

JAERI-Tech

2001-077



JP0150899



高温ガス炉システムの安全機能に関する検討 (受託研究)

2001年12月

西原 哲夫・武藤 康・内田 正治*・吉岡 直樹*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

高温ガス炉システムの安全機能に関する検討
(受託研究)

日本原子力研究所大洗研究所核熱利用研究部
西原 哲夫・武藤 康・内田 正治*・吉岡 直樹*

(2001年10月12日受理)

高温ガス炉の特徴は、炉心出口で950°C以上の非常に高温のヘリウムガスを供給できることである。また、被覆燃料粒子や炉心構成要素に黒鉛材料を使用して耐熱性を高くするとともに、炉心出力密度を低く抑えて冷却材喪失事故時の炉心損傷の発生確率を非常に小さくし、冷却材喪失事故に起因する核分裂生成物放出事象に対して大きな安全余裕を有している。

現在、高温ガス炉システムに関する研究が世界各国で行われており、実用プラントの建設設計画もある。本システムは安全余裕が大きいことから、需要地近接立地も可能である。そこで、高温ガス炉システムの1つであるガスタービン発電システムを対象として、高温ガス炉システムの安全機能に関する概念検討を行った。

高温ガス炉システムの安全設計の妥当性を確認するための安全目標として、許容被ばく線量は軽水炉に適用されている既存の値を用いるが、設計基準事象及び設計基準事象より発生頻度は低いが大量の核分裂生成物を放出する恐れのある事象（設計基準外事象）として発生頻度の低い事象まで考慮することとした。安全評価事象に関しては、国内外の高温ガス炉システムの安全評価を参考に、代表的な起因事象及び原子炉を安全に停止させるための保護動作を適切に設定してイベントシーケンスを開示し、起因事象及び保護動作に確率論的考え方を導入して設計基準事象及び設計基準外事象を抽出した。そして、高温ガス炉本体が有する大きな安全余裕を考慮することにより、軽水炉で要求されているいくつかの安全設備を合理化しても、安全目標を満足できることを明らかにした。最後に、これらの検討成果を基に安全機能の重要度、各設備の機器種別の設定を行った。

なお、本報告書は原研が文部科学省（旧、科学技術庁）の委託を受け、平成8年度から平成12年度にかけて実施した「高温発電システムのフィージビリティスタディ」の中から、需要地近接立地を念頭においた安全目標、並びに、経済性向上のための安全設備の合理化に関する検討結果を纏めたものである。

本研究は文部科学省の受託研究「核熱利用システムの技術開発」の成果である。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

* 新型炉技術開発株式会社

Study on the Safety System in the High Temperature Gas Cooled Reactor
(Contract Research)

Tetsuo NISHIHARA, Yasushi MUTO, Shouji UCHIDA* and Naoki YOSHIOKA*

Department of Advanced Nuclear Heat Technology
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received October 12, 2001)

A unique feature of the High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) is to supply a hot helium gas whose temperature at the outlet of the core is over 950°C. The HTGR has high heat resistance by using graphite materials for coated fuel particles and core structures and has low probability of core damage at the loss of coolant due to the low power density. These features derive high safety margin against radiation exposure at the loss of coolant.

HTGR system has been investigated in the world and a commercial plant will be constructed soon. HTGR can be built in the vicinity of consumption area caused by the high safety margin. JAERI has studied the safety system in the HTGR with gas turbine system.

With respect to the safety criteria to confirm the propriety of the safety design, the same value for the LWR is selected as the limit of radiation exposure. Probability of the design basis event (DBE) and beyond design basis event (BDBE) is set lower than those for the LWR to get higher safety margin. Initial events and mitigation system are selected based on the safety evaluation of the HTTR and MHTGR to consider the event sequence. The concept of the probability analysis is applied to identify DBEs and BDBEs. It is found that some safety items can be rationalized in consideration of the safety features of the HTGR. Finally, the safety class and design category of the items in the HGTR gas turbine system are specified.

JAERI has conducted the feasibility study of the HTGR gas turbine system from 1996 to 2000 sponsored by MEXT. This report concludes the safety criteria and rationalization of the safety items in this study.

Key words : HTGR, Safety System, Safety Criteria, Mitigation System, Prevention System, Event Sequence, Gas Turbine System, Safety Class, Design Category

Present study is entrusted from Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT).

* Advanced Reactor Technology Co., Ltd.

目次

1. はじめに	1
2. 安全目標	2
2.1 被ばく線量の許容値	2
2.2 設計基準事象の発生頻度	2
2.3 コンファインメント格納施設の適用可能性	3
3. 安全評価事象の検討	5
3.1 安全設計の基本方針	5
3.2 事象分類	6
3.3 イベントシーケンス	7
4. 安全設備の合理化	12
4.1 基本方針	12
4.2 緩和機能の合理化	12
4.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度	14
5. 安全機能の重要度及び機器種別	15
5.1 安全機能の重要度設定の考え方	15
5.2 機器種別設定の考え方	15
5.3 HTGR-GT の安全機能の重要度及び機器種別	15
6. まとめ	17
謝辞	18
参考文献	18

Contents

1. Introduction	1
2. Safety Criteria	2
2.1 Acceptable Limit of the Radiation Exposure	2
2.2 Probability of the Design Basis Events	2
2.3 Applicability of the Reactor Confinement System	3
3. Consideration of the Design Basis Event	5
3.1 Safety Design Concept	5
3.2 Event Category	6
3.3 Event Sequence	7
4. Rationalization of the Safety System	12
4.1 General	12
4.2 Rationalization of the Mitigation System	12
4.3 Safety Class of the Reactor Coolant Pressure Boundary	14
5. Safety Class and Design Category	15
5.1 Criteria for the Safety Class	15
5.2 Criteria for the Design Category	15
5.3 Classification of HTGR-GT	15
6. Conclusions	17
Acknowledgement	18
References	18

1. はじめに

現在、地球温暖化が大きな社会問題となっており、世界各国で化石燃料に変わる代替エネルギーの開発に力を注いでいる。中でも、新エネルギーと呼ばれる太陽光、風力、地熱、バイオマス等に注目が集まっており、これらを用いた発電システムが導入され始めている。しかし、これらの新エネルギーはエネルギー密度が小さいことから、現在稼動中の化石燃料を利用した発電所の代替施設になるためには非常に多くの施設が必要となる。一方、既存のエネルギーとしては、水力及び原子力が地球温暖化の解決に大きく寄与することが期待されている。しかし、大規模な発電用ダムは環境破壊などの問題から新規建設が困難な状況である。そこで原子力エネルギーの必要性が高まつてくる。

日本における原子力エネルギーの利用形態は、軽水型原子炉に蒸気タービンを接続した発電システムがほとんどである。一方、高温ガス炉(High Temperature Gas-cooled Reactor: HTGR)は、蒸気タービンシステムのみならずガスタービンシステムによる発電も検討されており、外国ではガスタービン発電システムの建設が計画されている⁽¹⁾。また、高温の核熱を化学反応の熱源として利用することも可能であり、天然ガスの水蒸気改質による水素製造システムや石炭ガス化システムに関する研究が進められている⁽²⁾。

HTGRは、被覆燃料粒子や炉心構成要素に黒鉛材料を使用していることから優れた耐熱性を有しており、また、炉心出力密度を低く抑えることによって冷却材喪失事故時の炉心損傷の発生確率を非常に低く抑えている。その結果、核分裂生成物(FP)放出事故に対して非常に大きな安全余裕を有する。この結果、HTGRの核熱を利用する高温ガス炉システム(HTGRシステム)は需要地近接立地が可能なシステムと考えられる。そこで、HTGRシステムの一つである高温ガス炉ガスタービン発電システム(High Temperature Gas-cooled Reactor with Gas Turbine system: HTGR-GT)を対象として、需要地近接立地のために必要な安全設備に関する検討を行った。検討対象としたHTGR-GTの系統構成をFig.1.1に示す。

最初に、HTGRシステムの安全設計の妥当性を確認するための安全目標として、事象カテゴリ毎の許容被ばく線量、並びに、設計基準事象及び設計基準事象より発生頻度は低いが大量のFPを放出する恐れのある事象(以下、設計基準外事象という)として考慮する事象の発生頻度を設定した。次に、国内外の高温ガス炉の安全評価結果を参考にして起因事象及び保護動作を適切に想定し、HTGR-GTにおけるイベントシーケンスを開拓した。そして、起因事象及び保護動作に確率論的考え方を導入して各シーケンスを設計基準事象と設計基準外事象に分類し、安全目標を満足できるか確認した。この結果を基に、経済性向上の観点から、イベントシーケンスで考慮した安全設備の合理化検討を行った。最後に、HTGR-GTの安全機能の重要度、各設備の機器種別の設定を行った。

なお、本報告書は原研が文部科学省(旧、科学技術庁)の委託を受け、平成8年度から平成12年度にかけて実施した「高温発電システムのフィージビリティスタディ」の中から、需要地近接立地を念頭においた安全目標、並びに、経済性向上のための安全設備の合理化に関する検討結果を纏めたものである。

2. 安全目標

HTGR システムは、HTGR が有する高い安全性を生かして需要地近接立地を目指している。そのため、一般公衆の放射線被ばくのリスクを既設の原子炉施設、すなわち、軽水炉より低くすることが求められる。一方、HTGR システムの実用化のためには経済性の向上も重要な開発項目であり、原子炉の高性能化、プラントの簡素化が求められる。

そこで、HTGR システムの安全設計の妥当性、すなわち、事象カテゴリ毎に定めた被ばく線量の許容値を満足できることを確認するために安全目標を設定する。本報告書では、事象カテゴリ毎の被ばく線量の許容値、並びに、事象カテゴリとして考慮する設計基準事象及び設計基準外事象の発生頻度を設定した。さらに、経済性向上に大きく貢献するコンファインメント格納施設の適用可能性についても検討した。

2.1 被ばく線量の許容値

日本の軽水炉の安全評価に適用されている被ばく線量の制限値をまとめたものを Table 2.1 に示す^{(3) ~ (6)}。これらの許容値は、原子炉施設から放出される放射性物質により一般公衆が被ばくした場合でも、人体に与える影響はほとんどないということを前提に定められている。

ところで、米国では 1980 年代末にモジュラー型高温ガス炉 (MHTGR) の建設の向けた設計検討が行われた。これに対応して、NRC では MHTGR の安全評価指針の案を作成した⁽⁷⁾。この案においては、被ばく評価においては米国の軽水炉の制限値をそのまま適用することとしているが、立地評価における核分裂生成物 (FP) 放出量については HTGR の特性である燃料及び炉心の耐熱性、事故時の受動的崩壊熱除去等の安全機能を考慮して、破損粒子からの FP 放出の時間遅れとその間の減衰を考慮したメカニスティックソースタームを用いることとした。

これらのことから、わが国の HTGR システムに適用する被ばく線量の許容値も、国内の軽水炉に対して既に規定されている値を準用することが妥当であると考える。そして、立地評価における FP 放出量は高温ガス炉の高い安全性を考慮してメカニスティックソースタームを用いて設定する。

