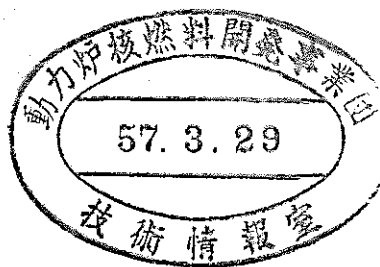


# 原子炉停止後長期間にわたる 崩壊熱除去について



1981年11月

動力炉・核燃料開発事業団

PNC N243 81-08

1981年 11月

## 原子炉停止後長期間にわたる崩壊熱除去について

高速増殖炉開発本部

建設計画部

### 要 旨

高速増殖炉もんじゅ発電所において原子炉停止後の長期間にわたる崩壊熱の除去について評価したものである。通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の崩壊熱除去方式について、それに係わる設備・系統の停止パターンについて検討し、発電所の安全確保のために必要な崩壊熱の除去が可能であることを示す。

# 目 次

1. 概 要 .....	1 頁
2. 崩壊熱除去に係わる設備 .....	1
3. 原子炉出力運転から低温状態までの崩壊熱除去 .....	2
3.1 崩壊熱除去操作シーケンス .....	2
3.2 崩壊熱除去への移行パターンによる運転時の異常な過渡変件事象 および事故事象の分類 .....	3
4. 低温状態よりの崩壊熱除去 .....	4
5. 結 論 .....	8

## 図 リ ス ト

第 3 - 1 図	通常停止操作シーケンス .....	9 頁
第 3 - 2 図	運転時の異常な過渡変化時及び事故時の原子炉停止シーケンス .....	10
第 3 - 3 図	主冷却系設備及び補助冷却設備系統図 .....	11

## 1. 概 要

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時の崩壊熱除去方式について，それに係わる設備系統の停止パターンについて以下に記述する。

プラント停止後短期における崩壊熱除去においては崩壊熱レベルが比較的高く，補助冷却設備の空気冷却器からの除熱量を空気冷却器用送風機のベーン開度及び出口ダンパ開度を調節する事により制御する。以上の操作により系統の温度を徐々に低下させ低温状態に至る。この期間における系統の循環力は1次主冷却系及び2次主冷却系循環ポンプボニーマータ運転により確保される。

低温状態以降の長期の崩壊熱除去においては崩壊熱レベルが低くなり，空気冷却器による除熱量の制御が困難となる。そのまま長期に放置されると系統温度は徐々に低下するため系統の予熱ヒータよりの入熱と1次主冷却系及び2次主冷却系循環ポンプボニーマータ運転により系統の温度維持がなされる。

## 2. 崩壊熱除去に係わる設備

(1) 崩壊熱除去に係わる主要設備には次のようなものがある。

- (i) 1次主冷却系設備（ボニーマータを含む）
- (ii) 2次主冷却系設備（ボニーマータを含む）
- (iii) 補助冷却設備
- (iv) タービン付属設備の一部（復水設備，給水設備等）
- (v) その他の設備
  - a ナトリウム補助設備の一部
  - b アルゴンガス系設備の一部
  - c 原子炉補機冷却水及び同海水設備の一部
  - d 工学的安全施設作動設備の一部
  - e 電気設備の一部（非常用所内電源系等）
  - f 換気空調設備の一部（中央制御室空調装置等）
  - g 機器冷却系設備の一部
  - h 圧縮空気設備の一部
  - i コンクリート冷却設備

なお，上記のうち，(iv)は通常の停止操作時に短時間だけ使用するものである。また，予熱

- ・保温設備は必要とされる設備に各々含まれている。

### 3. 原子炉出力運転から低温状態までの崩壊熱除去

#### 3.1 崩壊熱除去操作シーケンス

原子炉停止には運転スケジュールに基づく出力運転状態からの停止と運転時の異常な過渡変化時及び事故時に伴う停止がある。前者の場合は、出力降下時に蒸気発生器によって崩壊熱を除去する過程はあるが、いずれの場合も最終形態は補助冷却設備による冷却となる。以下にこれらの基本的な停止シーケンスについて記す。

