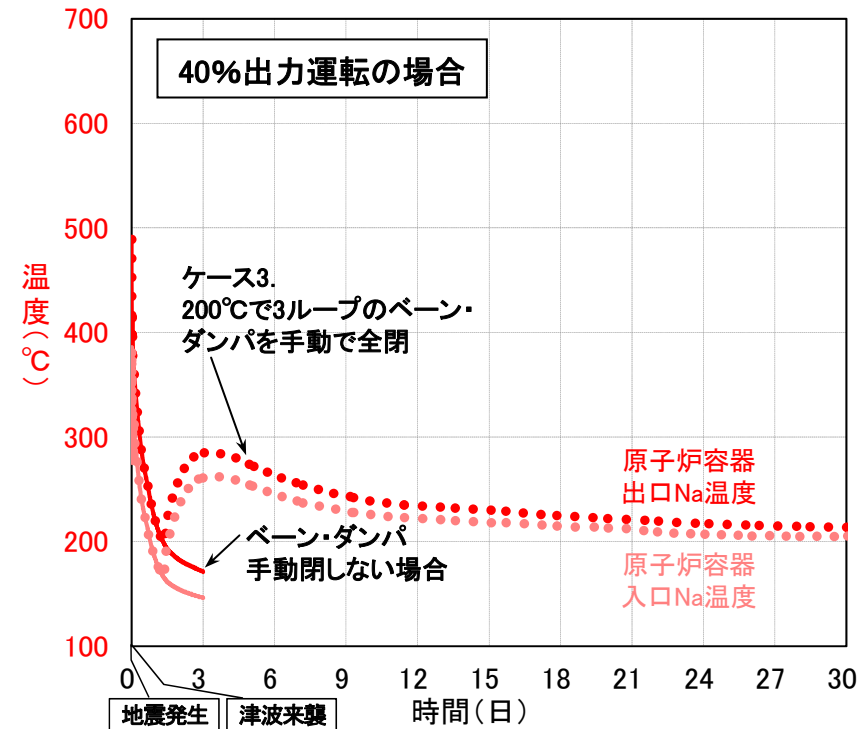
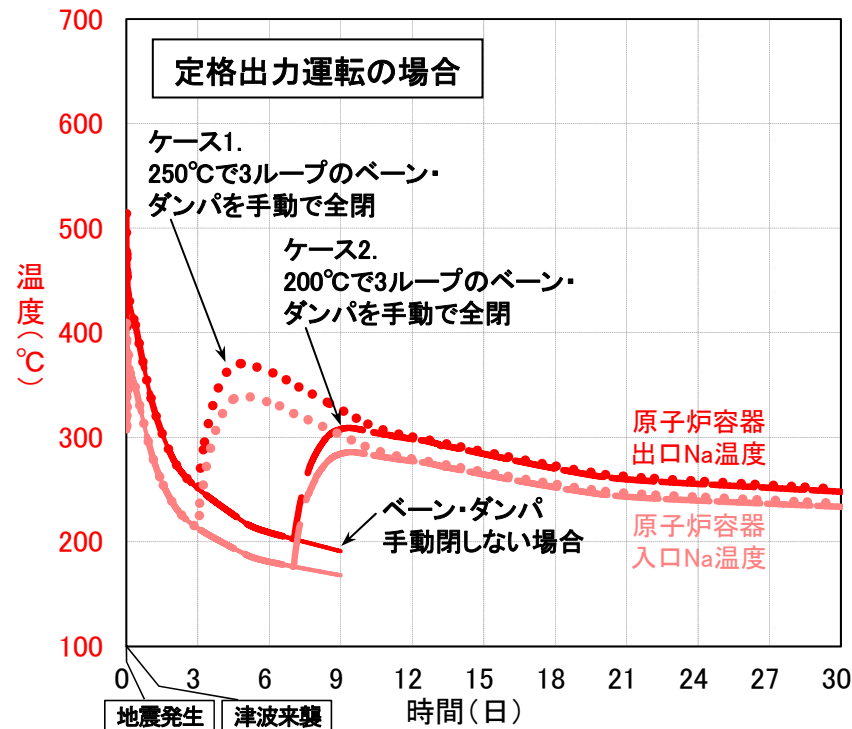
- 非常用ディーゼル発電機が再停止し1ループ自然循環※に入っても、崩壊熱は低く過度の温度上昇は無い

