

(1) 94'10.21

PNC N243 81-09

もんじゅの安全評価項目について



1981年12月

動力炉・核燃料開発事業団

もんじゅの安全評価項目について

高速増殖炉開発本部
建設計画部

要 旨

原子炉施設に対する設計の基本方針の妥当性を確認するための安全評価においては、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表的事象を選定し、解析を行っている。

本報告書は、これら事象選定の検討結果をとりまとめ、設置許可申請書「添付書類十」に記載する安全評価項目との対応を明らかにしたものである。

目 次

ま え が き	1
1. 安全評価項目選定の方法	2
2. 「添付書類十」の安全評価項目の選定	4
資料 1. 想定される異常と安全評価について	6
資料 2. 原子炉熱輸送系の異常時の事象推移図	19
資料 3. 燃料取扱及び貯蔵設備並びに廃棄物処理設備に於ける 異常時の事象推移図	35
資料 4. 放射性物質漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図	45
資料 5. 摘出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目の対応	56

ま え が き

原子炉施設の安全を確保し、公衆の安全を守るためには、原子炉の立地条件が適切なものであるとともに、原子炉施設の設計に安全上の考慮が十分になされていることが必要である。

このため、安全評価においては、原子炉施設の設計の基本方針に対する妥当性を確認する観点から、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」として各種の代表的事象を選定し、解析を行っている。事象の選定にあたっては、原子力安全委員会が決定した「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に基づくとともに「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」や先行高速炉の安全評価項目を参考とし、更にプラントの内外で予想される種々の異常の要因並びに異常が生じた後の事象の推移について分析を行い、それらの検討結果についても加味している。

以下にこれら事象選定の検討結果を示し、設置許可申請書「添付書類十」に記載した安全評価項目との対応を明らかにする。

1. 安全評価項目選定の方法

「添付書類十」の安全評価項目は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に基づき、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とし、更に以下に示すとおり、プラントの内外で予想される種々の異常の要因を分析するとともに、異常が生じた後の事象の推移を分析し、分類・整理することにより、選定している。

(1) 異常の要因の分析

公衆災害を防止するには、原子炉及び原子炉熱輸送系の異常が拡大して燃料の損傷等に至ることを防止することと、放射性物質の放出を抑制することが必要である。このことを確認するために、原子炉及び原子炉熱輸送系並びに放射性物質内蔵系統に関して、異常の基本要因を次のとおり摘出した。

分 類		異常の基本要因
プラント外部要因		(イ) 自然現象 (ロ) プラント外部からの飛来物 (ハ) 人為事象 (ニ) 電力系統の異常
プラント内部要因	系統外要因	(ホ) 補助系統の異常 (ヘ) 環境条件の異常 (ト) プラント内部からの飛来物 (チ) 火 災 (リ) 所内の電源の喪失
	系統内要因	(ヌ) 原子炉及び原子炉熱輸送系の故障 (ル) 放射性物質内蔵系統の故障

これらの内、プラント外部要因、系統外要因については、それぞれ適切な防護対策により、安全上重要な構築物、系統及び機器の機能喪失を防止しており、異常の拡大はない(資料1)。これ等の防護対策については、「添付書類八」に記載しているが、必要なものについては定量的な

評価を実施し、設計の妥当性を確認している。従って「添付書類十」の安全評価では、系統内要因に着目した事象について評価している。

これら異常要因の分類と安全設計の考え方を要約して図-1に示す。

(2) 系統内要因の分析

安全性に及ぼす影響の観点から、各系統ごとに動的機器の単一故障、運転員の誤操作、漏えい等の故障の原因を全て摘出し、この故障が生じたと仮定した場合に予想される事象の推移（シーケンス）を分析し、事象推移図を作成した（資料2、資料3、資料4）。

更に作成された多数の事象推移図を基礎に、原子炉トリップ等の事象の収束に至るまでのシーケンスを分析することにより、プロセス量の異常の面から同様のシーケンスをたどる事象をまとめて分類、整理した。

このようにして分類、整理された同様のシーケンスをたどる事象群ごとに、その中から「添付書類十」に記載された判断基準と比較して最も厳しい結果を与える事象を代表事象に選定する。

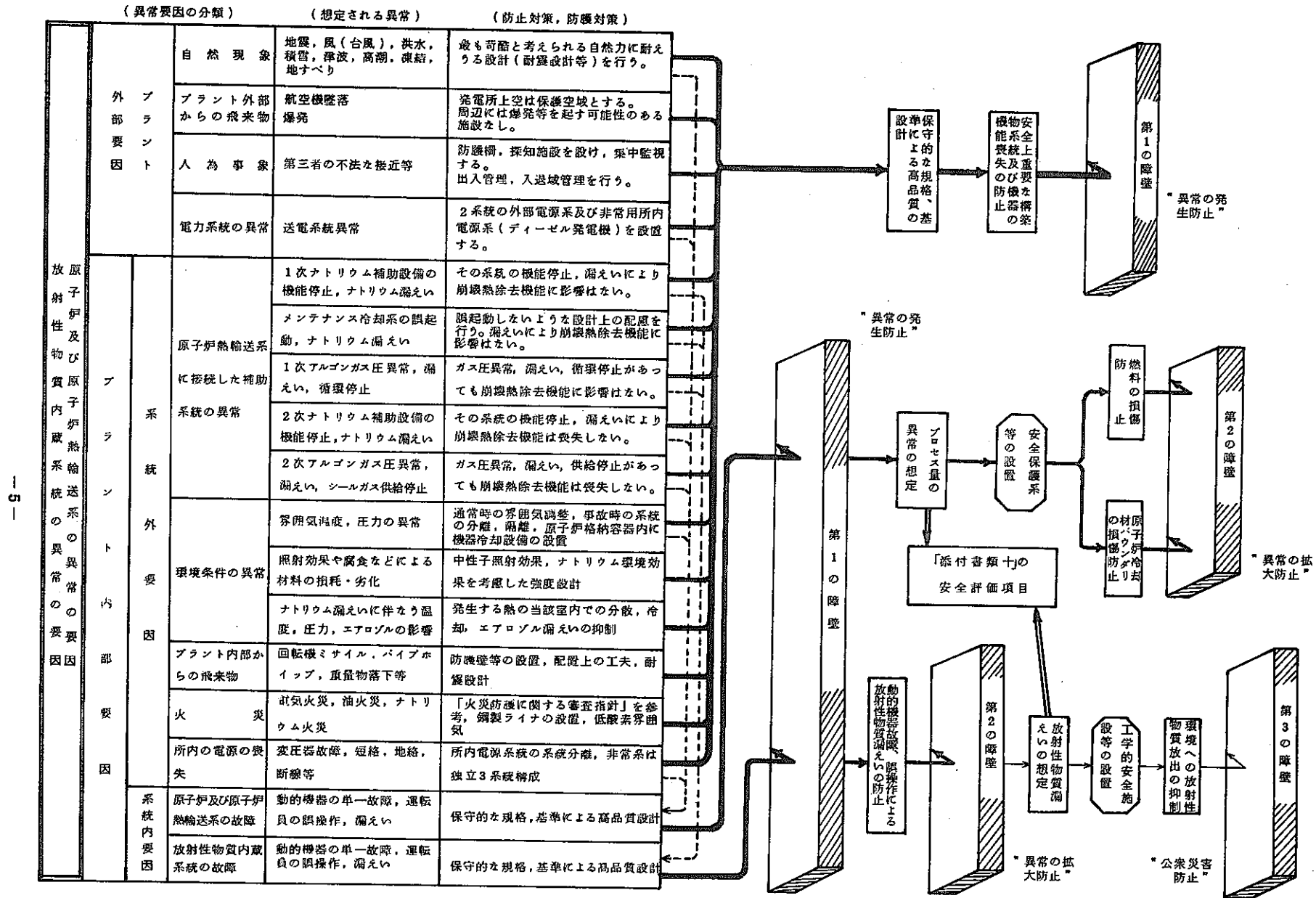
なお、事象推移図は、安全評価項目を選定する上での出発点ではあるが、必ずしも故障原因からは抽出されない安全評価項目、評価条件もあり得るので、これ等に対しても考慮を^{*}はらっている。

* 例えば、本原子炉の炉心核特性にもとづき、炉心体系が最大の反応度効果となる形状でないことに対する安全評価項目としての「燃料スランピング事故」、炉心のボイド反応度が局所的に正となることに対する安全評価項目としての「気泡通過事故」は、代表事象を選定するにあたって検討の対象とした。

2. 「添付書類十」の安全評価項目の選定

前述の異常の要因の分析と事象の推移の分析とによって、安全評価を実施すべき代表事象を抽出し、更に以下の考察を加え、「添付書類十」の安全評価項目を選定した(資料5)。

- (1) 「給水加熱喪失」については、「給水流量増大」と同様に2次主冷却系コールドレグ温度の低下に至り、炉心温度評価の観点からは同程度の結果となるので、「給水流量増大」で代表される。
- (2) 「過熱器入口管破断」については、「主蒸気管破断」と「主給水管破断」の中間の現象であり、いずれも炉心温度評価上大差なく、「主蒸気管破断」及び「主給水管破断」で代表される。
- (3) 「タービントリップ」については、「タービントリップ」より原子炉トリップに至り、その時点では「手動トリップ」と同じである。炉心流量と原子炉出力の変化の観点から「2次冷却材流量減少」で代表される。
- (4) 「炉外燃料貯蔵設備カバーガス漏えい」及び「炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えい」についてはいずれも、放射性物質の環境放出量の面から「燃料出入設備内での燃料破損」で代表される。
- (5) 「メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい」については、ナトリウム漏えい量、放射性物質の環境放出量の面から「1次冷却材漏えい」で代表される。



図一 設計上想定すべき異常の分類と安全設計の考え方

資料1 想定される異常と安全評価について

目 次

1. 設計上考慮すべき異常の分類と安全設計	7
(1) 異常の要因の分類	7
(2) 安全設計の考え方	9
2. 原子炉及び原子炉熱輸送系に関する安全評価	11
3. 放射性物質内蔵系統に関する安全評価	13
4. 種々の設計上の防護対策	15
(1) 防護対策の基本方針	15
(2) 補助系統の異常の影響	17

1. 設計上考慮すべき異常の分類と安全設計

(1) 異常の要因の分類

公衆災害を防止する上で設計上考慮しておかなければならない異常は、基本的には、燃料あるいは原子炉冷却材バウンダリの損傷に至る恐れのある異常と、放射性物質の漏えいに至る恐れのある異常である。これらの異常に直接的に至る要因としては、原子炉及び原子炉熱輸送系の故障と、放射性物質を内蔵する系統の故障があげられる。

更に、これらの要因に加えて、波及効果として原子炉及び原子炉熱輸送系、あるいは放射性物質を内蔵する系統等の安全上重要な系統の故障を引起す恐れのある要因についても、設計上考慮しておく必要がある。

これらの設計上考慮しておかなければならない異常要因を、その発生場所に着目して分類すると、①プラントの外部で発生するもの(プラント外部要因)、②プラントの内部で発生するもの(プラント内部要因)に大別される。プラント外部要因としては、下記のものがあげられる。

- (イ) 自然現象(地震、台風、洪水等)
- (ロ) プラント外部からの飛来物(航空機墜落、爆発等)
- (ハ) 人為事象(第三者の不法接近等)
- (ニ) 電力系統の異常(送電線故障等)

プラント内部要因は、更に、安全性に直接的な影響を与える系統の内部の要因(系統内要因)によるもの、即ち、

- (イ) 原子炉及び原子炉熱輸送系^(注1)の故障
- (ロ) 放射性物質を内蔵する系統^(注2)の故障

と、これらの系統の外部の要因(系統外要因)、即ち、

- (イ) 補助系統^(注3)の異常(補助ナトリウム系の故障等)
- (ロ) 環境条件の異常(雰囲気温度異常等)
- (リ) プラント内部からの飛来物(大型回転機の損傷に伴なうミサイル等)
- (ハ) 火災
- (ニ) 所内の電源の喪失

に分けることができる。

(注1) ここでいう原子炉及び原子炉熱輸送系とは下記をさす。

原子炉，1次主冷却系，2次主冷却系，補助冷却設備，水・蒸気系

(注2) ここで云う放射性物質を内蔵する系統とは下記をさす。

1次主冷却系

1次ナトリウム補助設備

メンテナンス冷却系

1次アルゴンガス系

燃料取扱及び貯蔵設備

廃棄物処理設備

(注3) ここで云う補助系統とは下記をさす。

1次ナトリウム補助設備

1次ナトリウムオーバフロー系，1次ナトリウム純化系，1次ナトリウム充填ド
レン系

メンテナンス冷却系

1次アルゴンガス系

2次ナトリウム補助設備

2次ナトリウムオーバフロー系，2次ナトリウム純化系，2次ナトリウム充填ド
レン系

2次アルゴンガス系

(2) 安全設計の考え方

前述の各種の異常の要因に対する安全設計の考え方を図-1に示す。

(i) プラント外部要因及びプラント内部要因のうちの系統外要因に対しては、種々の設計上の防護対策を講じることにより、原子炉及び原子炉熱輸送系あるいは放射性物質を内蔵する系統等の安全上重要な構築物、系統及び機器の機能が喪失することを防止している。これらの防護対策の基本方針に関しては、「添付書類八」に記載しているが、必要なものについては定量的な評価を実施し設計の妥当性を確認している。

(ii) 一方、プラント内部要因のうちの原子炉及び原子炉熱輸送系の故障、及び放射性物質を内蔵する系統の故障に関しては、安全保護系や工学的安全施設を設置することにより、公衆災害に至ることを防止している。

即ち、原子炉及び原子炉熱輸送系で故障が発生した場合には、安全上重要なプロセス量に異常が生じ、放置すると燃料あるいは原子炉冷却材バウンダリの損傷に至る恐れがあるため、安全保護系等を設置することにより、異常の発生を早期に検出して原子炉を停止し、燃料及び原子炉冷却材バウンダリの損傷を防止している。また、原子炉及び原子炉熱輸送系において想定される種々の故障の中から代表的な事象を選定して安全評価を実施し、安全保護系等の設計の妥当性を確認しており、これらの評価結果を「添付書類十」に記載している。

放射性物質を内蔵する系統から放射性物質の漏えいが生じた場合にも、環境への放射性物質の放出を抑制できるように工学的安全施設等を設置している。放射性物質を内蔵する各系統での放射性物質の漏えいを想定して安全評価を行い、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認しており、これらの評価結果を「添付書類十」に記載している。

(iii) プラント外部要因及び系統外要因に属する異常に関しては、種々の設計上の防護対策があること、異常の発生頻度が少ないこと等の理由により、系統内要因（即ち原子炉及び原子炉熱輸送系の故障、放射性物質内蔵系統の故障）に属する異常がもたらす結果を超えて厳しい結果になる事はない。従って、安全解析は、系統内要因に着目した評価を実施している。

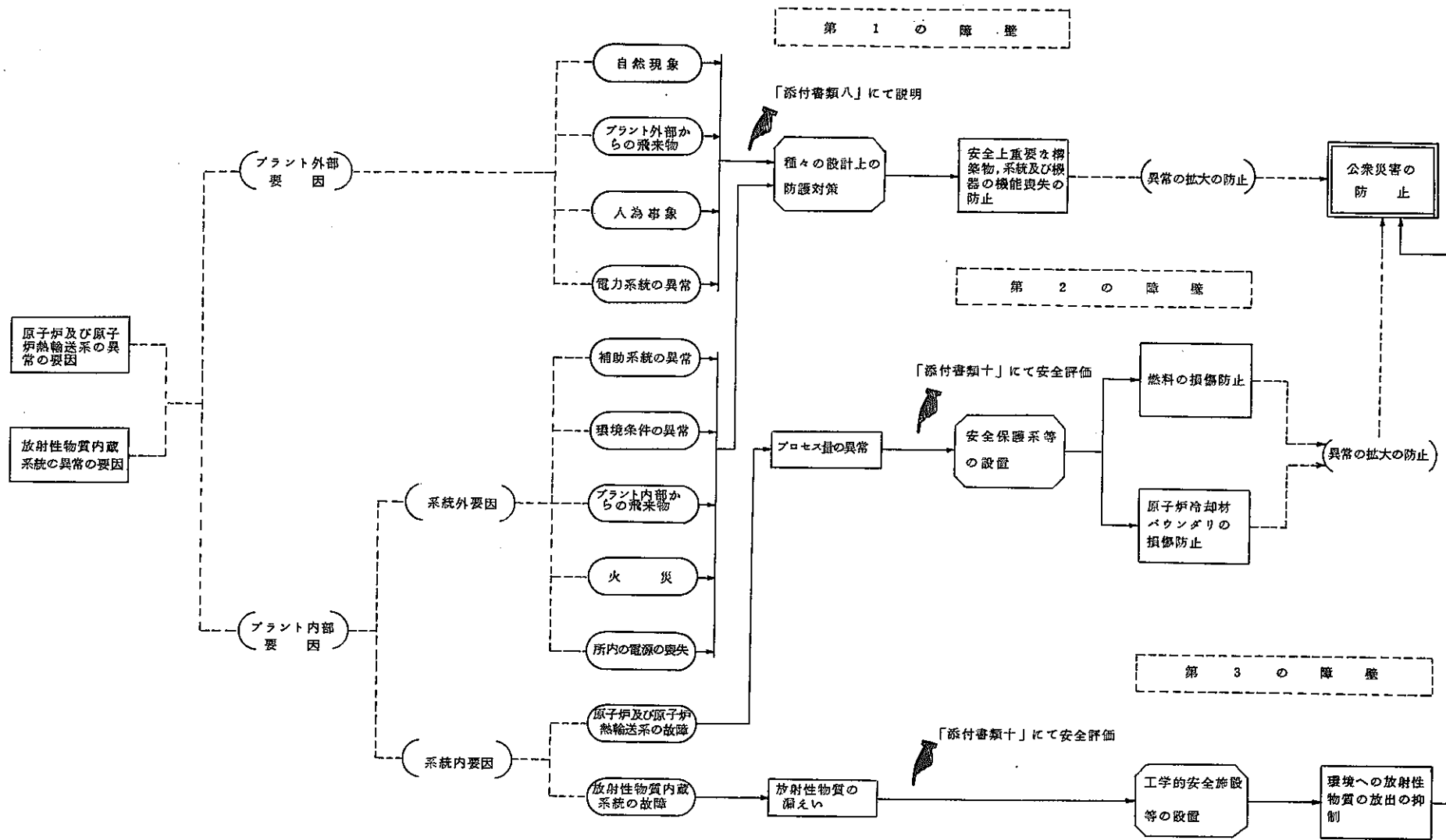


図-1 設計上考慮すべき異常の分類と安全設計の考え方

2. 原子炉及び原子炉熱輸送系に関する安全評価

原子炉及び原子炉熱輸送系の異常の安全評価においては、以下に示す考え方により、代表的事象を選定し安全評価を実施している。

原子炉及び原子炉熱輸送系は、原子炉、1次主冷却系、2次主冷却系、補助冷却設備、水・蒸気系に分けられるが、これらの系統を構成する機器の故障等を起因とする事象推移図を作成し、その結果を安全上重要なプロセス量の異常に至る事象に分類整理した。

主要なプロセス量異常については表-1に示す。

このように、起因となる故障等から演繹された事象を経て、プロセス量異常をもたらし、原子炉トリップ等の事象の収束に至るまでのシーケンスを整理した上で、同様のシーケンスをたどる事象の中から判断基準と比較して、最も厳しい結果を与える事象を代表事象に選定し、その解析結果を「添付書類十」に記載している。

なお、特殊な例（1次冷却材漏えい事故）として、1つの事象で「原子炉の冷却」という観点のみならず、「放射性物質の環境への放出」という観点からも評価の必要なものがあるが、これ等については、それぞれの評価目的に合わせた最も厳しい評価条件のもとで安全評価を実施している。

表－1 原子炉及び原子炉熱輸送系に関する主要なプロセス量異常

系統	プロセス量異常	影響	備考
原子炉	中性子束・原子炉出力異常 (反応度異常)	○	安全評価を実施
	出力分布異常	○	安全評価を実施
	炉心局所異常	○	安全評価を実施
	冷却材流量異常	○	1次主冷却系側の流量異常の波及効果で生じるものであり、1次主冷却系流量異常の安全評価に包絡される
	冷却材温度異常	○	原子炉出力、1次主冷却系流量、2次主冷却系流量、給水流量、給水温度のいずれかの異常が原因で生じるものであり、これらの安全評価に包絡される
	冷却材圧力異常	△	圧力異常が生じて、反応度変化が生じることもなく、炉心冷却上も影響はない
	冷却材中不純物濃度異常	△	純化機能停止等が生じて、系内の不純物濃度の上昇は緩慢であり除熱機能に影響はない
1次主冷却系	冷却材中放射能濃度異常	△	炉心冷却上影響はない
	冷却材流量異常	○	安全評価を実施
	冷却材温度異常	○	原子炉出力、1次主冷却系流量、2次主冷却系流量、給水流量、給水温度のいずれかの異常が原因で生じるものであり、これらの安全評価に包絡される
	冷却材圧力異常	△	圧力異常が生じる原因としては1次アルゴンガス系圧力異常があげられるが、圧力異常が生じてポンプの運転は可能であり、直接的な影響はない。
	冷却材液位異常 (冷却材漏えい)	○	安全評価を実施
	冷却材中不純物濃度異常	△	純化機能停止等が生じて、系内の不純物濃度の上昇は緩慢であり除熱機能に影響はない
2次主冷却系	冷却材中放射能濃度異常	△	炉心冷却上影響はない
	冷却材流量異常	○	安全評価を実施
	冷却材温度異常	○	2次主冷却系流量、給水流量、給水温度のいずれかの異常が原因で生じるものであり、これらの安全評価に包絡される
	冷却材圧力異常	△	過度に圧力が低下するとポンプの特性が低下するが、崩壊熱除去運転には支障はない。
	冷却材液位異常 (冷却材漏えい)	○	安全評価を実施
補却助設備	冷却材中不純物濃度異常	△	長時間の純化機能停止が生じた場合には水素濃度が漸増するので、計画停止するが、当該ループも崩壊熱除去運転が可能である
	冷却材流量異常	△	補助冷却設備の誤起動により、2次主冷却系の流量に異常が生じる可能性があるがその影響は小さい
水・蒸気系	冷却材漏えい	○	2次冷却材漏えいの安全評価に包絡される
	給水流量異常	○	安全評価を実施
	給水温度異常	○	安全評価を実施
	蒸気流量異常	○	安全評価を実施
	蒸気温度異常	○	蒸気流量異常の安全評価に包絡される
	圧力異常	△	圧力異常が生じて除熱機能に対する影響は小さい

(注) ○：原子炉の冷却に直接的な影響を与える異常， △：原子炉の冷却に直接的な影響を与えない異常

3. 放射性物質内蔵系統に関する安全評価

図-2は、本発電所における放射性物質の主要な貯留場所を示したものである。

放射性物質を比較的多量に内蔵する可能性のある下記の系統については、各系統ごとに主要な個所での漏えいを想定し、放射性物質の移行経路を追って安全評価を行い、その中で最大の環境放出量を与えるものを代表事象として選定している。その評価結果を「添付書類十」に記載している。

- (イ) 1次主冷却系
- (ロ) 1次ナトリウム補助設備
- (ハ) メンテナンス冷却系
- (ニ) 1次アルゴンガス系
- (ホ) 燃料取扱及び貯蔵設備
- (ヘ) 廃棄物処理設備