また、第3-1図に通常停止操作のシーケンス

第3-2図に運転時の異常な過渡変化時及び事故時の原子炉停止シーケンス

第3-3図に主冷却系設備及び補助冷却設備系統図を示す。

#### (1) 通常運転時の崩壊熱除去

通常停止では、定格出力運転状態から最低負荷出力運転状態（電気出力約40%）まで、徐々に負荷を降下する。次に原子炉出力を更に降下させながら、タービン側蒸気流量を徐々に減少し、発電機負荷を降下させ発電機解列、タービントリップを行う。併行して過熱器への通気量を徐々に減少し、やがて過熱器の蒸気側を系統から隔離することにより蒸発器の単独運転に移行する。

引続き原子炉の出力降下に合せて給水流量を減少する。

やがて原子炉は停止状態に入り、崩壊熱発生状態となる。この状態を経て1次、2次主冷却系循環ポンプを主モータ運転からポニーモータ運転に切換え、補助冷却設備による崩壊熱除去運転を開始する。このとき、水・蒸気側は系統から隔離し、プラントは低温状態として崩壊熱除去運転を続ける。

補助冷却設備による崩壊熱除去運転に移行後、崩壊熱が比較的大きい期間は補助冷却設備空気冷却器用送風機を運転し、送風機のベーン及び空気冷却器の出口ダンパの開度を調節することにより空気冷却器出口のナトリウム温度を制御する。原子炉停止後、期間がたって崩壊熱が小さくなってからは、空気冷却器用送風機を停止して出口ダンパ等の開度を調節してナトリウム温度を制御する。

#### (2) 原子炉自動停止時の崩壊熱除去

正常な出力運転中になんらかの異常により原子炉を停止せざるを得ない状態が発生した場合は、運転員の判断による手動停止操作のための時間余裕が十分有る場合を除

き、自動的にプラントを停止に至らしめるシーケンスが構成されている。

なんらかのプラント異常により原子炉トリップ信号を発する事象が発生すると、原子炉トリップと共にただちに次の操作が併行してとられる。すなわち、

- i) 1次、2次主冷却系循環ポンプの主モータがトリップされ、ポニーモータ運転に引継がれる。また、2次主冷却系内の蒸気発生器入口止め弁が閉となる。
- ii) 補助冷却設備が待機の状態から起動され、崩壊熱除去運転に入る。
- iii) タービンがトリップされる

尚、蒸気発生器廻りの水・蒸気系は2次主冷却系循環ポンプ主モータトリップにより給水がシャ断され、蒸気発生器内の保有蒸気はブローされる。

3.2 崩壊熱除去への移行パターンによる運転時の異常な過渡変件事象及び事故事象の分類  
運転時の異常な過渡変化時及び事故時の崩壊熱除去は下記の2つのパターンに分類されるが、いずれの場合も安全に低温状態に引継がれる。

(1) 原子炉が自動トリップされる場合

原子炉は安全保護系信号により自動トリップされるとともに補助冷却設備が起動され、崩壊熱除去が行われ低温状態に至る。

安全評価における該当事象は以下の通りである。

- 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」
- 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」
- 「1次冷却材流量減少」
- 「1次冷却材流量増大」
- 「外部電源喪失」
- 「2次冷却材流量減少」
- 「2次冷却材流量増大」
- 「給水流量減少」
- 「負荷の喪失」
- 「制御棒急速引抜き事故」
- 「燃料スランピング事故」
- 「気泡通過事故」
- 「1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故」

「 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故 」

「 主給水ポンプ軸固着事故 」

「 1次冷却材漏えい事故 」

「 2次冷却材漏えい事故 」

「 主蒸気管破断事故 」

「 主給水管破断事故 」

「 蒸気発生器伝熱管破損事故 」

「 1次ナトリウム補助設備漏えい事故 」(オーバーフロー系及びコールドトラップからのナトリウム漏えい事故)

(2) 原子炉が自動トリップされない場合

異常を示す警報が発せられることにより原子炉を手動トリップし、自動トリップされた場合と同様のパターンで低温状態に至る場合と、異常及び事故の状況によっては通常停止操作により低温状態に至る場合とがある。

