



**高速実験炉「常陽」における  
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止  
並びに多量の放射性等を放出する事故の拡大の防止**

**【関連条文】**

**第13条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）**

**第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）**

**第32条（炉心等）**

**第59条（原子炉停止系統） 他**

**2021年3月9日**

**日本原子力研究開発機構 大洗研究所**

**高速実験炉部**

## 下線：本日提示範囲

### 1. 「常陽」の概要等

#### 1.1 プラント概要

#### 1.2 主な特徴

### 2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像

### 3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

#### 3.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定

##### 3.1.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定に関する基本方針

##### 3.1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定結果

##### 3.1.3 FMEAによる事象選定の網羅性及び妥当性の確認

別紙3-1：FMEAの結果一覧

#### 3.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における主な事象の事象推移等

別紙3-2：運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象の事象推移等の一覧

### 4. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

#### 4.1 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に関する基本的な考え方

#### 4.2 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故

##### 4.2.1 深層防護第3レベル以下と第4レベル等の独立性の考え方及び補足

##### 4.2.2 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定

別紙4-1：対象外とする異常事象

別紙4-2：炉心損傷防止措置が困難な事故シーケンスの整理

別紙4-3：設計基準を超える自然現象の取扱い

##### 4.2.2.1 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の基本的な考え方

##### 4.2.2.2 評価事故シーケンスの選定

##### 4.2.2.3 PRAを活用した事象選定の妥当性の確認

##### 4.2.2.4 国外のナトリウム冷却型高速炉との比較による事象選定の妥当性の確認

下線：本日提示範囲

- 4.2.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の概要
  - 別紙4-4：原子炉停止機能の信頼性
  - 別紙4-5：炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る対策・手順等
- 4.2.4 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価
  - 4.2.4.1 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の方針
  - 4.2.4.2 有効性評価に使用する主な計算コード（事象推移と解析評価の流れ）
    - 別紙4-6：SIMMER-IV及びSIMMER-III
  - 4.2.4.3 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）における主な有効性評価の結果
  - 4.2.4.4 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）における主な有効性評価の結果
  - 4.2.4.5 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）における主な有効性評価の結果
  - 4.2.4.6 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）における主な有効性評価の結果
    - 別紙4-7：配管破損規模の考え方
  - 4.2.4.7 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）における主な有効性評価の結果
  - 4.2.4.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）における主な有効性評価の結果
  - 4.2.4.9 局所的燃料破損（LF）における主な有効性評価の結果
- 4.3 使用済燃料の損傷が想定される事故の概要及び措置の有効性評価
- 4.4 大規模損壊の基本的な考え方及び放射性物質の放出抑制対策

## 1. 「常陽」の概要等

「常陽」の概要

使用の目的：高速増殖炉の開発（ただし、その利用は平和目的に限られる。）

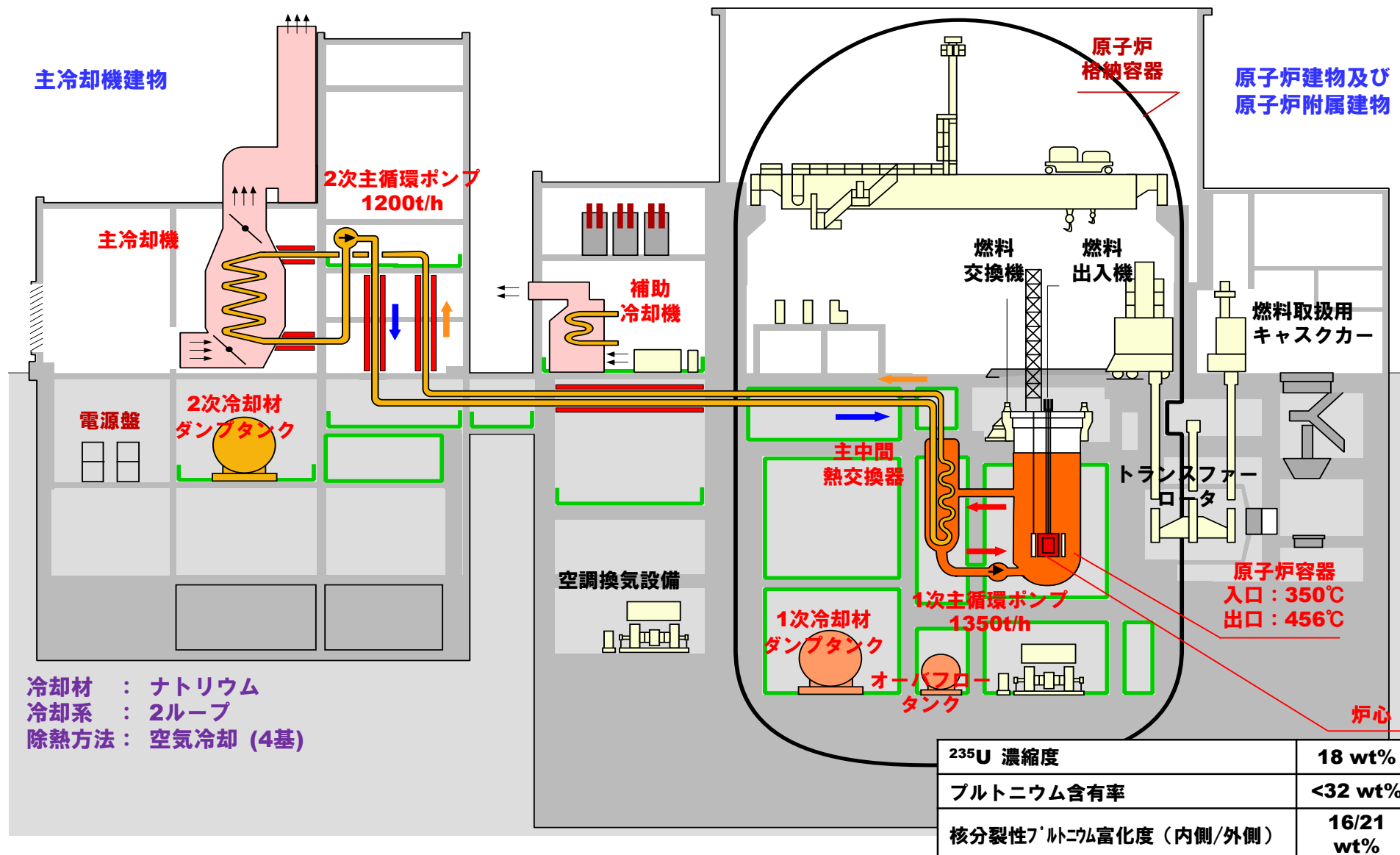
原子炉の型式：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ナトリウム冷却高速中性子型

熱出力及び基数：100MW/1基

原子炉を設置する事業所の名称：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所（南地区）

原子炉を設置する事業所の所在地：茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地

プラント概要



冷却材：ナトリウム  
 冷却系：2ループ  
 除熱方法：空気冷却（4基）

- 発電用軽水炉と比べて、出力密度及び燃焼度が高いものの、原子炉の熱出力が低く、炉心に蓄積される核分裂生成物の量は少ない。
- 燃料材として、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット等を用いる。また、冷却材としてナトリウムを使用する。
- 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。
- 冷却材として使用するナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、相変化が生じることはなく、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。
- 一方、ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気で使用されるため、原子炉施設は、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を有する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。
- 反応度制御系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系から構成する。また、原子炉停止系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系並びに2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系から構成する。

■ 核分裂生成物の炉内蓄積量

核分裂生成物の炉内蓄積量は以下の式で求められる。

$$(R_i^I)w = \underbrace{K}_{\text{第①項}} \cdot \underbrace{Y_i}_{\text{第②項}} \underbrace{\left(1 - e^{-\lambda_i T_0}\right)}_{\text{第③項}}$$

$R_i^I$ : 炉内蓄積量 (Bq)

$K$ : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

$Y_i$ : 核種*i*の核分裂収率

$\lambda_i$ : 核種*i*の崩壊定数 (1/s)

$T_0$ : 燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

炉内蓄積量 (Bq)