2.2 設計基準事象の発生頻度

HTGR システムを需要地近接立地するためには、設計基準事象(Design Basis Event: DBE)のみならず、DBE より発生頻度は低いが大量の FP を放出する恐れのある事象（設計基準外事象 (Beyond Design Basis Event: BDBE)）に対しても被ばくのリスクを十分低く抑え、より一層の安全性を確保することが不可欠である。DBE や BDBE に対して前節で規定した被ばく線量の許容値を満足できるか否かは安全評価を行って判定されるが、安全評価において DBE 及び BDBE としてどの程度の発生頻度までの事象を想定するか、事前に定めておく必要がある。そこで、軽水炉や米国 MHTGR において採用された DBE 及び BDBE の発生頻度について調査し、HTGR システムに適用する発生頻度を設定する。

IAEA・INSAG(国際原子力安全諮問委員会)では、軽水炉に対して、大量の FP 放出事象の発生頻度を $10^{-6}/\text{炉年}$ 以下とする安全目標を示している⁽⁸⁾。各国における現在の軽水炉の安全設計

に関する要求事項の多くは決定論的な安全基準として表現されており、このような確率論的基準を明示している国は少ない。しかし、決定論的な基準であっても、概ね、この程度の安全性の水準に対応したものとなっていると理解されている。

MHTGR の安全設計では、発生頻度が 2×10^{-2} /炉年までの事象を運転中の異常な過渡変化、 10^{-4} /炉年までを許認可基準事象(Licensing-Basis Event)、 5×10^{-7} /炉年までを緊急時計画基準事象(Emergency-Planning-Basis Event)として、これらを DBE と位置付けている。

HTGR システムは需要地近接立地を目指している。そのため、HTGR システムは既存の原子炉システムと比較して大きな安全余裕を確保していることが望ましい。そこで、軽水炉や MHTGR より低い発生頻度の事象も DBE として考慮することとし、DBE 及び BDBE の発生頻度を以下の通り設定する。

- DBE の発生頻度 $\geq 10^{-7}$ /炉年
- BDBE の発生頻度 $\geq 10^{-10}$ /炉年
- BDBE の裾切りレベル 10^{-10} /炉年

これらの検討結果に基づき、HTGR システムの安全目標として被ばく線量の許容値と DBE 及び BDBE の発生頻度の組み合わせを以下のように設定する。

事象カテゴリ	被ばく線量許容値	事象発生頻度
設計基準事象	5mSv	10^{-7} /炉年まで
設計基準外事象	10mSv	$10^{-7} \sim 10^{-10}$ /炉年

2.3 コンファインメント格納施設の適用可能性

HTGR は通常運転中に燃料から放出される FP が非常に少ないと、並びに、減圧事故時においても燃料破損の発生確率が極めて低いことから、FP 放出事故に対して非常に大きな安全余裕を有している。すなわち、HTGR システムでは軽水炉の蒸気タービン発電システムで設置されているような耐圧気密機能を有し、法定検査としての耐圧漏えい検査を義務付けられた格納容器を設置しなくとも、事故時の被ばく量の制限値を満足できる可能性がある。このことは、経済性向上に大きく貢献できる。そこで、FP 放出防止に対しては耐圧気密機能ではなく、負圧維持機能とフィルターによる FP 除去機能で対応するコンファインメント型の格納施設を採用した場合の DBE 及び BDBE における被ばく評価を実施し、適用可能性を検討した。

解析対象とした原子炉の形状を Fig.2.1 及び Fig.2.2 に示す。また、解析及び評価条件を Table 2.2 に示す。原子炉熱出力は 600MWt で炉心出力密度は 5.77MW/m^3 である。放出核種は希ガス及びヨウ素を対象とした。FP 放出量は、破損燃料からの FP 放出率を 100% と仮定し、通常時の燃料破損率および事故時の追加破損率をパラメータとして求めた。また、事故時の FP 放出量は放出時間遅れや建家による捕集などを考慮したメカニカルソースタームを使用して求めた。FP 放出経路として、原子炉建家の屋上に設置される放出口から放出する高所放出（放出高さ 20m）と

高所からの放出を期待しない地上放出（放出高さ 0m）の 2 ケースを考えた。敷地境界までの距離は需要地近接立地を考慮して 200m とした。高所放出の場合、相対濃度 χ/Q (χ : 放射性物質の濃度、 Q : 放出率) は Fig.2.3 に示すように、大気安定度毎に任意の距離でピークを示す。そして、敷地境界以遠の χ/Q の最大値は、大気安定度 C で $2.32 \times 10^{-4} \text{ s/m}^3$ となる。一方、地上放出の場合は、 χ/Q は距離に対して単調減少するとともに、大気安定度 F が常に最大値を示す。そして、敷地境界では $6.59 \times 10^{-3} \text{ s/m}^3$ となる。

高所放出及び地上放出における実効線量当量を Table 2.3 及び Table 2.4 に示す。本結果より、地上放出の場合には実効線量当量がかなり大きくなり、DBE に対する被ばく線量の許容値 5mSv を満足するためには、初期燃料破損率を 10^{-6} 以下、事故時の追加燃料破損率を 10^{-7} 以下にすることが要求される。HTTR での初期燃料破損率の実績値が 10^{-5} 程度であることから、燃料の高性能化のための技術開発が必要となる。一方、高所放出の場合には、初期燃料破損率及び事故時追加燃料破損率は 10^{-5} で被ばく線量の許容値を満足できる。高所放出経路の確保は、現在の技術レベルで十分対応可能と考える。

以上の検討結果から、HTGR システムにおいてコンファインメント型格納施設を採用しても被ばく線量の許容値を満足できる見通しが得られた。

3. 安全評価事象の検討

本章では、国内外の高温ガス炉の安全評価結果を参考にして起因事象及び保護動作を適切に想定し、HTGR-GTにおけるイベントシーケンスを展開した。そして、起因事象及び保護動作に確率論的考え方を導入して各シーケンスを設計基準事象と設計基準外事象に分類し、安全目標を満足できるか確認した。

3.1 安全設計の基本方針

HTGRシステムにおける安全設計の基本方針は HTTR 及び MHTGR の方針を準用する。すなわち、原子炉の安全性を確保するための原子炉停止系としては主炉停止系とそのバックアップとしての後備炉停止系を設ける。また、原子炉停止後の炉心残留熱の除去は、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全の場合には停止時冷却系が、バウンダリの破損により冷却材が喪失した場合には受動的残留熱除去系が行う。一方、FP の外部放出による一般公衆の被ばくのリスクを低減するため、HTTR では耐圧気密機能を有した格納容器を設けているが、HTGRシステムではコンファインメント型格納施設に高所放出経路と FP 除去フィルターを組み合わせて対応する。

主炉停止系は制御棒、制御棒案内カラム及び制御棒駆動装置からなる。通常運転時には制御棒は制御棒駆動装置により、Fig.2.2 に示す制御棒案内カラムに設けられた制御棒挿入孔を上下し、原子炉出力を調整する。異常時には制御棒駆動装置と制御棒を連結している電磁クラッチを切り離すことにより制御棒を挿入孔に重力落下させて原子炉を緊急停止する。

後備炉停止系は中性子吸収材、吸収材を収納する容器及び駆動装置からなる。後備炉停止系は作動信号をうけると収納容器の下部に設置されているプラグを開放し、吸収材を制御棒案内カラムの落下孔に重力落下させることにより原子炉を停止する。後備炉停止系は主炉停止系が作動しない場合のバックアップシステムであることから、通常のスクラム信号では作動しないようにしておらず、HTGRシステムでは運転員の手動操作により起動する方法をとっている。

停止時冷却系は Fig.1.1 及び Fig.2.1 に示すように原子炉容器下部に設置される熱交換器である。停止時冷却系は原子炉冷却材を強制循環して冷却水と熱交換し、原子炉停止後の炉心残留熱を除去するものである。したがって、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損して冷却材が喪失したときには停止時冷却系での炉心残留熱除去機能は喪失する。

このため、原子炉冷却材喪失時の炉心残留熱を除去するために受動的残留熱除去系を設ける。受動的残留熱除去系は原子炉容器の周囲に設置した冷却パネル、冷却用の空気吸入口及び排気用のスタックからなる。原子炉冷却材喪失時には炉心残留熱は炉内構造物の熱伝導及び熱伝達により原子炉容器に伝わり、さらに、ふく射及び自然対流により原子炉容器から冷却パネルへ伝えられる。そして、冷却パネルの間隙を流れる空気へ熱が伝わることにより炉心残留熱は除去される。この時、空気は温度上昇による浮力で排気スタックを上昇することにより、新たな冷却用空気が吸入口から受動的に供給される。すなわち、本冷却機構では動的機器を必要としないことから受動的残留熱除去系という。

また、HTGR-GT にはガスタービン発電装置が接続されていることから、異常時にガスタービンを安全に停止する目的で Fig.3.1 に示すようにバイパス弁（コントロールバイパス弁とプロテ

クションバイパス弁を併せてバイパス弁という) を設置する。バイパス弁を開にすることにより原子炉とガスタービンを切り離すことができ、タービンを停止することができる。

次に、現在検討している起動停止手順及び事故時の原子炉スクラム手順を示す。

(1) 起動停止

起動前、システムは低温停止状態にある。この時、原子炉冷却材圧力は大気圧で、停止時冷却系により炉心残留熱の除去運転が行われている。この状態からヘリウム貯蔵供給系により所定の圧力までヘリウムガスを系統内に充填する。ここで、所定の圧力とは、温度上昇に伴う圧力上昇を考慮して設定された運転初期圧力をいう。

停止時冷却系を停止した後、発電機に給電して電動機として作動させて圧縮機を回転してヘリウムガスを循環させる。このとき、圧縮機からの入熱でヘリウムガスが徐々に昇温される。また、炉心が過度に冷却されないように、原子炉入口流量はタービンコントロールバイパス弁により定格流量の約 30%に調節される。

原子炉圧力容器の温度が最低使用温度以上になった時点で制御棒を除々に引き抜き、原子炉出力を上昇させる。原子炉出力の上昇に伴い原子炉出口温度及び原子炉圧力は上昇し、タービンの自立負荷運転が可能な状態となる。この状態で発電機への給電を停止する。さらに原子炉出力を上昇させ、発電を開始する。

原子炉の出口温度及び圧力が定格温度及び定格圧力に達するとプラントが連続運転可能な最小プラント出力状態に到達する。この時点でプラント制御系が手動から自動に切り換えられ、プラント制御系による自動制御運転が開始される。

プラント制御系はヘリウム流量が原子炉出力に見合うようにタービンコントロールバイパス弁の開度を制御しながら、原子炉出力を 100%まで上昇させる。

停止手順は起動手順の逆となる。

(2) 原子炉スクラム

異常発生時に安全保護系やインターロックからの原子炉スクラム信号を受けたときのガスタービン側の運転対応は以下のとおりである。

スクラム後に定格流量のヘリウムガスを炉心に供給すると炉心は過冷却状態となり、黒鉛構造物や原子炉容器に過度の熱応力が発生する。そこで、これらの構造物の健全性を確保するためにバイパス弁(コントロールバイパス弁とプロテクションバイパス弁を併せてバイパス弁という)を開にして炉心のヘリウム流量を抑制する。この時、タービンのヘリウム流量も減少することからタービン及び圧縮機の回転は低下し、ヘリウムガスの強制循環力を失うことから、前置冷却器や中間冷却器による炉心残留熱の除去ができなくなる。そこで、原子炉スクラム時には停止時冷却系を起動して炉心残留熱を除去する。