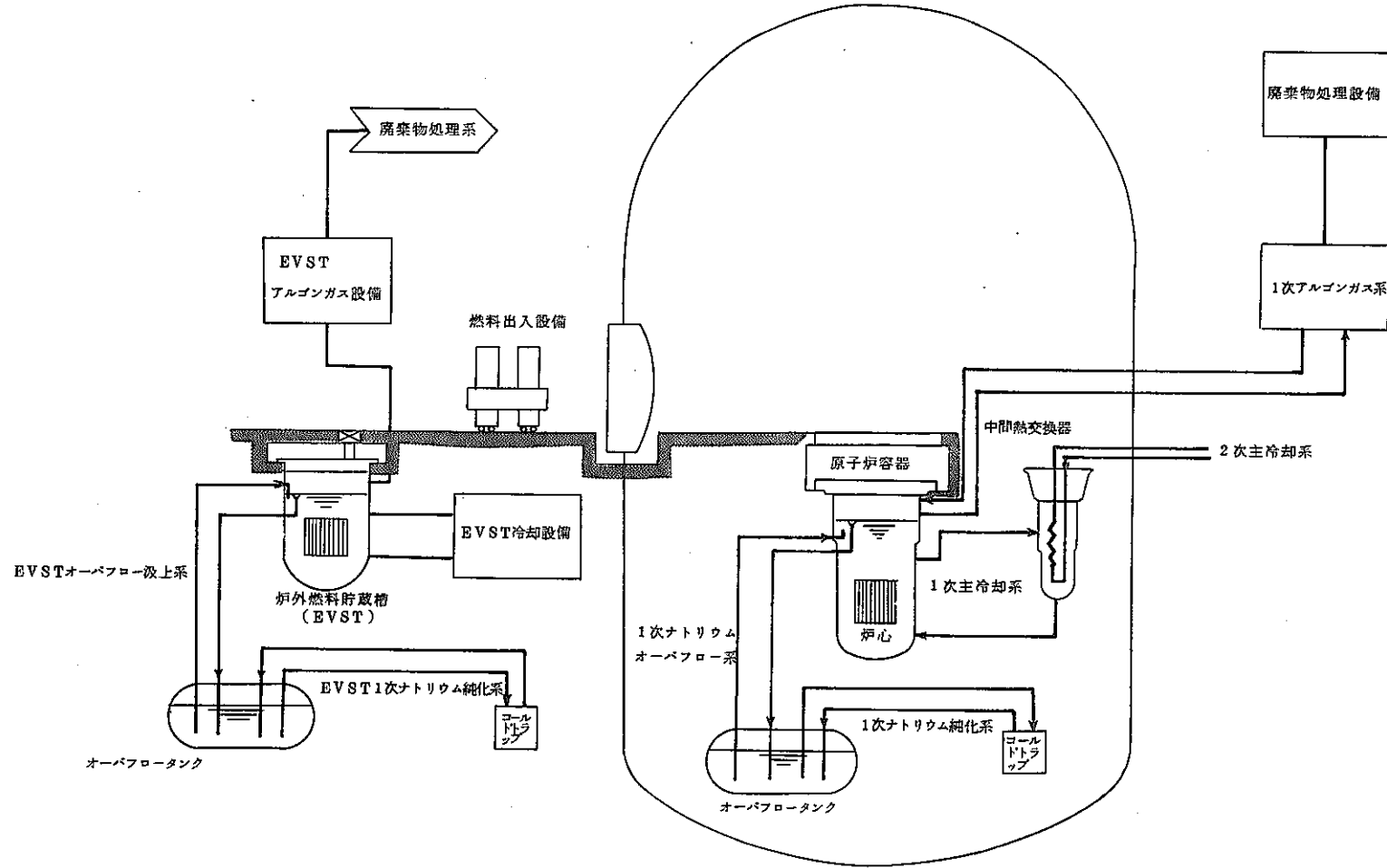


図-2 プラント内放射能貯留場所

4. 種々の設計上の防護対策

(1) 防護対策の基本方針

第2章及び第3章において、原子炉及び原子炉熱輸送系と、放射性物質を内蔵する系統の異常時の安全評価に関する考え方を記載したが、ここでは、これらの系統以外での異常要因（下記に示す）に対する設計上の防護対策の基本方針を説明する。

- (イ) 自然現象
- (ロ) プラント外部からの飛来物
- (ハ) 人為事象
- (ニ) 電力系統の異常
- (ホ) 補助系統の異常
- (ヘ) 環境条件の異常
- (ト) プラント内部からの飛来物
- (チ) 火災
- (リ) 所内電源の喪失

防護対策の基本方針を表-2に示す。（「補助系統の異常」については、次項で説明する。）

上記の異常要因に対しても適切な設計上の配慮が為されており、これらの異常要因によって、安全上重要な構築物、系統及び機器の機能が失われることはない。

なお、特殊な例として、「電力系統の異常」に関しては、それが発生しても原子炉熱輸送系等の故障を誘起することはないが、原子炉熱輸送系のプロセス量の異常を引起す恐れがある。そのため、下記の2つの事象の安全評価を行い安全上問題がないことを確認している。またその結果を「添付書類十」に記載している。

- (イ) 外部電源喪失
- (ロ) 負荷の喪失

また、その他のプラント外部要因、系統外要因に属する異常に関しては、種々の設計上の防護対策、例えば適切な系統分離を行うことにより、安全上重要な構築物、系統及び機器の機能喪失を防止しており、また、これ等の要因による波及効果で、原子炉熱輸送系等に影響が生じて、系統内要因で摘出される異常事象により厳しい結果をもたらす事はない。

表-2 種々の設計上の防護対策

項	目	考慮すべき異常要因	設計上の防止対策の基本方針
1	自然現象	地震、風(台風)、洪水、積雪、津波、高潮、凍結、地すべり	敷地及び周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して予想される自然現象のうち、最も苛酷と考えられる自然力に耐え得るようにする。
2	プラント外部からの飛来物	(a) 航空機墜落 (b) 爆 発	本発電所付近には飛行場がなく、かつ、発電所上空には定期航空路はなく、また発電所上空は保護空域となるので、航空機が本発電所に落下する可能性は極めて小さい。 敷地周辺に爆発等の事故を起こす可能性のある施設は存在しない。
3	人為事象	第三者の不法な接近等	発電所敷地の周辺には厳重な防護柵を設けるとともに、探知施設を設け、警報、映像監視等集中監視する設計とする。さらに、発電所内への入口の数を限定してそこに警備員を配置し、厳重な出入管理を行う。 また、安全上重要な構造物、系統及び機器を含む区域を設定し、それをとり囲む物的障壁をもつ防護された区域を設けて、これら区域への出入りを制限し、入退域管理を徹底する。
4	電力系統の異常	送電系統異常	所内の動力用電源として、外部電源系(特別高圧送電線2回線)と非常用所内電源系(ディーゼル発電機)を設け、電力系統の異常により所内の全ての動力用電源が喪失することのないようにする。
5	補助系統の異常	補助ナトリウム系の故障等	表-3にて説明する。
6	環境条件の異常	(a) 雰囲気温度、圧力の異常 (b) 照射効果や腐食などによる材料の損耗・劣化 (c) ナトリウム漏えいに伴う温度、圧力上昇及びエアロゾルの影響	換気空調設備により、通常運転時の雰囲気温度、圧力は所定の条件に保たれる。事故時には、系統の分離又は事故室の隔離を行うことにより、安全上重要な系統、機器の運転に必要な雰囲気調節機能を確保する。原子炉格納容器内には、機器冷却設備を設け、事故時の格納容器内雰囲気条件下でのポンプモータ及び電磁ポンプの運転機能を確保する。 I) 中性子照射を考慮すべき機器の構造設計においては、対象とする部位の累積中性子照射量を評価し、その効果を配慮して設計を行う。 II) ナトリウム環境効果を評価し、構造設計上その効果が無視できることを確認するか、又は必要な場合にはその効果を考慮して、表面のくさね代や脱炭挙動を考慮した強度補正係数を定めて設計を行う。 ナトリウム漏えいに伴って発生する熱は、当該室内で適切に分散し、必要に応じて冷却することにより、その温度、圧力を構造物の許容限度内におさめている。なお、当該雰囲気が発生するナトリウムエアロゾル等のナトリウムの反応生成物は、事故ループ以外への影響を防止するように対処している。
7	プラント内部からの飛来物	(a) 大型回転機の損傷に伴うミサイル (b) 高圧配管の破断に伴うパイプホップ、ジェット力 (c) 重量物落下等	タービンミサイルやその他の高速回転機のミサイルが生じても、配置上の考慮及びコンクリート壁により、安全上重要な系統、機器の機能が失われないようにする。 水・蒸気系の高圧配管には適切なレストレイント及び防護壁を設け、パイプホップ等によって安全上重要な系統及び機器の機能が失われないようにする。 大型構造物については、転倒や落下等によって周辺の安全上重要な系統、機器が損傷することがないように、耐震設計等の配慮を行う。また、重量物の運搬に際しても、万一落下等が生じても安全上重要な系統、機器が損傷することがないように運搬法を採用する。
8	火 災	電気火災 油 火 災 ナトリウム火災	「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」に準拠して、安全上重要な構造物、系統及び機器が火災によって安全機能が損われないよう配慮している。 又、ナトリウム漏えいに対しては鋼板ライナを布設し、ナトリウムとコンクリートとの反応を防止する。又、放射性ナトリウムの系統機器を収容する部屋は雰囲気度を低酸素濃度窒素雰囲気として火災の拡大を抑制している。
9	電 源 喪 失	変圧器故障、短絡、断線等	所内の動的機器で2台以上設置するものは、各母線に分割接続し、所内電源供給の安定をはかる。 安全上重要な系統及び機器の電源は、独立な3系統の電源で構成し、1系統の単一故障を想定しても残る系統でプラントを安全に停止することができるようにする。

(2) 補助系統の異常の影響

前述の原子炉熱輸送系と接続しており、その系統の異常により原子炉及び原子炉熱輸送系のプロセス量に何らかの影響を及ぼす可能性があると考えられる補助系統としては、下記のものあげられる。

- (イ) 1次ナトリウム補助設備
 - (i) 1次ナトリウムオーバーフロー系
 - (ii) 1次ナトリウム純化系
 - (iii) 1次ナトリウム充填ドレン系
- (ロ) メンテナンス冷却系
- (ハ) 1次アルゴンガス系
- (ニ) 2次ナトリウム補助設備
 - (i) 2次ナトリウムオーバーフロー系
 - (ii) 2次ナトリウム純化系
 - (iii) 2次ナトリウム充填ドレン系
- (ホ) 2次アルゴンガス系

これらの系統に異常が生じた場合の原子炉除熱機能に対する影響を表-3に示すが、いずれも「原子炉の冷却」という観点からは問題がない。従って、前述の原子炉及び原子炉熱輸送系のプロセス量異常に着目した安全評価を実施しておけば十分であると判断される。

なお、これらの原子炉熱輸送系の補助系統の中には、放射性物質やナトリウムを内蔵しているものが多い。

このような系統については、「原子炉の冷却」という観点とは別に、「放射性物質の環境への放出」あるいは「ナトリウムが系外に漏えいした場合の熱的影響」という観点からの安全評価を実施しているか、あるいは他の事象の安全評価で包絡されることを確認している。

表一3 原子炉熱輸送系に接続した系統の故障時の原子炉除熱機能に対する影響

系 統 名		機 能	想定される故障	原子炉除熱機能に対する影響
1次ナトリウム 補助設備	1次ナトリウム オーバーフロー系	原子炉容器へのナトリウムの汲上げ・回収により原子炉容器液位を一定に維持する	ナトリウム汲上げの停止	ナトリウム汲上げが停止しても、出力運転中は原子炉容器液位は低下しない。原子炉を計画停止させることにより、冷却材収縮分だけ液位は低下するが、崩壊熱除去運転には支障はない。
			ナトリウム漏えい	オーバーフロー系の原子炉容器貫通部及び開口部は高い位置に設けられているため、オーバーフロー系でナトリウム漏えいが生じても原子炉容器液位は崩壊熱除去運転に必要なレベル以上に保持される。
	1次ナトリウム 純化系	1次ナトリウムの純度維持	純化停止	ナトリウムの純化が停止しても、1次系内の不純物濃度の上昇は緩慢であり、崩壊熱除去機能に影響はない。
			ナトリウム漏えい	純化系でナトリウム漏えいが生じても、原子炉容器液位は崩壊熱除去運転に必要なレベル以上に保持される。
1次ナトリウム 充填ドレン系	原子炉容器及び1次主冷却系へのナトリウム充填とドレン	ナトリウム漏えい	充填ドレン系は通常時は常時閉の止め弁及びフリーズシールで原子炉冷却材バウンダリから隔離されており、充填ドレン系で破損が生じても原子炉容器液位は低下しない。	
メンテナンス冷却系	1次主冷却系等のメンテナンス時の炉心冷却	誤起動	メンテナンス冷却系の起動は運転員の手動操作による。また、運転員の誤動作で出力運転中にメンテナンス冷却系が誤起動しないよう設計上の配慮をしている。	
		ナトリウム漏えい	ナトリウム漏えいによって原子炉容器液位が低下すれば、メンテナンス冷却系の止め弁は自動的に閉鎖されるので、原子炉容器液位は崩壊熱除去運転に必要なレベル以上に保持される。	
1次アルゴンガス系		(i) 原子炉容器等の1次冷却材を内包する機器の自由液面部を不活性ガスでおおむり (ii) 1次主冷却系の正圧維持のための加圧 (iii) 1次主冷却系循環ポンプのシールガスの供給	アルゴンガス圧異常	アルゴンガス圧が低下しても1次主冷却系循環ポンプは運転が可能であり、原子炉の除熱機能には影響はない。ガス圧が異常に低下した場合には、原子炉を計画停止させる。
			アルゴンガス漏えい	アルゴンガス漏えいによってガス圧が低下しても、1次主冷却系循環ポンプは運転が可能であり、原子炉の除熱機能には影響はない。
			アルゴンガス循環停止	アルゴンガスの循環が停止して1次主冷却系循環ポンプのシールガスの供給が停止しても、ポンプは長時間の無シールガス運転が可能であり、崩壊熱除去に支障はない。
2次ナトリウム 補助設備	2次ナトリウム オーバーフロー系	2次主冷却系からのナトリウムのオーバーフローにより2次主冷却系機器内液位を一定に維持する。	ナトリウムオーバーフローの停止	ナトリウムのオーバーフローが停止しても、ナトリウムの汲上げを停止すれば2次主冷却系内各機器の液位は保持されるので、除熱機能に影響はない。
			ナトリウム漏えい	当該ループの2次主冷却系及び補助冷却設備の除熱機能が失われる可能性があるが、他の2ループによって崩壊熱除去が可能である。
	2次ナトリウム 純化系	2次主冷却系へのナトリウムの汲上げ及び2次ナトリウムの純度維持	ナトリウム汲上げの停止	ナトリウムの汲上げが停止しても2次主冷却系内各機器の液位は保持されるので、除熱機能に影響はない。
			純化停止	長時間の純化機能停止が生じた場合には、水素濃度が漸増するので計画停止するが、当該ループも崩壊熱除去運転が可能である。
2次ナトリウム 充填ドレン系	2次主冷却系へのナトリウム充填とドレン	ナトリウム漏えい	当該ループの2次主冷却系及び補助冷却設備の除熱機能が失われる可能性があるが、他の2ループによって崩壊熱除去が可能である。	
2次アルゴンガス系		(i) 2次冷却材を内包する機器の自由液面部を不活性ガスでおおむり (ii) 過熱器液位制御 (iii) 2次主冷却系循環ポンプのシールガスの供給	アルゴンガス圧異常	ガス圧の低下が過度の場合には、当該ループの2次主冷却系循環ポンプの特性が低下し、冷却材流量が減少する可能性があるが、崩壊熱除去運転には支障はない。
			アルゴンガス漏えい	アルゴンガス漏えいによってガス圧が過度に低下すると、当該ループの2次主冷却系循環ポンプの特性が低下し、冷却材流量が減少する可能性があるが、崩壊熱除去運転には支障はない。
			ポンプシールガス供給停止	短時間の供給停止では出力運転を続行できる。供給停止が長期に及ぶ場合には別置の供給ラインに切替える。
			同	上

資料2 原子炉熱輸送系の異常時の事象推移図

(要 旨)

本資料は、原子炉及び原子炉熱輸送系において摘出された異常の推移を図によって示し、その結果がどのような事象に集約されるかを整理したものである。

主要系統ごとに安全性に影響を与える故障を全て摘出し、その故障が生じたと仮定した場合に予想される事象の推移を、原因からプロセス量の変化を経て原子炉トリップ等の事象の収束に至るまで追求し、整理した。

本資料に収録した「事象推移図」は次のとおりである。

図 番	名 称
図- 1	原子炉熱輸送系の異常時の現象推移図
図- 2	粗調整棒異常時の事象推移図
図- 3	微調整棒異常時の事象推移図
図- 4	「炉心局所異常」の事象推移図
図- 5	「1次冷却材流量減少」の事象推移図
図- 6	「1次冷却材流量増大」の事象推移図
図- 7	「2次冷却材流量減少」の事象推移図
図- 8	「2次冷却材流量増大」の事象推移図
図- 9	2次主冷却系液位異常時の事象推移図
図- 10	「給水流量喪失」の事象推移図
図- 11	「給水流量増大」の事象推移図
図- 12	蒸気流量異常時の事象推移図
図- 13	「外部電源喪失」, 「負荷喪失」, 「給水温度低下」の事象推移図
図- 14	「タービントリップ」の事象推移図

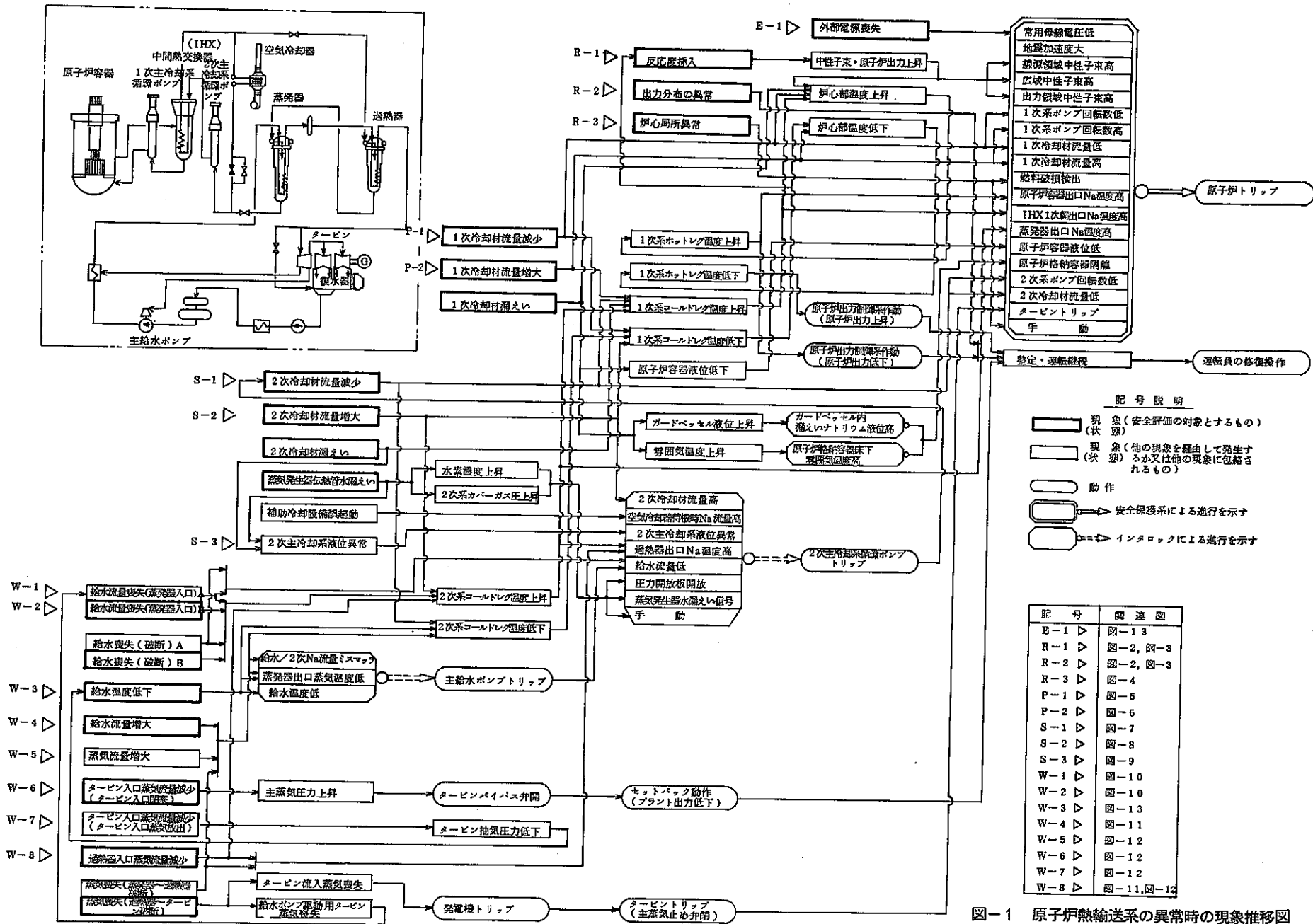
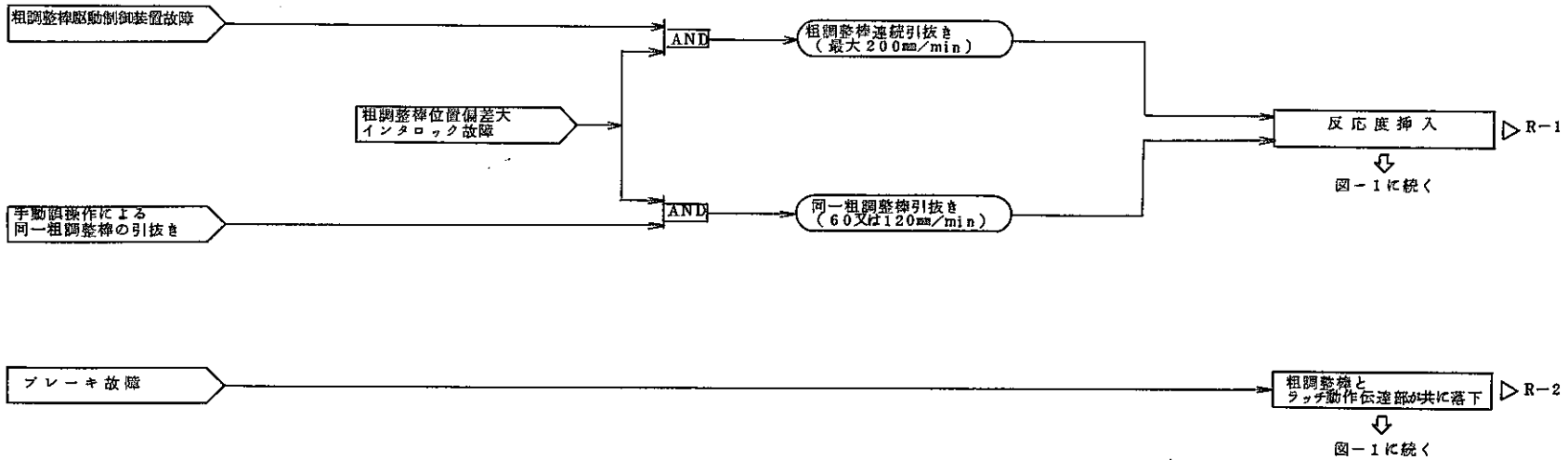
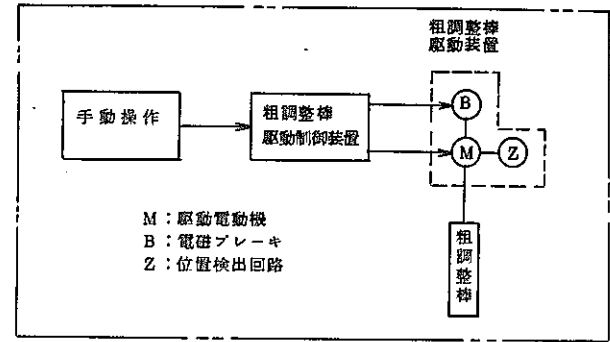
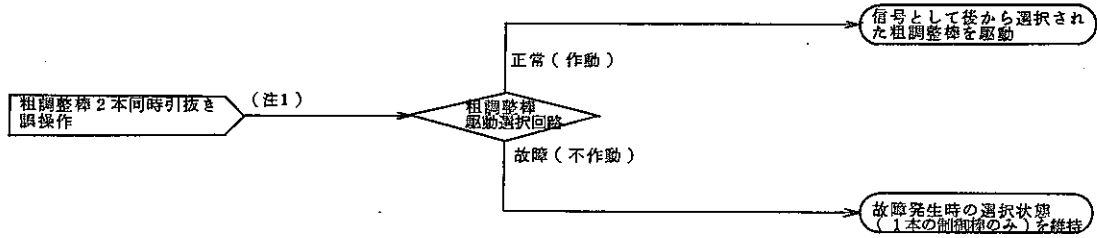