安全評価における該当事象は以下の通りである。

「 制御棒落下 」

「 給水流量増大 」

「 蒸気発生器伝熱管小漏えい 」

「 冷却材流路閉塞事故 」

「 1次アルゴンガス漏えい事故 」

「 気体廃棄物処理設備破損事故 」

なお、下記の事象は低温状態での事故であり、上記(1)、(2)のパターンにはあてはまらない。

「 1次ナトリウム補助設備漏えい事故 」(ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故)

「 燃料取替取扱事故 」

#### 4. 低温状態よりの崩壊熱除去

低温状態は、もんじゅプラントにおける設計上基本的に安定な状態であるが、低温状態に達した後の長期的な崩壊熱除去の能力を現有設備について評価を行う。

(1) 正常な場合の崩壊熱除去

原子炉が停止して或る期間たつと、崩壊熱が小さくなり、空気冷却器用送風機を停止し且つ空気冷却器出入口ダンパを全閉にしても空気冷却器出口ナトリウム温度が低下するようになる。この場合は空気冷却器の予熱ヒータが通電される。又、必要に応じ1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の予熱ヒータに通電されナトリウム温度を約200℃に保つ。この間1次系、2次系ともポンプモータによりナトリウムを循環させることにより炉心での崩壊熱を除去するとともに、系内の温度をほぼ一定に維持する。

予熱設備は、機器配管の当該部位の温度が約200℃に維持されるように設計されている。

原子炉停止が長期にわたる場合、何らかの故障が考えられるが、この場合には必要な補修を行った上で除熱をつづける。予熱ヒータについても交換は可能であるが、交換しなかった場合でも原子炉停止後1年の時点で主系統の温度を約200℃に維持するために必要な予熱ヒータ容量に対して装備容量は2倍以上もある。

又、長期間原子炉が停止しているときに外部電源喪失を想定したとしても、約200℃の系統温度が約120℃に下がるのには数日間かかるので、その間に電源の処置は十分可能である。

## (2) 事故後の崩壊熱除去

原子炉格納容器が隔離されるような事故が発生した場合でも3ループある補助冷却設備の少なくとも1ループにより崩壊熱除去運転が開始され、プラントの低温状態となる。原子炉停止後崩壊熱が低下し約10日後に放散熱量と崩壊熱とはほぼ同程度となる。それ以後は更に低下し続ける崩壊熱と放散熱量の差を予熱ヒータにより入熱補てんし、1次主冷却系及び2次主冷却系循環ポンプモータによりナトリウムを循環させ温度を一定に維持する。ちなみに半年後ぐらいでは原子炉格納容器内の予熱ヒータによる入熱を想定しなくても、2次系よりの入力により1次系のナトリウムの温度はほぼ200℃に保たれ崩壊熱除去は達成できる。

一方、事故後の原子炉格納容器内立入りについては、事故後2ヶ月で原子炉格納容器内圧は常圧に戻っており、又空間線量率ももんじゅ発電所の放射線管理上定めたD区域(6.0 mrem/h以上50mrem/h以下)相当にまで下がっている。更に必要に応じて原子炉格納容器内雰囲気ガスのパージ及び床壁の除染などの方法により空間線量率の低減化が可能である。原子炉格納容器雰囲気中の放射性物質をパージした場合科学技術庁告示第21号に定める許容被ばく線量と比較しても事故後2ヶ月後であれば十分問題ない。なお、公衆被ばく線量については軽水炉に対する線量目標値をも下廻る。又、この時点では原子炉格



納容器機器ハッチの開放も可能である。ナトリウム火災の観点からも、固化したナトリウムは不活性ガス雰囲気中で、再燃焼することはない。従って事故後2ヶ月を経過すれば立入りは可能になり、空気雰囲気に設置された予熱ヒータケーブル端子にも接近可能で、1次主冷却系に設置された予熱ヒータ、ポンプモータ設備等の保守補修も可能である。