3.2 事象分類

DBE 及びBDBE を選定するにあたり、HTGR-GT の安全評価で考慮すべき事象の分類を行う。まず、既に安全評価が行われた HTTR⁽⁹⁾ 及び MHTGR⁽⁷⁾ で考慮した安全評価事象と評価上の

着眼点を体系的に整理した。その結果、Table 3.1～Table 3.3 に示すように、下記の 10 事象に分類できることがわかった。

- ① 反応度事象
- ② 出力歪み
- ③ 流路閉塞
- ④ 加圧下冷却喪失事象
- ⑤ 減圧事象
- ⑥ 水侵入事象
- ⑦ 空気侵入事象
- ⑧ FP 放出
- ⑨ タービン廻りの異常
- ⑩ ATWS (Anticipated Transient Without Scram) 事象

これらの事象のうち、出力歪みは反応度事象に、流路閉塞については加圧下冷却喪失事象に包括して考えることができる。また、FP 放出及び ATWS 事象は異常事象のイベントシーケンスを展開する過程で現れる事象として捉えることができる。その結果、上記の 10 事象は以下のようにまとめることができる。

- ① 反応度事象
- ② 加圧下冷却喪失事象
- ③ 減圧事象
- ④ 水侵入事象
- ⑤ 空気侵入事象
- ⑥ タービン廻りの異常

これらの 6 事象に対して代表的な起因事象を仮定し、イベントシーケンスを展開する。

3.3 イベントシーケンス

3.1 節で摘出した 6 事象に対して起因事象及び原子炉を安全に停止するための保護動作を適切に想定してイベントシーケンスを展開する。さらに、起因事象及び保護動作に確率論的考え方を適用して、DBE 及び BDBE を摘出する。保護動作としては 3.1 項で説明した安全機能を考慮した。

主炉停止系原子炉スクラム、バイパス弁開、停止時冷却系起動運転及び停止時冷却系起動阻止の保護動作の失敗確率は、軽水炉の PSA⁽¹⁰⁾ における失敗確率を参考に、現在の技術水準を考慮して十分達成可能な設計上の目標値として設定した。一方、後備炉停止系原子炉スクラムや受動的残留熱除去系 (RCCS: Reactor Cavity Cooling System) は HTGR の特徴及び今後の研究開発を考慮して確率を設定した。

HTGR の強制冷却機能喪失時における燃料温度の過渡変化を解析した結果を Fig3.2 に示す。本解析では、原子炉スクラム後の炉心冷却は受動的残留熱除去系のみで行うこととした。解析に用いた物性値及び熱伝導率は燃料温度が高くなるように設定し、崩壊熱は誤差を考慮した Shure の式を用いた。また、燃料体や反射体のカラム間ギャップは 1mm に設定し、RCCS 壁面温度は

60°Cとした。この結果から分かるように、燃料温度は非常にゆっくり上昇し、最高温度に到達するまで約70時間かかることから、HTGRでは後備停止系の起動は手動運転で対応することが可能である。また、このときの運転員の操作に関しても時間的余裕は十分ある。

そこで後備停止系原子炉スクラム失敗の確率は、主炉停止系原子炉スクラム失敗の確率に比べ1オーダー低くなると考え、 10^{-5} /ディマンドに設定した。ちなみに、MHTGRでは 4×10^{-5} /炉年と設定している⁽⁷⁾。

受動的残留熱除去系は名前の通り動的機器を必要としない冷却設備であることから、運転失敗の確率は非常に小さい。MHTGRではRCCS運転失敗の確率を水平加速度1.6Gの地震発生確率と同等と考え、 10^{-6} /炉年と設定している⁽⁷⁾。しかし、軽水炉PSAの結果と比較すると、受動的な安全機能の失敗確率が 10^{-6} /炉年というのは大きいと考えられる。そこで、HTGR-GTにおけるRCCS運転失敗の確率は 10^{-8} /ディマンドに設定した。

・ 主炉停止系原子炉スクラム	: 10^{-4} /ディマンド
・ 後備炉停止系原子炉スクラム	: 10^{-5} /ディマンド
・ 停止時冷却系起動運転	: 10^{-2} /ディマンド
・ 停止時冷却系起動阻止	: 10^{-2} /ディマンド
・ 受動的残留熱除去系運転	: 10^{-8} /ディマンド
・ バイパス弁開	: 10^{-2} /ディマンド

(1) 反応度事象

反応度事象では、制御棒の誤引抜きや飛び出しにより炉心に正の反応度が投入される事象を想定する。制御棒の誤引抜きの原因としては運転員の誤操作や制御系の故障などが、制御棒の飛び出しの原因としてはスタンドパイプの破損などが考えられる。反応度事象のイベントシーケンスをFig.3.3に示す。ここで、制御棒の誤引抜きの発生頻度を 10^{-2} /炉年、制御棒の飛び出しの発生頻度を 10^{-4} /炉年と考えた。

制御棒の誤引抜きにおいて、投入反応度が小さければ原子炉固有の負の反応度フィードバック効果により原子炉出力が僅かに上昇した状態で原子炉は整定する。一方、投入反応度が大きい場合には「中性子束高」の信号により原子炉はスクラムし、残留熱除去運転に移行する（シーケンスA）。

原子炉スクラム後の残留熱除去は停止時冷却系で行うこととしているが、停止時冷却系の起動運転失敗時にはRCCSを用いて残留熱を除去する（シーケンスB）。このとき、RCCSによる残留熱除去失敗のシーケンスは裾切りレベル以下である。

制御棒の誤引抜き時に主炉停止系原子炉スクラム失敗が重なる事象の発生頻度は 10^{-6} /炉年でDBEとなる。この場合には、後備炉停止系により原子炉を手動スクラムして残留熱除去運転に移行する（シーケンスD）。主炉停止系原子炉スクラムと後備炉停止系原子炉スクラムの両者が失敗し、ATWSとなる確率は 10^{-11} /炉年で裾切りレベル以下である。

一方、制御棒飛び出し時の即発臨界は安全評価上許容できない事象であり、それを防止するための設備対応、たとえば、制御棒1本当たりのワースを小さくする、飛び出し速度を制限する等

は必須となる。

(2) 加圧下冷却喪失事象

加圧下冷却喪失事象では、原子炉の出力運転中に何らかの原因によって主冷却系で故障が発生し、炉心の強制冷却機能が喪失する事象を想定する。起因事象として以下の事象が考えられる。

- ・ タービン、圧縮機、発電機、可変周波数変換器等の故障
- ・ 冷却水系（前置冷却器、中間冷却器等）の故障
- ・ バイパス弁制御系等の故障
- ・ バイパス弁の故障
- ・ クロスダクト内管、タービン収納容器内配管の破損

加圧下冷却喪失事象のイベントシーケンスを Fig.3.4 に示す。ここで、起因事象の発生頻度は配管破損が 10^{-4} /炉年、それ以外は 10^{-2} /炉年と考えた。

本事象では「1次冷却材流量低」「原子炉入口温度高」「原子炉出口温度高」等の信号により原子炉はスクラムし、残留熱除去は系統内が高圧に保たれた状態で行われる。原子炉スクラム信号を受けてからのシーケンスは反応度事象と同じである。

(3) 減圧事象

減圧事象では、原子炉冷却材圧力バウンダリからヘリウムガスが漏えいし、圧力が低下することにより、炉心の強制循環冷却が出来なくなるとともに、系内に存在する FP がヘリウムガスとともに系外に放出される事象を想定する。これは、軽水炉の冷却水喪失事故に相当する。起因事象として以下の事象が考えられる。

- ・ 計装配管破損
- ・ 圧力逃し配管破損
- ・ スタンドパイプ破損
- ・ 収納容器接続配管破損

起因事象は様々であるが、配管破損の規模により減圧挙動、燃料温度変化、原子炉格納施設内圧力変化、FP 放出挙動等が異なる。そこで、漏えい速度の大小により 2つのイベントシーケンスを検討した。それらを Fig.3.5 及び Fig.3.6 に示す。ここで、起因事象の発生頻度は計装配管破損及び圧力逃し配管破損を $10^{-2} \sim 10^{-4}$ /炉年、スタンドパイプ破損及び収納容器接続配管破損を 10^{-4} /炉年以下、小漏えいを 10^{-2} /炉年以下と考えた。

小漏えいの場合、シーケンスは加圧下冷却喪失事象とほぼ同じである。これは、漏えい速度が遅いために加圧状態が長時間維持され、原子炉スクラム後に停止時冷却系を起動して残留熱除去ができるためである。また、FP の環境への放出については漏えいした冷却材による原子炉建屋雰囲気の圧力上昇がほとんどないので、FP は原子炉建屋の放出口（高所放出）から放出できる。停止時冷却系の起動運転に失敗すれば長期的には減圧状態での RCCS による除熱に至ることとなるが（シーケンス B 及び E）、大漏えいの減圧状態での残留熱除去に比べ燃料温度が高くなることはない。

一方、大漏えいの場合は短時間で冷却材が漏えいし、格納施設内部の圧力が上昇する。ヘリウ

ムガス圧力が低下することにより停止時冷却系では十分な流量が確保できること、並びに、強制循環冷却を行うと雰囲気の空気を系内に吸い込み炉心黒鉛の酸化を促進してしまうことから、大漏えいが発生した場合には原子炉スクラム後の停止時冷却系の起動を阻止して RCCS により残留熱除去を行う必要がある（シーケンス A）。また、計装配管もしくは圧力逃し配管の破損時には、主炉停止系原子炉スクラム後の RCCS による残留熱除去運転に失敗する確率が $10^{-10} \sim 10^{-12}$ /炉年となり、BDBE として考慮しなければならない場合がある（シーケンス B）。

ヘリウムガスの漏えい後、系内と格納施設内の圧力が平衡になると、漏えい口から系内に空気が侵入して炉心黒鉛が酸化する可能性がある。また、漏えいしたヘリウムガスにより格納施設内部の圧力が上昇し、FP が環境に放出される。特に、HTGR-GT ではコンファインメント格納容器の採用を前提としていることから、FP が地上放出する可能性がある。なお、スタンドパイプ破損時には 2 次的に反応度事象も引き起こすが、これは反応度事象で述べたシーケンスをとる。

(4) 水侵入事象

水侵入の原因となりうる事象は、前置冷却器もしくは中間冷却器の伝熱管破損である。しかし、冷却水圧力に対して原子炉運転中のヘリウムガス圧力の方がはるかに高圧なので、伝熱管破損時に水侵入は発生しない。ヘリウムガス圧力が大気圧近傍に低下している原子炉停止中には水侵入の可能性があるが、炉心が低温であることから黒鉛酸化は生じない。

(5) 空気侵入事象

空気侵入事象は原子炉冷却材バウンダリ破損後、破損口から系内へ空気が侵入して炉心黒鉛を酸化させる事象である。空気侵入の起因事象として以下の事象が考えられる。

- ・上向きの計装ラインの破損
- ・上向きの圧力逃しラインの破損
- ・スタンドパイプ破損
- ・各機器の接続配管破損

原子炉スクラム後のシーケンスは減圧事象と同じであり、ここでは空気侵入により黒鉛酸化に至るシーケンスに着目する。

上向きの計装ライン及び圧力逃しラインの破損もしくはスタンドパイプ破損を起因事象とした場合、対象となる配管の炉心方向に対する開口部は一箇所のみとなるため、自然循環のパスは形成されない。また、強制冷却のためのヘリウムガスの流路ではないため、空気の巻き込みも起こらない。したがって、開口部を通って上向きと下向きの流れが共存する自然循環により、少量の空気がゆっくりと炉内へ侵入するため、黒鉛の酸化速度は非常に遅いと考えられる。