	「常陽」		実用発電用原子炉 (一例) [1]
	標準*1	最高燃焼度*2	最高燃焼度*3
希ガス	$1.3 \times 10^{18}$ ( $3.3 \times 10^{14}$ ) *4	$1.3 \times 10^{18}$ ( $7.3 \times 10^{14}$ ) *4	$3.9 \times 10^{19}$
よう素	$9.2 \times 10^{17}$	$9.2 \times 10^{17}$	$4.0 \times 10^{19}$
Cs-137	$3.9 \times 10^{15}$	$8.8 \times 10^{15}$	$3.5 \times 10^{17}$

\*1: サイクル運転末期における標準的な炉内蓄積量 (燃焼度約39,000MWd/t)

\*2: 全燃料が燃料要素最高燃焼度 (90,000MWd/t) に達するものとした保守的な炉内蓄積量

\*3: 110万kW級PWR (熱出力約3,400MW、最高燃焼度48,000MWd/t) の炉内蓄積量

\*4: Kr-85の炉内蓄積量

【炉内蓄積量の特徴及び実用発電用原子炉との比較】

第①項: 概ね熱出力に比例。

第②項: 燃料の種類により差異が生じるが、第①項と比べ影響は小さい。

第③項: 短半減期核種では、本項が無視できる。

長半減期核種 (Kr-85、Cs-137等) の炉内蓄積量に影響。

「常陽」は出力密度が高いため、最高燃焼度に達するまでの運転時間が短く、実用発電用原子炉と比べて本項は小さくなる。

「常陽」 (90,000MWd/t) : 約1.68万時間

実用発電用原子炉 (一例) (48,000MWd/t) : 約3万時間

➤ したがって、炉内蓄積量は概ね熱出力に比例したものとなる。

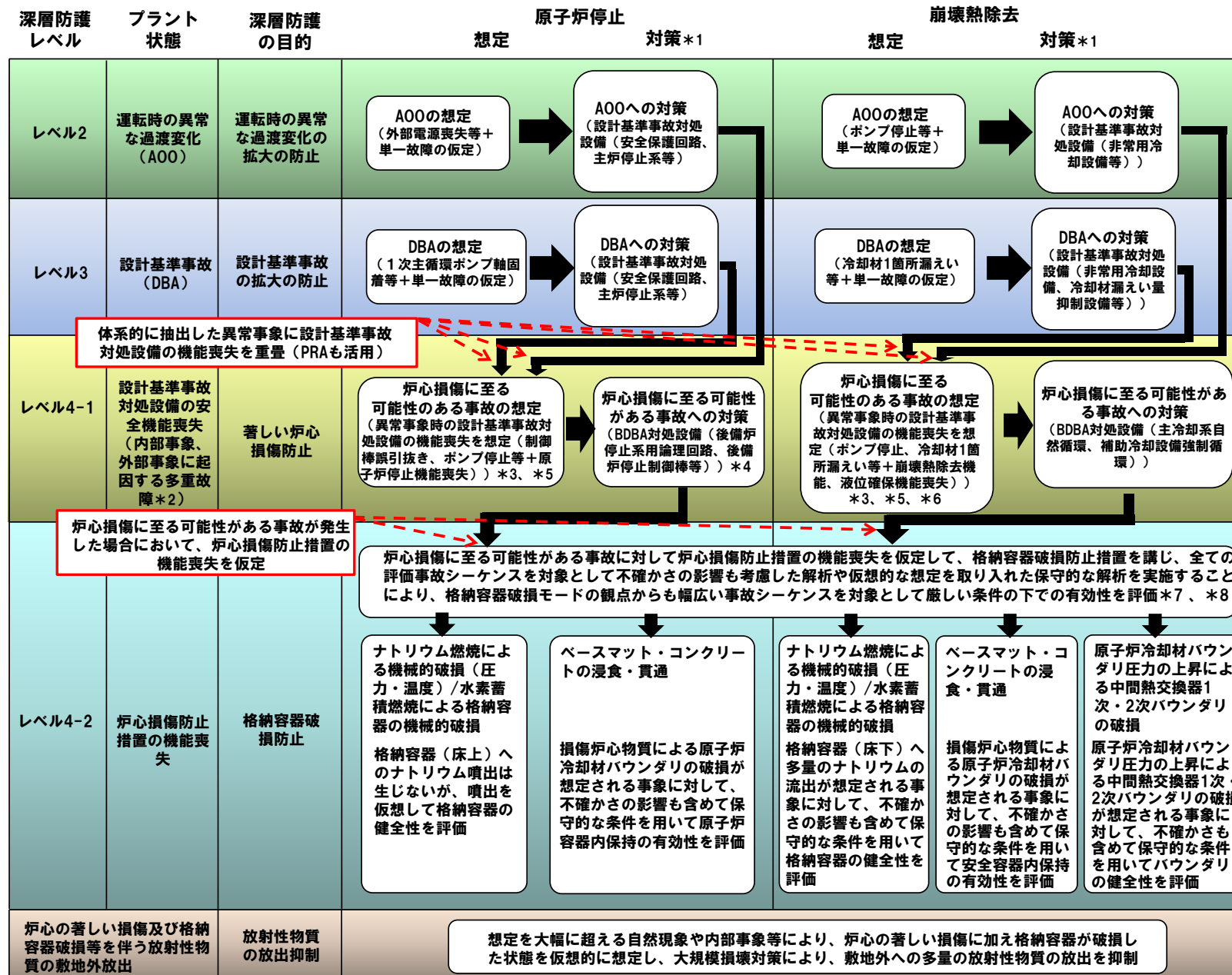
[1] 玄海原子力発電3号炉、4号炉安全審査資料 (SA-074改23)

## 2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像



## 2. 「常陽」における深層防護の基本的な考え方及び全体像

- IAEAの深層防護では、運転時の異常な過渡変化を第2レベル、設計基準事故を第3レベル、設計拡張状態を第4レベル、敷地内及び敷地外の緊急時対応を第5レベルとしている。
- 「常陽」においても、運転時の異常な過渡変化を第2レベル、設計基準事故を第3レベル、炉心損傷に至る可能性がある事故に対する炉心損傷防止措置を第4レベルの1、炉心損傷防止措置が機能を喪失した事故に対する格納容器破損防止措置を第4レベルの2として、また、大規模に損壊した際の放射性物質の放出抑制措置を独立して扱う。さらに、大規模損壊を仮想的に想定し、敷地外への放射性物質の放出抑制措置等を講じる。



\*1：設計基準事故対処設備、炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置及び大規模損壊対策は他のレベルの対策の機能喪失を仮定し、独立性を有した設計。大規模損壊対策は可搬型の設備を活用

\*2：外部事象(地震、竜巻、火山等)の影響は、内部事象に包摂されるように設計

\*3：設計基準事故対処設備の機能喪失の組み合わせにより、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事故シーケンスを抽出し、当該事故シーケンスの中から、発電炉の審査ガイドを参考に評価事故シーケンスを選定し、措置の有効性を評価

\*4：原子炉停止系を独立2系統化し、後備炉停止系により炉心損傷を防止

\*5：主中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事象に対しては炉心損傷を防止

\*6：コンクリート遮へい体冷却系等の格納容器破損防止措置に異常が生じる事象に対しては炉心損傷を防止

\*7：炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定しても炉心の健全性が確保される事象(除熱源喪失時停止機能喪失)は炉心の健全性を評価

\*8：物理現象による受動的な自然循環冷却を措置とし、高い信頼性を確保している2ループ自然循環冷却が可能な事故シーケンスに対しては、1ループの措置の機能喪失を仮定し、残りの1ループの措置による炉心の健全性を評価

### **3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止**

#### **3.1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定**

## ■ 基本方針

- 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象の選定は、「試験炉設置許可基準規則の解釈<sup>[1]</sup>」に基づき、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針<sup>[2]</sup>」等を参考とし、「常陽」の安全上の特徴を踏まえて代表的事象を選定することを基本とする。
- なお、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とする際には、「高出力炉」を対象とする。
- また、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における「高出力炉」は、「10MW以上/50MW以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回るため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針<sup>[3]</sup>」も参考とする。
- さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「高速増殖炉の安全性評価の考え方<sup>[4]</sup>」も参考とする。

[1] : 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び規則の解釈、平成25年11月27日 原子力規制委員会決定