起こり得る事故については上記の通りであるが、立地評価のために想定される重大事故を仮に想定したとしても、事故後3～6ヶ月を経過すれば原子炉格納容器内の空間線量率は立入りが可能な程度に下がると考えられている。

いずれにしても、事故後或る程度の期間が経過したのちには原子炉格納容器の中に入り、必要な保守を行いながら長期間にわたって崩壊熱を除去しつづけることができる。

なお、事故の状況によっては、原子炉格納容器内へ立入りが可能になった時点で、崩壊熱源である燃料を取出して原子炉外に移すことができると考えられる。

### (3) 原子炉格納容器内動的機器機能喪失時の崩壊熱除去

事故後の原子炉格納容器内への立入りについては前項で述べたような状況で可能であるが、仮に立入りが不可能であると仮定し、さらに低温状態になったのちに原子炉格納容器内の動的機器が作動しない場合を想定する。このような極端な場合を想定すると、事象の推移は非常に多岐になるが、安全な状態が維持されることを、その事象の一例について説明する。

#### (i) 事故の発生から低温状態までの崩壊熱除去運転

事故発生前の運転状態は崩壊熱が最高となる炉心状態において、出力100%通常運転状態であるとする。事故が発生して原子炉のトリップ、原子炉格納容器の隔離が行われる。3ループの補助冷却設備のうち少なくとも1ループにより崩壊熱除去運転が開始される。さらに必要に応じ建物及び雰囲気の冷却がコンクリート冷却設備等により行われ、原子炉格納容器内の窒素雰囲気は約65℃に保たれる。

原子炉停止後崩壊熱が低下し、約10日後にプラントの放散熱量と崩壊熱とがほぼ同程度となる。

事故発生以来原子炉格納容器の隔離が継続され、内部への立入りが長期にわたり不可能であり、この間に原子炉格納容器内の動的機器がすべて停止し、作動不能になった極端な場合を仮に想定する。なお、動的機器の停止が早期に発生した場合には、その時点でのナトリウム温度は高くなり、ナトリウムの凍結開始と崩壊熱の低下との競合関係を論点とする長期崩壊熱除去上は有利となるため、保守的に低温状態に至った後に動的機器が停止すると想定する。

## (ii) 1次主冷却系自然循環の除熱

原子炉格納容器内の動的機器停止後、1次主冷却系は凍結防止の観点から保守的に放熱量が大きくなる3ループ自然循環状態を想定することにする。ここで2次主冷却系は循環ポンプ(ボイモータ)によりナトリウムが循環されるので崩壊熱の低下に伴ないナトリウム温度は低下してゆき、時間の経過と共に崩壊熱は次第に減少し、2次主冷却系ナトリウム温度が約140℃に下がった段階で適切な入熱方法により温度がこれより下がらないように保持しながら循環を続けることとする。

なお、2次主冷却系循環ポンプのボイモータが故障した場合には修理等を行う。

崩壊熱が減少するにしたがい、1次主冷却系の最低ナトリウム温度が下がる。最低温度が約120℃に達したときに2次主冷却系の1ループからの入熱を中止して、その1次主冷却系1ループを凍結し放熱量を低減する。この後は1次主冷却系2ループ自然循環に移行する。

さらに崩壊熱が減少してくると上記と同様にして、さらに1ループを凍結し、1ループ自然循環に移行する。また、コンクリート冷却設備等を停止し、雰囲気を通しての放熱を低減するとともに、2次主冷却系の温度を順次低下させて約110℃まで下げる。