※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)					:各種条件解析結果 中での最高温度
		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 1ループの蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	約680	約670	約670	約510	約410	
	3-② 1ループの空気冷却器入口 ベーン出口ダンパ「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	

(注) 流路の構造健全性は確保されていることを前提

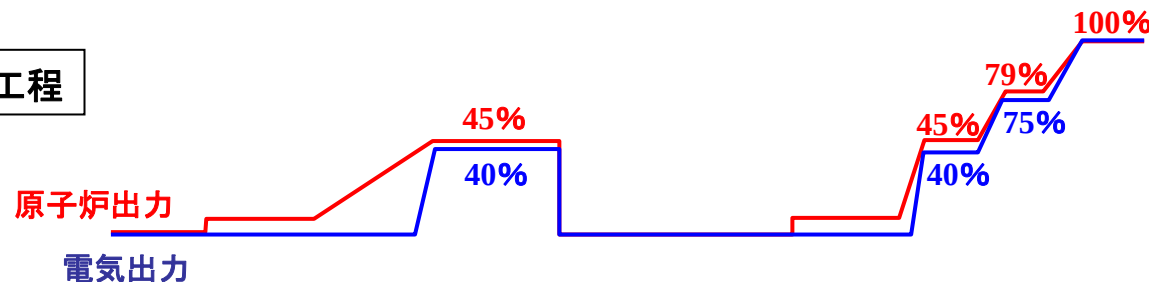
4. 各種条件解析(解析結果のまとめ2/2)

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 1ループの蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	・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
	3-② 1ループの空気冷却器入口 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

- 流路の構造健全性は確保されることを前提として、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凍結せず低温停止を維持可能

5. もんじゅ(実機)における自然循環試験1/2

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

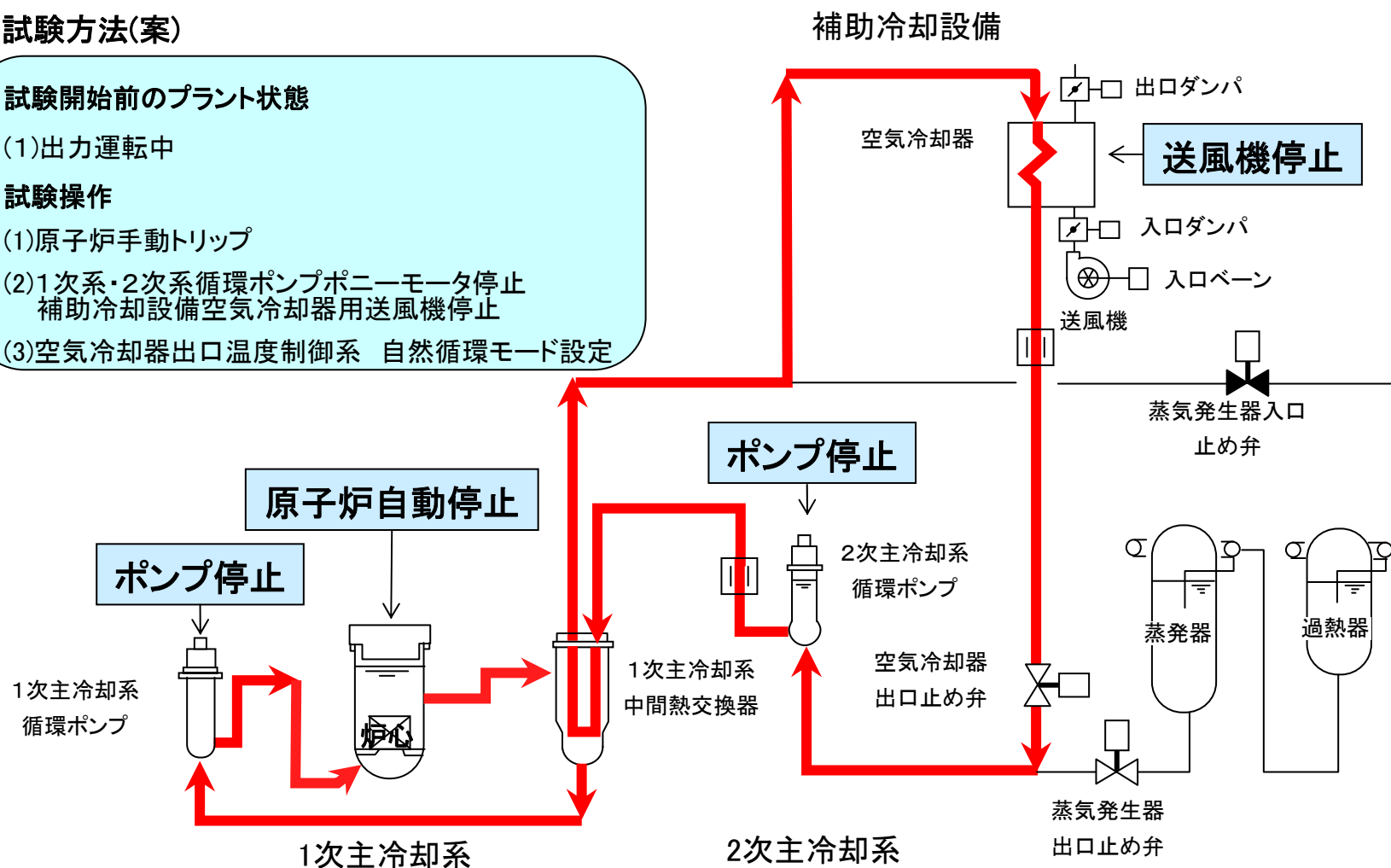
試験方法(案)