一方、各機器の接続配管の破損は、炉心方向に開口部が二箇所となり自然循環パスが形成される。従って、主冷却系の停止及び停止時冷却系の起動阻止に成功しても自然循環が起き、空気侵入が多くなる。さらに、主冷却系の停止や停止時冷却系の起動阻止に失敗し、強制循環が継続される場合には、大量の空気を吸い込み、急速な黒鉛酸化が起きる。

本事象については、原子炉容器内部のヘリウムガスの流路をモデル化した大規模試験により空気浸入量の時間変化などが明らかにされている⁽¹¹⁾。しかし、安全上の取り扱いについては未解

決の点が残されており、今後の課題とする。

(6) タービン廻りの異常事象

タービン廻りの異常は負荷喪失とタービン破損が想定される。

(a) 負荷喪失

負荷喪失時のイベントシーケンスを Fig.3.7 に示す。負荷喪失の原因は様々であり、送電線のトラブルも含まれるため、ここでは負荷喪失の発生頻度は 1.0/年と考えた。

タービンの負荷が失われると、タービンは急速に高速回転を始め、タービンブレードの遠心力が増大して危険な状態となる。そこで、バイパス弁を開とし、タービンの回転数上昇を抑制する。このとき、原子炉出力は高温状態で整定する（シーケンス A）。バイパス弁開に失敗した場合は、「タービン回転数上昇」により原子炉スクラムするとともに、残留熱除去運転に移行する（シーケンス B～E）。

(b) タービン破損

タービン破損の代表的な事象としてブレードの破損が考えられる。タービンブレード破損のシーケンスを Fig.3.8 に示す。ここで、タービンブレード破損の発生頻度は 10^{-3} /炉年と考えた。

タービンブレード破損時にはタービンの異常振動が発生するので、タービン軸振動等の信号により原子炉をスクラムさせる。その後のシーケンスは加圧下冷却喪失事象などと同じである。

イベントシーケンスを展開する際に考慮した、異常状態を緩和するための機能をまとめたものを Table 3.4 に示す。これらの緩和機能により、減圧事象の大漏えいのシーケンス B を除き、全ての DBE 及び BDBE で原子炉の停止及び炉心の残留熱除去に成功することが分かった。Fig.3.2 に示すように、加圧状態のみならず減圧状態でも RCCS による残留熱除去が成功すれば燃料温度は制限値の 1600°C を超えないことから、これらの事象において燃料が追加破損することはない。また、減圧事象の大漏えいのシーケンス B においても、RCCS による残留熱除去失敗の確率が $10^{-10} \sim 10^{-12}$ /炉年と、裾切りレベルと同等又はそれ以下であることから、起因事象として想定した計装配管や圧力逃がし配管の信頼性を若干向上させることにより、本シーケンスは裾切りレベル以下とすることができます。

減圧事象においては格納施設内部に FP が放出されるが、漏えい速度が小さい場合には、高所放出が期待できるため、被ばく線量の許容値を満足できる。一方、大漏えいの場合には格納施設内部の圧力上昇により FP の一部が地上放出される可能性がある。この場合には 2.3 節で検討したように、高所放出と比べて一般公衆の被ばく量が増加する。したがって、被ばく線量の許容値を満足するためには、大漏えい時にも FP を高所放出できるような対策が必要となる。

イベントシーケンスの検討に用いた起因事象の発生頻度や緩和機能の作動失敗確率は、これまでの知見や工学的判断から定めたものであるが、不確定要素も大きい。そこで、今後詳細な評価を行って信頼度を高めていく必要がある。特に、現在 DBE としている主炉停止系原子炉スクラム失敗を BDBE にすることが安全性向上の観点から不可欠と考える。

4. 安全設備の合理化

第3章では HTGR-GT を対象に安全評価事象の検討を行い、HTGR が有する原子炉固有の安全性により、軽水炉より高い安全目標を設定してもそれを満足できることを示した。ただし、この検討においては、Table 3.4 に示すいくつかの緩和機能を期待した。

安全評価において事故の発生防止及びその影響を緩和することを期待する設備は、高い信頼性が求められるため高価なものとなる。したがって、経済性向上のためには、安全性を確保しつつ、これらの安全設備の合理化を進める必要がある。

そこで、最初にイベントシーケンスの展開において考慮した緩和機能を期待しなくとも安全目標を満足できないか検討し、合理化可能な緩和機能を摘出する。この結果を基に、減圧事象の発生防止機能である冷却材圧力バウンダリの合理化について検討を行う。

4.1 基本方針

イベントシーケンスの展開において考慮した緩和機能は Table 3.4 に示すとおりであるが、安全評価上その機能を削除できないことが明らかなものは検討対象から除外することとし、下記の 5 機能に対して異常時に安全機能を期待しなくても安全目標が満足できるか検討する。

- ・ 停止時冷却系
- ・ 後備炉停止系
- ・ 停止時冷却系起動阻止
- ・ 高所放出経路
- ・ バイパス弁

検討においては、これらの機能を期待しない場合のイベントシーケンスを展開して、安全目標の成立性を確認する。

炉心熱出力 600MW の HTGR を対象とした燃料温度の評価では、Fig.3.2 に示すように加圧状態及び減圧状態において RCCS が機能すれば燃料温度が許容値以下になることを確認している。すなわち、緩和機能を期待しない場合でも RCCS により残留熱が除去できれば、燃料最高温度は制限値以下に抑制される。その結果、燃料の追加破損は起こらず、それに伴う FP 放出がないため、一般公衆の被ばくのリスクは増加しない。したがって、その緩和機能を安全評価上考慮しなくても安全目標を満足できるので、緩和機能の重要度を低減することができる。

そして、緩和機能を合理化したシステムにおいて、減圧事象発生防止のための冷却材圧力バウンダリの重要度を合理化できるか検討する。

4.2 緩和機能の合理化

検討対象機能を評価上期待しない場合のシーケンスを展開し、安全目標の成立性を検討する。

(1) 停止時冷却系

停止時冷却系起動運転を期待しない場合のイベントシーケンスを Fig.4.1 に示す。

停止時冷却系を考慮しない場合、後備炉停止系原子炉スクラム後に RCCS による残留熱除去に

移行するシーケンスが BDBE から DBE となる。後備炉停止系は手動運転であることから、作動するまでの間に燃料温度が上昇することが予想される。しかし、加圧状態で RCCS により残留熱を除去する場合の燃料最高温度は Fig.3.2 に示すように 1400°C 程度であることから、温度上昇を考慮しても燃料最高温度は制限値の 1600°C を超えないと考えられる。

また、主炉停止系原子炉スクラム後の RCCS による残留熱除去が失敗するシーケンスが BDBE となる。この場合、残留熱は原子炉建家のコンクリート等への熱放射により除去されることとなるため、RCCS による冷却より冷却速度が遅くなる。そのため、燃料最高温度は RCCS が作動している場合と比べてある程度上昇すると考えられる。しかし、加圧状態で RCCS により残留熱を除去する場合の燃料最高温度は 1400°C で制限値に対して 200°C の余裕があるので、原子炉スクラム後に RCCS による残留熱除去に失敗しても燃料温度が制限値を超えることはないと考えられる。

この結果、停止時冷却系起動運転は緩和機能として期待しなくとも安全目標を満足できると考える。したがって、以下の検討では原子炉スクラム後の停止時冷却系の起動運転を考慮しないこととする。

(2) 後備炉停止系

後備炉停止系原子炉スクラムを期待しない場合のイベントシーケンスを Fig.4.2 に示す。

主炉停止系原子炉スクラムに失敗した後の原子炉停止方法は、バイパス弁を全開にして反応度温度係数の負のフィードバックを利用した方法のみとなる。この場合、原子炉は定格状態から温度が上昇して整定する（シーケンス D）。

さらにバイパス弁開が失敗して、原子炉を整定するための全保護動作に失敗する確率は $10^{-8}/$ 炉年となり、BDBE になる（シーケンス E）。この場合、原子炉の冷却に伴い反応度が投入されるので、燃料温度はさらに上昇する。その結果、燃料温度は制限値を上回り、燃料破損に伴い FP が放出される可能性がある。

シーケンス D 及び E においてどの程度の燃料破損が起こるかは詳細な解析を実施する必要があるが、いずれの場合においても被ばく線量の許容値を超える可能性がある。したがって、後備炉停止系は安全評価上必要な機能であると考える。

(3) 停止時冷却系起動阻止

停止時冷却系起動阻止は大漏えい事象において期待される機能である。大漏えい事象で停止時冷却系起動阻止を期待しない場合のイベントシーケンスを Fig.4.3 に示す。

起動阻止を期待しない場合はバイパス弁開失敗と同じシーケンスで、強制循環冷却により残留熱が除去される。Fig.3.6 に示す減圧事象の大漏えいにおいて、シーケンス C が被ばく線量の制限値を満足できるのであれば、停止時冷却系が起動した場合も制限値は満足できる。したがって、停止時冷却系起動阻止は安全評価上期待しなくてもよいと考える。

(4) 高所放出経路

HTGR-GT ではコンファインメント格納施設を採用する予定である。したがって、減圧事象の

大漏えいにおいては、格納施設内部に放出された FP の外部放出を想定する必要がある。

FP 放出による一般公衆の被ばく線量は、Table 2.3 及び Table 2.4 からわかるように放出高さの影響を大きく受ける。被ばく線量の制限値を満足するためには、燃料の高性能化を図り燃料破損率を低く抑えるか、もしくは、FP 高所放出経路を確保するか、どちらか一方の対策が不可欠である。

燃料の高性能化には技術開発が必要であり、現時点での性能を担保することは難しい。したがって、現時点では、一般公衆の被ばくのリスクを低減するため、高所放出経路は安全評価上必要な機能と考える。

(5) バイパス弁

バイパス弁開を期待しない場合のイベントシーケンスを Fig.4.4 に示す。

負荷喪失時にバイパス弁が作動しないとタービンの回転数が上昇し、原子炉スクラムする。主炉停止系及び後備炉停止系により原子炉スクラムに成功すると、タービン回転数は徐々に低下して、RCCS による残留熱除去運転に移行する。この時、主炉停止系原子炉スクラム後の RCCS 運転失敗の確率が 10^{-8} と大きくなる（シーケンス B）。一方、原子炉スクラムに失敗して高温整定状態に移行する確率も 10^{-9} で、BDBE となる（シーケンス D）。この場合、燃料破損に伴い FP が追加放出される可能性がある。したがって、バイパス弁は安全評価上必要な機能であると考える。

4.3 原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度

原子炉冷却材圧力バウンダリは減圧事象の発生を防止する観点から重要な安全機能を有する設備である。一方、原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度は建設コストに大きな影響を与える。そこで、原子炉容器を除く原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度を低くできないか検討する。