[2] : 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成3年7月18日 原子力安全委員会決定

[3] : 発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

[4] : 高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

■ 運転時の異常な過渡変化における事象選定結果

運転時の異常な過渡変化における事象選定の結果を以下に示す。

なお、運転時の異常な過渡変化における事象選定の結果は、既許可と同じとなった。

分類*1、*2	「常陽」で想定した 運転時の異常な過渡変化における事象 (本申請)	「常陽」で想定した 運転時の異常な過渡変化における事象 (既許可)	高速増殖炉の安全性の評価の考え方 <sup>[1]</sup> に記載された事象例	「もんじゅ」の運転時の異常な 過渡変化における事象 (既許可)
炉心内の反応度又は 出力分布の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界状態からの制御棒引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制御棒引抜き</li> <li>・ 制御棒落下*3</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き</li> <li>・ 制御棒落下*3</li> </ul>
炉心内の熱発生又は 熱除去の異常な変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材流量増大</li> <li>・ 1次冷却材流量減少</li> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 2次冷却材流量増大</li> <li>・ 2次冷却材流量減少</li> <li>・ 主冷却器空気流量の増大*4</li> <li>・ 主冷却器空気流量の減少*4</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材流量増大</li> <li>・ 1次冷却材流量減少</li> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 2次冷却材流量増大</li> <li>・ 2次冷却材流量減少</li> <li>・ 主冷却器空気流量の増大*4</li> <li>・ 主冷却器空気流量の減少*4</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材流量増大</li> <li>・ 1次冷却材流量減少</li> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 2次冷却材流量増大</li> <li>・ 2次冷却材流量減少</li> <li>・ 主給水流量増大*4</li> <li>・ 主給水流量減少*4</li> <li>・ 負荷喪失*5</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却材流量増大</li> <li>・ 1次冷却材流量減少</li> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 2次冷却材流量増大</li> <li>・ 2次冷却材流量減少</li> <li>・ 給水流量増大*4</li> <li>・ 給水流量喪失*4</li> <li>・ 負荷喪失*5</li> </ul>

\*1：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>[2]</sup>における「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」については、本原子炉施設で原子炉冷却材として使用されるナトリウムは、沸点が高く、そのため低圧でサブクール度が大きい冷却系の設計が可能であることを考慮し、原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化に係る事象は、対象外と判断した。

\*2：「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」における「ナトリウムの化学変化」については、当該事象として「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を例示している。また、「もんじゅ」では、運転時の異常な過渡変化における「ナトリウムの化学変化」として、「蒸気発生器伝熱管からの小漏えい」を想定している。水・蒸気系を有しない「常陽」については、プラントの特徴を踏まえ、対象外と判断した。

\*3：「制御棒落下」は、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有する場合に、制御棒が落下することで低下した原子炉出力を補償するために生じる制御棒自動引抜きを対象としたものである。「常陽」は、原子炉出力制御装置（出力自動制御装置）を有しないため、「制御棒落下」が生じた場合に、低下した原子炉出力の補償を目的とした制御棒自動引抜きが生じることはない。低下した出力で安定するのみであり、燃料健全性等への影響は、その他の事象に包絡されるため、対象外と判断した。

\*4：「常陽」は、水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水流量」を「主冷却器空気流量」に置き換えた事象を想定した。

\*5：「常陽」は、タービンを有しないため、「負荷喪失」は対象外と判断した。なお、プラントの挙動としては、除熱能力が不足する事象と同じとなるため、「主冷却器空気流量の減少」で考慮される。

[1]：高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定  
 [2]：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定



■ 設計基準事故における事象選定結果

設計基準事故における事象選定の結果を以下に示す。

なお、設計基準事故における事象は、既許可と概ね同じであるが、「冷却材流路閉塞事故」及び「燃料取替取扱事故」を追加する結果となった。

分類*1、*2	「常陽」で想定した設計基準事故における事象（本申請）	「常陽」で想定した設計基準事故における事象（既許可）	高速増殖炉の安全性の評価の考え方 <sup>[1]</sup> に記載された事象例	「もんじゅ」の設計基準事故における事象
炉心内の反応度の増大に至る事故	・燃料スランピング事故	・燃料スランピング事故	・制御棒急速引抜き事故*3	・燃料スランピング事故 ・制御棒急速引抜き事故*3 ・気泡通過事故*4
炉心冷却能力の低下に至る事故	・1次主循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏えい事故 ・冷却材流路閉塞事故 ※既許可から追加 ・2次主循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏えい事故 ・主送風機風量瞬時低下事故*5	・1次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏えい事故 ・2次主冷却系主循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏えい事故 ・主送風機軸固着事故*5	・1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏洩事故 ・冷却材流路閉塞事故 ・2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏洩事故 ・主給水ポンプ軸固着事故*5 ・主蒸気管破断事故*6	・1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・1次冷却材漏えい事故 ・冷却材流路閉塞事故 ・2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 ・2次冷却材漏えい事故 ・主給水ポンプ軸固着事故*5 ・主蒸気管破断事故*6 ・主給水管破断事故*6
燃料取扱いに伴う事故	・燃料取替取扱事故 ※既許可から追加		・燃料取替取扱事故 ・燃料取扱い装置の事故*7	・燃料取替取扱事故
廃棄物処理設備に関する事故	・気体廃棄物処理設備破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故	・気体廃棄物処理系破損事故	・気体廃棄物処理設備破損事故
ナトリウムの化学変化	・1次冷却材漏えい事故	・1次冷却材漏えい事故	・1次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏洩事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故*6	・1次ナトリウム補助設備漏えい事故 ・蒸気発生器伝熱管破損事故*6
原子炉カバーガス系に関する事故	・1次アルゴンガス漏えい事故	・1次アルゴンガス漏えい事故	・1次アルゴンガス漏洩事故	・1次アルゴンガス漏えい事故

\*1：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」<sup>[2]</sup>における「環境への放射性物質の異常な放出」については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」において、具体的に「燃料取扱いに伴う事故」及び「廃棄物処理設備に関する事故」が選定されており、当該評価で考慮する。

\*2：「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」において、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」を対象としていない。なお、「常陽」にあつては、「ナトリウムの化学変化」として、1次冷却材漏えい事故を想定し、漏えいナトリウムによる熱的影響を評価して格納容器の健全性を確認している。

\*3：「常陽」の反応度制御系統において、制御棒の引抜き速度は一定である。運転時の異常な過渡変化における「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」が想定される事象を代表しているため、「制御棒急速引抜き事故」は対象外と判断した。

\*4：「常陽」は、ボイド反応度係数は、ほぼ全炉心で負であり、「気泡通過事故」は対象外と判断

\*5：「常陽」は、水・蒸気系を有しないことを踏まえ、「主給水ポンプ」を「主送風機」に置き換えた事象を想定した。

\*6：「常陽」は、水・蒸気系を有しないため、「主蒸気管破断事故」、「主給水管破断事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損事故」は対象外と判断した。

\*7：「燃料取替取扱事故」と類似の事象である。「環境への放射性物質の異常な放出」の観点で、「燃料取替取扱事故」が厳しい事象であるため、当該事象に代表される。

[1]：高速増殖炉の安全性の評価の考え方、昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

[2]：発電用軽水型原子炉施設の安全性評価に関する審査指針、平成2年8月30日 原子力安全委員会決定

## ■ FMEAの目的

FMEA（故障モード影響解析）※により運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定について、当該事象選定に抜け漏れがないことを確認する。

※： FMEAとは、システムを構成する機器・部品の故障モードを洗い出し、各故障モードが引き起こすシステム機能に対する影響を特定することにより潜在的な故障の体系的な分析方法である。

## ■ FMEAの前提条件

- ①「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」、②「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」、③「環境への放射性物質の異常な放出」に至る要因等を対象とする。
- FMEAにおける主なパラメータ（アイテム（構成品）/故障モード/故障影響/故障影響の大きさ/故障頻度）については、以下のとおり設定した。
  - アイテム（構成品）は、設置変更許可申請書添付書類八に記載された機器等に関連する構成部品等を対象（詳細化の度合いは、その影響に鑑み、技術的に判断）とする。
  - 故障モードは、対象とするアイテムについて、基本的に、構造上考えられる範囲を検討する（検討の度合いは、故障モードを発生させる原因の蓋然性に応じて、技術的に判断）。
  - 故障影響は、上記①～③への該当の有無を判断するための項目を設定する。
  - 故障影響の大きさは、「高」、「中」、「低」に分類する。
  - 故障影響の頻度は、「高」、「中」、「低」、「極低」に分類する。