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

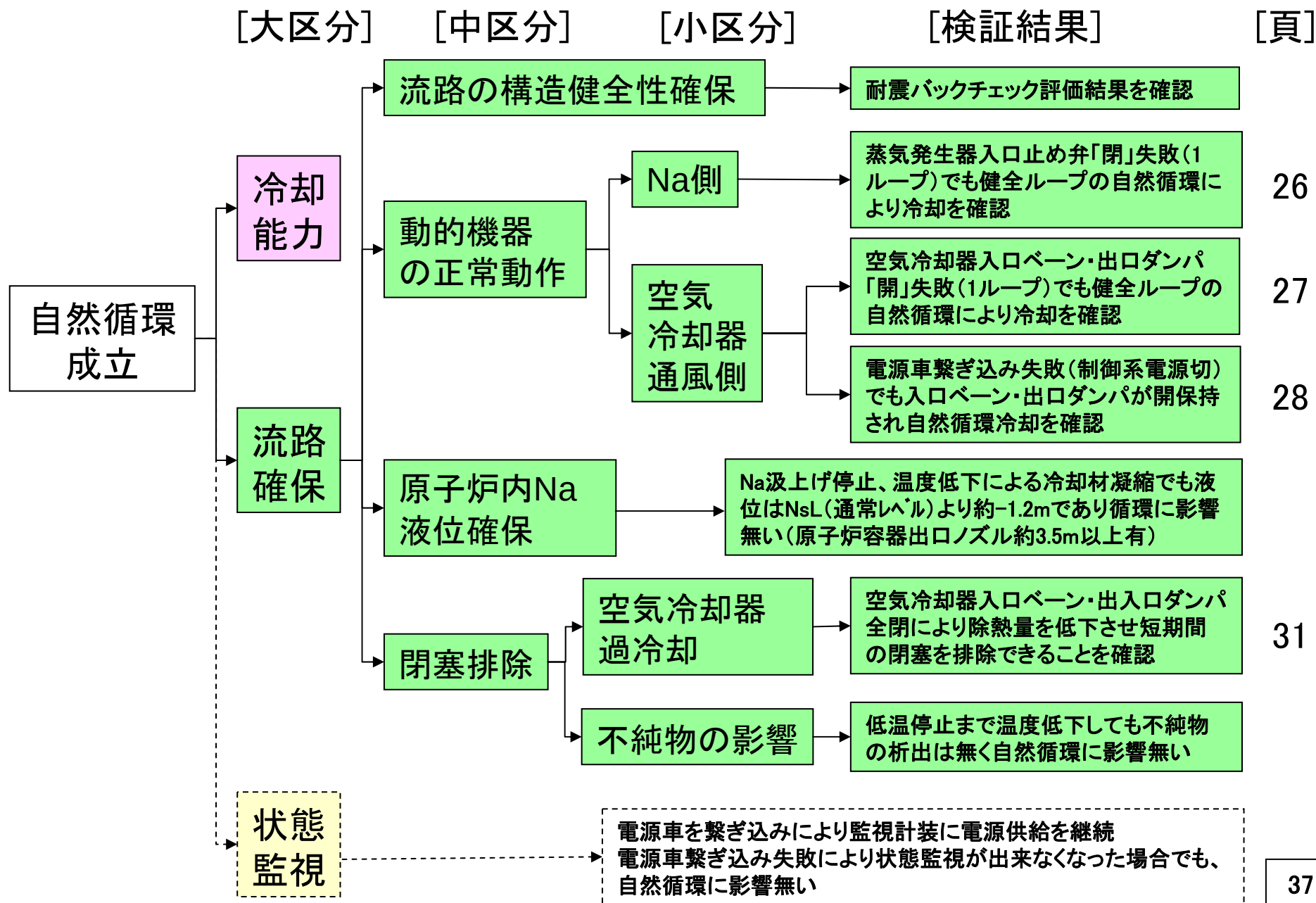


- 試験(計画中)は、出力運転中に原子炉手動トリップにより原子炉自動停止させ、3ループの1次系・2次系循環ポンプ停止、空気冷却器送風機停止により、自然循環運転に移行し、冷却能力及び運転特性を把握