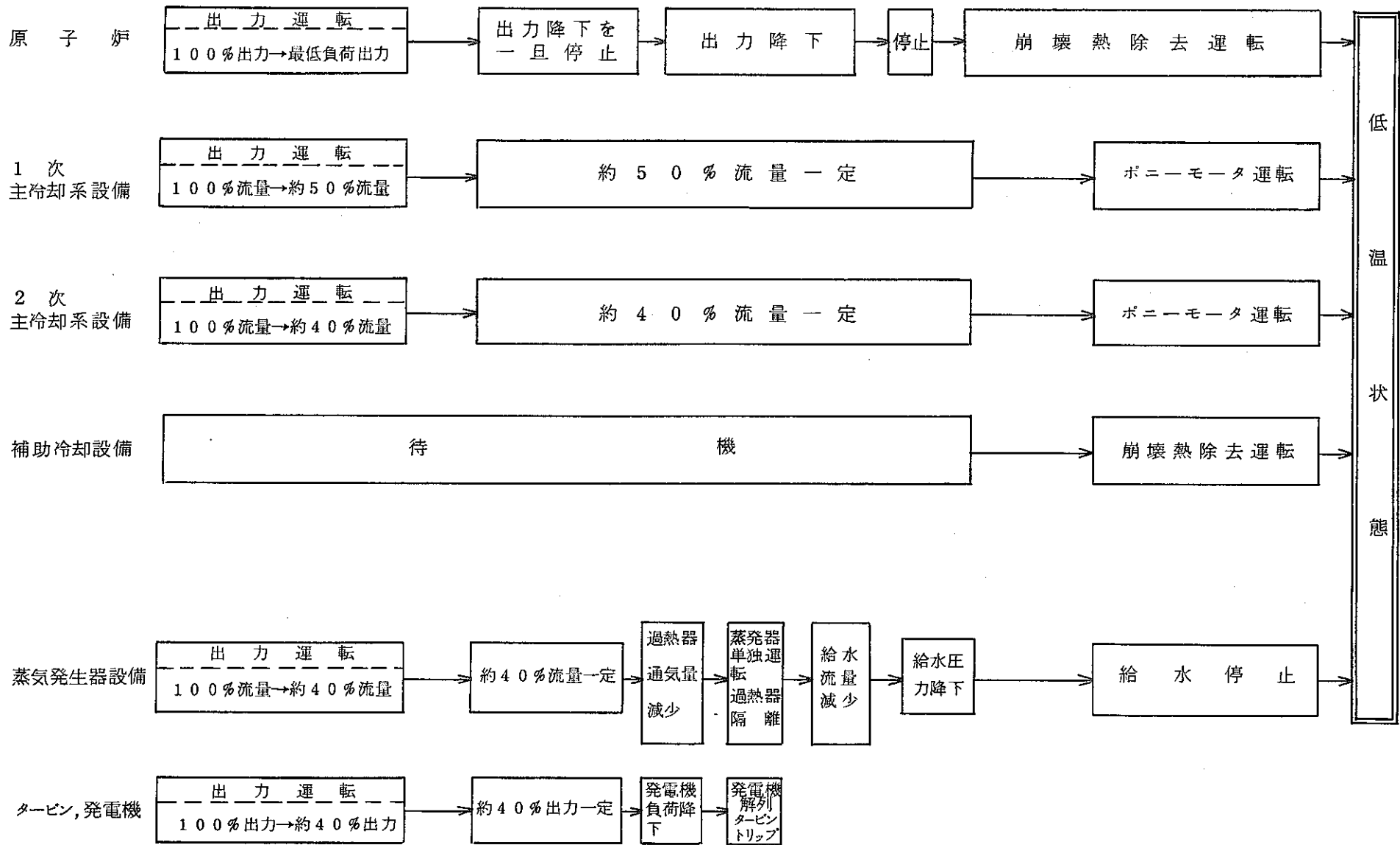
なお、この状態に至るまでには、半減期の長いアクチノイドの影響により崩壊熱は徐々に減少するため、事故後きわめて長い期間を要する。