## ■ FMEAの評価結果

上記の条件に基づきFMEAを実施し（「3. 1. 4 FMEAによる事象選定の妥当性の確認（2/4）～（4/4）」に各要因の評価結果の一例を示す。）、FMEAにより抽出された事象は、設計上の措置により該当する事象がない等、設計上無視できるか又は運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象で代表されることから、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故として選定した事象に抜け漏れがないことを確認した。

■ ① 「炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化」又は「炉心内の反応度増大」におけるFMEAの結果の一例

「燃料ペレット」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1	機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 (「○」: 該当、「-」: 非該当)			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
		(着目するパラメータ)	(パラメータの変動要因)	核分裂数 の変化	中性子吸収 の変化	中性子漏え いの変化					
燃料ペレット	核分裂源	燃料の組成変化	燃焼に伴う超ウラン元素蓄積	○	○	-	低	高	燃焼に伴う核燃料物質の減少により、負の反応度が卓越するため、正の反応度の影響として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
	形状保持	燃料の密度変化	焼きしまり	○	-	-	低	高	径方向はスミア密度には影響がなく、また、軸方向の密度変化量による正の反応度影響は軽微であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
		燃料の密度変化(スランピング)	スランピング	○	-	-	高	極低	燃料スランピングにより「炉心内の反応度増大」。ただし、物理的に起こらない。	設計上無視できる。ただし、ステップ状の反応度投入事象として、仮想的に設計基準事故(燃料スランピング事故)に設定。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
	核分裂生成物保持	核分裂生成ガスの移動	熱勾配	-	○	-	低	高	ペレット中の熱勾配による揮発性核分裂生成物のペレット内移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)
		核分裂生成ガスの放出	ペレットのクラック発生	-	○	-	低	高	揮発性核分裂生成物のペレットからガスプレナムへの移動で、極微小な事象であり、出力運転中の正の反応度投入事象として顕在化しない。	設計上無視できる。	設計(燃料要素) 運転制限(核熱制限値)

\*1: 原子炉容器内に設置・保有する構成部品等を基本的に対象とする。

\*2: 「核分裂数の変化」、「中性子吸収の変化」、「中性子漏えいの変化」を判断項目に設定

\*3: 「高」: 安全保護回路の動作が生じるもの、「中」: 安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」: 故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

\*4: 「高」: 通常運転時において発生することが想定される事象、「中」: 運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」: 設計基準事故に相当する事象、「極低」: 発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

\*5: 故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内: 【故障影響の大きさ/頻度】

【低/低】、【低/中】、【低/高】、【低/極低】: 故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中/低】: 事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中/中】: 過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの(ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。)

【中/高】: 運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高/極低】: 物理的に起こり得ない又は設計上の措置により該当する事象が存在しないもの(ただし、当該事象を事故として対応する場合がある。)

【高/低】: 事故として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/中】: 過渡事象として対応するもの(ただし、別事象に代表される場合がある。)

【高/高】: 設計上の措置により、該当する事象が存在しないもの

■ ② 「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」又は「炉心冷却能力の低下に至る事故」におけるFMEAの結果の一例

「1次主循環ポンプ」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1 構成部品	機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 （「○」：該当、「-」：非該当）			故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等
		（着目するパラメータ）	（パラメータの変動要因）	燃料温度の 変化	被覆管温度 の変化	冷却材温度 の変化					
1次主循環ポンプ（ポンプ本体）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ								
		流量減少	機器破損（羽根車破損等）	-	○	○	高	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」	運転時の異常な過渡変化「1次冷却材流量減少」	
			軸固着	-	○	○	高	低	「炉心冷却能力の低下に至る事故」	設計基準事故「1次主循環ポンプ軸固着事故」	
1次主循環ポンプ（アウターケーシング）	冷却材の保持	※ MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象に非該当									
1次主循環ポンプ（駆動用主電動機）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	※ 「1次冷却材流量制御系」に同じ								
		流量減少	※ 「1次主循環ポンプ（ポンプ本体）」に同じ								
1次主循環ポンプ（ポニーモータ）	異常時の冷却材流量確保	※ MSに該当する機器であり、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象に非該当									
1次主循環ポンプ（1次冷却材流量制御系）	最終ヒートシンクへの熱輸送	流量増大	流量制御系故障	○	-	-	中	中	「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」	運転時の異常な過渡変化「1次冷却材流量増大」	
		流量減少	※ 「1次主循環ポンプ（ポンプ本体）」に同じ								

\*1：最終ヒートシンクに熱輸送するための構成部品等を基本的に対象

\*2：「燃料温度の変化」、「被覆管温度の変化」、「冷却材温度の変化」を判断項目に設定

\*3：「高」：安全保護回路の動作が生じるもの、「中」：安全保護回路の動作を要しないが、通常の運転における想定を超えてパラメータの変動が生じるもの、「低」：故障の影響が、通常の運転において想定される変動の範囲であり、顕在化しないもの、生じないもの又は安全側に動作するもの

\*4：「高」：通常運転時において発生することが想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に相当する事象、「極低」：発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

\*5：故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内：【故障影響の大きさ／頻度】

【低／低】、【低／中】：故障の影響が生じない又は安全側に動作し、設計上無視できるもの

【中／低】：事故として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの

【中／中】：過渡事象として考慮する必要があるが、別事象に代表されるもの（ただし、当該事象を過渡事象として対応する場合がある。）

【中／高】：運転管理、設計、施工、維持管理等により対応し、影響が顕在化しない又は影響が別事象に代表されるもの

【高／低】：事故として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）

【高／中】：過渡事象として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）



■ ③ 「環境への放射性物質の異常な放出」におけるFMEAの結果の一例

「内側燃料集合体（被覆管）」、「1次主冷却系（配管）」、「原子炉容器」、「放射線遮蔽（大回転プラグ）」を対象としたFMEAの評価結果

アイテム*1	機能	故障モード	故障原因	故障影響*2 （「○」：該当、「-」：非該当）	故障影響 の大きさ *3	故障影響 の頻度 *4	故障影響*5	評価結果	条件等	
構成品		（着目するパラメータ）	（パラメータの変動要因）	放射性物質の放出						
内側燃料集合体 （被覆管）	放射性物質（核 分裂生成ガスを含む。）の保持	放射性物質の放出	被覆管の破損	○	低	※	燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、放出された放射性物質は、原子炉冷却材ハウンドリ又は原子炉カバーガス等のハウンドリに閉じ込められる。「環境への放射性物質の異常な放出」に非該当。	※「環境への放射性物質の異常な放出」には該当しないが、「環境への放射性物質の異常な放出」の評価において、全ての燃料集合体の燃焼度が一樣に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されていることを条件に評価を実施。	設計（原子炉冷却材ハウンドリ、原子炉カバーガスハウンドリ）	
1次主冷却系 （配管）			配管の破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」、「ナトリウムの化学反応」			設計基準事故「1次冷却材漏えい事故」
原子炉容器			原子炉容器の破損	○	高	低	原子炉容器が破損する可能性は極めて低い。ただし、破損した場合には、「環境への放射性物質の異常な放出」。			他の事故事象で代表「1次冷却材漏えい事故」又は「1次アルゴンガス漏えい事故」
放射線遮蔽 （大回転プラグ）			回転プラグの破損	○	高	低	「環境への放射性物質の異常な放出」に該当。ただし、放出源が「1次アルゴンガス漏えい事故」と同等。			他の事故事象で代表「1次アルゴンガス漏えい事故」

\*1：放射性物質を保有する構成部品等を対象

\*2：「放射性物質の放出」を判断項目に設定

\*3：「高」：環境への放射性物質の放出が生じるもの、「中」：放射性物質の放出が管理区域内に留まるもの、「低」：放射性物質の放出が機器ハウンドリ内に留まるもの

\*4：「高」：通常運転時において発生することが想定される事象、「中」：運転時の異常な過渡変化に相当する事象、「低」：設計基準事故に相当する事象、「極低」：発生頻度が設計基準事故よりも低いと想定される事象