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	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
		炉心崩壊熱	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				36

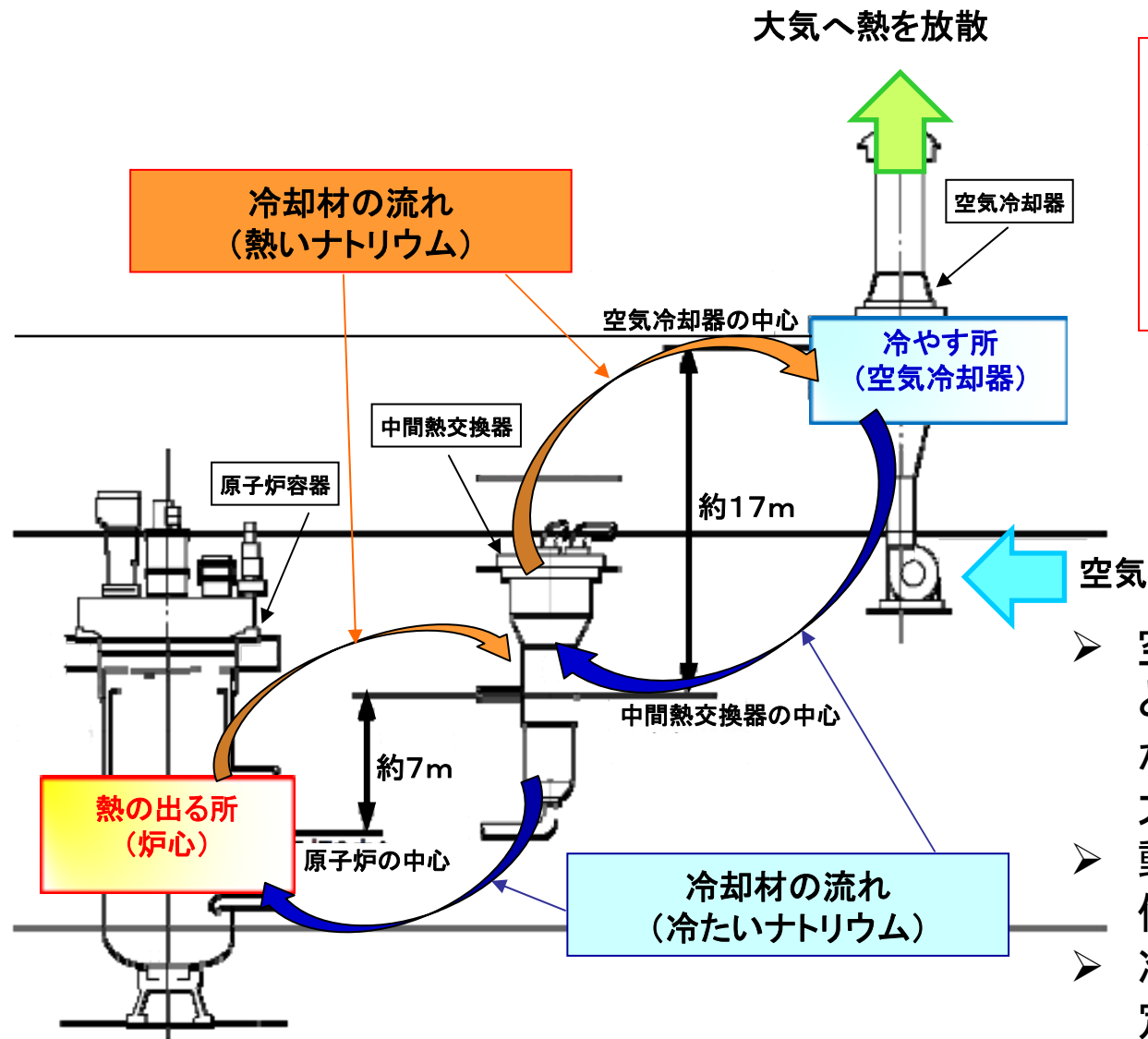
6. まとめ(自然循環成立の分析結果2/2)