図-1 原子炉熱輸送系の異常時の現象推移図



(注1) 手動操作は制御棒選択、駆動要求の2段操作となっており
制御棒選択自身がオルターネイティブに行われる。

図-2 粗調整棒異常時の事象推移図

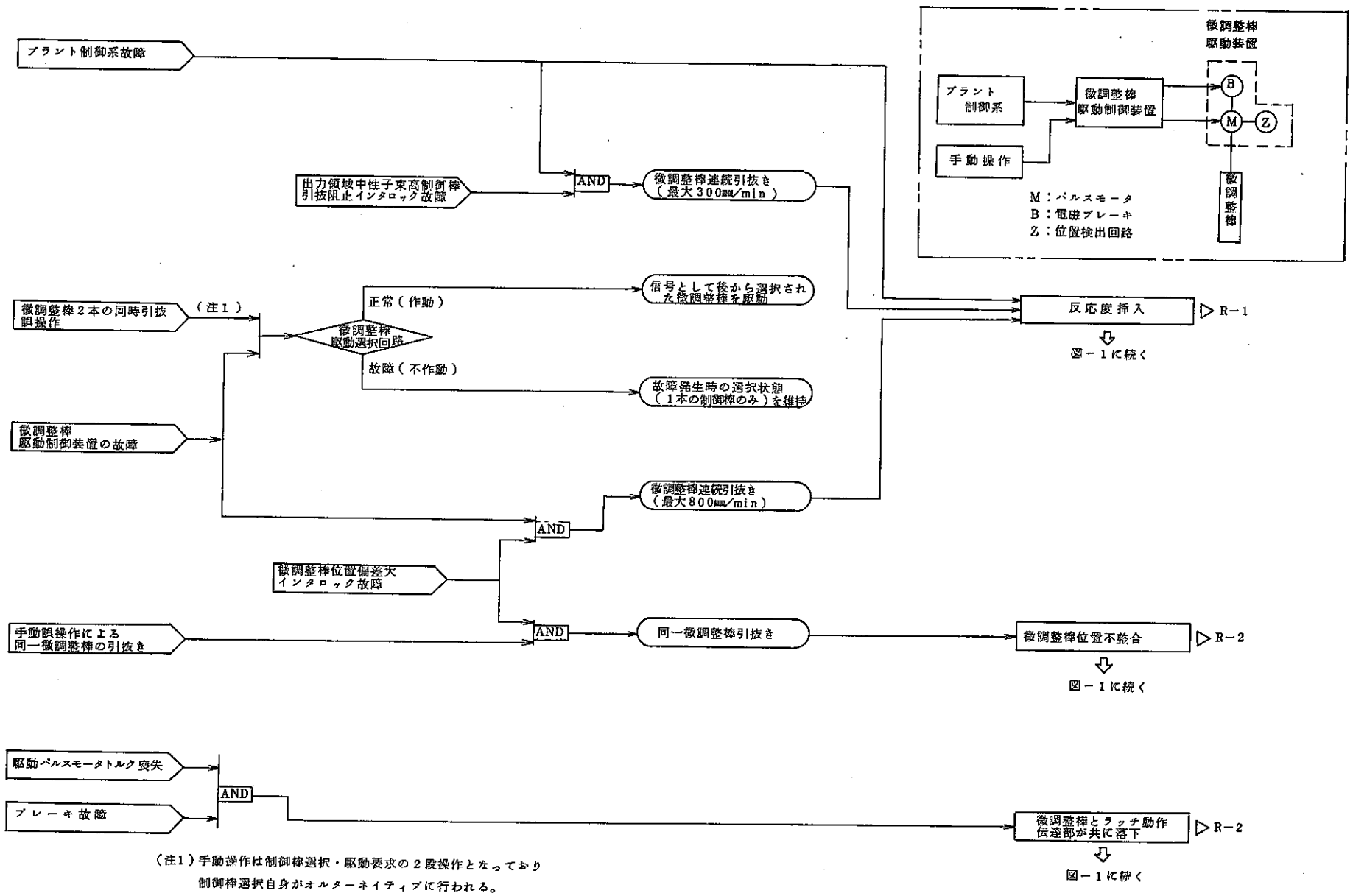
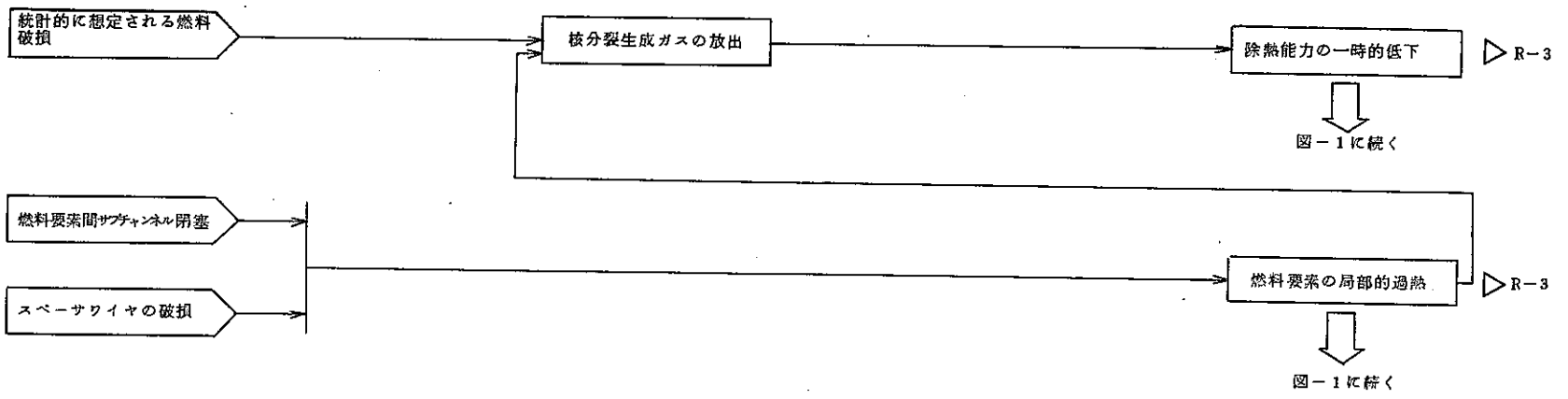


図-3 微調整棒異常時の事象推移図



異常の要因	防止対策
燃料要素の接触	スペーサワイヤ等の設置により燃料要素接触を防止している。
オリフィス部の異物による閉塞	集合体エントランスノズル部に複数の流入口を設ける事により複数の流入口の同時閉塞を防止している。

図-4 「炉心局所異常」の事象推移図

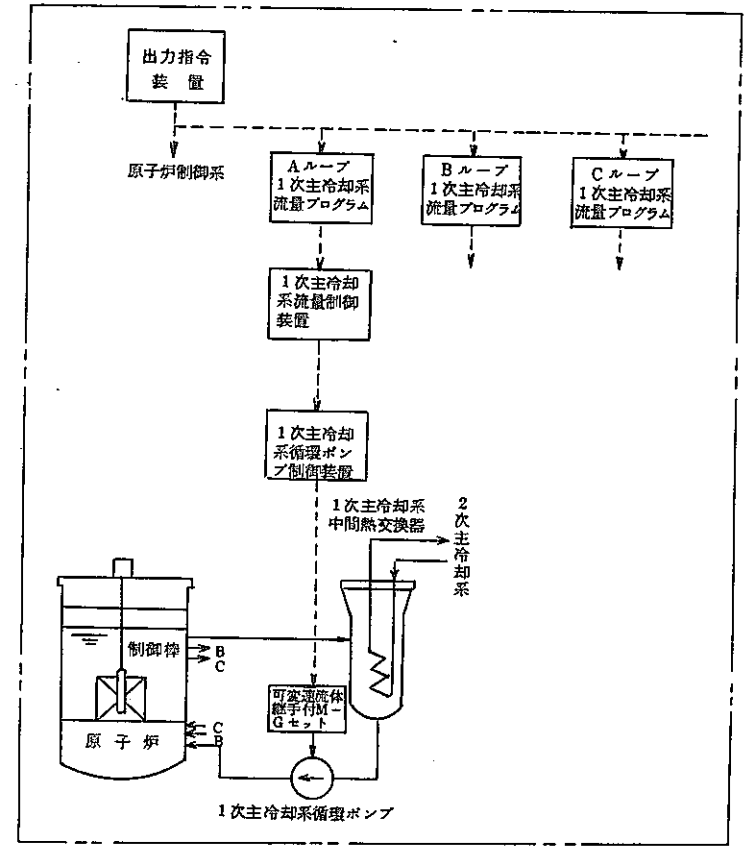
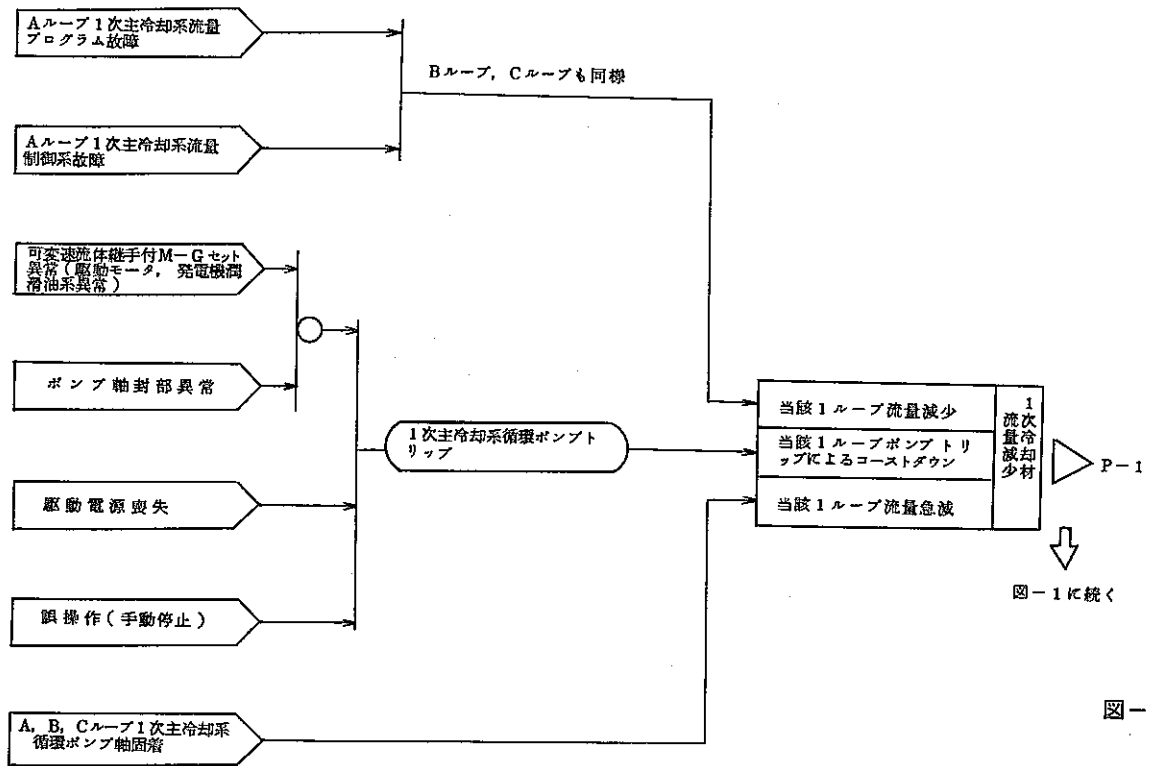
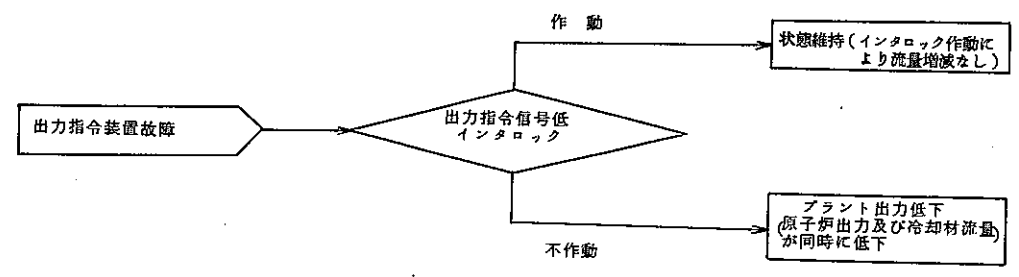
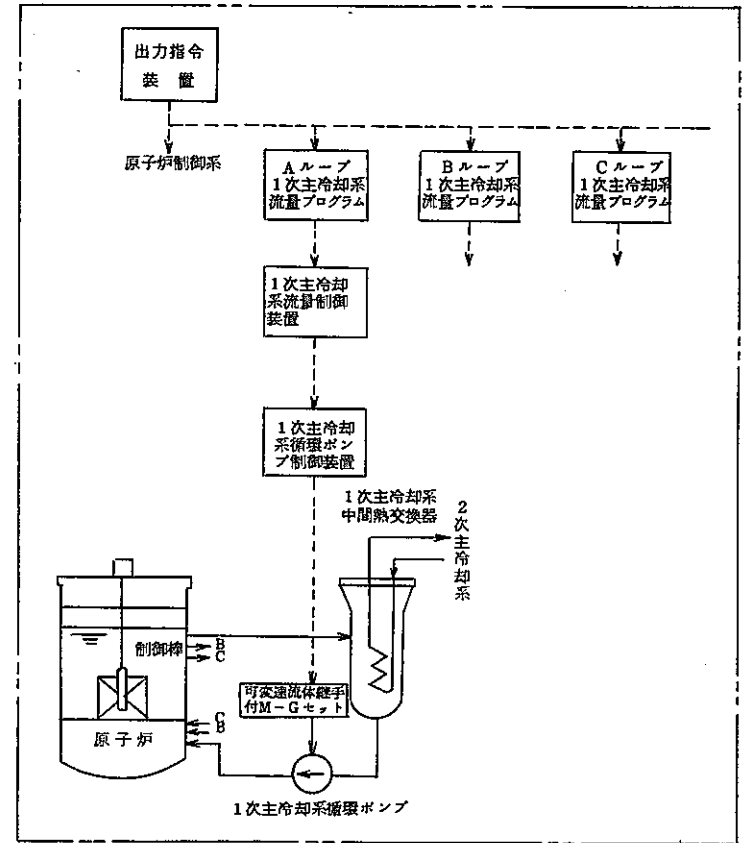
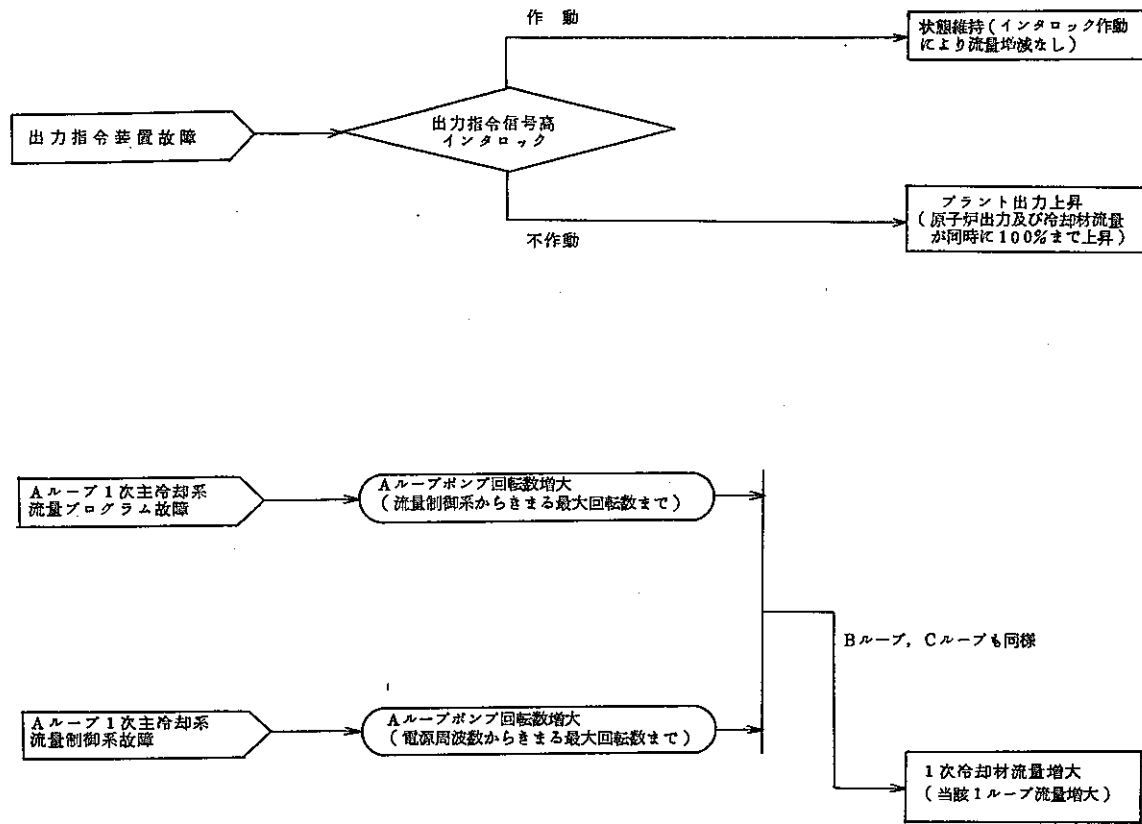


図-5 「1次冷却材流量減少」の事象推移図



P-2

図-1に続く

図-6 「1次冷却材流量増大」の事象推移図

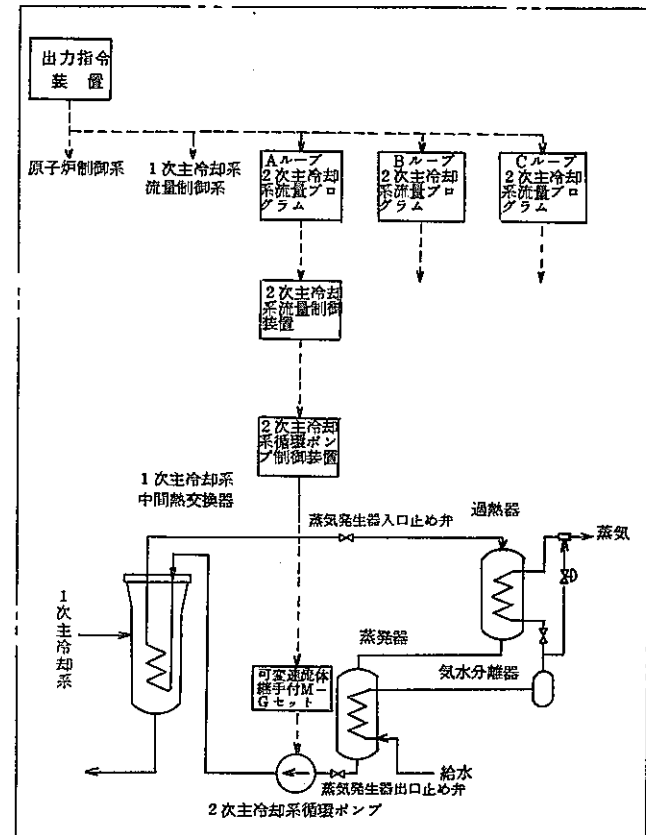
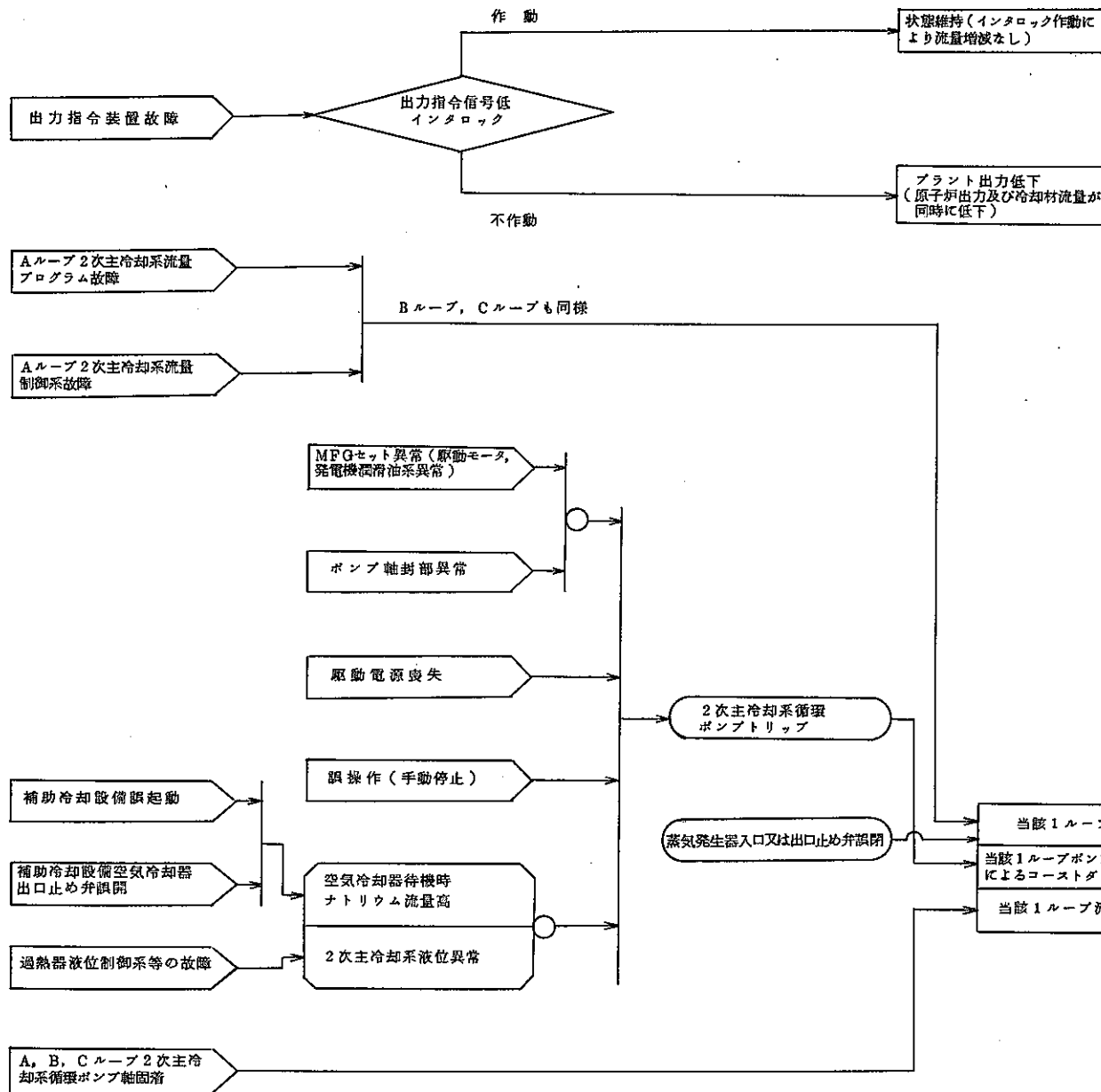
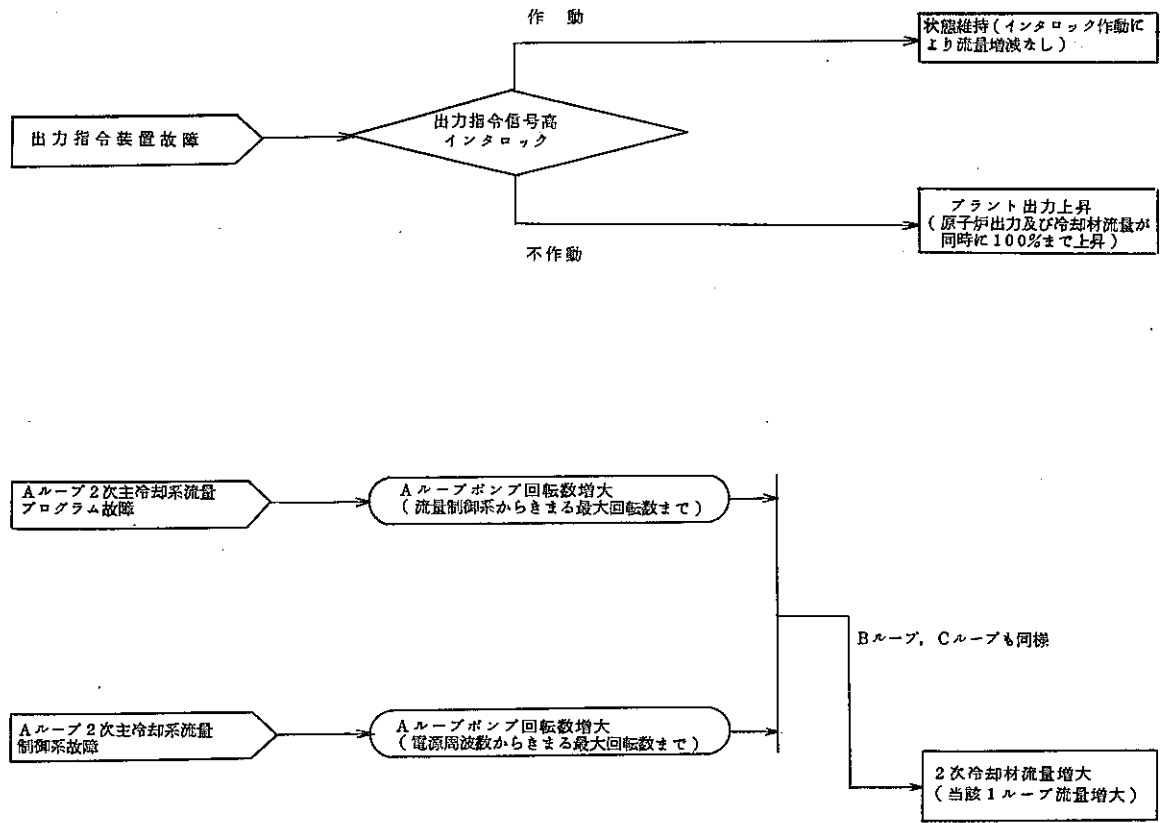