原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度を定める判断基準は、減圧事象の大漏えいにおいて安全目標を満足できるか否かである。現時点では、原子炉冷却材圧力バウンダリ破損時に主炉停止系及び後備炉停止系原子炉スクラム失敗が重なる事象の発生確率は $10^{-11}/\text{炉年}$ で裾切りレベル以下である。

ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度を低くすることにより、配管破損の発生頻度が 1 衍大きくなると仮定する。計装配管等の破損確率は $10^{-1}/\text{炉年}$ となり、配管破損と原子炉スクラム失敗が重ね合わさる事象の発生頻度は $10^{-10}/\text{炉年}$ となる。これは裾切りレベルと等しい。この時、関連する安全機能の信頼性を若干向上することができれば、本シーケンスは裾切りレベル以下にすることができる。

以上の検討から、HTGR-GT では原子炉容器を除く原子炉冷却材圧力バウンダリを、軽水炉のようなクラス 1 の重要度からクラス 2 に下げて対応しても安全目標を満足できる見通しがあることがわかった。

5. 安全機能の重要度及び機器種別

原子炉施設では安全設備を含むすべての機器類に対して安全機能の重要度、並びに、機器種別を定めなければならない。そこで、軽水炉及び HTTR における考え方を参考にし、さらに、HTGR の特徴を考慮して HTGR-GT の安全機能の重要度及び機器種別を設定する。

5.1 安全機能の重要度設定の考え方

軽水炉における安全機能の重要度分類の考え方を Table 5.1 に示す^(1,2)。これによれば、大量の FP 放出による放射線被ばくの防止又は抑制に関わる安全機能はクラス 1 に、貯蔵中の FP 放出による放射線被ばくの防止又は抑制に関わる安全機能はクラス 2 に、通常運転中の放射線被ばくの防止又は抑制に関わる安全機能はクラス 3 に分類される。この考えに基づいて HTGR-GT の安全機能及び構築物、系統及び機器の重要度を設定すると Table 5.1 のようになる。

一方、HTGR は炉心の熱保有量が大きく、燃料体の耐熱性も優れていることから、軽水炉より高い安全目標も満足できることを示した。すなわち、HTGR は軽水炉と比較して FP 放出による被ばく事故に対して大きな安全余裕を有している。したがって、HTGR-GT の安全機能の重要度を設定する際に、この HTGR の固有安全性を考慮すべきである。

そこで、下記の考えに基づいて HTGR-GT の重要度を設定することとした。

安全機能を期待しない場合に、

- | | |
|-----------------------------|----------|
| ・ DBE 及び BDBE の安全目標を満足できない | クラス 1 |
| ・ BDBE のみ満足できない | クラス 2 |
| ・ DBE 及び BDBE の両者を満足できる | クラス 3 |
| 故障発生確率を 1 衡大きくしても安全目標を満足できる | 1 クラス下げる |

5.2 機器種別設定の考え方

日本の基準において、安全機能の重要度と原子炉施設の機器種別に明確な対応性はない。一方、USNRC の Regulatory Guide 1.26 における安全設備のグループ分類と ASME の Section III における機器クラス分類には対応性がある^(1,3)。そこで、この概念を参考として、重要度と機器種別の関連付けを行うと Table 5.2 のように表すことができる。

この結果、重要度がクラス 1 からクラス 2 に下がると機器種別も第 1 種もしくは第 3 種から第 4 種に下がることが可能となる。また、重要度がクラス 3 であった系統・機器が、前節の考えに基づいてクラスを 1 つ下げるができる場合、その系統・機器の重要度は無くなり、機器種別も種別外とできる。すなわち、一般産業施設に適用される高圧ガス保安法や労働安全衛生法などで規定されている設計基準を適用でき、設備の合理化に大きく貢献できる。

5.3 HTGR-GT の安全機能の重要度及び機器種別

わが国初の HTGR である HTTR では、安全機能の重要度及び機器種別は軽水炉の考え方を準用して設定された。しかしながら、HTGR-GT では HTGR 本体が有する高い安全性を十分考慮することにより、安全機能の削減、機器種別の低減などが期待できるので、商用化にあたっては

この点に十分留意すべきである。そこで、この両者の差を比較する意味で、HTTRと同じ手法を適用した場合（レファレンスケース）と HTGR の固有安全性を考慮した場合（ポテンシャルケース）の 2 通りについて、下記の点を考慮して HTGR-GT の安全設備の重要度と主要設備の機器種別を設定した。その結果を Table 5.3 に示す。

- 原子炉容器とタービン収納容器を接続するクロスタクトの内管及び再生熱交換器伝熱部は、冷却材圧力バウンダリでないこと、これらの破損により直接的に FP 放出は起こらないことから、重要度はクラスなし、機器種別は種別外に設定した。
- バイパス弁開のインターロックは、第 4 章の検討結果で安全評価上その機能を期待すべき設備とされたことから、MS-1 に設定した。
- 燃料の貯蔵に関する機能については軽水炉に準じることとした。なお、高温ガス炉の被覆燃料粒子は耐熱性に優れているので、使用済み燃料の貯蔵中の破損確率も低く、今後の評価結果によっては貯蔵に関する安全機能の重要度を下げることが可能であると考える。

さらに、ポテンシャルケースについては、

- HTGR は燃料破損に対して極めて大きな安全余裕を有していることから、通常運転中の冷却機能を維持するための設備に対して安全機能を求めないこととした。
- 原子炉容器を除く原子炉冷却材圧力バウンダリは破損確率を 1 桁大きくしても安全目標を満足できることから、安全機能の重要度を 1 クラス下げることとした。また、圧力バウンダリ確保に関連する設備の重要度も 1 クラス下げることとした。
- 事故時の最終冷却系は受動的残留熱除去系が担うことから、通常停止時に残留熱除去を行う停止時冷却系に関連する補機冷却水系及び補機冷却海水系の重要度を 1 クラス下げることとした。

6. まとめ

HTGR システムは HTGR 本体が有する固有の安全性により、FP 放出事故に対して大きな安全余裕をもつシステムである。この特徴を生かすことにより需要地近接立地が可能なシステムである。そこで、HTGR-GT を対象として、需要地近接立地する観点から種々の安全上の課題を抽出し、検討を進めてきた。本報告書はこれらの結果を纏めたものである。

HTGR システムを需要地近接立地するためには、一般公衆の被ばくのリスクを既存の原子炉施設より低くすることが求められ、そのために軽水炉より高い安全目標を設定する必要がある。本検討では、放射線が人体へ及ぼす影響は原子炉の形式には依存せず、放出される FP の種類及び量にのみ依存することを考慮し、被ばく線量の許容値は軽水炉と同じ値を適用することとした。ただし、安全評価で考慮する設計基準事象及び設計基準外事象の発生頻度を十分低く設定することで、高い安全性を確保することとした。すなわち、設計基準事象は発生頻度が 10^{-7} /炉年までの事象を、設計基準外事象は 10^{-7} /炉年～ 10^{-10} /炉年までの事象を考慮する。ただし、 10^{-10} /炉年以下の事象は設計基準外事象の裾切りレベル以下として設計上考慮しない。

安全評価事象は、HTTR 及び MHTGR の安全評価を参考に、下記の 6 事象を選定した。

- ・ 反応度事象
- ・ 加圧下冷却喪失事象
- ・ 減圧事象
- ・ 水侵入事象
- ・ 空気侵入事象
- ・ タービン廻りの異常

これらの事象について、代表的な起因事象及び原子炉を安全に停止するための保護動作を適切に考慮してイベントシーケンスを開発するとともに、軽水炉等の既存の故障確率を参考にして確率論的考え方を導入し、設計基準事象及び設計基準外事象を抽出した。そして、いずれの事象においても残留熱除去の機能が確保できることから、追加燃料破損は起こらず被ばく線量の許容値を十分満足できることが明らかとなった。

次に、HTGR の固有安全性を考慮することにより、いくつかの保護動作を合理化できないか検討した。その結果、炉心の冷却速度を緩和する停止時冷却系の運転及び減圧事故時に空気侵入量を抑制する停止時冷却系起動阻止は安全評価上期待しなくても安全目標が満足できる見通しを得た。その結果、これらの安全設備の重要度を低くできることがわかった。

また、原子炉容器を除く原子炉冷却材圧力バウンダリの破損確率が 1 衝下がっても安全目標を満足できる見通しが得られた。この結果、原子炉容器を除く原子炉冷却材圧力バウンダリの重要度は PS-1 から PS-2 に下がることができ、原子炉設備の合理化に貢献できることがわかった。

最後に、軽水炉の考えに基づいたリファレンスケースと HTGR の安全上の特徴を考慮したポテンシャルケースの 2 ケースについて、HTGR-GT の安全設備の重要度及び主要機器の機器種別を設定した。

なお、本研究においては地震による異常発生を考慮していないため、耐震設計を考慮した場合の検討は別途行う必要がある。

謝辞

本報告書をまとめるにあたり、終始ご指導を受け賜りました核熱利用研究部塩沢周策部長、同小川益郎次長に感謝の意を表します。

参考文献

- (1) 土江、原子力誌、42, 1014 (2000)
- (2) “Nuclear heat applications: Design aspects and operating experience”, IAEA-TECDOC-1056, (1998)
- (3) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、3(1998)
- (4) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、102(1998)
- (5) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、374(1998)
- (6) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、1097(1998)
- (7) USNRC, ”Draft Preapplication Safety Evaluation Report for the Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor”, NUREG-1338, 3-1(1989)
- (8) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、848(1993)
- (9) “日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置許可申請書”, 日本原子力研究所 (1989)
- (10) “110 万 kW 級 PWR プラントのレベル 1 PSA に関する報告書 国内機器故障率データ等の反映”, NUPEC, (1997)
- (11) “Study on the passive safe technology for the prevention of air ingress during the primary-pipe rupture accident of HTGR”, Nucl.Eng.Des. 200, 251-259 (2000)
- (12) “原子力安全委員会安全審査指針集”、大成出版社、39(1998)
- (13) “原子力施設の技術基準”, 電力新報社、28(1994)

Table 2.1 被ばく線量の許容値^{(3) - (6)}

区分	安全要求	判断のめやす
通常運転	ALARA の原則に基づき被ばく量を低減する。	<ul style="list-style-type: none"> 一般公衆の実効線量当量 1mSv/y 線量目標値 $50 \mu \text{Sv}/\text{y}$
運転時の異常な過渡変化	事故への拡大及び異常な FP 放出を防止する。	<ul style="list-style-type: none"> 異常な FP 放出がないこと
事故	一般公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えない	<ul style="list-style-type: none"> 一般公衆の実効線量当量 5mSv
防災対策	屋内退避の判断基準	<ul style="list-style-type: none"> 小児等の屋内退避 <ul style="list-style-type: none"> 全身 10~50 mSv 甲状腺 100~500 mSv 成人の屋内退避 <ul style="list-style-type: none"> 全身 50~100 mSv 甲状腺 500~1000 mSv
立地評価 重大事故 仮想事故	原子炉施設の立地場所の妥当性確認	<p>重大事故：非居住区域のめやす線量</p> <ul style="list-style-type: none"> 甲状腺被ばく（小児） $< 1.5 \text{ Sv}$ 全身被ばく線量 $< 0.25 \text{ Sv}$ <p>仮想事故：低人口地帯のめやす及び人口密集地帯からの距離のめやす</p> <ul style="list-style-type: none"> 甲状腺被ばく線量（成人） $< 3 \text{ Sv}$ 全身被ばく線量 $< 0.25 \text{ Sv}$ 全身被ばく線量人口積算値 $< 2 \text{ 万人 Sv}$