\*5：故障影響の大きさ及び頻度に基づく故障影響評価の基本的な考え方 【】内：【故障影響の大きさ／頻度】

【中／低】、【低／低】：「環境への放射性物質の異常な放出」に該当しないもの

【高／低】：事故として対応するもの（ただし、別事象に代表される場合がある。）

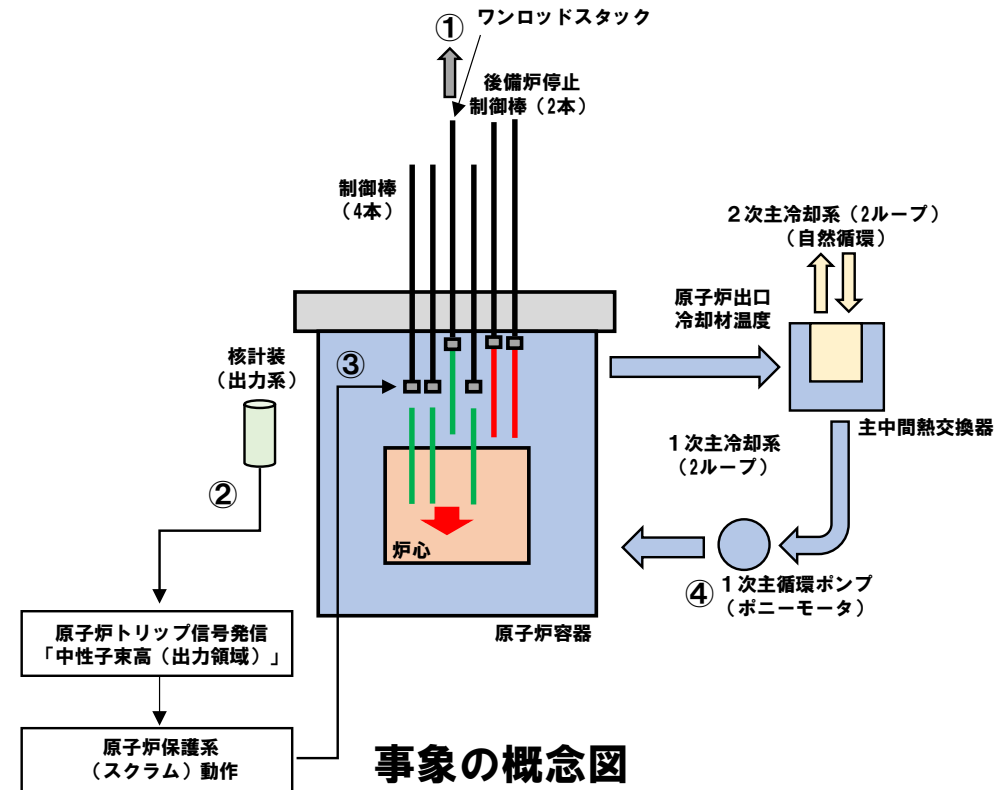
### **3. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止**

#### **3.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等**

■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等 (1/2)

1. 事象の概要

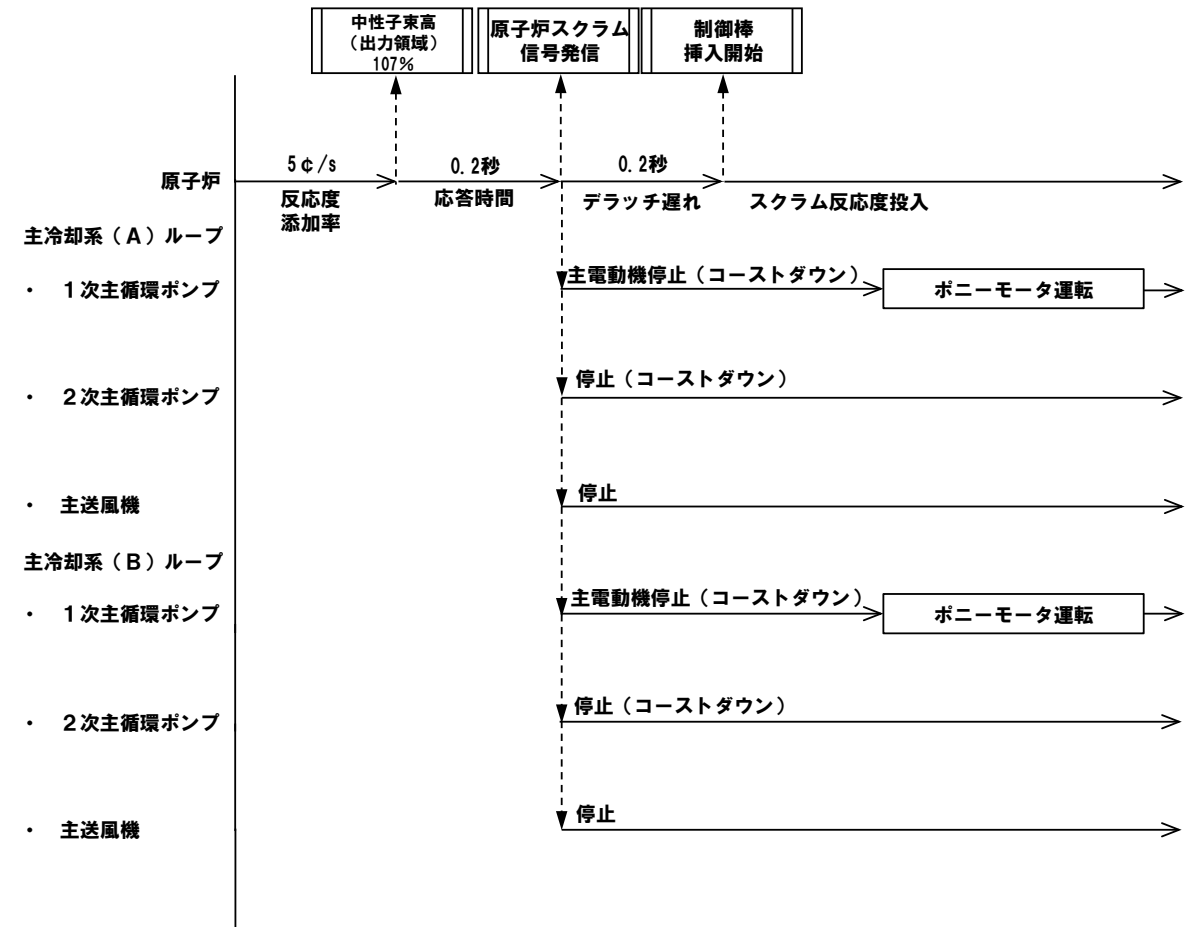
原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等により制御棒の連続的な引抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加され (①)、原子炉は、「中性子束高 (出力領域)」により原子炉保護系 (スクラム) が動作し (②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され (③) 自動停止する。また、1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ (④)、その後の崩壊熱は除去される。