図-7 「2次冷却材流量減少」の事象推移図



▶ S-2

↓
図-1に続く

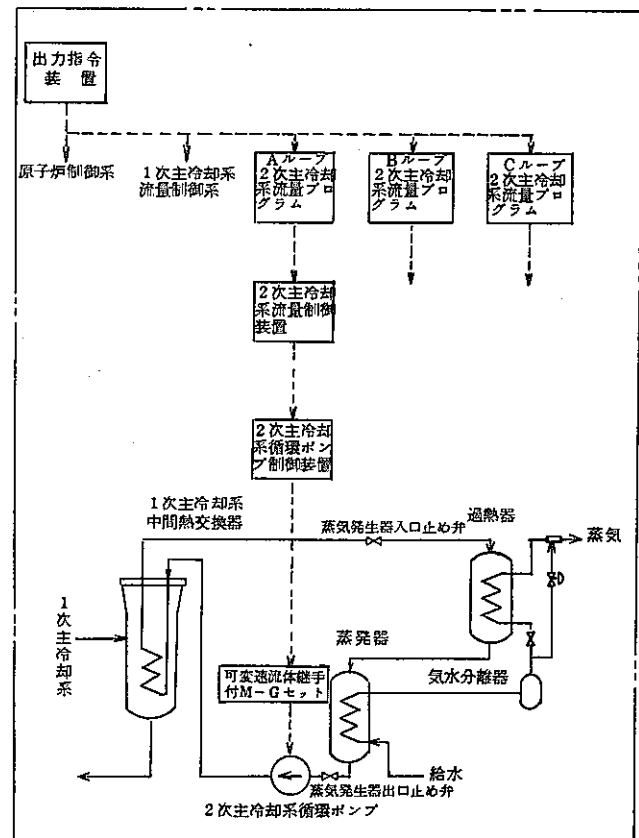


図-8 「2次冷却材流量増大」の事象推移図

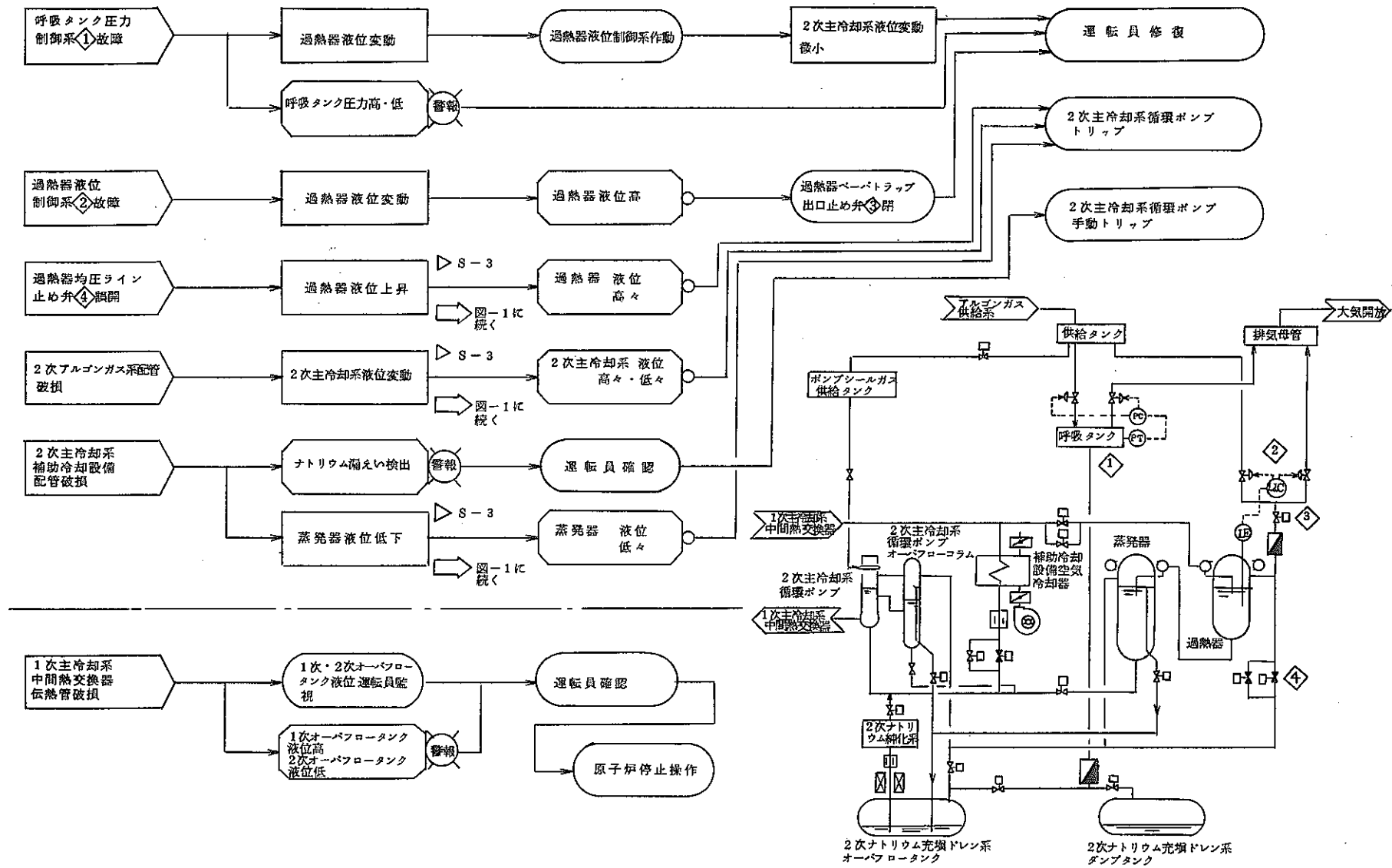


図-9 2次主冷却系液位異常時の事象推移図

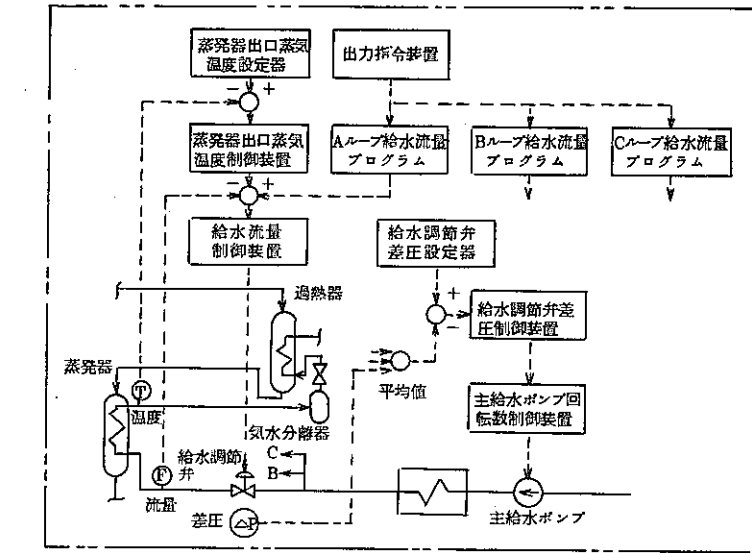
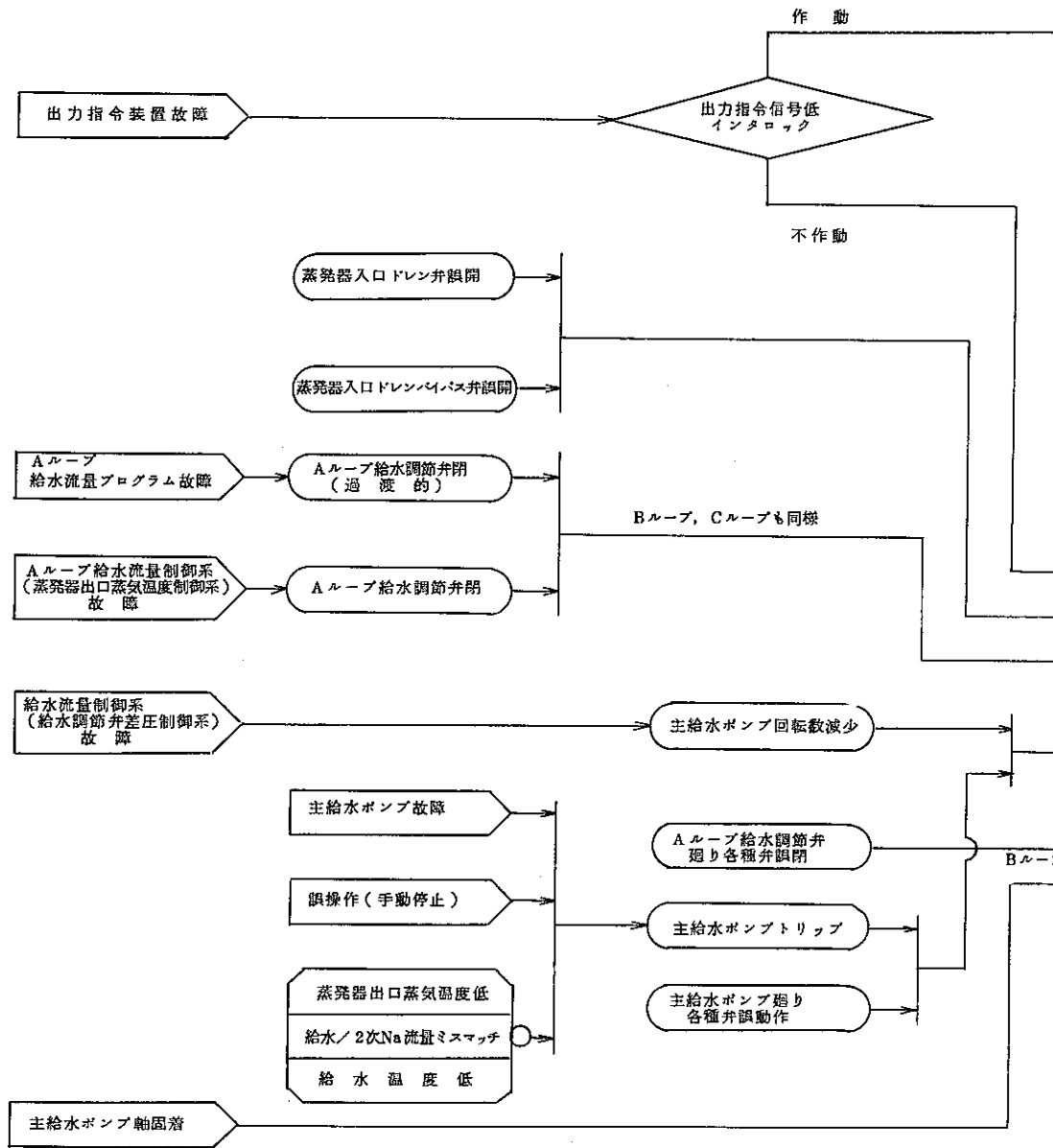


図-10 「給水流量喪失」の事象推移図

W-2

図-1に続く

W-1

図-1に続く

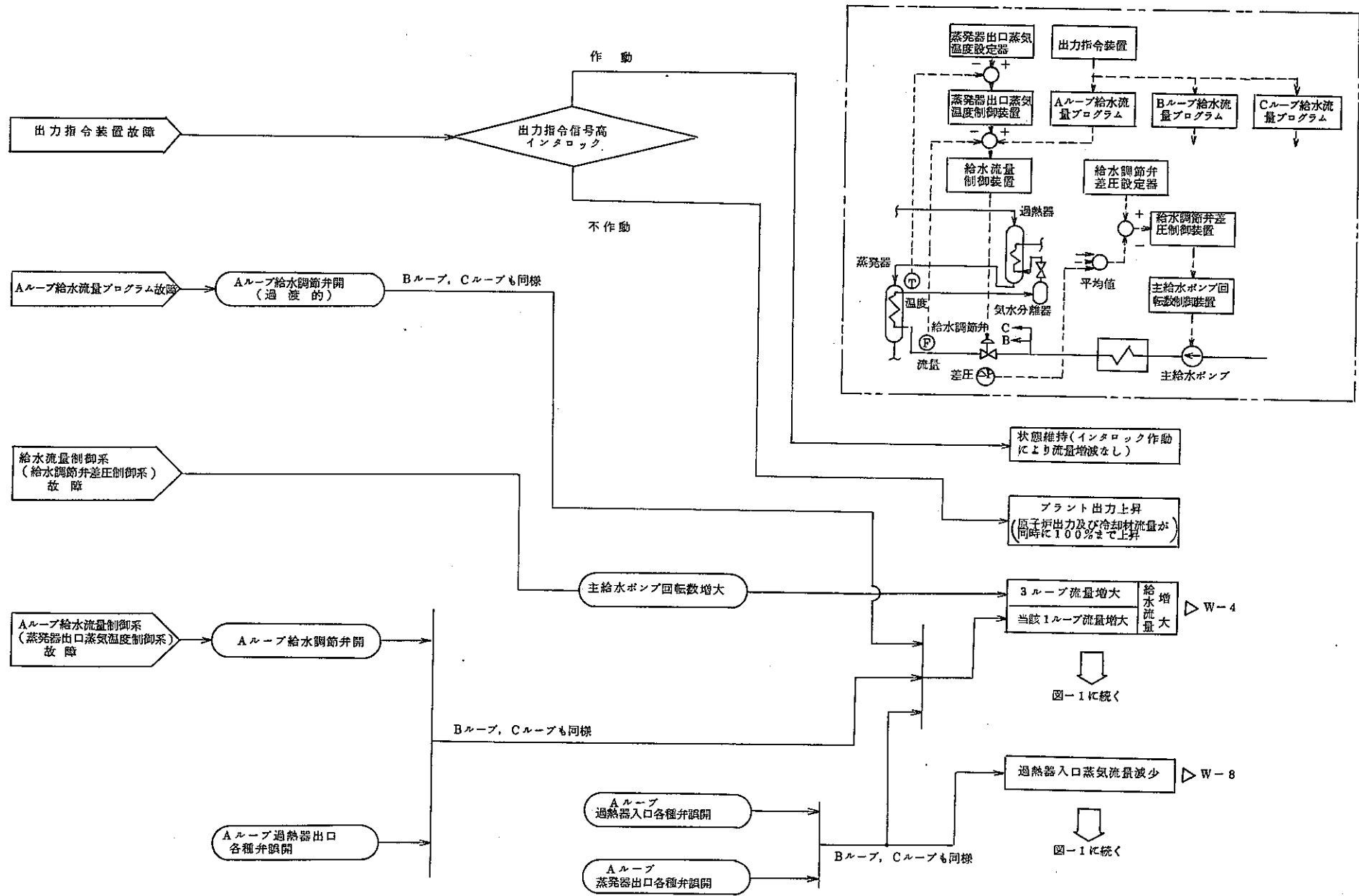


図-11 「給水流量増大」の事象推移図

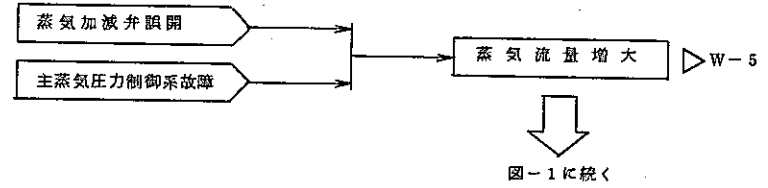
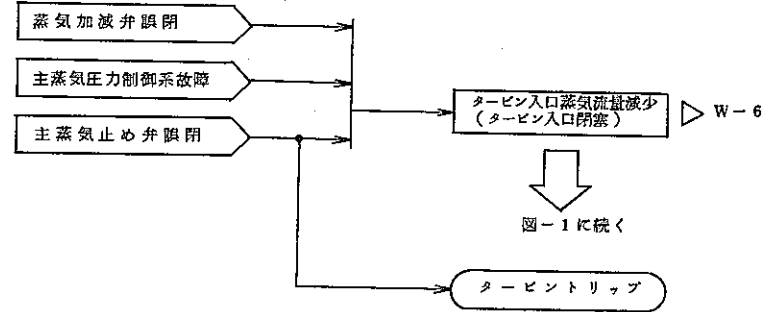
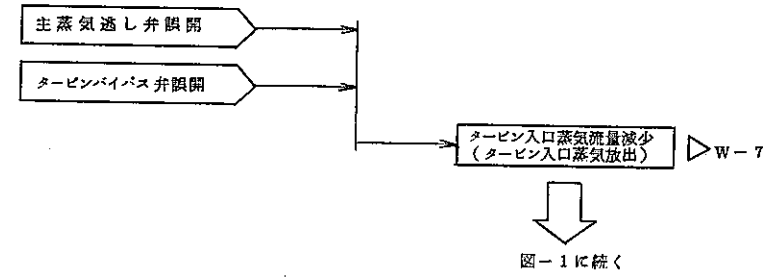
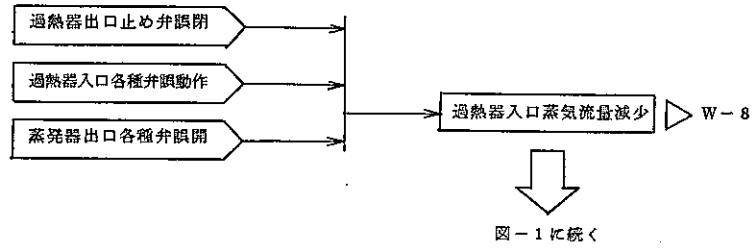
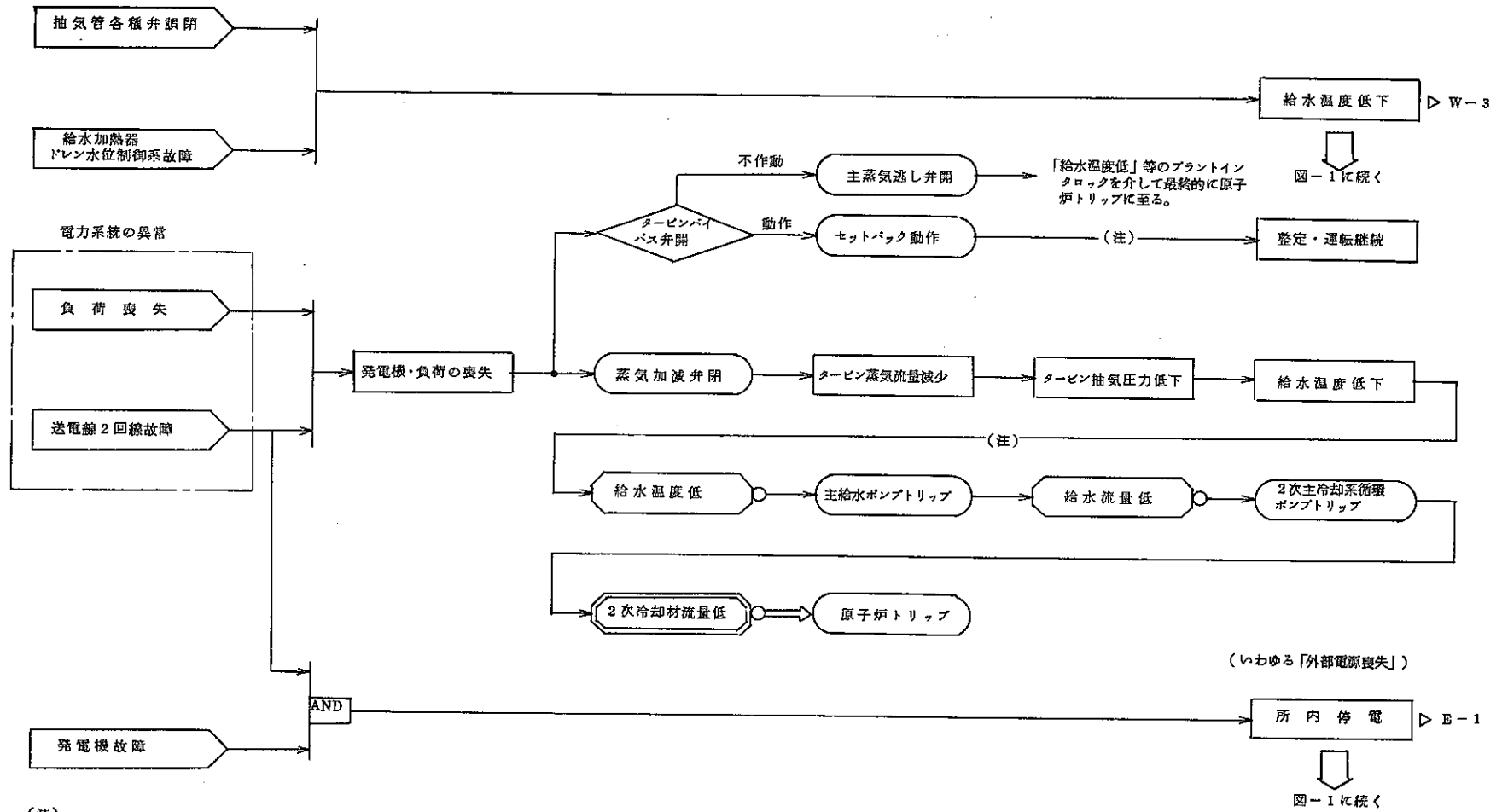


図-1 2 蒸気流量異常時の事象推移図



(注) 主蒸気圧力は主蒸気逃し弁のON-OFF制御であり、かなり変動すると考えられる。この主蒸気圧力の変動は給水流量の変化をも起こすため、ここに記載のシーケンスと異なるシーケンスで原子炉トリップに至る可能性もある。また負荷喪失の程度によっては原子炉トリップに至ることなく整定し運転継続となることもある。

図-13 「外部電源喪失」、「負荷喪失」、「給水温度低下」の事象推移図

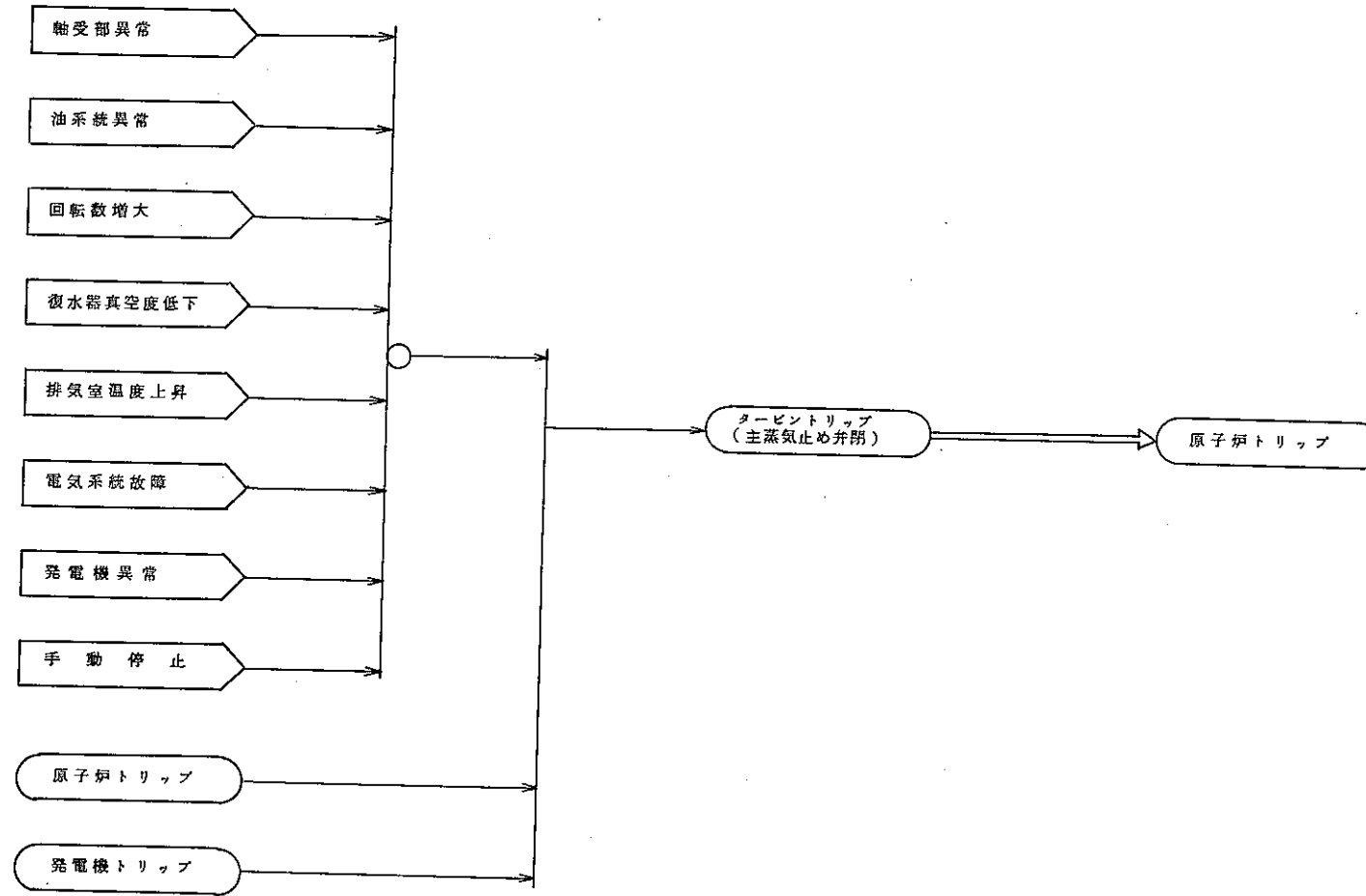


図-14 「タービントリップ」の事象推移図

資料3 燃料取扱及び貯蔵設備並びに廃棄物処理設備に 於ける異常時の事象推移図

(要 旨)