Table 2.2 解析及び評価条件

パラメータ	設定値
ソーススター ム	原子炉熱出力 600MWt
	炉心出力密度 5.77MW/m ³
	対象核種 希ガス、ヨウ素
	燃料炉内滞在期間 15カ月
	プラント運転寿命 40年
	燃料破損率 通常時の燃料破損率及び事故時の追加破損破損率をパラメータとする。
放出高さ 被ばく評価	燃料からのFP放出割合 ・通常時および事故時とも健全粒子からの拡散による放出は考慮しない。 ・燃料平均温度1500°Cの放出割合を用いた。 ・事故時の破損粒子からの放出割合は100%とする。ただし、放出までの時間遅れを30時間として、その間の減衰を考慮する。
	純化系データ (流量、純化率) 希ガス: 0.038/hr ヨウ素: 0.15/hr
	沈着放射能のリフトオフ割合 100%
被ばく評価	気象条件 風向一定、風速1.5m/s
	敷地境界距離 200m
	放出高さ 0m(地上放出)、20m
	格納形式 コンファインメント格納施設

Table 2.3 高所放出における実効線量当量

(単位:mSv)

		事故時破損率				
		1.00E-8	1.00E-7	1.00E-6	1.00E-5	1.00E-4
初期破損率	1.00E-7	0.01	0.04	0.34	3.36	33.6
	1.00E-6	0.07	0.11	0.42	3.43	33.6
	1.00E-5	0.79	0.81	1.11	4.13	34.3
	1.00E-4	7.83	7.86	8.17	9.81	41.3

Table 2.4 地上放出における実効線量当量

(単位:mSv)

		事故時破損率				
		1.00E-8	1.00E-7	1.00E-6	1.00E-5	1.00E-4
初期破損率	1.00E-7	0.32	1.18	9.80	95.7	957
	1.00E-6	2.32	3.18	11.8	98.0	957
	1.00E-5	22.4	23.2	31.8	118	980
	1.00E-4	222	224	232	318	1180

Table 3.1 HTTR の安全評価事象例と評価上の着眼点⁽⁹⁾

安全評価事象	評価上の着眼点
1. 運転時の異常な過渡変化	
(1) 未臨界状態からの制御棒誤引抜き	反応度事象
(2) 出力運転中の制御棒誤引抜き	反応度事象
(3) 1次冷却材流量の減少	加圧下冷却喪失事象
(4) 1次冷却材流量の増大	反応度事象
(5) 2次冷却設備の除熱量の減少	加圧下冷却喪失事象
(6) 2次冷却設備の除熱量の増大	反応度事象
(7) 商用電源喪失	加圧下冷却喪失事象
(8) 照射試料及び実験設備の異常	-(*1)
(9) 特殊運転時の異常	-(*1)
2. 事故	
(1) 燃料体内冷却材流路閉塞事故	流路閉塞
(2) 1次冷却設備二重管内管破損事故	加圧下冷却喪失事象
(3) 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故	加圧下冷却喪失事象
(4) 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故	加圧下冷却喪失事象
(5) 加圧水配管破断事故	加圧下冷却喪失事象
(6) 1次冷却設備二重管破断事故	減圧事象、空気侵入事象、FP放出
(7) 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故	水侵入事象
(8) 1次ヘリウム純化設備破損事故	FP放出
(9) 気体廃棄物処理設備破損事故	FP放出
(10) 照射試験装置スイープガス配管破損事故	-(*1)
(11) 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故	-(*1)
(12) スタンドパイプ破損事故	減圧事象、空気侵入事象、FP放出、反応度事象

(*1)HTGRの一般的な事象でないため除外する。

Table 3.2 MHTGR-SC の安全評価事象例と評価上の着眼点⁽⁷⁾

安全評価事象	評価上の着眼点
1. 設計基準事故	
◎加圧状態での熱伝導により冷却を行う事象	
(1) 全交流電源の喪失	加圧下冷却喪失事象
(2) 热輸送系の喪失とスクラム失敗	加圧下冷却喪失事象、ATWS
(3) 制御棒引抜きと熱輸送系の喪失	反応度事象、加圧下冷却喪失事象
(4) 制御棒引抜きと熱輸送系の喪失及び停止後冷却系の喪失	反応度事象、加圧下冷却喪失事象
(5) 热輸送系及び停止後冷却系の喪失と地震による停止	加圧下冷却喪失事象
◎減圧状態で冷却を行う事象	
(1) 蒸気発生器等の伝熱管破損	水侵入事象
(2) 1次系の圧力逃しラインの破断	減圧事象、空気侵入事象、FP放出
(3) 1次系の計装系圧力逃しラインの破損	減圧事象、空気侵入事象、FP放出
2. 設計基準事故よりも頻度の低い事象	
(緊急時計画基準事象)	水侵入事象
(1) 水侵入と蒸気発生器の隔離遅れと強制冷却喪失	(+黒鉛酸化を厳しくする条件)
(2) 水の侵入と蒸気発生器の隔離遅れ	水侵入事象 (+黒鉛酸化を厳しくする条件)
(3) 全モジュールからの小リーク	減圧事象、空気侵入事象、FP放出

(*1)地震については除外する（耐震性評価の観点から検討すべき項目）。

Table 3.3 MHTGR-GT の安全評価事象例と評価上の着眼点 (1 / 2)⁽⁷⁾

安全評価事象	評価上の着眼点
1. 異常事象/計画外運転停止事象	
(1) タービントリップ	タービン廻りの異常
(2) 原子炉トリップ	-(* 1)
(3) 所内単独運転	タービン廻りの異常
(4) 負荷喪失	タービン廻りの異常
(5) 外部電源喪失	タービン廻りの異常
(6) 制御棒等の誤挿入	出力歪み
(7) 制御棒の連続的引抜き	反応度事象
(8) 制御棒の断続的引抜き	反応度事象
(9) 1次冷却材の小漏洩	減圧事象、空気侵入事象、FP 放出
(10) プレクーラ/インタクーラの冷却水流量又はヒートシンクの喪失 (部分喪失／全喪失)	加圧下冷却喪失事象
(11) プレクーラ／インタクーラの伝熱管漏洩	水侵入事象
(12) 冷却水配管の小漏洩	加圧下冷却喪失事象
(13) 補助冷却系の冷却水流量喪失	加圧下冷却喪失事象
(14) 補助冷却系の熱交換器伝熱管漏洩	水侵入事象
(15) 純化Heの供給喪失	-(* 1)
(16) 炉心流量の部分喪失	加圧下冷却喪失事象
(17) 加圧状態での熱伝導冷却	加圧下冷却喪失事象
(18) Heインベントリ制御失敗	反応度事象、減圧事象
(19) 発電機冷却水流量喪失	タービン廻りの異常

(* 1)その影響が小さいと考えられるため、除外する。

Table 3.3 MHTGR-GT の安全評価事象例と評価上の着眼点（2／2）⁽⁷⁾

安全評価事象	評価上の着眼点
2. 異常事象／長期の計画外運転停止事象	
(1) 中規模地震 + 加圧状態での熱伝導冷却	加圧下冷却喪失事象
(2) プラント制御機能の全喪失	-(*)2)
(3) プレクーラ／インタクーラの伝熱管漏洩 + 漏洩検知失敗	水侵入事象
(4) 冷却水配管の大漏洩	加圧下冷却喪失事象
(5) H e 純化系破断	減圧事象、空気侵入事象、FP 放出
(6) 1 次冷却材の中規模漏洩 + P C S 又は S C S での冷却	減圧事象、空気侵入事象、FP 放出
(7) 加圧状態での熱伝導冷却 + 燃料温度がピークに達した時点でP C S 又はS C S を再起動	加圧下冷却喪失事象
(8) 減圧状態での熱伝導冷却	加圧下冷却喪失事象
(9) タービンブレードの破損	タービン廻りの異常
(10)タービントリップ+タービンバイパス弁閉	タービン廻りの異常
3. 異常事象／安全設計評価事象	
(1) 大規模地震 + 加圧状態での熱伝導冷却	加圧下冷却喪失事象
(2) 運転時の異常な過渡変化 + 原子炉スクラム失敗	A T W S 事象
(3) 加圧状態での熱伝導冷却 + 制御棒誤引抜き	加圧下冷却喪失事象、反応度事象
(4) 減圧状態での熱伝導冷却 + 中規模の湿分流入	加圧下冷却喪失事象、水侵入事象
(5) 加圧状態での熱伝導冷却 + タービンバイパス弁又は補助冷却系止め弁閉	加圧下冷却喪失事象
(6) 全動力電源喪失	タービン廻りの異常
(7) タービンブレードの破損 + 減圧状態での熱伝導冷却	タービン廻りの異常

(*)2)他の事象に包絡できると考えられるため除外する。

(*)3)地震については除外する（耐震性評価の観点から検討すべき項目）。

Table 3.4 HTGR-GT で要求される緩和機能

事象	緩和機能	要求される機能
全般	異常事象の検知	原子炉スクラムなどの保護動作の作動信号発生
	主炉停止系	原子炉の緊急停止
	後備炉停止系	主炉停止系の機能喪失時に手動にて原子炉を停止する
	バイパス弁	炉心過冷却、タービン過回転等を防止するため、コンプレッサー出口からタービン出口及び前置冷却器入口への流路を開き、炉心及びタービン流量を抑制する
	停止時冷却系	強制循環冷却による残留熱除去
	受動的残留熱除去系	原子炉容器内の熱伝導と炉容器外の熱放射による受動的残留熱除去
反応度事象	即発臨界防止機能	制御棒飛出しによる反応度投入量を抑制して即発臨界を防止する
減圧事象	高所放出	原子炉建屋外部への FP 高所放出経路の確保
	格納施設圧力上昇抑制	格納施設内部圧力上昇を抑制
空気侵入事象	停止時冷却系起動阻止	冷却材大漏えいの早期検知及び停止時冷却系起動阻止信号の発生
タービン廻りの異常事象	タービンミサイル発生防止	ケーシングの強度確保

Table 5.1 軽水炉における安全機能の重要度分類の考え方及びHTGR-GTへの適用例 (1/3)

分類	定義	機能	HTGR-GT の構築物・系統・機器
クラス 1 PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大 量破損を引き起こす恐れのある構築物、 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ) 2) 過度の反応度印加の防止 3) 炉心形状の維持	原子炉容器、タービン吸収容器、クロスダクト スタンドパイプ(スタンドパイクロージャ) 炉心構成要素(燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック)、炉心支持構造物、原子炉容器
MS-1	異常状態発生時に原子炉を緊急停止し、 残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウ ンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆へ の過度の放射線の影響を防止する構築 物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止 2) 未臨界維持 3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧 (過熱)防止 4) 原子炉停止後の除熱 5) 炉心冷却 6) 放射性物質の閉じ込め、放射線の遮 へい及び放出低減	主炉停止系 主炉停止系、後備炉停止系 安全弁 受動的残留熱除去系 受動的残留熱除去系 受動的残留熱除去系 コントロール室納施設 高所放出経路及び排気塔
	安全上必須なその他の構築物、系統及び 機器	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系へ の作動信号の発生 2) 安全上特に重要なものの	安全保護系 タービンバス弁開イシターロック 非常用発電機(無停電電源) 制御室(遮へい及び換気空調) 制御用圧縮空気(安全系) 補機冷却水・冷却海水系