2. 主な解析条件

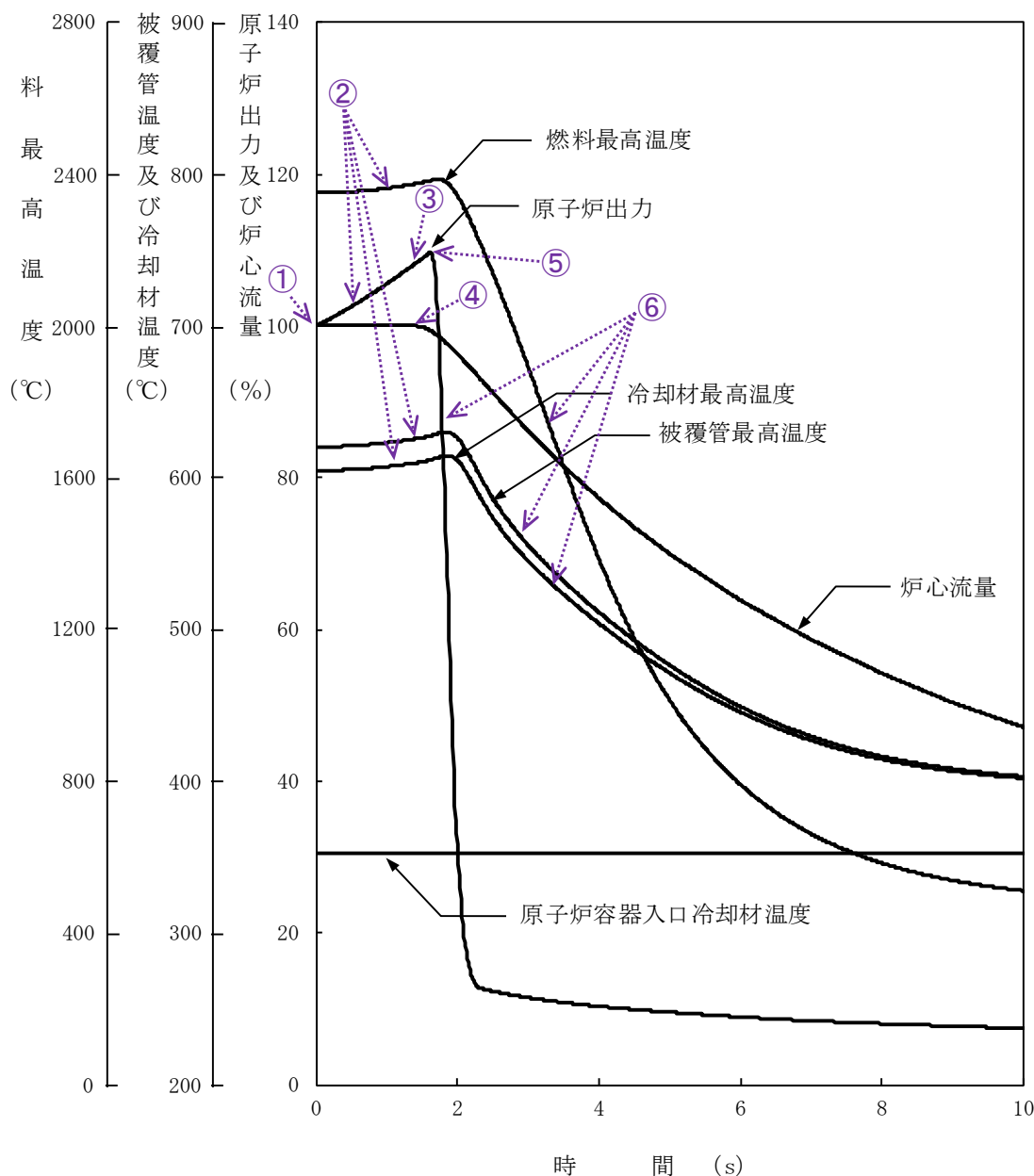
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き (反応度添加率: 5 $\phi$ /s)		
スクラム反応度	0.050 $\Delta k/k$		
反応度係数	ドッブラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値 (絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高 (出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	—		

3. プラント挙動



■ 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



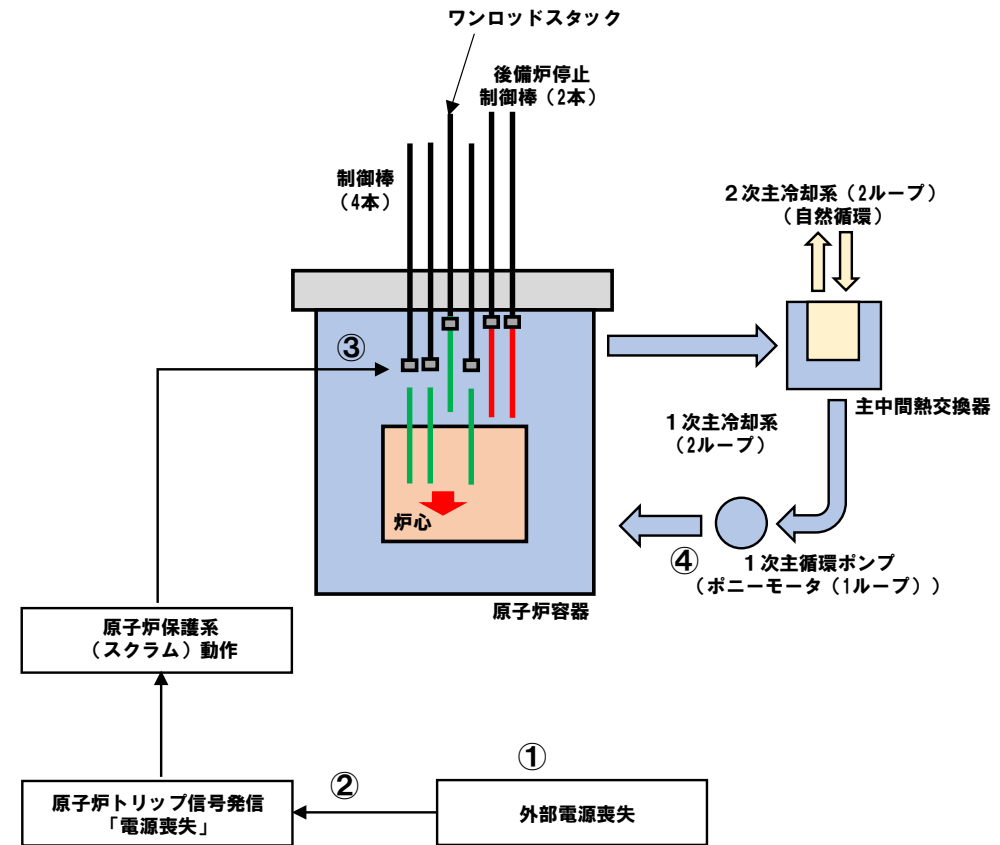
- ① 制御棒1本の誤引抜き発生（ランプ状の正の反応度（反応度添加率：5¢/s）が投入）
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約1.2秒後に原子炉出力107%（原子炉トリップ設定値）到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ⑤ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度：	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度：	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度：	約620 °C	910 °C

## ■ 「外部電源喪失」における事象推移等 (1/2)

### 1. 事象の概要

原子炉の出力運転中に、送電システムの故障や電気設備の故障などにより系統機器の一部又は全部が喪失し (①)、原子炉は、「電源喪失」により原子炉保護系が動作し (②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され (③) 自動停止する。また、1次主冷却系1ループの1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ (④)、その後の崩壊熱は除去される (1ループの1次主循環ポンプのポニーモータは、単一故障として引継ぎ失敗を仮定)。