## (iii) 原子炉容器内自然循環

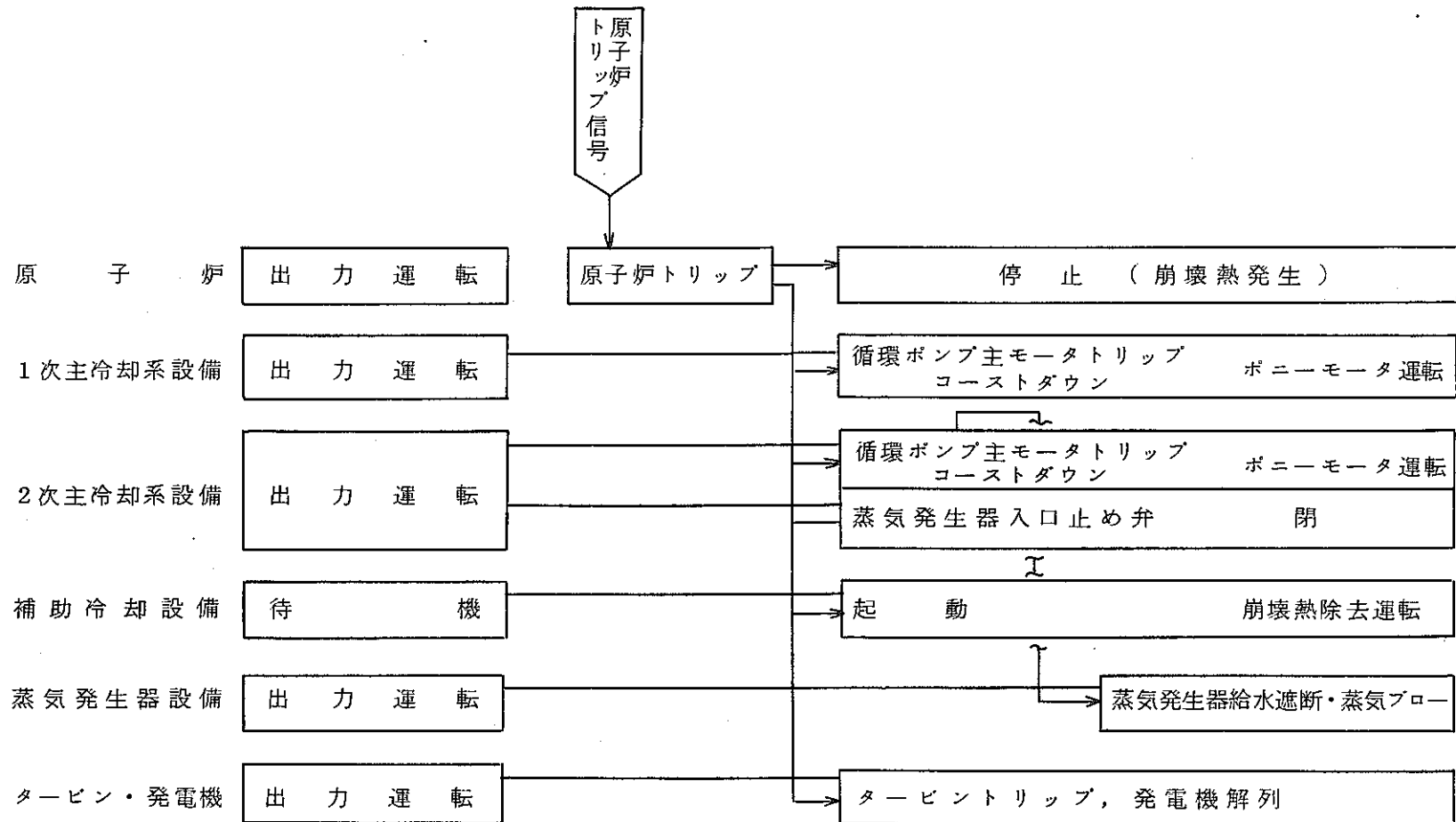
仮に3ループが凍結した後は、大きな放熱を伴ない自然循環パスがなくなり、原子炉容器内の自然循環となり、崩壊熱は主として炉上部から床上雰囲気および原子炉格納容器アニュラス部を径て大気へ放散されバランスして、ナトリウム温度は上昇しない。

## 5. 結 論

「もんじゅ」は3ループある補助冷却設備により通常の崩壊熱除去が可能である。又原子炉格納容器内で放射能漏えい事故（例えば1次冷却材漏えい事故のような大事故）が発生し、原子炉格納容器が隔離される事態を想定しても事故後ある時間経過後には原子炉格納容器内への立入りが可能となり崩壊熱除去に必要な設備の保守、補修をする事などにより長期崩壊熱除去が行なえる。なお仮に事故発生後長期にわたり原子炉格納容器内への立入りが不可能でありさらに原子炉格納容器内の動的機器の不作動という事を想定しても利用できる冷却系統設備の活用や自然循環により長期の崩壊熱除去が期待出来る。