6. まとめ

- 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。

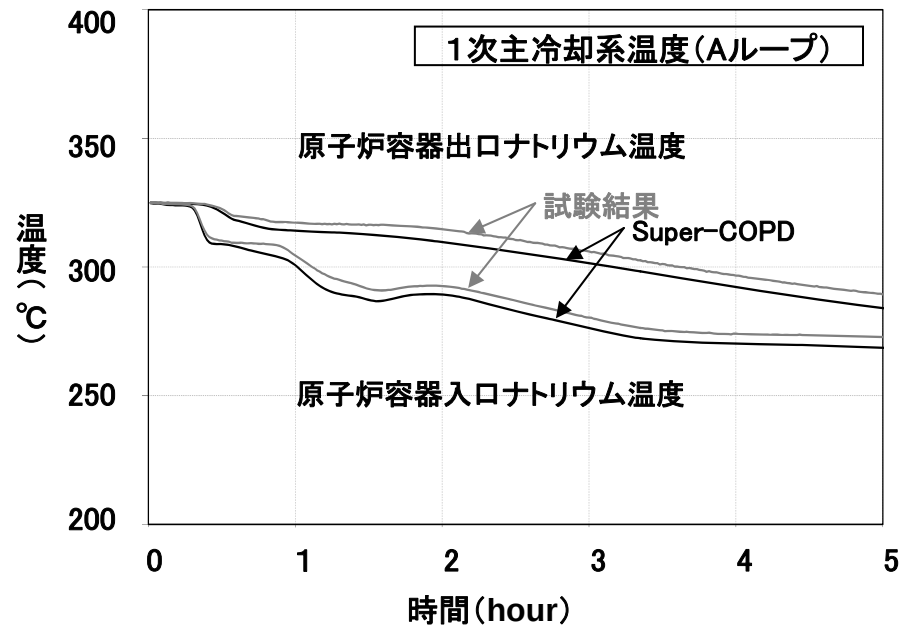
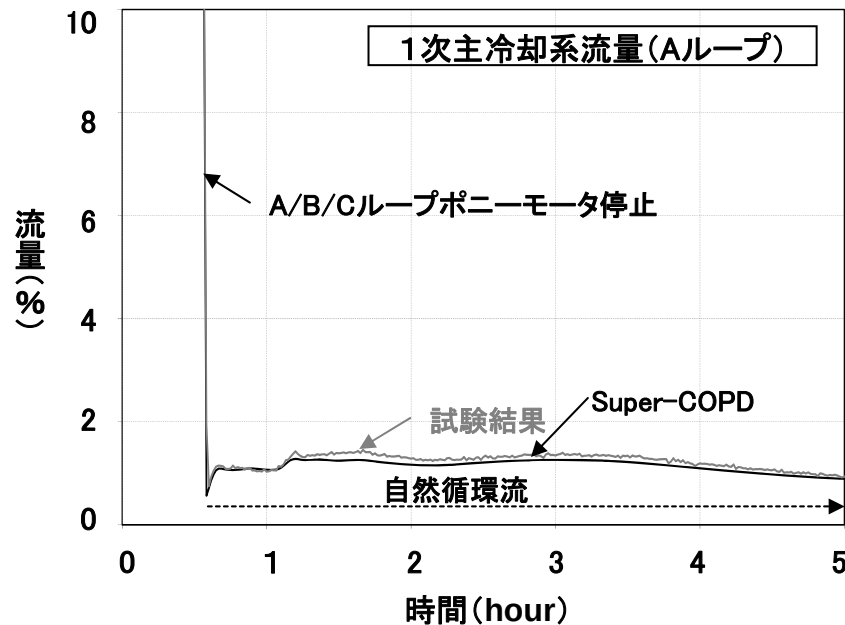
以下、参考資料