本資料は、燃料取扱及び貯蔵設備並びに廃棄物処理設備に於ける故障をすべて摘出し、故障もしくは誤動作による異常の事象推移を追求することにより、本設備に於ける異常な静的機器故障による放射性物質漏えいの観点から安全評価を実施すればよいことを確認したものである。

本資料に収録した「事象推移図」は次のとおりである。

図 番	名 称
図-1*	燃料交換装置(FHM)の異常時の事象推移図
図-2*	燃料出入設備の異常時の事象推移図(1/4)
図-3*	” (2/4)
図-4*	” (3/4)
図-5*	” (4/4)
図-6*	炉外燃料貯蔵槽冷却設備の異常時の事象推移図
図-7*	燃料池水冷却浄化装置の異常時の事象推移図
図-8*	放射性廃棄物処理設備の異常時の事象推移図

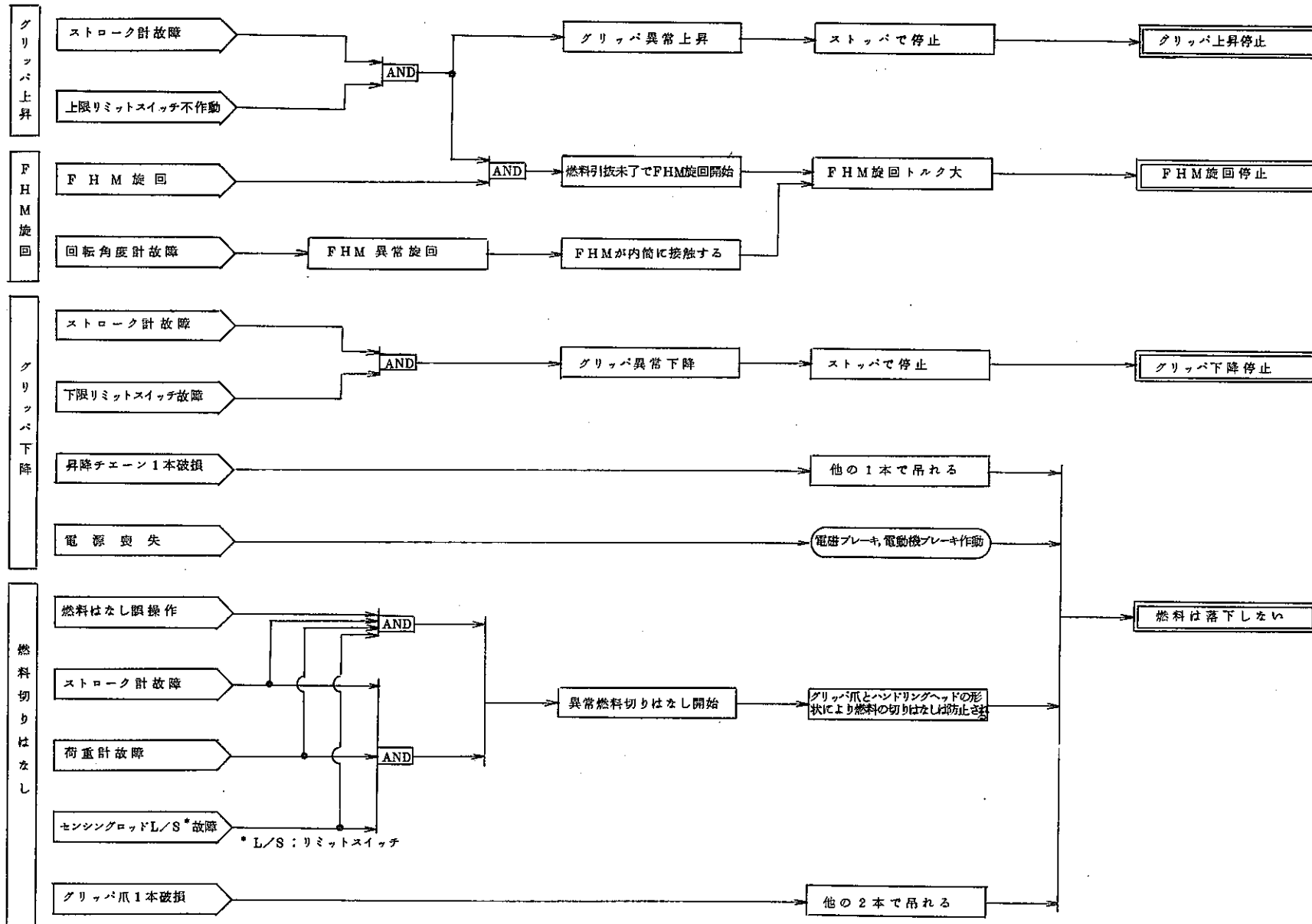


図-1* 燃料交換装置(FHM)の異常時の事象推移図

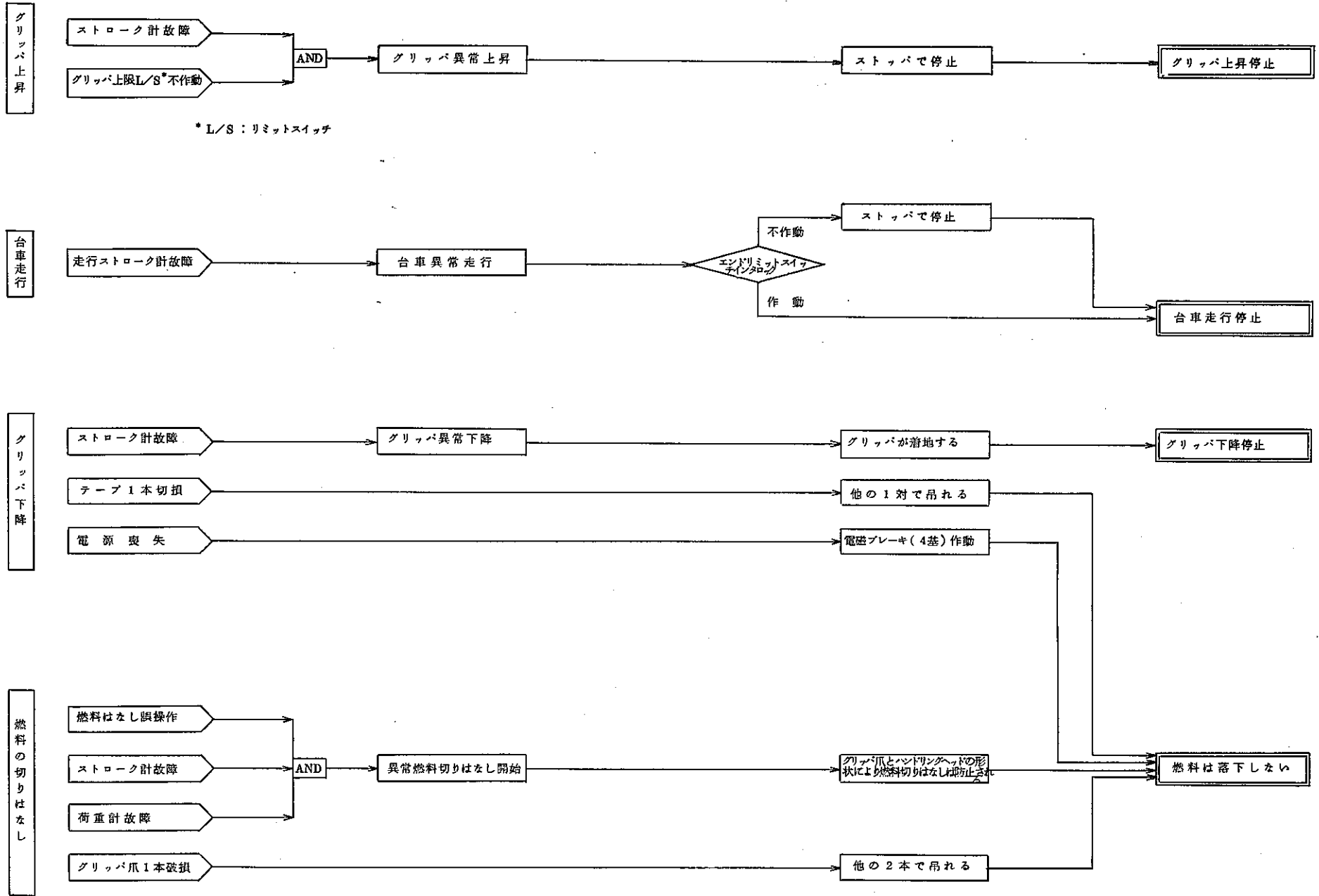
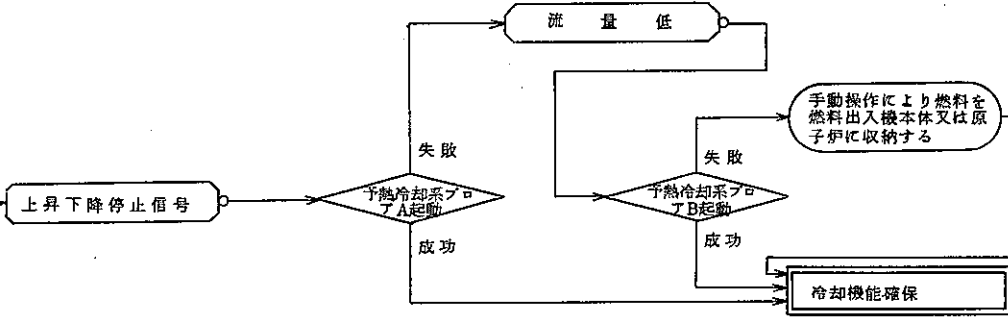
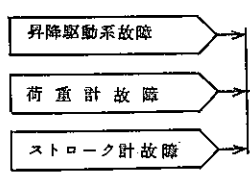
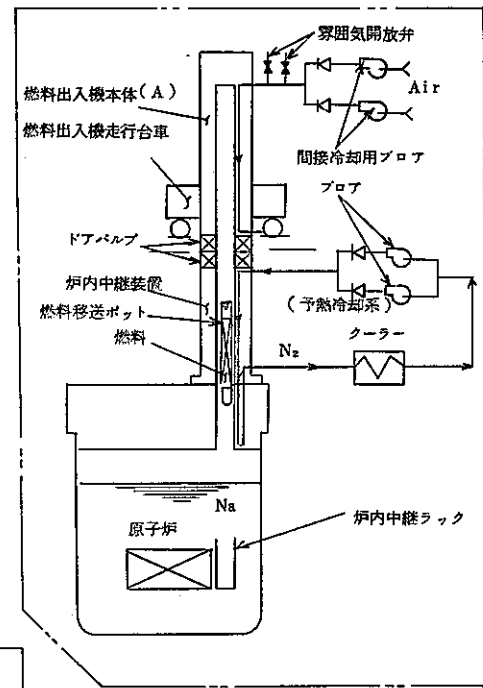


図-2* 燃料出入設備の異常時の事象推移図(1/4)

ク
リ
ン
パ
昇
降



(予熱冷却系は燃料が燃料出入機本体に引き上げられる途中で停止した場合に、燃料過熱防止の為に起動する系統である。)



燃
料
取
納
移
送

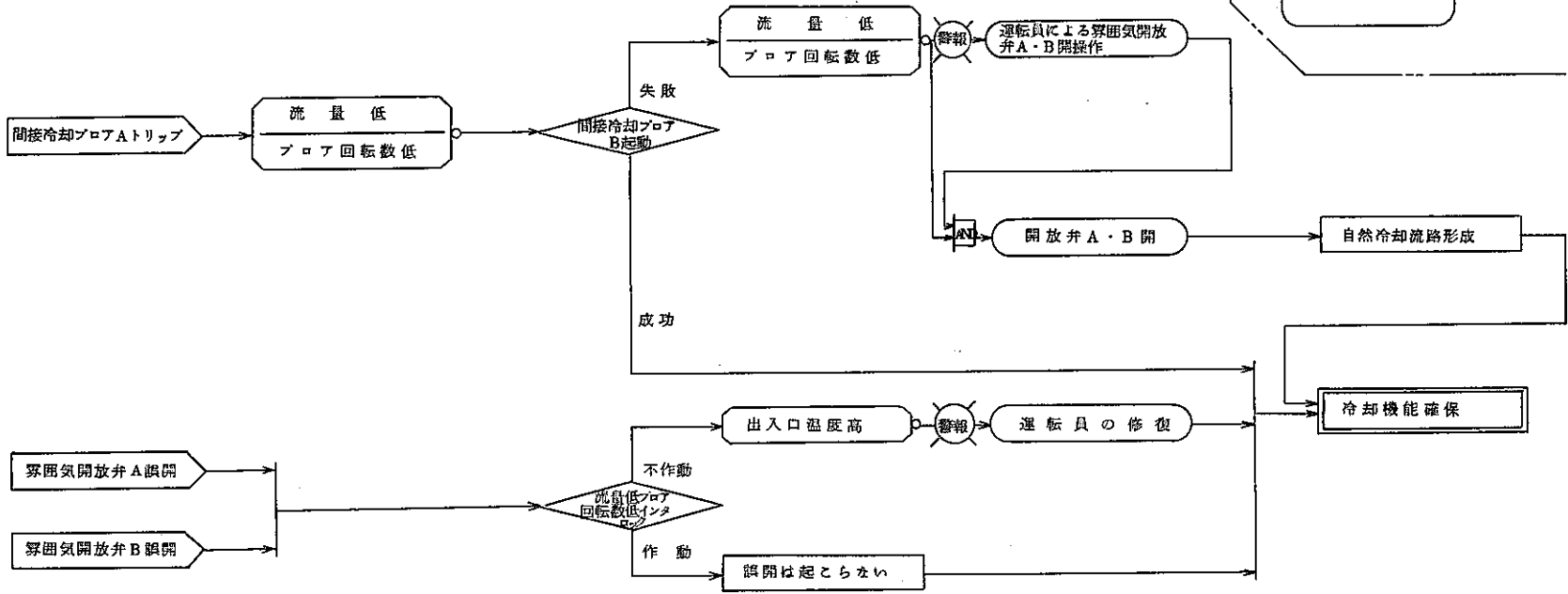


図-3* 燃料出入設備の異常時の事象推移図(3/4)

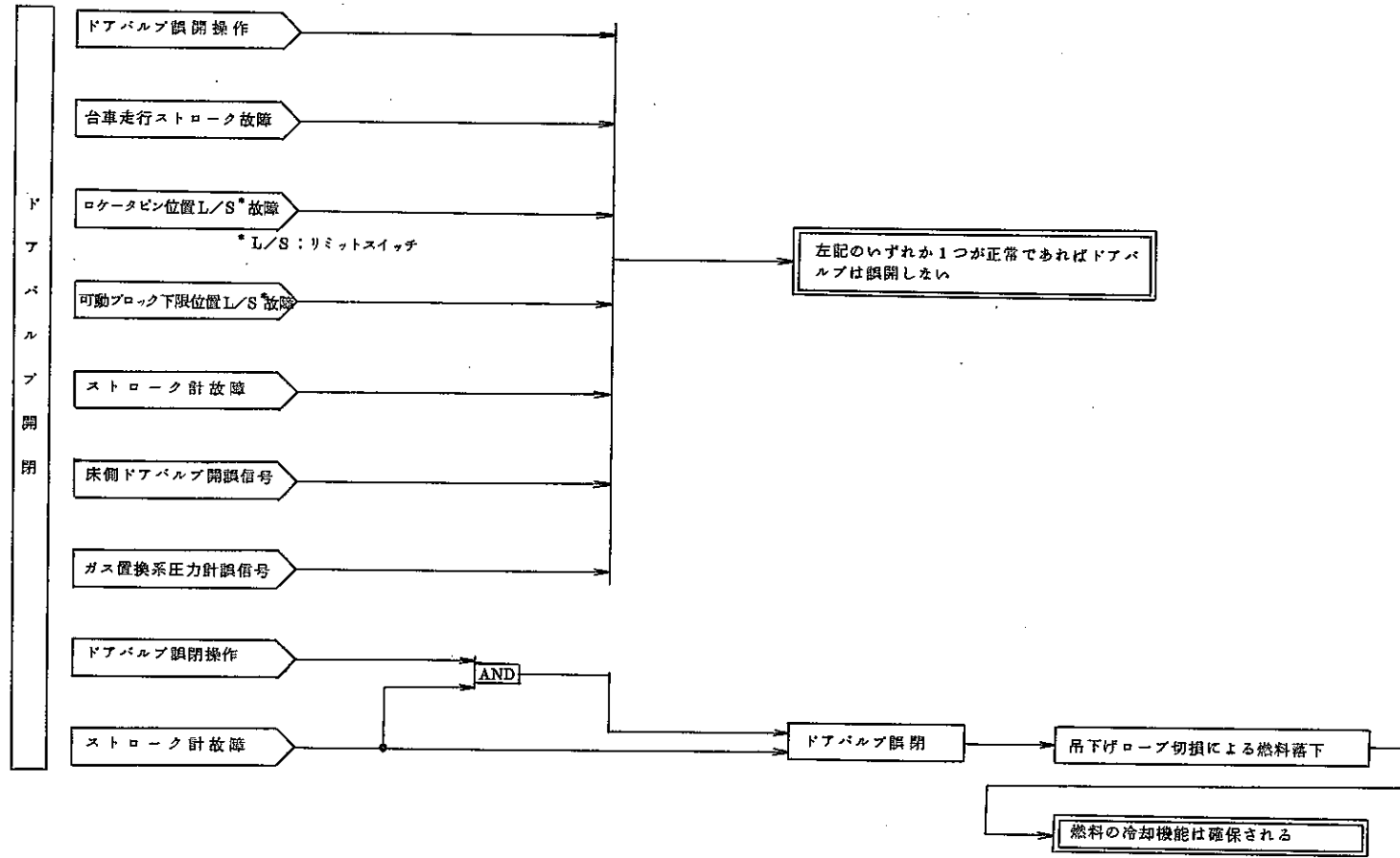
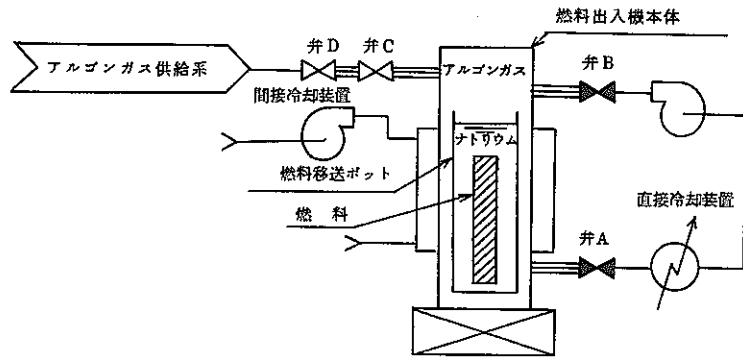
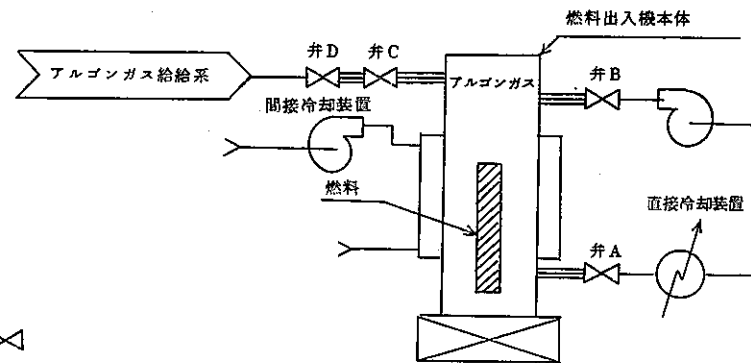


図-4* 燃料出入設備の異常時の事象推移図(34)



高崩壊熱燃料移送中
(間接冷却装置により除熱)



低崩壊熱燃料移送中
(直接冷却装置により除熱)

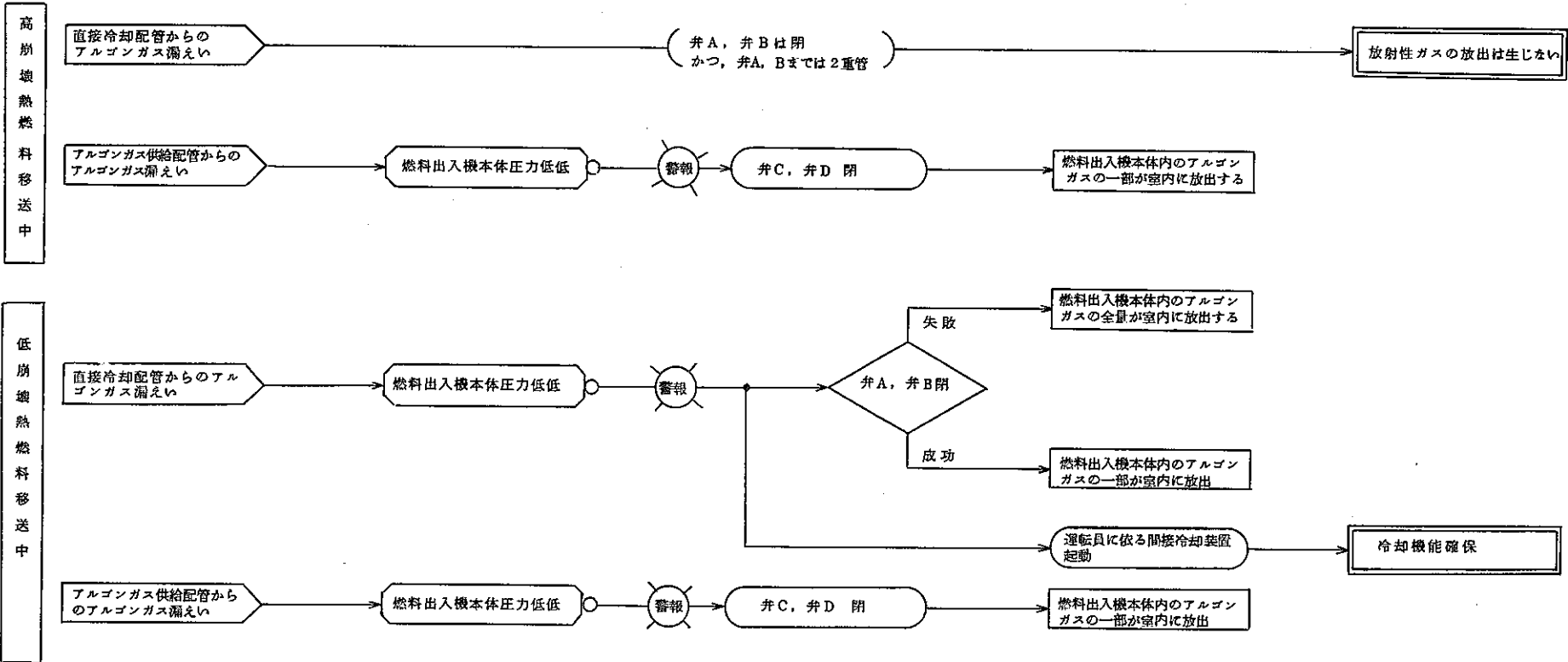


図-5* 燃料出入設備の異常時の事象推移図(1/4)