第3-1図 通常停止操作シーケンス

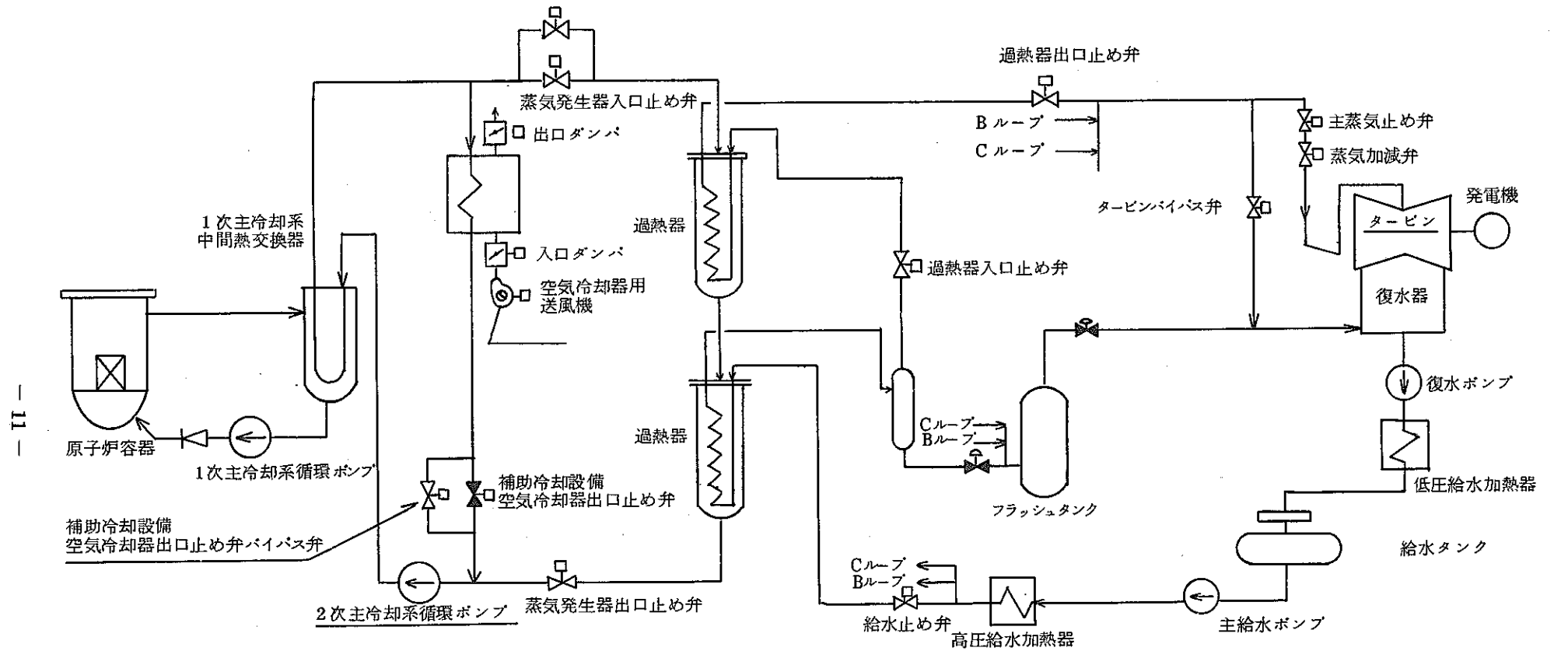


第3-2図 運転時の異常な過渡変化時及び事故時の原子炉停止シーケンス

1 次主冷却系設備

2 次主冷却系設備, 補助冷却設備

タービン及び付属設備



第 3 - 3 図 主冷却系設備及び補助冷却設備系統図