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。

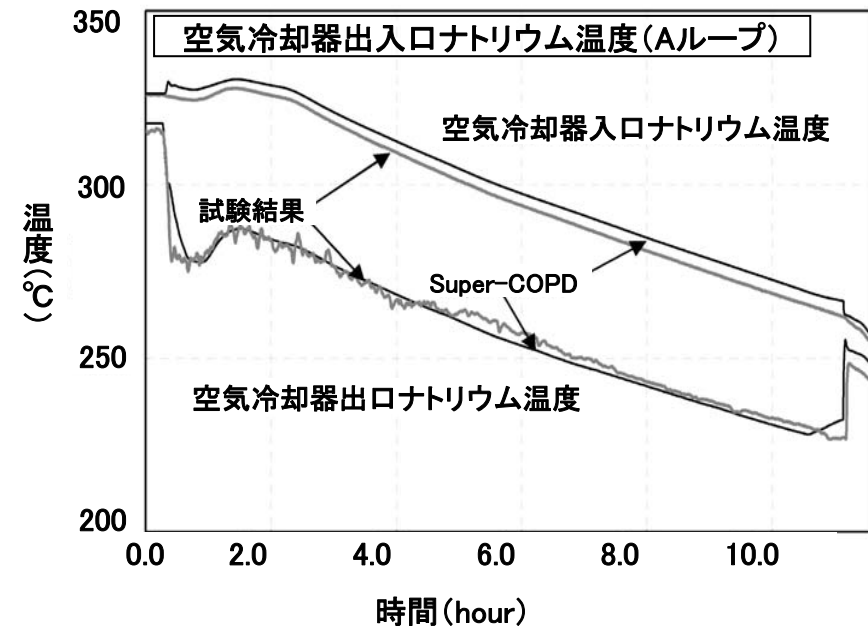
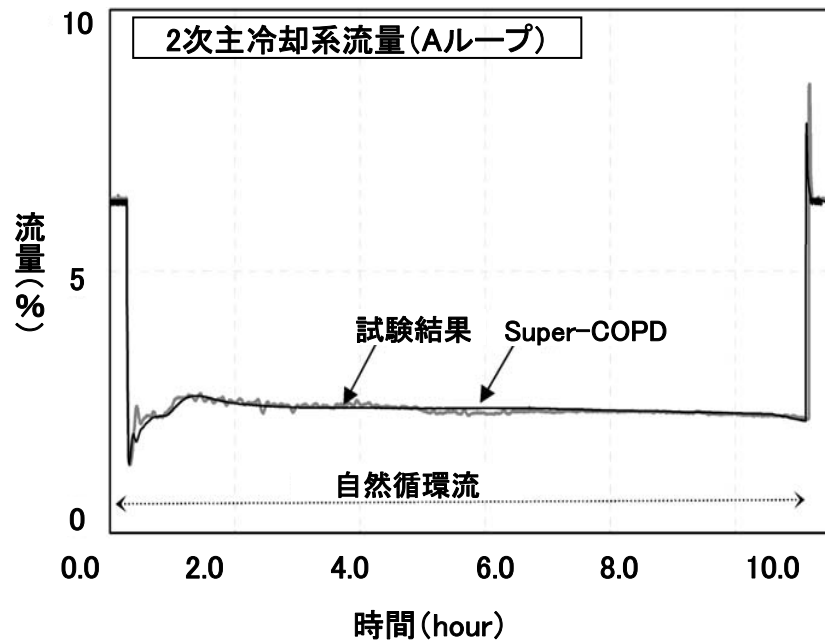
- 空気冷却器を最終除熱源とすることから高所配置が可能で、伝熱中心差を大きくとることが可能。
- 動的機器が少ないので、信頼性が高い。
- 冷却材が単相なので、安定して循環し易い。