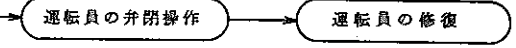
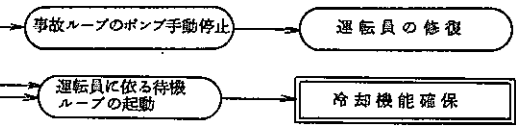
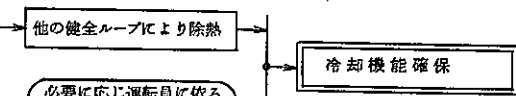
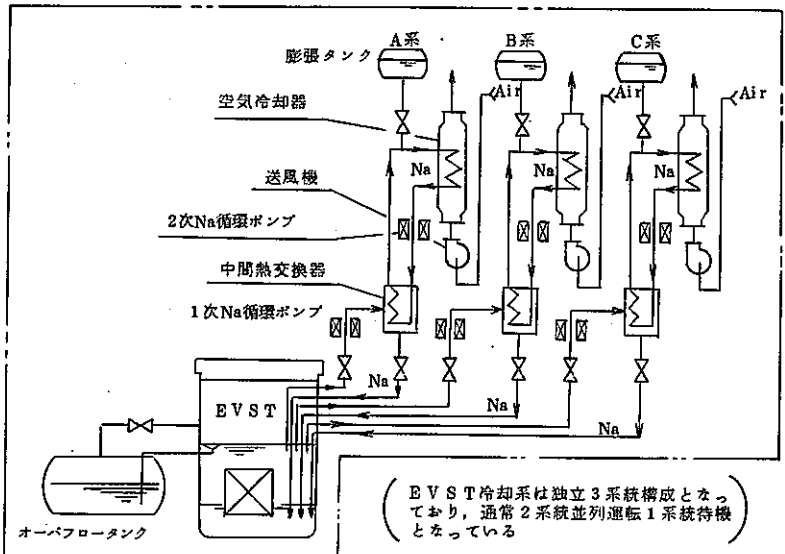
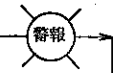
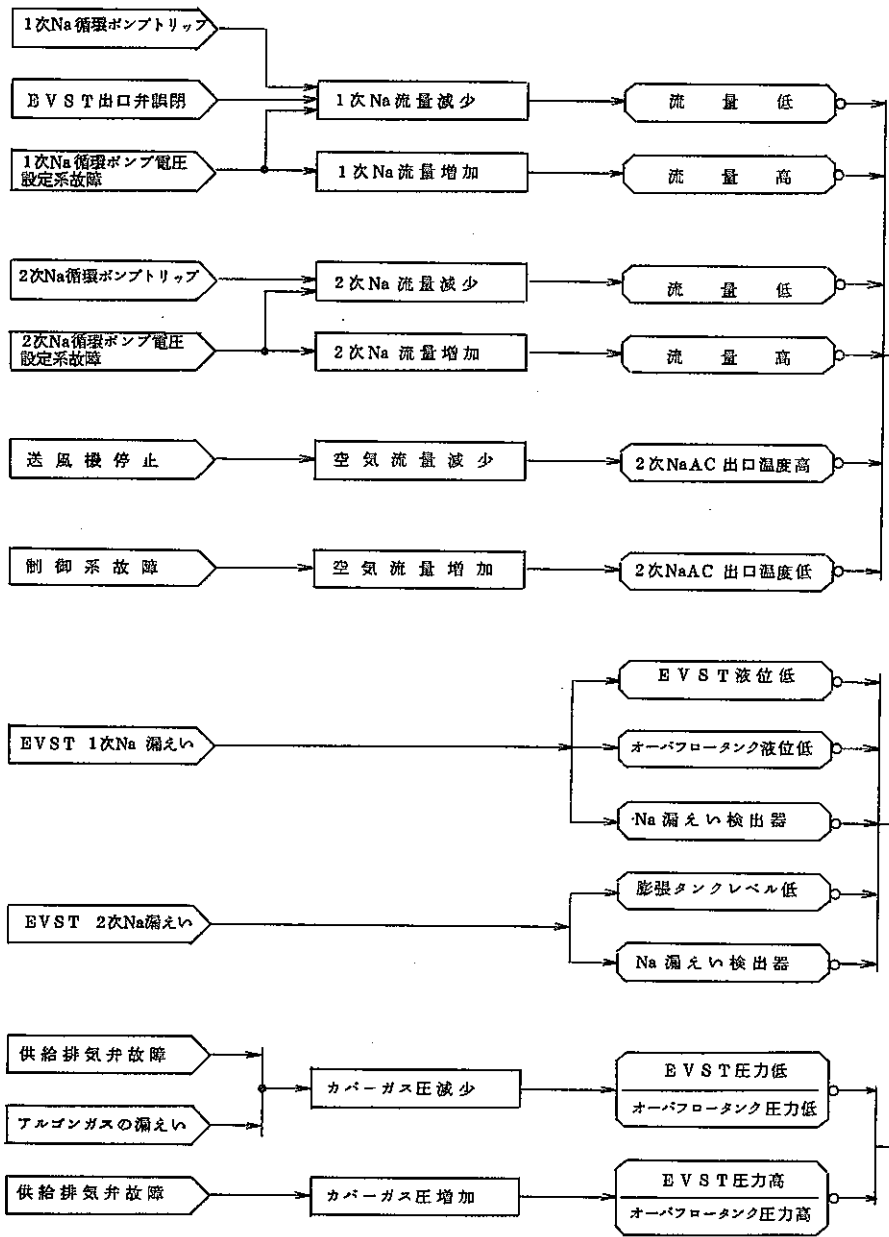


図-6* 炉外燃料貯蔵槽冷却設備の異常時の事象推移図

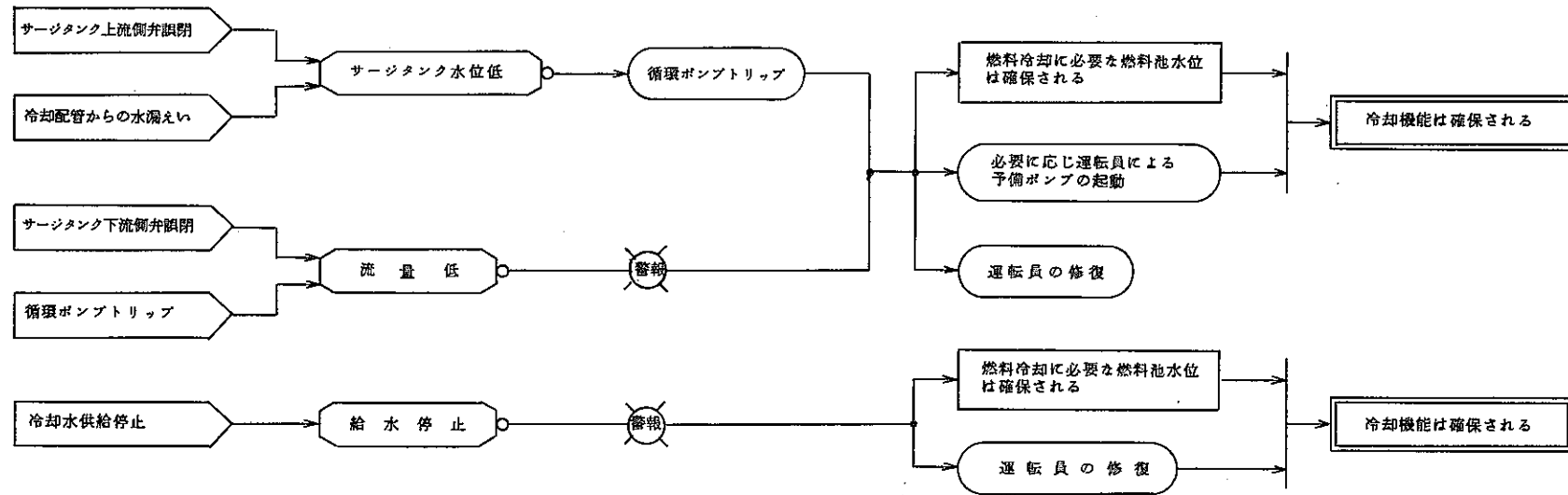
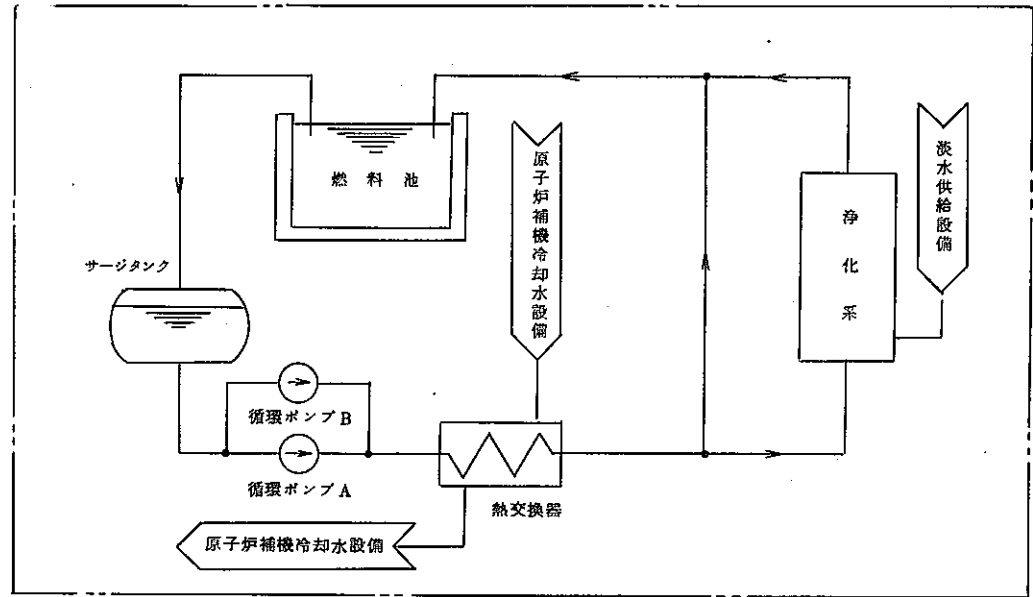


図-7* 燃料池水冷却浄化装置の異常時の事象推移図

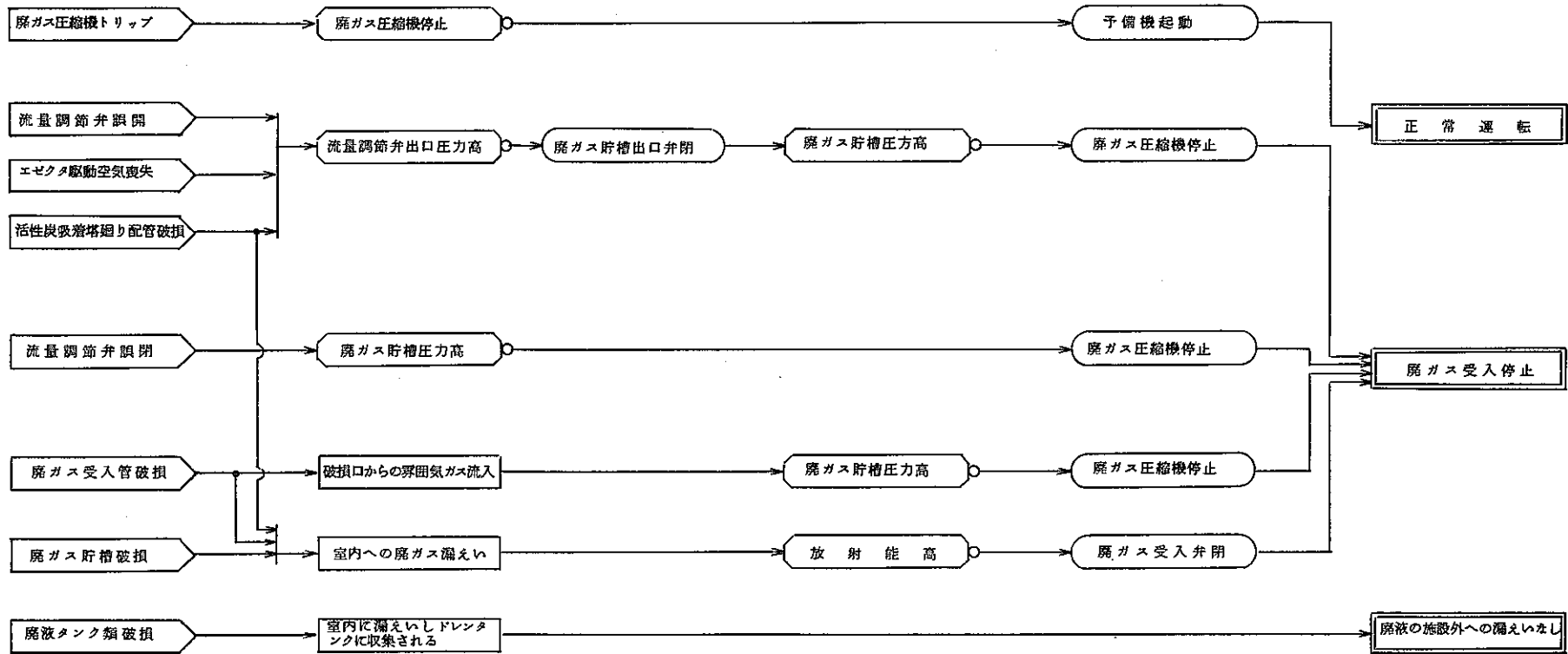
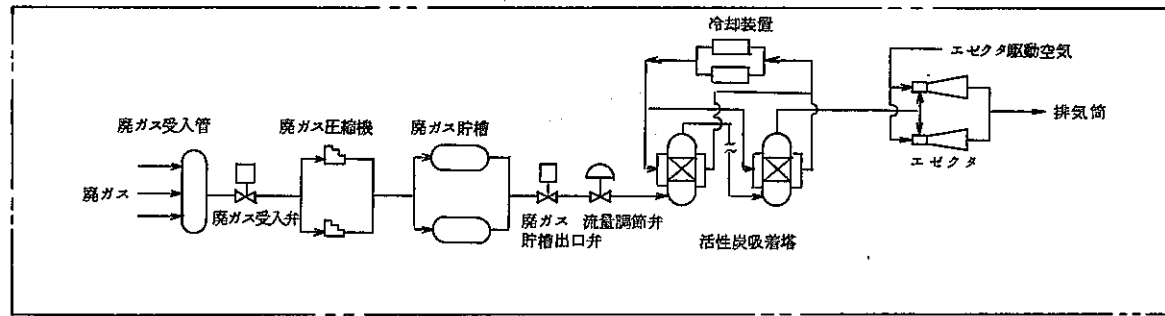


図-8* 放射性廃棄物処理設備の異常時の事象推移図

資料4 放射性物質漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

本資料は、事故時の放射性物質の移行経路を図によって示し、事故時の放射性物質の環境への放出がどのようにして抑制されているかを説明するものである。

取上げた事故及び説明図は次のとおりである。

番号	事故名	説明図
1	1次冷却材漏えい事故	図-1**
2	オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故	図-2**
3	ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故	図-3**
4	コールドトラップからのナトリウム漏えい事故	図-4**
5	メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい事故	図-5**
6	1次アルゴンガス漏えい事故	図-6**
7	燃料取替取扱事故	図-7** 図-8** 図-9**
8	気体廃棄物処理設備破損事故	図-10**