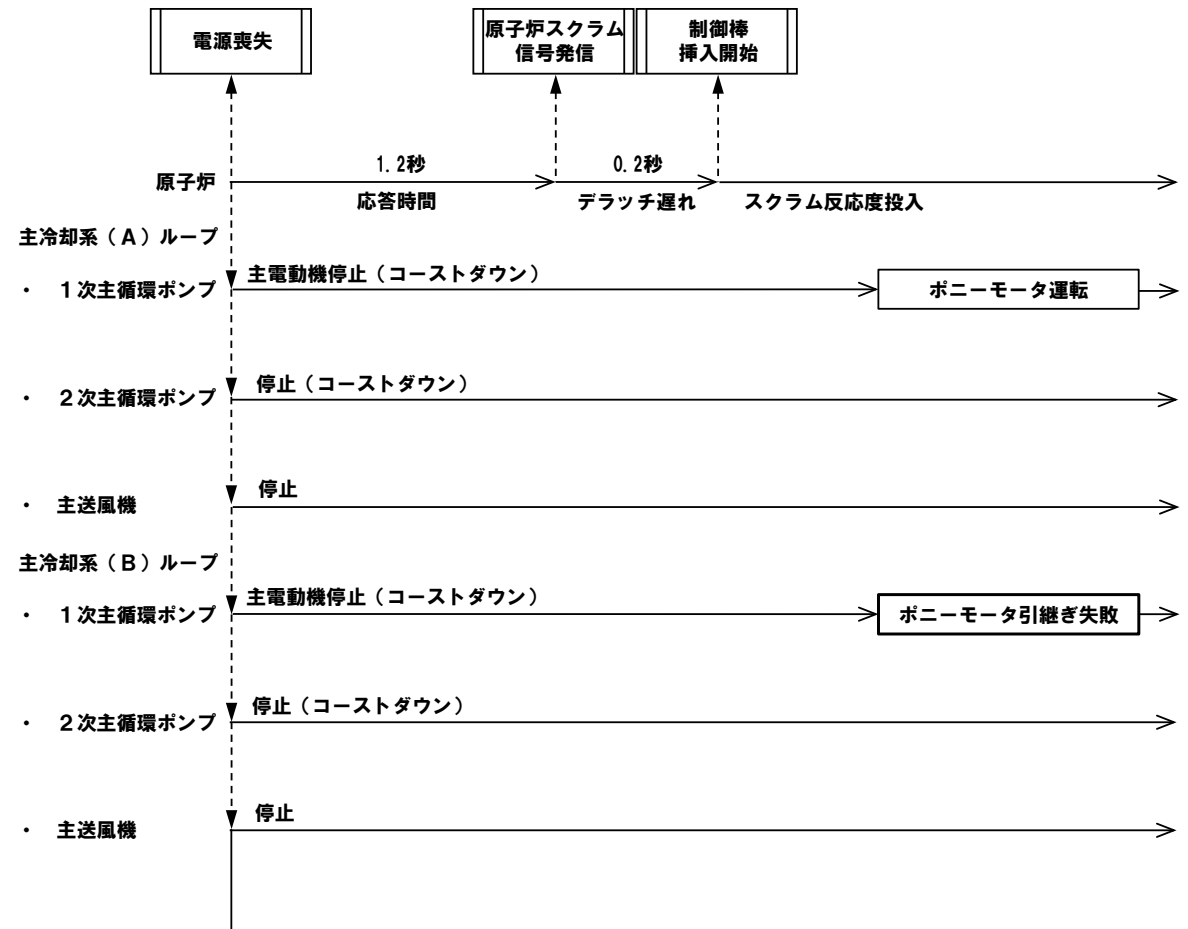


事象の概念図

### 2. 主な解析条件

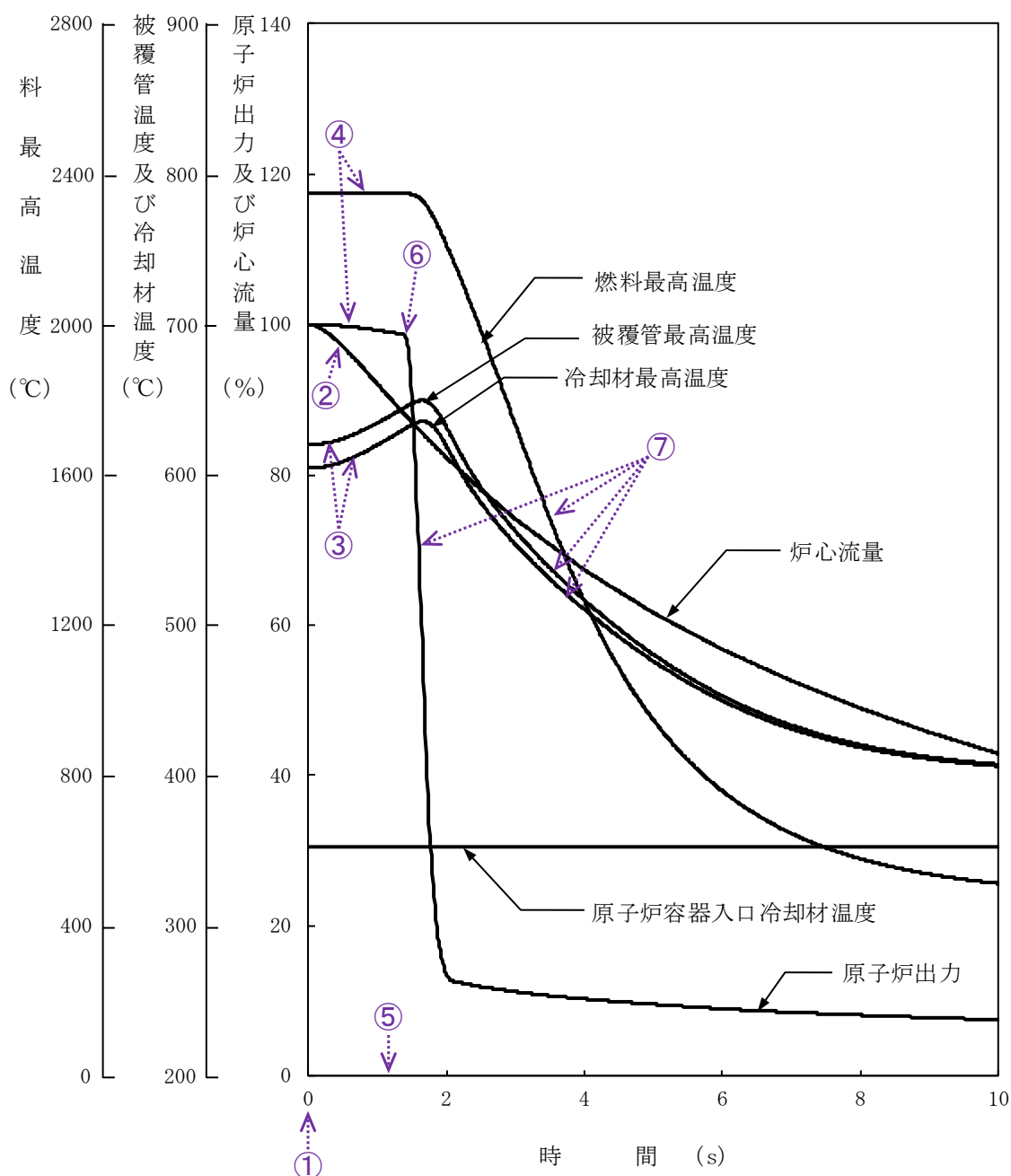
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	外部電源喪失 (1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値 (絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値 (絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値 (絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値 (絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
	原子炉スクラム項目	電源喪失
設定値	—	
応答時間	1.2 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

### 3. プラント挙動



■ 「外部電源喪失」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



- ① 外部電源喪失発生（1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失）発生
- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少（コストダウン）開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入（スクラム反応度の投入）開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

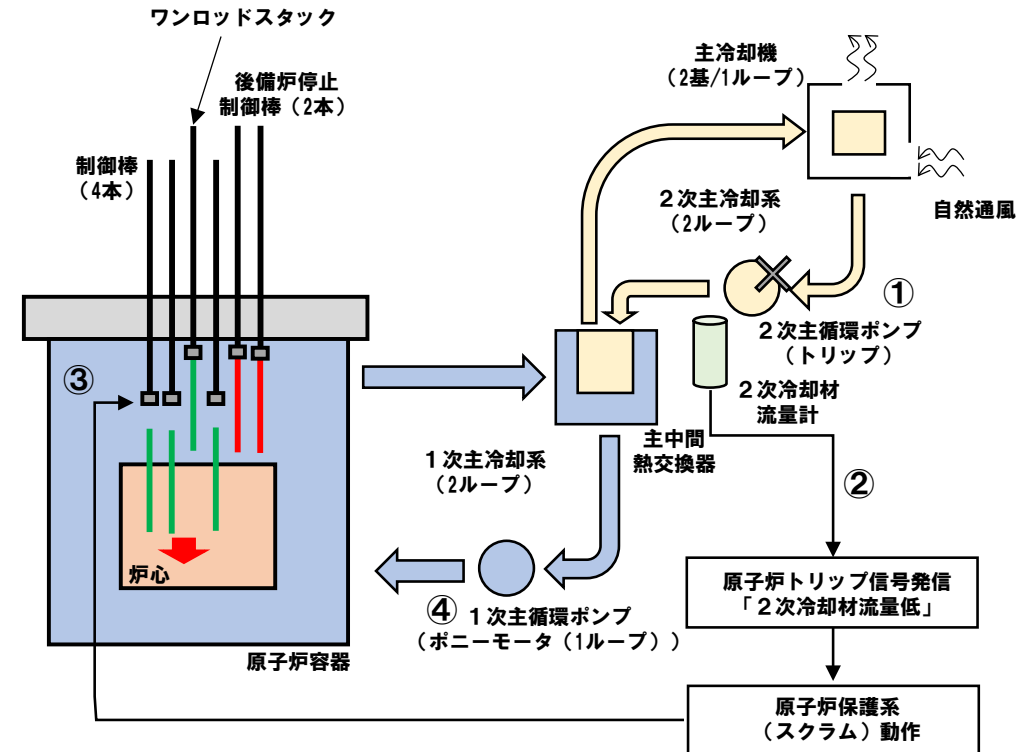
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度：	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度：	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度：	約640 °C	910 °C