Table 5.1 軽水炉における安全機能の重要度分類の考え方及び HTGR-GTへの適用例 (2/3)

分類	定義	機能	HTGR-GT の構築物・系統・機器
クラス2 PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、爐心の著しい損傷又は燃料の大 量破損を引き起こす恐れはないが、敷地 外への過度の放射性物質放出の恐れがある 構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材の内蔵（原子炉冷却材 圧力バウンダリから除外されている 小口径なもの及びバウンダリに直接 接続されていないものは除く） 2) 放射性物質の貯蔵（原子炉冷却材圧 力バウンダリに直接接続されていな いもの） 3) 燃料の安全取り扱い	ヘリウム純化設備 気体焼棄物処理設備 使用済み燃料貯蔵設備 燃料交換機
MS-2	通常運転時及び過剰な過渡変化時に動作 を要求されるものであって、その故障に より爐心冷却が損なわれる可能性が高い 構築物、系統及び機器	1) 安全弁及び圧力遮し弁の吹き止まり 2) 放射性物質の放出防止	安全弁(吹き止まり機能) 排気塔
	PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は 故障により、敷地周辺公衆に与える放射 線の影響を十分小さくするようにする構 築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給 2) 放射性物質の放出防止	(該当なし)
	異常常態への対応上、特に重要な構築物、 系統及び機器	1) 事故時のプラント常態の把握 2) 異常状態の緩和 3) 制御室外からの安全停止	事故時監視計器 タービンミサイル防護装置 中央制御室外原子炉停止盤

Table 5.1 軽水炉における安全機能の重要度分類の考え方及びHTGR-GTへの適用例 (3/3)

分類	定義	機能	HTGR-GT の構築物・系統・機器
クラス 3 PS-3	異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材保持 (PS-1、PS-2 以外のもの) 2) 原子炉冷却材の循環 3) 放射性物質の貯蔵 4) 電源供給 5) プラント計測、制御 6) プラント運転補助	計配管 ヘリウムサンプリング設備 圧縮機 固体及び液体廃棄物処理設備 通常系電源 原子炉制御系 原子炉・プロセス計装 制御用圧縮空気
原子炉冷却材中の放射線物質濃度を通常運転に支障がない程度に低く抑える構築物、系統及び機器		1) 核分裂生成の原子炉冷却材中への放散防止 2) 原子炉冷却材の浄化	燃料被覆 ヘリウム純化設備
MS-3 運転時の異常な過渡変化があつても、MS-1、MS-2 とあいまつて事象を緩和する構築物、系統及び機器、		1) 原子炉圧力の上昇緩和 2) 出力上昇の抑制 3) 原子炉冷却材の補給	ヘリウム貯蔵供給設備 制御棒引き抜き阻止インターロック 制御棒パターンインターロック ヘリウム貯蔵供給設備
異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器		緊急時対策として重要なもの及び異常状態の把握	事故時サンプリング系 通信連絡設備 放射線監視設備 消火設備、など

Table 5.2 重要度と機器種別の関連付け

重要度分類	NRC	ASME	告示 501 号
PS-1	Group A	Class 1	第 1 種
MS-1	Group B	Class 2	第 3 種
PS-2	Group C	Class 3	第 4 種
MS-2			
PS-3	Group D	—	第 4 種
MS-3			

格納容器を除く

Table 5.3 HTGR-GT の重要度と機器種別 (1/2)

設備	レフレンシース		ポンシャルス	
	重要度	機器種別	重要度	機器種別
1. 原子炉及び炉心				
燃料体	PS-1	—	PS-1	—
炉内構造物	PS-1	支持	PS-1	支持
主炉停止系	MS-1	3	MS-1	3
後備炉停止系	MS-1	3	MS-1	3
2. 原子炉冷却・発電設備				
原子炉容器	PS-1	1	PS-1	1
タービン収納容器	PS-1	1	PS-2	4
クロスマスト外管	PS-1	1	PS-2	4
内管	—	—	—	—
タービン	—	—	—	—
圧縮機	PS-3	1	—	—
再生熱交換器	—	—	—	—
冷却器(伝熱管)	PS-1	1	PS-2	4
冷却水系	PS-3	4	—	—
3. 残留熱除去系				
受動的残留熱除去系	MS-1	3	MS-1	3
停止時冷却系	—	4	—	4
停止時冷却系冷却水系	—	4	—	4

Table 5.3 HTGR-GT の重要度と機器種別 (2/2)

設備	レファレンスケース		ポテンシャルケース	
	重要度	機器種別	重要度	機器種別
4. 原子炉補助設備				
He 純化系、再生系	PS-2	4	PS-2	4
He 貯蔵供給系	PS-3	4	—	—
5. プラント補助設備				
補機冷却水系 安全系	MS-1	3	MS-2	4
非安全系	—	4	—	—
補機冷却海水系 安全系	MS-1	3	MS-2	4
非安全系	—	4	—	—
試料採取、分析系	PS-3	4	—	—
制御用圧縮空気系 安全系	MS-1	4	MS-1	4
非安全系	—	—	—	—
6. 放射性廃棄物処理設備				
気体廃棄物処理設備	PS-2	4	PS-2	4
固体及び液体廃棄物処理設備	PS-3	4	PS-3	4
7. 燃料取扱及び貯蔵設備				
燃料交換機、使用済燃料貯蔵施設	PS-2	4	PS-2	4
8. 放射線管理設備	MS-3	5	MS-3	5
9. 換気空調設備				
中央制御室系	MS-2	—	MS-2	—
原子炉建家系、放射能測定室系	—	5	—	5
空調用冷水系 安全系	MS-2	4	MS-2	4
非安全系	—	4	—	—
10. 建家、構造物				
コンファインメント格納施設、 高所放出経路	MS-1	5	MS-1	5
排気塔	MS-1	—	MS-1	—
床ドレン、機器ドレン	PS-3	4	PS-3	4
消火設備	MS-3	—	MS-3	—
11. その他				
タービンバイパス弁開インターロック	MS-1	—	MS-1	—
タービンミサイル防護装置	MS-2	—	MS-2	—