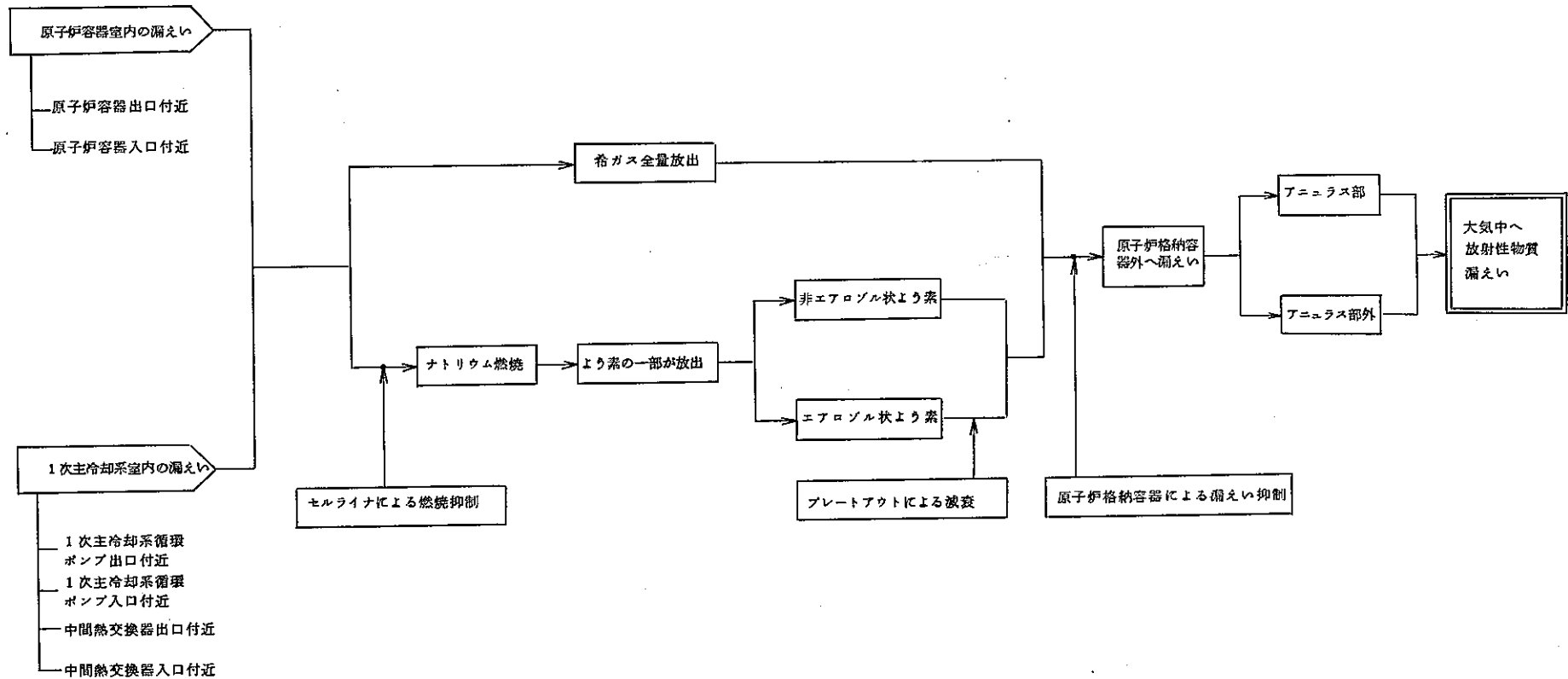


図-1 ** 1次冷却材漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

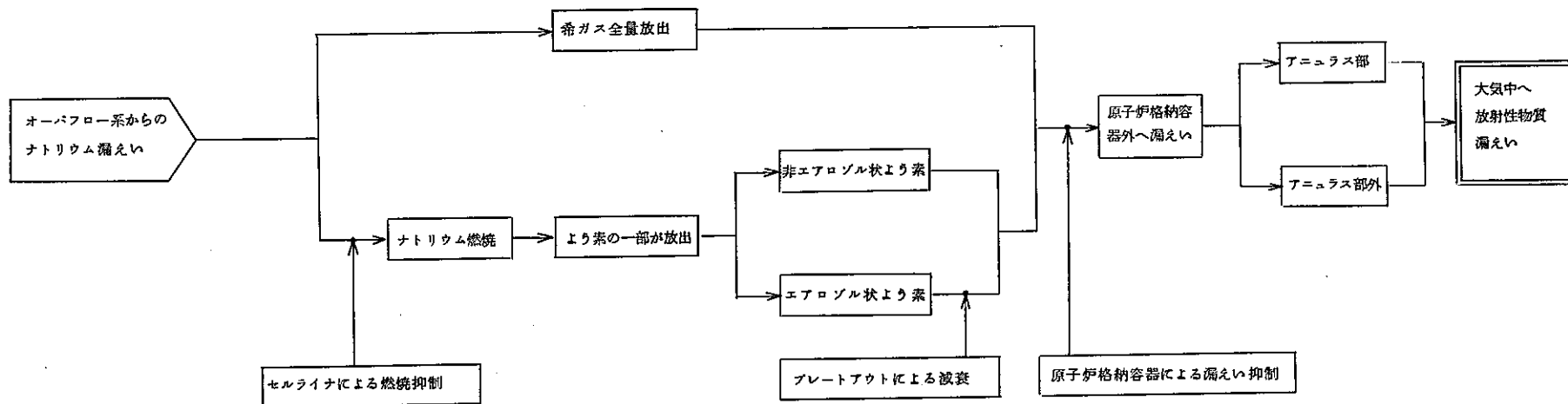


図-2 ** オーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

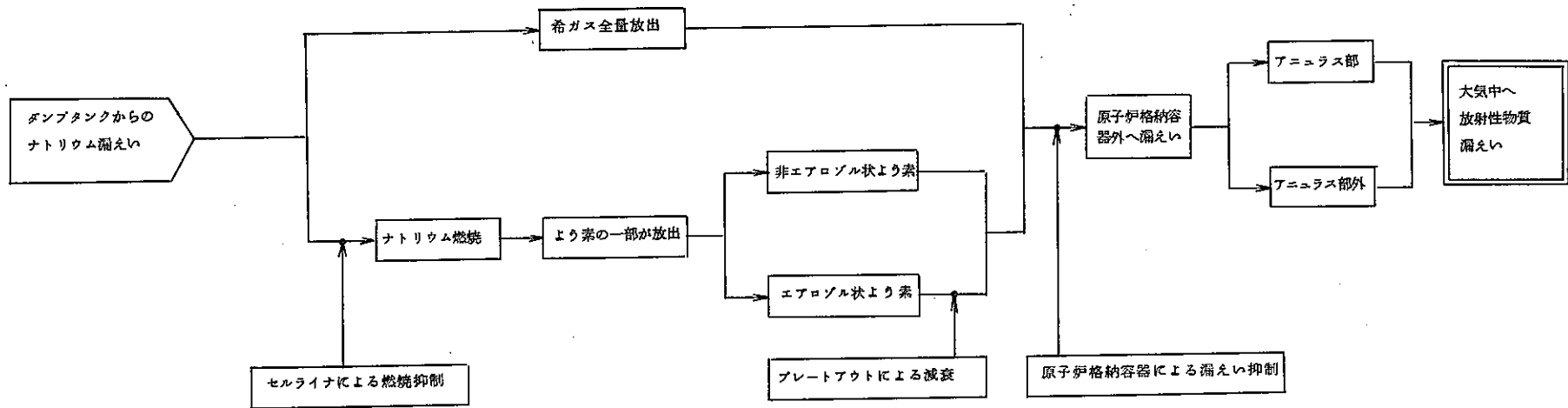


図-3 ** ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

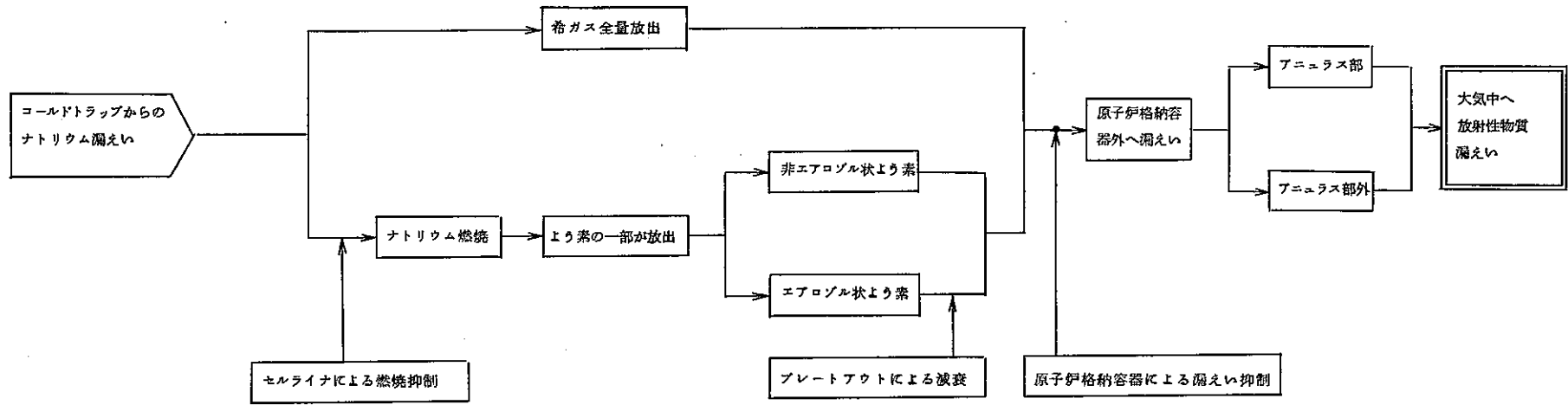


図-4 ** コールドトラップからのナトリウム漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

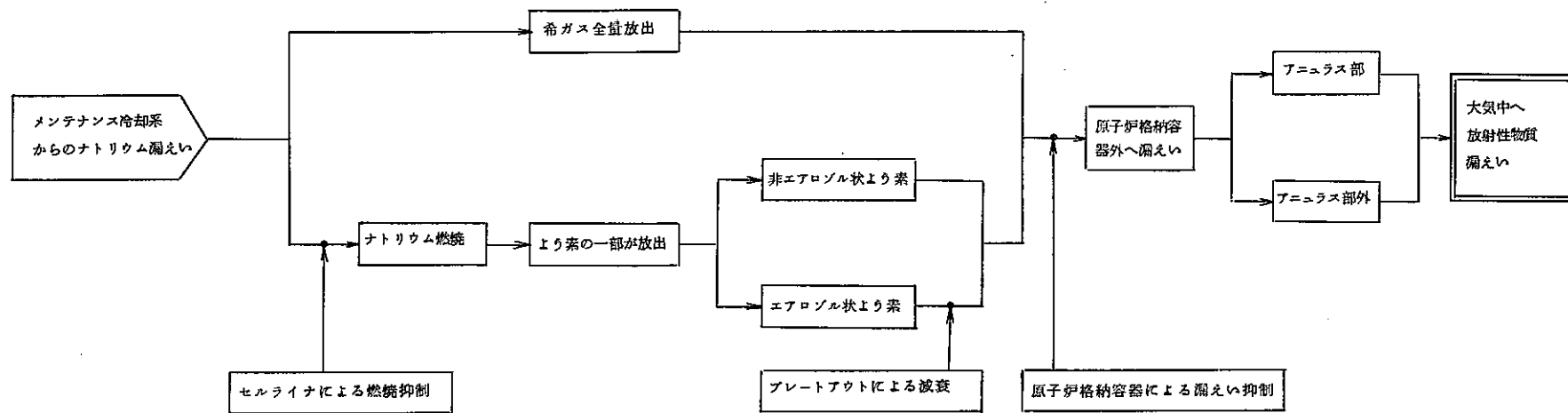


図-5 ** メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

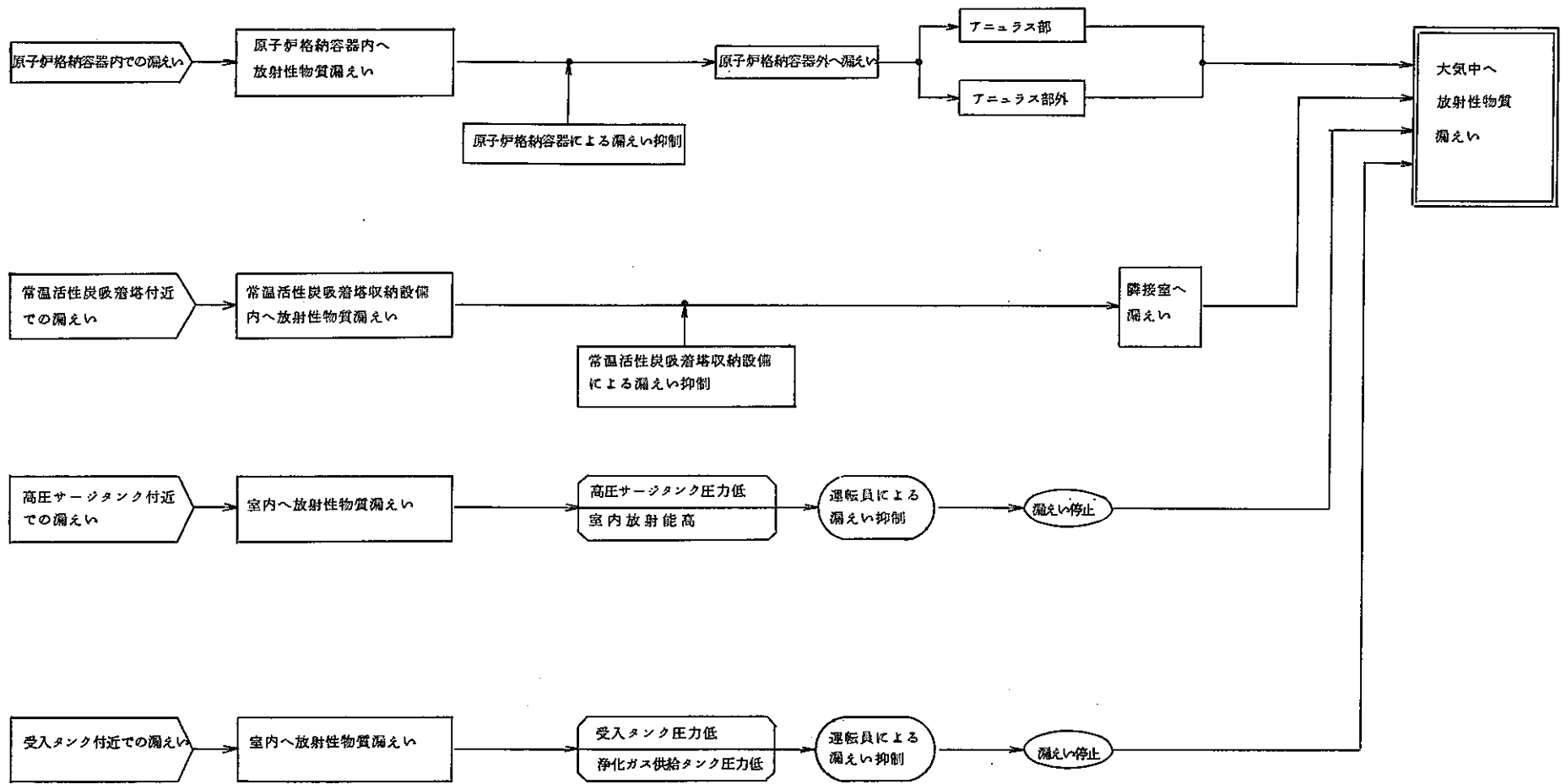


図-6 ** 1次アルゴンガス漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図

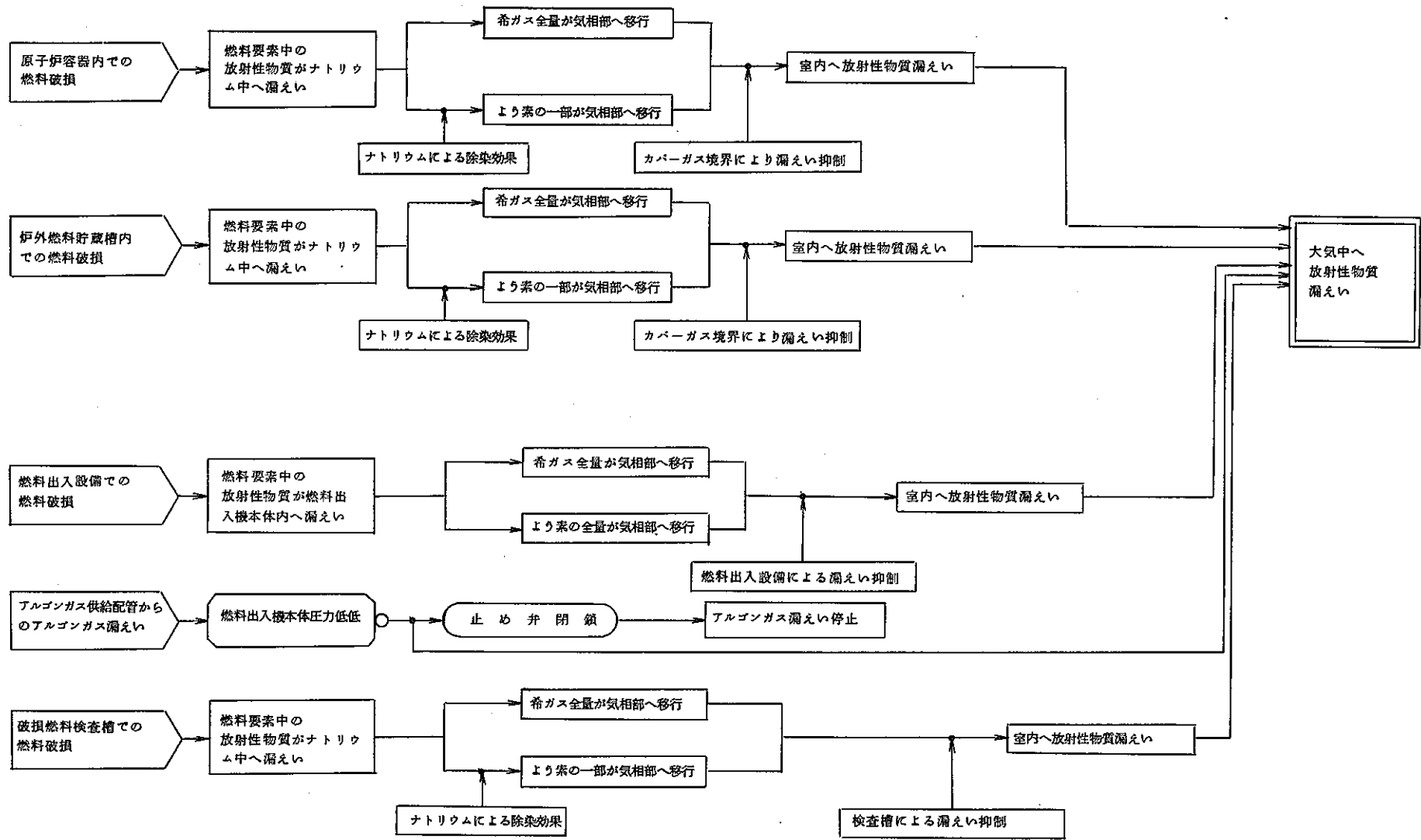


図- 7** 原子炉容器から炉外燃料貯蔵槽への燃料移送までの事故時の放射性物質移行径路説明図

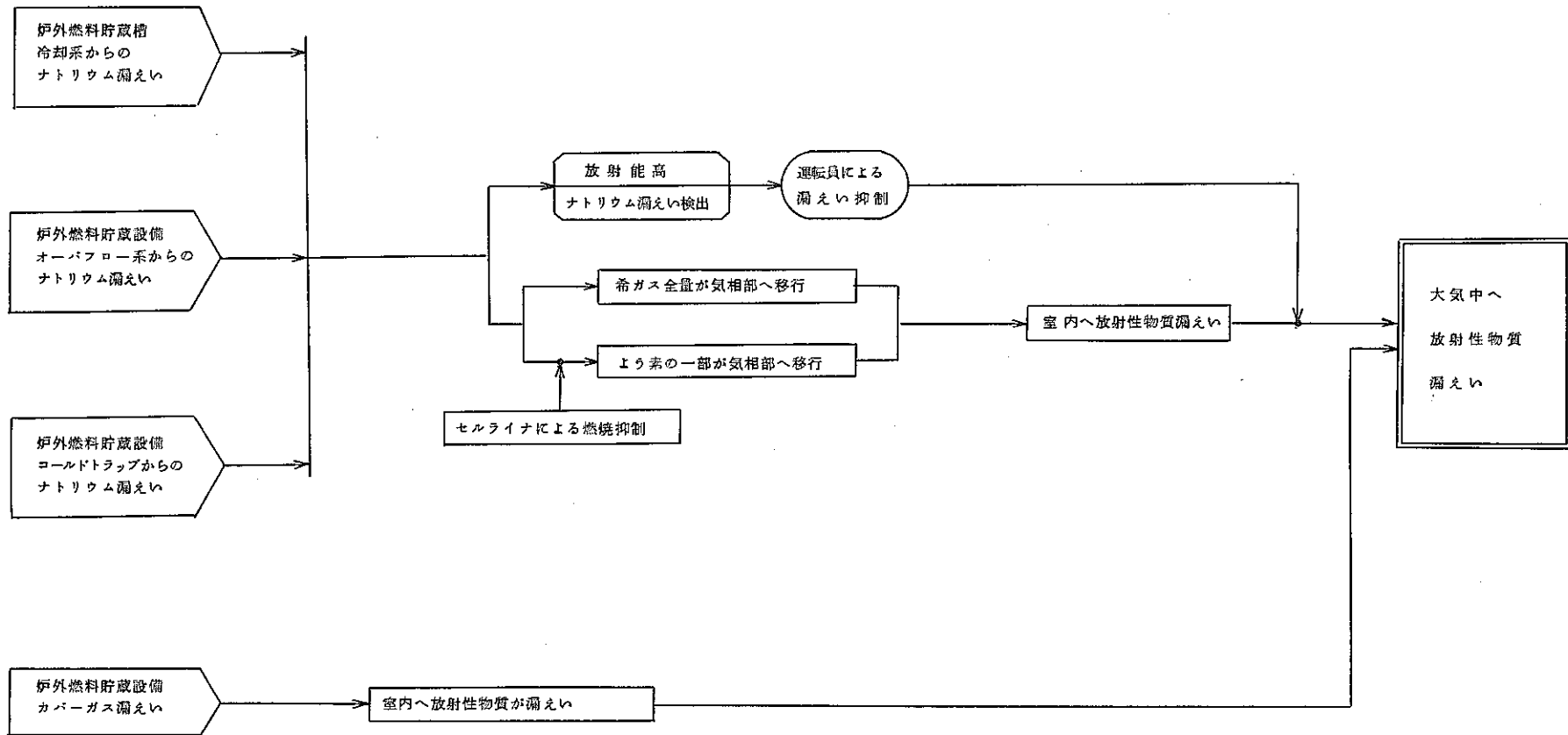


図-8 ** 炉外燃料貯蔵槽まわりの事故時の放射性物質移行経路説明図

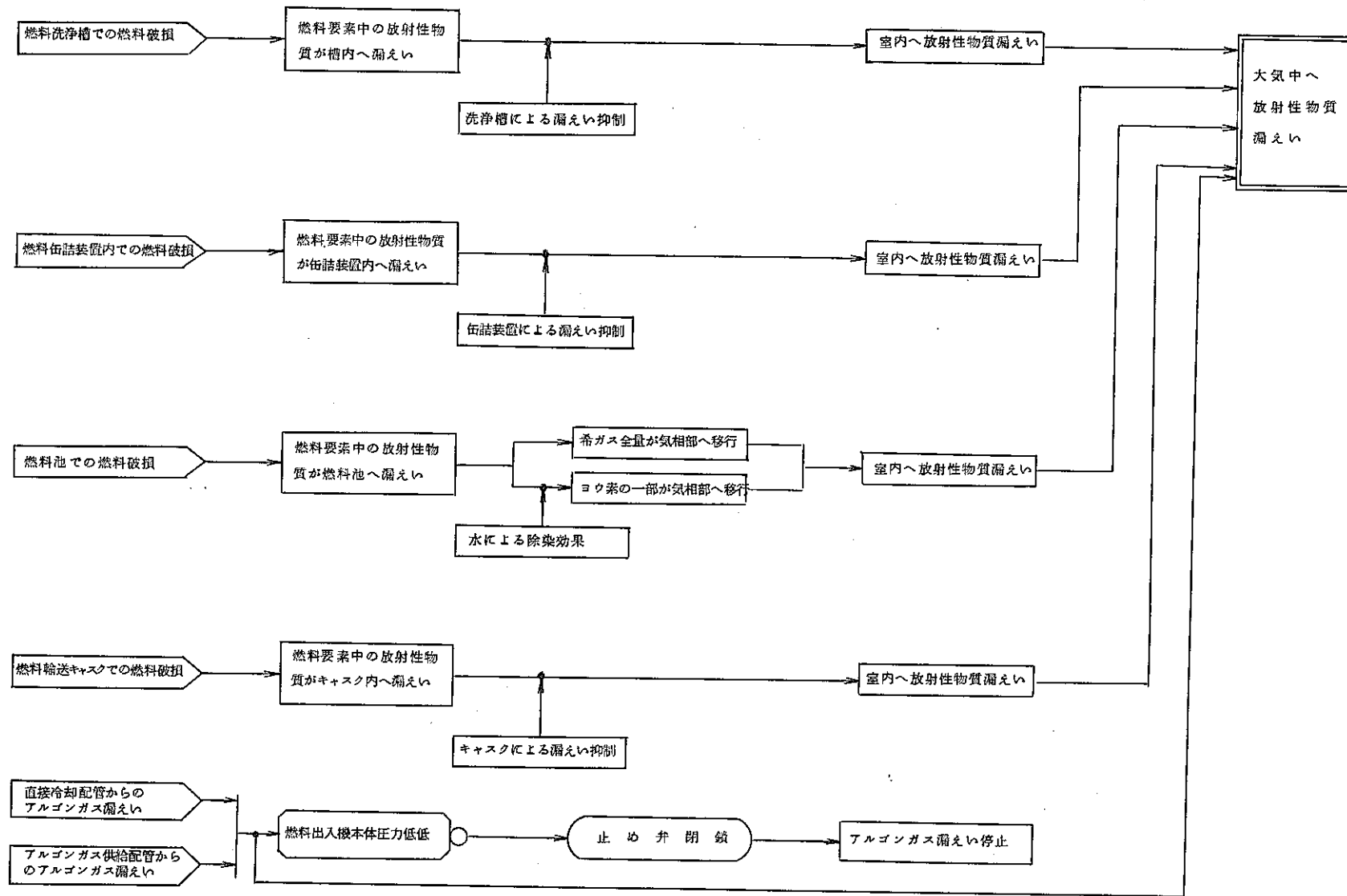


図-9 ** 炉外燃料貯蔵槽から搬出までの事故時の放射性物質移行経路説明図

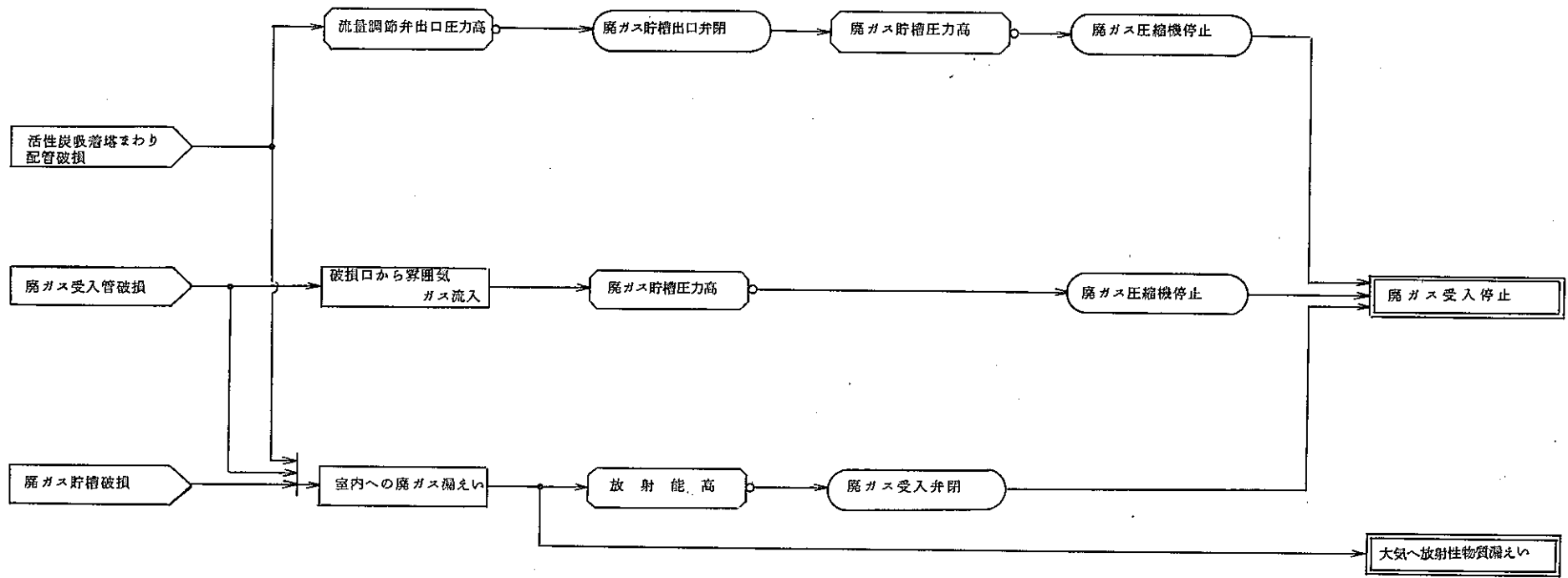
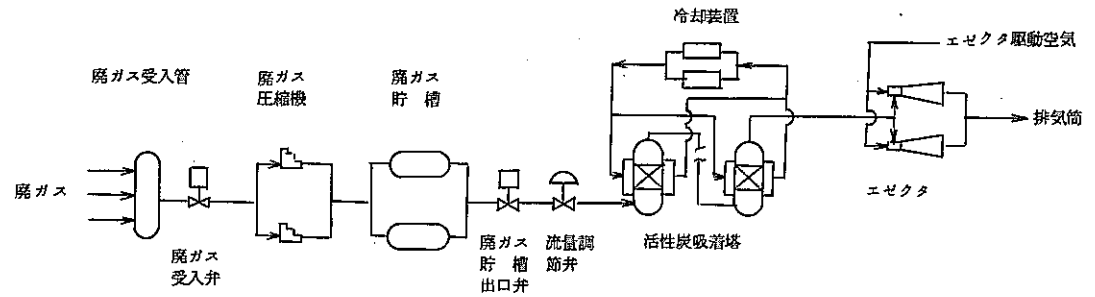


図-10 ** 気体廃棄物処理設備破損事故時の放射性物質移行経路説明図

資料5 摘出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目の対応

(要 旨)

本資料は、事象推移図によって摘出された想定事象と、「添付書類十」の安全評価項目との対応を整理したものである。

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理

→摘出された故障の内、安全性に影響を及ぼす異常現象に至る事象群と、その代表事象の関係を整理した一覧表。

表-2 放射性物質漏えいに係る事象の整理

→各系統個所ごとに内蔵放射能の大きい個所からの放射性物質漏えい事象と、その代表事象を整理したものである。

表-3 摘出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目との対応

→上記の手順で摘出された代表事象と、「添付書類十」の安全評価項目（代表事象に対し、更に「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、単一故障条件等を重ねたもの）との対応を示す。

摘 要

表中の図番号については、下記の資料参照。

図-1～図-14 原子炉熱輸送系の異常時の事象推移図（資料2）

図-1^{**}～図-10^{**} 放射性物質漏えい事故時の放射性物質移行経路説明図（資料4）

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理 (1/8)

(注)

種別 { 異常—運転時の異常な過渡変化
事故—事故

設備名	現象	種別(注)	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(A) 炉心	(1) 反応度挿入	異常	(i) 手動操作による粗調整棒1本の連続引抜き(60又は120mm/mm)	プラント制御系故障による微調整棒連続引抜き	誤引抜きあるいは、プラント制御系の故障により制御棒が引抜きかれ、反応度がランプ状に挿入される事象である。制御棒引抜きによる反応度挿入率の大きい事象を代表事象に選定した。	
			(ii) プラント制御系故障による微調整棒連続引抜き(最大300mm/mm)			
		事故	(i) 粗調整棒駆動制御装置故障による粗調整棒連続引抜き(最大200mm/mm)	微調整棒駆動制御装置故障による微調整棒連続引抜き	制御棒駆動制御装置の故障により、物理的に考えられる最大の速度で制御棒が引抜きかれ、反応度がランプ状に挿入される事象である。制御棒引抜きによる反応度挿入率の大きい事象を代表事象に選定した。	
			(ii) 微調整棒駆動制御装置故障による微調整棒連続引抜き(最大800mm/mm)			
			燃料スランピング	燃料スランピング	炉心体系が、最大の反応度効果となる形状ではないことに対する安全評価上の代表事象として、ステップ状の反応度効果を与える起因を想定した。	
			気泡通過	気泡通過	炉心のボイド係数が局部的に正であることに対する安全評価上の代表事象として選定した。	
	(2) 出力分布の異常	異常	(i) 粗調整棒の落下 (ii) 微調整棒の落下 (iii) 手動操作による同一微調整棒引抜き(微調整棒位置不整合)	粗調整棒の落下	制御棒位置の不揃いにより出力分布の異常(局所的な出力の増大)が生じる事象である。制御棒落下による出力分布の歪み効果(最大線出力の増加割合)の最も大きな粗調整棒の落下を代表事象に選定した。後備炉停止棒が落下した場合は、原子炉出力の低下を制御系により補償することはできない。微調整棒位置不整合による出力分布の歪み効果(最大線出力の増加割合)は、粗調整棒の落下の場合のそれよりも小さい。	
	(3) 炉心内の局所異常	事故	核分裂生成ガスの放出	核分裂生成ガスの放出	何らかの原因で燃料要素が破損し、核分裂生成ガスの放出により、隣接燃料要素の除熱に局所的に異常が生じる事象である。	
			(i) 燃料要素間サブチャンネル閉塞 (ii) スペーサ・ワイヤの破損	燃料要素間サブチャンネル閉塞	燃料要素間サブチャンネルの閉塞部での熱除去に異常が生じる事象である。	