■ 「2次冷却材流量減少」における事象推移等 (1/2)

1. 事象の概要

原子炉の出力運転中に、電気的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止し(①)、原子炉は、「2次冷却材流量低」により原子炉保護系が動作し(②)、制御棒3本が炉心に急速に挿入され(③)自動停止する。また、1次主冷却系1ループの1次主循環ポンプは、ポニーモータ運転に引継がれ(④)、その後の崩壊熱は除去される(1ループの1次主循環ポンプのポニーモータは、単一故障として引継ぎ失敗を仮定)。

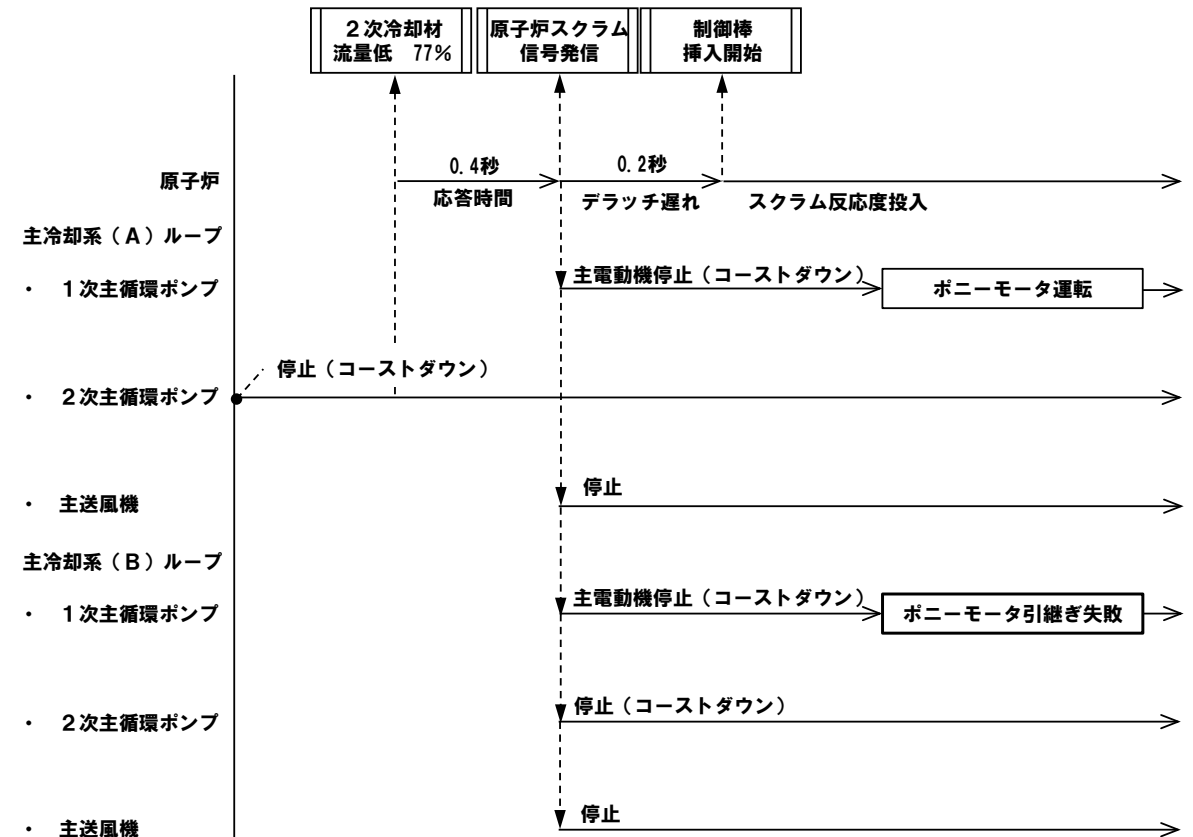


事象の概念図

2. 主な解析条件

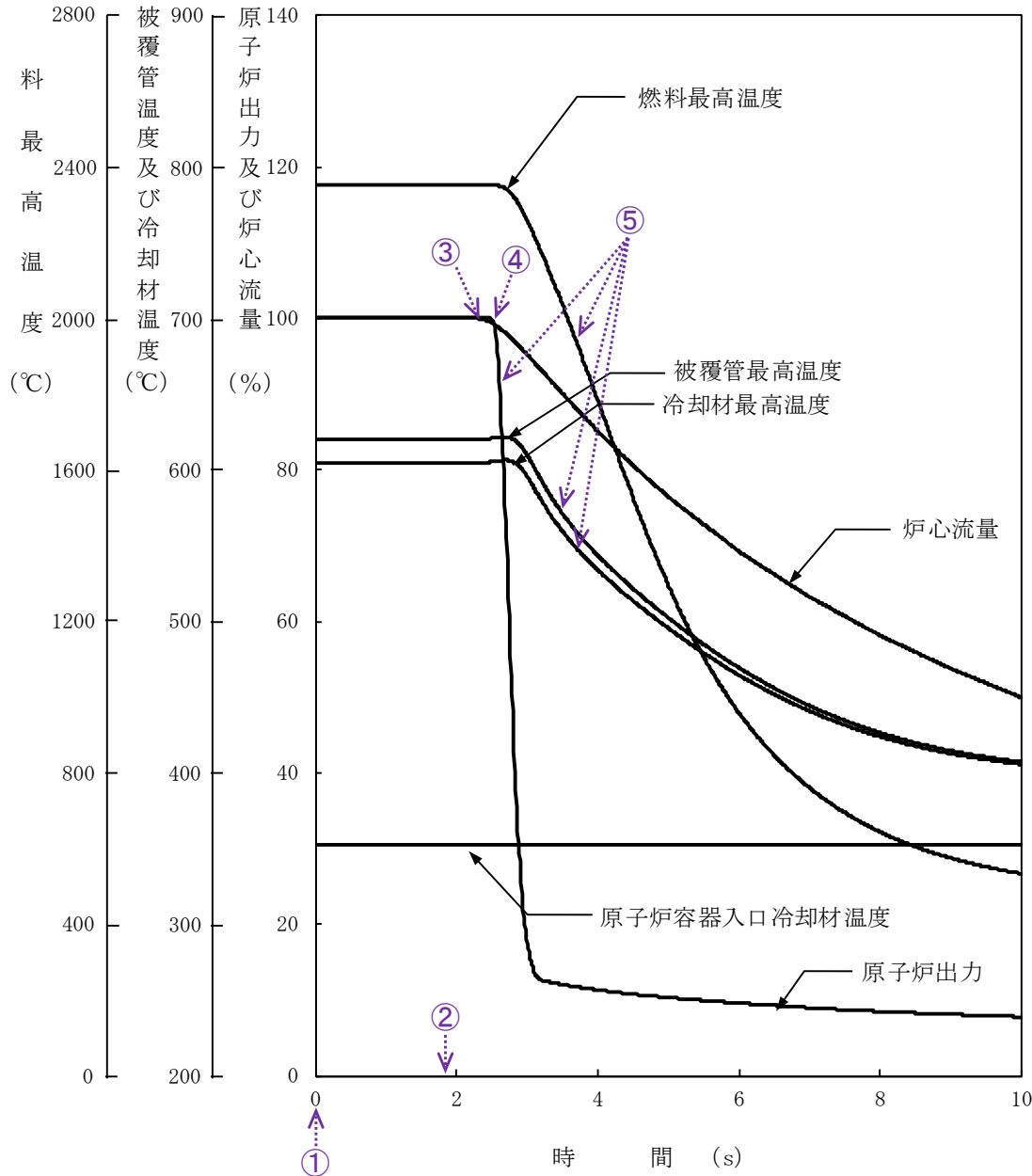
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起回事象	1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低	
設定値	定格流量の77 %	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

3. プラント挙動



■ 「2次冷却材流量減少」における事象推移等 (2/2)

4. 主な解析結果



- ① 2次主循環ポンプの停止発生 (2次冷却材流量が減少)
- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77% (原子炉トリップ設定値) に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少 (コストダウン) 開始
- ④ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入 (スクラム反応度の投入) 開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度 :	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度 :	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度 :	約610 °C	910 °C