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



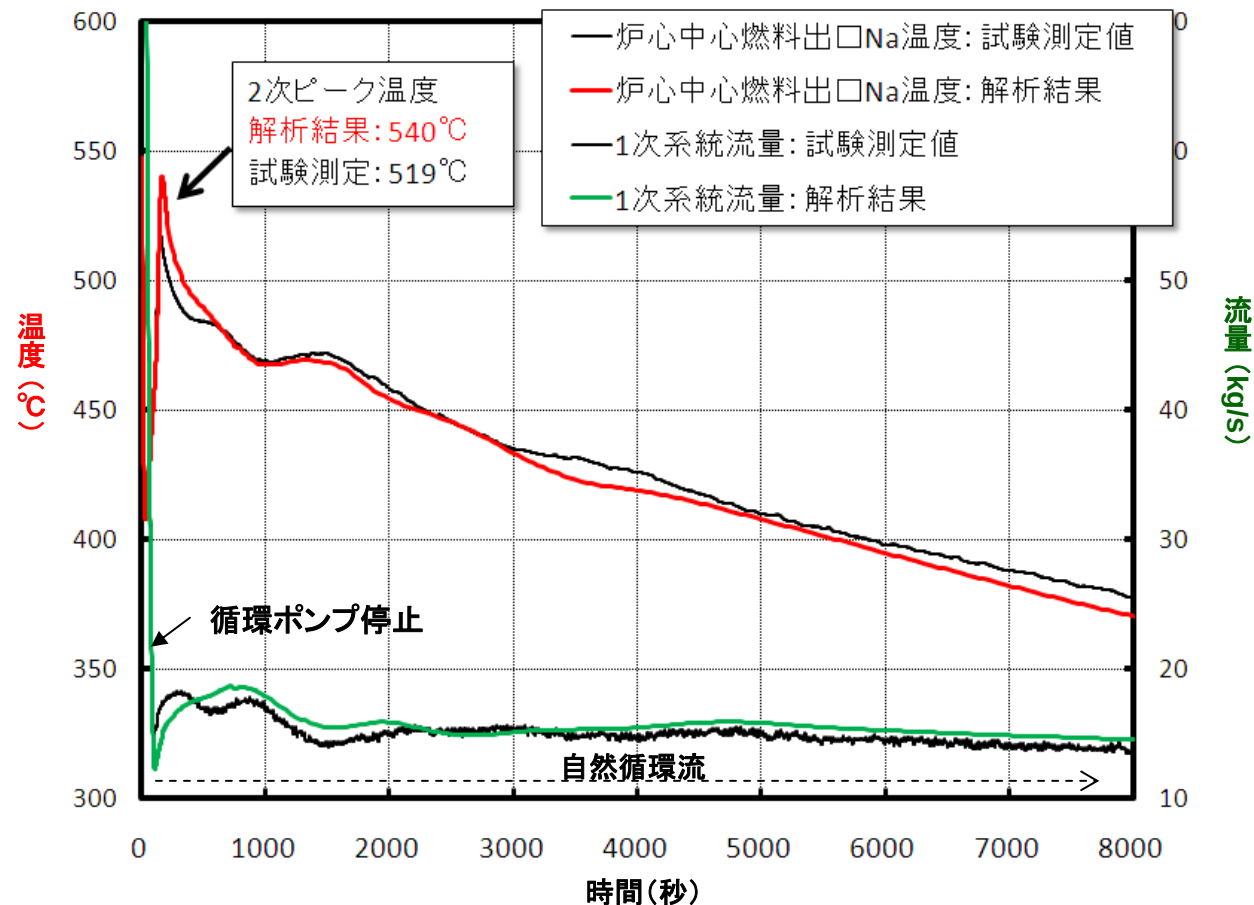
➤ 1次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

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