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理(2/8)

(注)

種別 { 異常—運転時の異常な過度変化
事故—事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
③ 1次主冷却系	(1) 1次冷却材流量減少	異常	(i) 1次主冷却系流量プログラム故障による1次主冷却系流量減少 (ii) 1次主冷却系流量制御系故障による1次主冷却系流量減少 (iii) 1次主冷却系循環ポンプトリップ	1次主冷却系循環ポンプトリップ	制御系故障によるポンプ回転数の減少あるいはポンプトリップにより炉心流量が減少し炉心冷却能力が低下する事象である。 炉心流量減少の最も速い1次主冷却系循環ポンプトリップを代表事象に選定した。	図-5→図-1
		事故	1次主冷却系循環ポンプ軸固着	1次主冷却系循環ポンプ軸固着	ポンプ軸固着により炉心流量が急減し、炉心冷却能力が急激に低下する事象である。	図-5→図-1
	(2) 1次冷却材流量増大	異常	(i) 1次主冷却系流量プログラム故障による1次主冷却系流量増大 (ii) 1次主冷却系流量制御系故障による1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障による1次主冷却系流量増大	制御系故障によりポンプ回転数が電源周波数の同期回転数まで上昇する結果、炉心流量が増大して炉心冷却能力が増大し、プラント制御系により原子炉出力が過出力状態になる事象である。	図-6→図-1
	(3) 1次冷却材漏えい	事故	1次冷却材漏えい	1次冷却材漏えい	冷却材保有量および炉心流量が減少し、炉心冷却能力が減少すると同時に放射性物質の一部が原子炉格納容器内に放出される事象である。	図-1

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理 (3 / 8)

(注) 種別 { 異常—運転時の異常な過渡変化
事故—事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
C) 2次主冷却系(1/2)	(1) 2次冷却材流量減少	異常	(I) 2次主冷却系流量プログラム故障による2次主冷却系流量減少 (II) 2次主冷却系流量制御系故障による2次主冷却系流量減少 (III) 蒸気発生器入口又は出口止め弁誤閉 (IV) 2次主冷却系循環ポンプトリップ	2次主冷却系循環ポンプトリップ	制御系故障或はポンプトリップにより2次主冷却系流量が減少し、2次主冷却系除熱能力が低下する事象である。 2次主冷却系流量減少の最も速い2次主冷却系循環ポンプトリップを代表事象に選定した。	図-7→図-1
		事故	2次主冷却系循環ポンプ軸固着	2次主冷却系循環ポンプ軸固着	ポンプ軸固着により2次冷却材流量が急減して2次主冷却系除熱能力が急激に低下する事象である。	図-7→図-1
	(2) 2次冷却材流量増大	異常	(I) 2次主冷却系流量プログラム故障による2次主冷却系流量増大 (II) 2次主冷却系流量制御系故障による2次主冷却系流量増大	2次主冷却系流量制御系故障による2次主冷却系流量増大	制御系故障によりポンプ回転数が電源周波数の同期回転数まで上昇した結果、2次主冷却系除熱能力が増大し、プラント制御系により原子炉出力が過出力状態になる事象である。	図-8→図-1
		事故	(I) 2次冷却材漏えい(2次主冷却系からのナトリウム漏えい) (II) 2次冷却材漏えい(補助冷却設備からのナトリウム漏えい)	2次冷却材漏えい (2次主冷却系からのナトリウム漏えい)	冷却材保有量及び冷却材流量が減少し、2次主冷却系除熱能力が低下する事象である。 冷却材流量の減少が大きく除熱能力の低下が大きい2次主冷却系からのナトリウム漏えいを代表事象に選定した。	図-1 図-9
	(3) 2次冷却材漏えい	異常	(I) 2次冷却材漏えい(2次主冷却系からのナトリウム漏えい) (II) 2次冷却材漏えい(補助冷却設備からのナトリウム漏えい)	2次冷却材漏えい (2次主冷却系からのナトリウム漏えい)	冷却材保有量及び冷却材流量が減少し、2次主冷却系除熱能力が低下する事象である。 冷却材流量の減少が大きく除熱能力の低下が大きい2次主冷却系からのナトリウム漏えいを代表事象に選定した。	図-1 図-9
		事故	(I) 2次冷却材漏えい(2次主冷却系からのナトリウム漏えい) (II) 2次冷却材漏えい(補助冷却設備からのナトリウム漏えい)	2次冷却材漏えい (2次主冷却系からのナトリウム漏えい)	冷却材保有量及び冷却材流量が減少し、2次主冷却系除熱能力が低下する事象である。 冷却材流量の減少が大きく除熱能力の低下が大きい2次主冷却系からのナトリウム漏えいを代表事象に選定した。	図-1 図-9

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理(1/2)

(注) 種別 { 異常—運転時の異常な過渡変化
事故—事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(C) 2次主冷却系 (2/2)	(4) 蒸気発生器 伝熱管 水漏えい	異常	蒸気発生器伝熱管水漏えい (小漏えい)	蒸気発生器伝熱管水漏えい (小漏えい)	何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管において水の小漏えいが発生し、微小規模のナトリウム・水反応現象が生ずる事象で、伝熱管損耗作用により、漏えい規模が拡大する可能性がある。	図-1
		事故	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損	何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管が破損し、ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇が生じる事象で、発生した圧力により、2次主冷却系機器・配管等の設備が損傷を受ける可能性がある。	図-1
	(5) 補助冷却設備 誤起動	異常	(i) 補助冷却設備誤起動 (ii) 補助冷却設備空気冷却器 出口止め弁誤開	2次主冷却系循環ポンプトリップ	補助冷却設備空気冷却器のナトリウム流量が増大することにより、2次主冷却系除熱能力に影響を与えるが、その度合いは小さい。 出力運転中に、空気冷却器のナトリウム流量が増大すると「空気冷却器待機時ナトリウム流量高」インタロックにより、2次主冷却系循環ポンプトリップに至り、以降の事象の推移過程は「2次主冷却系循環ポンプトリップ」と同一となることから、代表事象は「2次主冷却系循環ポンプトリップ」とした。	図-1
	(6) 2次主冷却系 液位異常	異常	2次主冷却系液位異常	2次主冷却系循環ポンプトリップ	何らかの原因で2次主冷却系の液位が異常に変動すれば2次主冷却系除熱能力に異常を引起す可能性がある。 液位が異常に変動した場合、インタロックにより2次主冷却系循環ポンプトリップに至ることから代表事象は「2次主冷却系循環ポンプトリップ」とした。	図-9→図-1

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理(%)

(注) 種別 { 異常 — 運転時の異常な過渡変化
事故 — 事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(D) 水・蒸気系 (2/4)	(3) 給水喪失 (タイプA)	事故	主給水管破断 (流量計より主給水ポンプ側破断)	主給水管破断 (流量計～蒸発器破断)	何らかの原因で流量計より主給水ポンプ側主給水管が破断し、蒸気発生器への給水が急減し、蒸気発生器の除熱能力が急激に喪失する事象である。 この場合には、「給水流量低」インタロックによる2次主冷却系循環ポンプトリップに至ることから、このインタロックが動作しない流量計より蒸発器側の主給水管破断に包含することができる。	図-1
	(4) 給水喪失 (タイプB)	事故	主給水管破断 (流量計～蒸発器破断)	主給水管破断 (流量計～蒸発器破断)	何らかの原因で流量計より蒸発器側の主給水管が破断し、蒸気発生器への給水が急減し、蒸気発生器での除熱能力が急激に喪失する事象である。	図-1
	(5) 給水温度低下	異常	(I) 給水加熱喪失 (抽気管各種弁誤閉) (II) 給水加熱器ドレン水位制御系故障	給水加熱喪失 (抽気管各種弁誤閉)	抽気管各種弁の誤閉あるいは給水加熱器ドレン水位制御系の故障により、給水加熱喪失となり、給水温度が低下し、蒸気発生器での除熱能力が増大し、プラント制御系により原子炉出力が過出力状態になる事象である。 いずれも給水温度の低下は同程度であることから、代表事象に抽気管各種弁誤閉を選定した。	図-13→図-1
	(6) 給水流量増大	異常	(I) 給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大 (II) 給水流量制御系故障による給水調節弁開 (III) 過熱器入口各種弁誤閉 (IV) 蒸発器出口各種弁誤閉	給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大	制御系の故障あるいは弁の誤閉により給水流量が増大する結果、蒸気発生器での除熱能力が増大し、プラント制御系により原子炉が過出力状態になる事象である。 除熱能力の増大の最も大きな事象は、3ループの給水流量増大であることから、代表事象には給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大を選定した。 なお、給水流量制御系故障による給水調節弁開では、当該1ループの給水流量が増大するだけである。	図-11→図-1

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理 (5/8)

(注)

種別 { 異常—運転時の異常な過渡変化
事故—事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
D) 水・蒸気系 (1/4)	(1)給水流量喪失 (タイプA)	異常	(i) 主給水ポンプトリップ (ii) 給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数減少 (iii) 給水流量制御系故障による給水調節弁閉 (iv) 給水調節弁まわり各種弁誤動作 (v) 給水ポンプまわり各種弁誤動作	主給水ポンプトリップ	制御系故障あるいはポンプトリップにより蒸気発生器への給水流量が漸減し、蒸気発生器での除熱能力が低下する事象である。 代表事象としては、除熱能力の低下が最も大きな3ループの給水流量喪失の中から、給水流量の減少が最も速い主給水ポンプトリップを選定した。 炉心温度評価に、給水流量喪失が顕著な影響を及ぼすことはない。	図-10→図-1
		事故	主給水ポンプ軸固着	主給水ポンプ軸固着	ポンプの軸固着により蒸気発生器への給水流量が急減し、蒸気発生器での除熱能力が急激に低下する事象である。	図-10→図-1
	(2)給水流量喪失 (タイプB)	異常	(i) 蒸発器入口ドレン弁誤開 (ii) 蒸発器入口ドレンバイパス弁誤開	主給水ポンプトリップ	何らかの原因で1ループの蒸発器入口ドレン弁あるいはドレンバイパス弁が誤開し、当該ループの蒸気発生器への給水流量が減少し、蒸気発生器の除熱能力が低下する事象である。 蒸気発生器での除熱能力の低下の観点からは、本事象は3ループ給水流量喪失となる主給水ポンプトリップに包含することができる。また、給水流量喪失の炉心温度評価に及ぼす影響は小さい。 以上より、代表事象に「主給水ポンプトリップ」を選定した。	図-10→図-1

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理(7/8)

(注)

種別 { 異常—運転時の異常な過度変化
事故—事故

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
① 水・蒸気系 (3/4)	(7) 蒸気流量増大	異常	(I) 蒸気加減弁誤開 (II) 主蒸気圧力制御系故障	給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大	蒸気加減弁誤開或いは主蒸気圧力制御系の故障により、蒸気流量が増大した結果、蒸発器での除熱能力が増大し、プラント制御系により原子炉出力が過出力状態になる事象である。 除熱能力の増大の点から、左記の事象は、給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大に包含することができる。	図-12→図-1
	(8) タービン入口蒸気流量減少 (タービン入口閉塞)	異常	(I) 蒸気加減弁誤閉 (II) 主蒸気圧力制御系故障	負荷喪失	蒸気加減弁誤閉或いは主蒸気圧力制御系故障によりタービン入口蒸気流量が減少する事象で負荷喪失により蒸気加減弁が絞り込まれる事象と同じである。	図-12→図-1
			主蒸気止め弁誤閉	タービントリップ	主蒸気止め弁誤閉により、タービン入口流量が減少する事象で、タービントリップと同じである。	図-12→図-1
	(9) タービン入口蒸気流量減少 (タービン入口蒸気放出)	異常	(I) 主蒸気逃し弁誤開 (II) タービンバイパス弁誤開	給水加熱喪失 (抽気管各種弁誤閉)	主蒸気逃し弁誤開或いはタービンバイパス弁誤開によりタービン入口流量が減少する結果、タービン抽気圧力が低下し、給水温度の低下に至る事から「給水加熱喪失」に含めている。	図-12→図-1
	(10) 過熱器入口蒸気流量減少	異常	(I) 過熱器入口各種弁誤閉 (II) 過熱器出口止め弁誤閉 (III) 蒸発器出口各種弁誤閉	給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大	過熱器の出入口の各種の弁が誤閉した場合には、蒸発器出口の安全弁等が開く。そのため、結果的に左記の事象はいずれも蒸発器への給水流量の増大に至り、蒸発器での除熱能力が増大するので左記事象は、「給水流量増大」に含めて考えることができる。	図-12→図-1
	(11) 蒸気喪失 (蒸発器～ 過熱器破断)	事故	過熱器入口管破断	過熱器入口管破断	何らかの原因で過熱器入口管が破断し、過熱器への蒸気流量が喪失するが、給水流量が増大して、蒸発器での除熱能力が異常に増大する事象である。	図-1

表-1 原子炉及び原子炉熱輸送系に係る事象の整理(8/8)

(注) 種別 { 異常—運転時の異常な過渡変化
事故—事故 }

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(D) 水・蒸気系 (4/4)	(12) 蒸気喪失 (過熱器～ タービン破断)	事故	主蒸気管破断	主蒸気管破断	何らかの原因により主蒸気管が破断し、一時的に給水・蒸気流量が異常に増大するが、給水ポンプ駆動用タービン(BPPT)蒸気の喪失に伴ない主給水ポンプ回転数の低下(給水流量減少)に至り、蒸気発生器での除熱能力が減少する事象である。	図-1
	(13) タービントリップ	異常	タービントリップ	タービントリップ	主蒸気止め弁が閉となりタービン負荷の喪失となる事象である。	図-14
(E) その他	(1) 負荷喪失	異常	負荷喪失	負荷喪失	送電系統の異常により発電機負荷が喪失する事象である。	図-13
	(2) 外部電源喪失	異常	外部電源喪失	外部電源喪失	送電線2回線の故障と発電機故障(又は発電機トリップ)の重なりによって所内停電が生じ、1次系、2次系のポンプがトリップし炉心の除熱能力が低下する事象である。	図-13→図-1

表-2 放射性物質漏えいに係る事象の整理(1/2)

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(A)1次主冷却系	ナトリウム漏えい	事故	(I) 原子炉容器室内のナトリウム漏えい { 原子炉容器出口付近 原子炉容器入口付近 } (II) 1次主冷却系室内のナトリウム漏えい { 1次主冷却系循環ポンプ出口付近 1次主冷却系循環ポンプ入口付近 中間熱交換器出口付近 中間熱交換器入口付近 }	1次主冷却系室内のナトリウム漏えい (1次主冷却系循環ポンプ出口付近)	1次主冷却系室内に於て、1次主冷却系循環ポンプ出口付近での漏えいを想定した場合、燃焼ナトリウム量が最大となり、従って雰囲気へ移行するより素量が最大となることから、これを代表事象として選定している。	図-1**
(B)1次ナトリウム補助設備	ナトリウム漏えい	事故	オーバフロー系からのナトリウム漏えい	オーバフロー系からのナトリウム漏えい	オーバフロー系での最大のナトリウム漏えい量を想定している。	図-2**
			ダンプタンクからのナトリウム漏えい	ダンプタンクからのナトリウム漏えい	ダンプタンクからの最大のナトリウム漏えい量を想定している。	図-3**
			コールドトラップからのナトリウム漏えい	コールドトラップからのナトリウム漏えい	コールドトラップまわりからの最大のナトリウム漏えい量を想定している。	図-4**
(C)メンテナンス冷却系	ナトリウム漏えい	事故	メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい	メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい	メンテナンス冷却系(1次系)からの最大のナトリウム漏えい量を想定している。	図-5**
(D)1次アルゴンガス系設備	アルゴンガス漏えい	事故	(I) 原子炉格納容器内でのアルゴンガス漏えい (II) 常温活性炭吸着塔付近でのアルゴンガス漏えい (III) 高圧サージタンク付近でのアルゴンガス漏えい (IV) 受入タンク付近でのアルゴンガス漏えい	1次アルゴンガス漏えい (常温活性炭吸着塔付近でのアルゴンガス漏えい)	1次アルゴンガス系の原子炉格納容器外の部分に関して、常温活性炭吸着塔は最大の放射性物質量を貯留しているため、これを代表事象として選定している。 なお、原子炉格納容器内での漏えいに於ては、原子炉格納容器が隔離されるため、大気中への放出量はごくわずかである。	図-6**
(E)気体廃棄物処理設備	放射性ガスの漏えい	事故	(I) 気体廃棄物処理設備活性炭吸着塔まわりの配管破損 (II) 気体廃棄物処理設備廃ガス受入管の破損 (III) 気体廃棄物処理設備廃ガス貯槽の破損	気体廃棄物処理設備廃ガス貯槽の破損	廃ガス貯槽の破損が最大の放出量を与えるので、これを代表事象として選定している。	図-10**

表-2 放射性物質漏えいに係る事象の整理(2/2)

設備名	現象	種別	想定される事象	代表事象	代表事象選定の理由	事象推移図
(F) 燃料取扱 及び 貯蔵設備	燃料取扱中の 燃料破損	事故	(I) 原子炉容器内での燃料破損 (II) 燃料出入設備内での燃料破損 (III) 炉外燃料貯蔵槽内での燃料破損 (IV) 破損燃料検査槽内での燃料破損 (V) 燃料洗浄槽での燃料破損 (VI) 燃料缶詰装置内での燃料破損 (VII) 燃料池での燃料破損 (VIII) 燃料輸送キャスクでの燃料破損	燃料出入設備内での燃料破損	(IV) 破損燃料検査槽内での燃料破損から(VIII) 燃料輸送キャスクでの燃料破損までの事象は、炉停止後日数を経ているため燃料棒中の放射性物質貯留量が少ない。 (I) 原子炉容器内での燃料破損から(III) 炉外燃料貯蔵槽内での燃料破損はともに炉停止後短時間であり燃料要素中の放射性物質貯留量が多い。特に燃料出入設備内での燃料破損は、ナトリウムによるよう素除染係数が最小であるため、これを代表事象として選定している。	図-7 ^{**} 図-9 ^{**}
	放射性ガス漏えい	事故	(I) 燃料出入設備直接冷却配管からのアルゴンガス漏えい (II) 燃料出入設備アルゴンガス供給配管からのアルゴンガス漏えい (III) 炉外燃料貯蔵設備カバーガス漏えい	炉外燃料貯蔵設備カバーガス漏えい	炉外燃料貯蔵設備カバーガス中に貯留されている放射性物質量が最大であるため、これを代表事象として選定している。	図-7 ^{**} 図-8 ^{**} 図-9 ^{**}
	放射性ナトリウム漏えい	事故	(I) 炉外燃料貯蔵槽冷却系からのナトリウム漏えい (II) 炉外燃料貯蔵設備オーバーフロー系からのナトリウム漏えい (III) 炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えい	炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えい	炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えいに於てコールドトラップに貯留されているよう素の放出を仮定した場合に、最大の大気中放出量となるため、これを代表事象として選定している。	図-8 ^{**}

表-3 抽出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目との対応(1/3)

番号	抽出した代表事象	「添付書類十」における安全評価項目	備考
1	プラント制御系故障による微調整棒連続引抜き	2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	
		2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	
2	微調整棒駆動制御装置故障による微調整棒連続引抜き	3.2 未臨界状態からの制御棒急速引抜事故	
		3.2 出力運転中の制御棒急速引抜事故	
3	燃料スランピング	3.3 燃料スランピング事故	
4	気泡通過	3.4 気泡通過事故	
5	粗調整棒の落下	2.4 制御棒落下	
6	核分裂生成ガスの放出	3.5 冷却材流路閉塞事故	
7	燃料要素間サブチャンネル閉塞		
8	1次主冷却系循環ポンプトリップ	2.5 1次冷却材流量減少	
9	1次主冷却系循環ポンプ軸固着	3.6 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	
10	1次主冷却系流量制御系故障による 1次主冷却系流量増大	2.6 1次冷却材流量増大	
11	1次冷却材漏えい	3.9 1次冷却材漏えい事故	
12	2次主冷却系循環ポンプトリップ	2.8 2次冷却材流量減少	
13	2次主冷却系循環ポンプ軸固着	3.7 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故	

表-3 抽出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目との対応(2/3)

番号	抽出した代表事象	「添付書類十」における安全評価項目	備 考
14	2次主冷却系流量制御系故障による 2次主冷却系流量増大	2.9 2次冷却材流量増大	
15	2次冷却材漏えい (2次主冷却系からのナトリウム漏えい)	3.10 2次冷却材漏えい事故	
16	蒸気発生器伝熱管水漏えい(小漏えい)	2.13 蒸気発生器伝熱管小漏えい	
17	蒸気発生器伝熱管破損	3.16 蒸気発生器伝熱管破損事故	
18	主給水ポンプトリップ	2.10 給水流量喪失	
19	主給水ポンプ軸固着	3.8 主給水ポンプ軸固着事故	
20	主給水管破断	3.12 主給水管破断事故	
21	給水加熱喪失(抽気管各種弁誤閉)	2.11 給水流量増大	「給水加熱喪失」については「給水流量増大」と同様に2次主冷却系コールドレグ温度の低下に至り、炉心温度評価の観点からは同程度の結果となるので「給水流量増大」で代表される。
22	給水流量制御系故障による主給水ポンプ回転数増大	2.11 給水流量増大	
23	過熱器入口管破断	3.11 主蒸気管破断事故 3.12 主給水管破断事故	「過熱器入口管破断」については「主蒸気管破断」と「主給水管破断」の中間の現象であり、いずれも炉心温度評価上大差なく、「主蒸気管破断」及び「主給水管破断」で代表される。
24	主蒸気管破断	3.11 主蒸気管破断事故	
25	タービントリップ	2.8 2次冷却材流量減少	「タービントリップ」については「タービントリップ」より原子炉トリップに至り、その時点では「手動トリップ」と同じである。炉心流量と原子炉出力の変化の観点から「2次冷却材流量減少」で代表される。
26	負 荷 喪 失	2.12 負 荷 の 喪 失	
27	外 部 電 源 喪 失	2.7 外 部 電 源 喪 失	

表-3 抽出した代表事象と「添付書類十」の安全評価項目との対応(3/3)

番号	抽出した代表事象	「添付書類十」における安全評価項目	備考
28	1次主冷却系室内のナトリウム漏えい(1次主冷却系循環ポンプ出口付近)	3.9 1次冷却材漏えい事故	
29	オーバーフロー系からのナトリウム漏えい	3.15.2 オーバーフロー系からのナトリウム漏えい事故	
30	ダンプタンクからのナトリウム漏えい	3.15.1 ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故	
31	コールドトラップからのナトリウム漏えい	3.15.3 コールドトラップからのナトリウム漏えい事故	
32	メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい	3.9 1次冷却材漏えい事故	「メンテナンス冷却系からのナトリウム漏えい」についてはナトリウム漏えい量、放射性物質の環境放出量の面から「1次冷却材漏えい」で代表される。
33	1次アルゴンガス漏えい(常温活性炭吸着塔付近でのアルゴンガス漏えい)	3.17 1次アルゴンガス漏えい事故	
34	気体廃棄物処理設備廃ガス貯槽の破損	3.14 気体廃棄物処理設備破損事故	
35	燃料出入設備内での燃料破損	3.13 燃料取替取扱事故	
36	炉外燃料貯蔵設備カバーガス漏えい	3.13 燃料取替取扱事故	「炉外燃料貯蔵設備カバーガス漏えい」及び「炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えい」についてはいずれも、放射性物質の環境放出量の面から、「燃料出入設備内での燃料破損」で代表される。
37	炉外燃料貯蔵設備コールドトラップからのナトリウム漏えい		