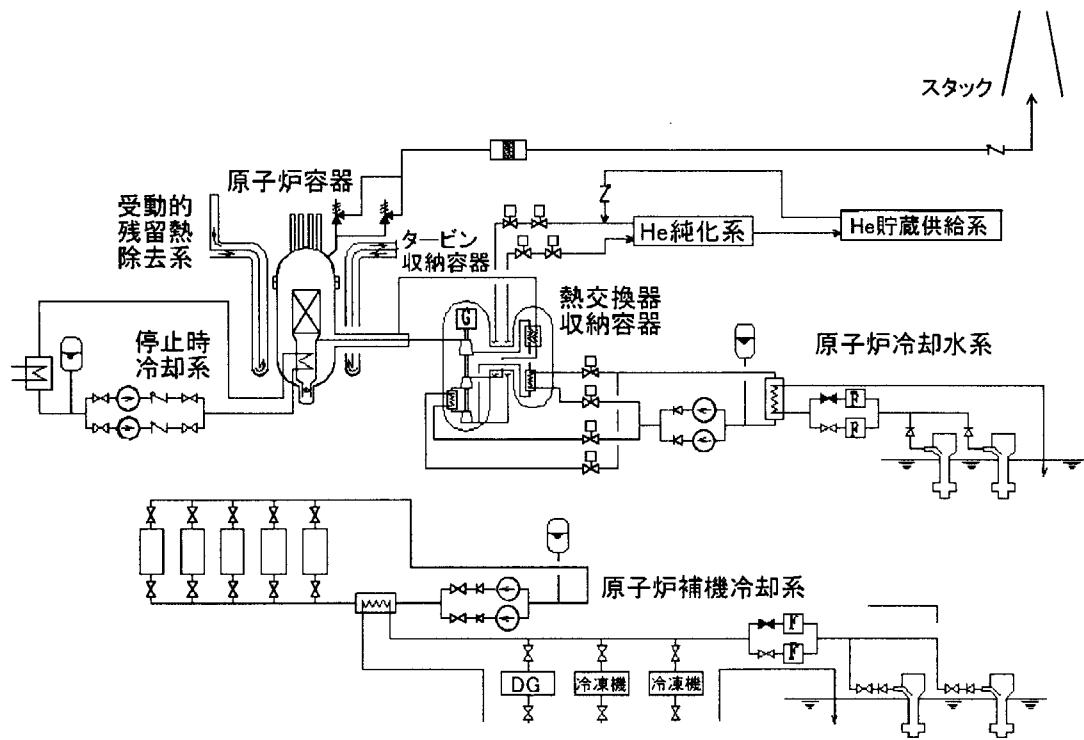


Fig.1.1 HTGR-GT の系統構成

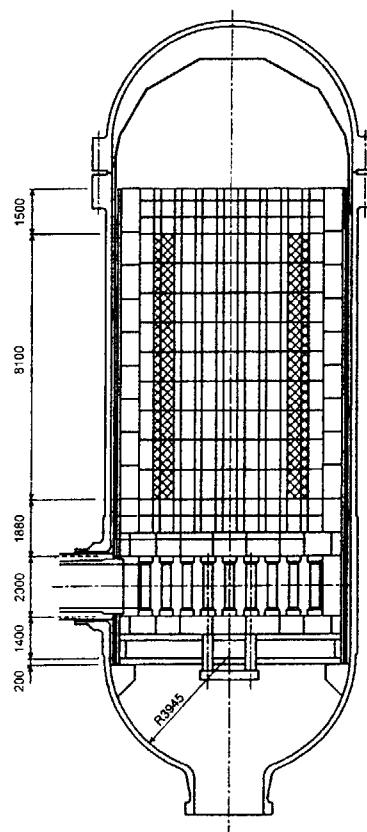


Fig.2.1 原子炉容器縦断面図

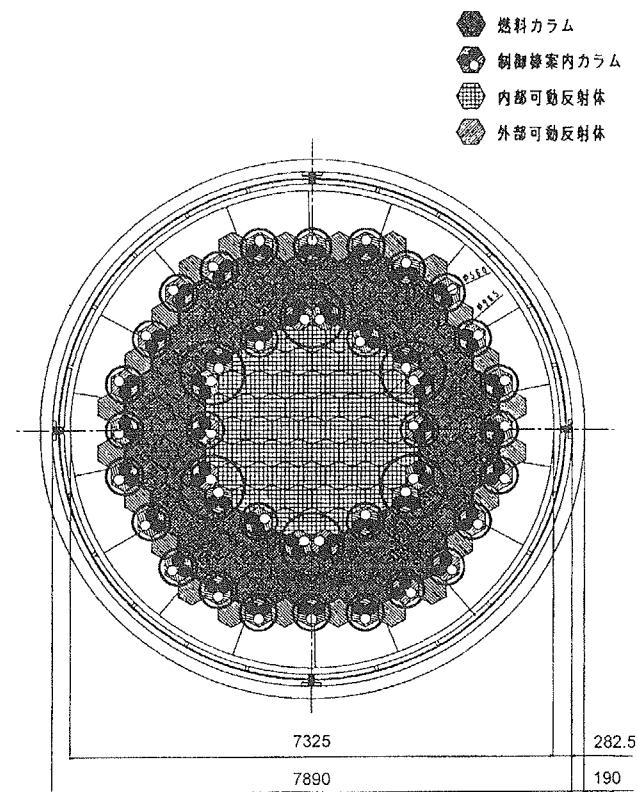


Fig.2.2 原子炉容器水平断面図

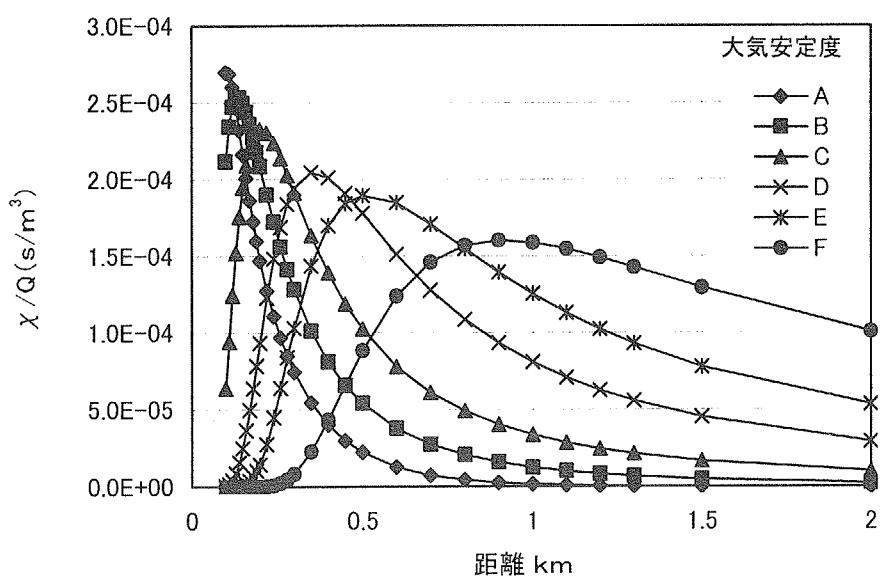


Fig.2.3 放出高さ 20mにおける大気安定度別地表面相対濃度（風速 1.5m/s）

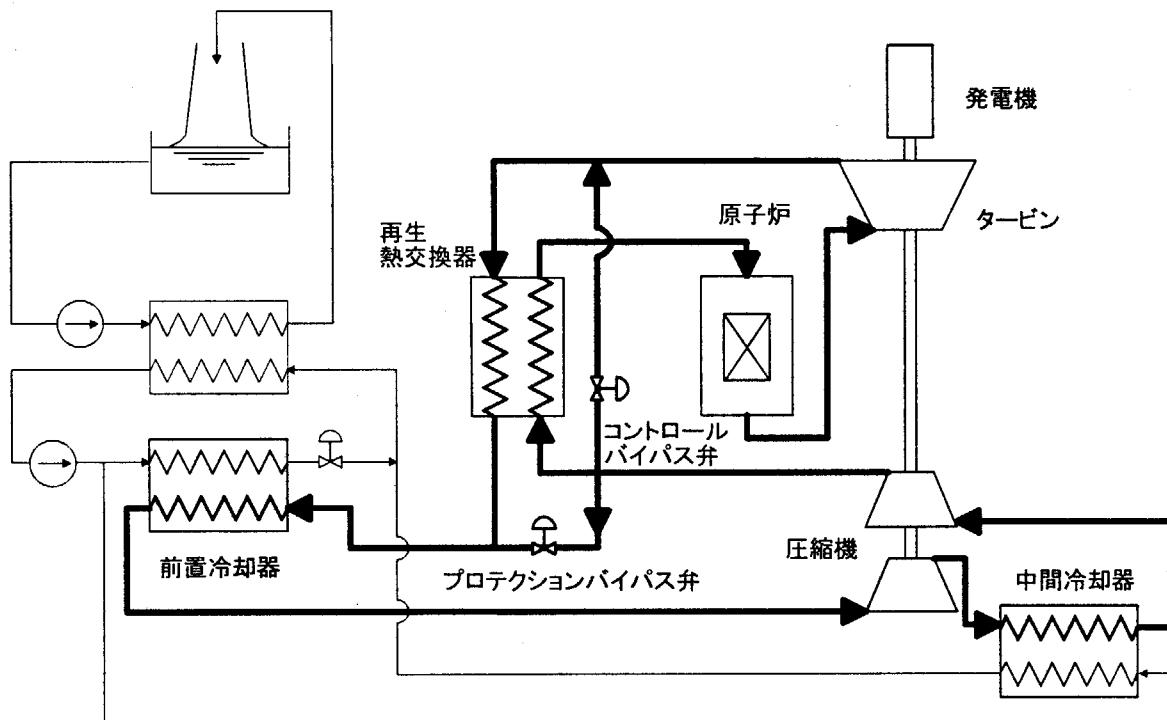


Fig.3.1 ヘリウム系統の構成（太線がヘリウムライン）

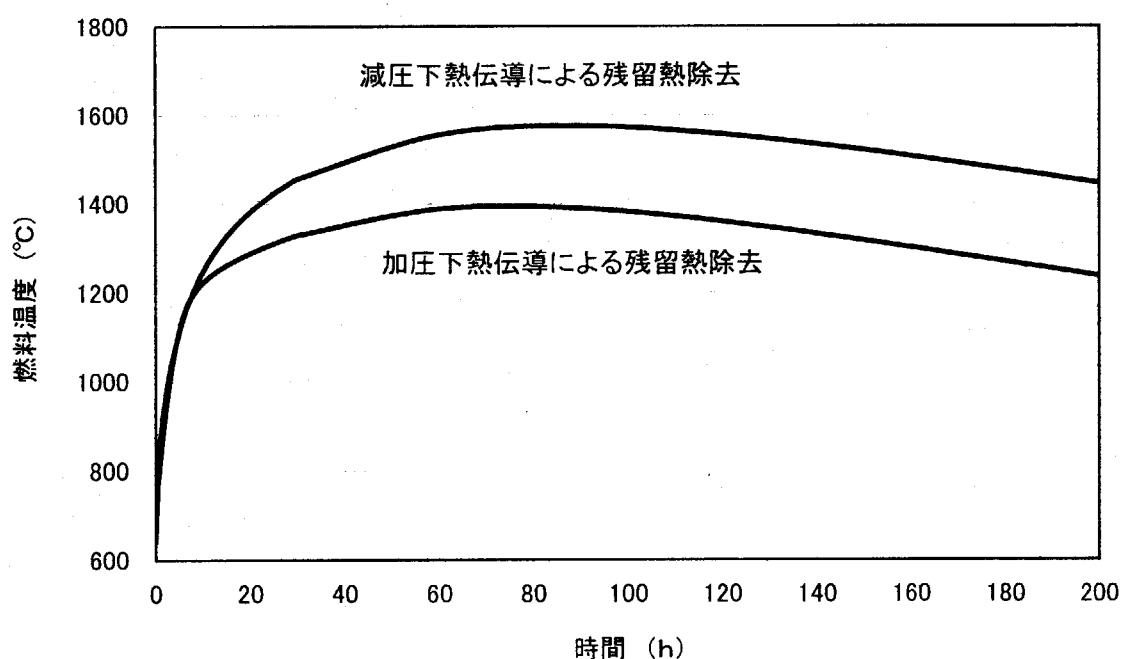


Fig.3.2 異常時の燃料温度

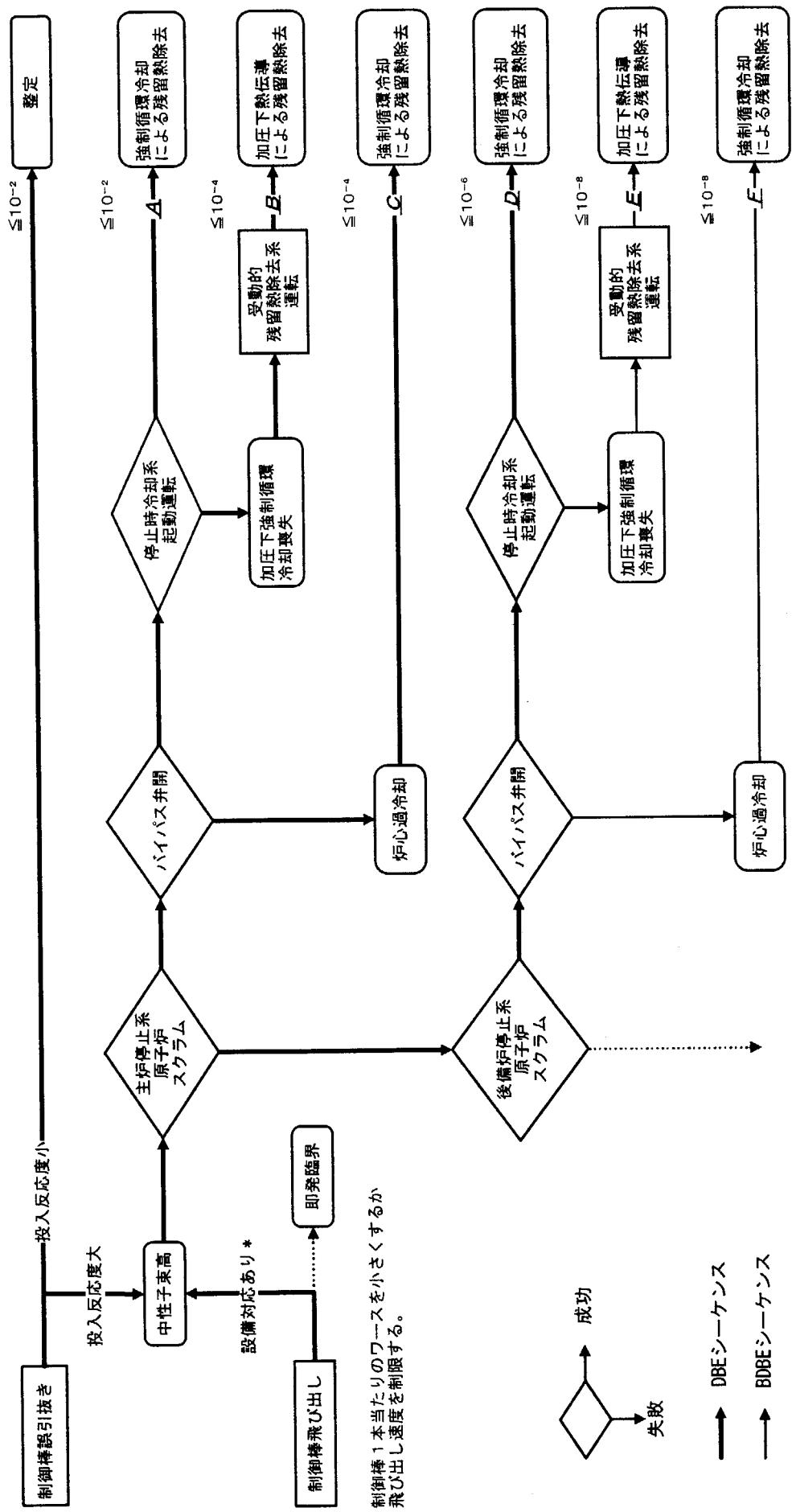


Fig. 3.3 反応度事象のイベントシーケンス

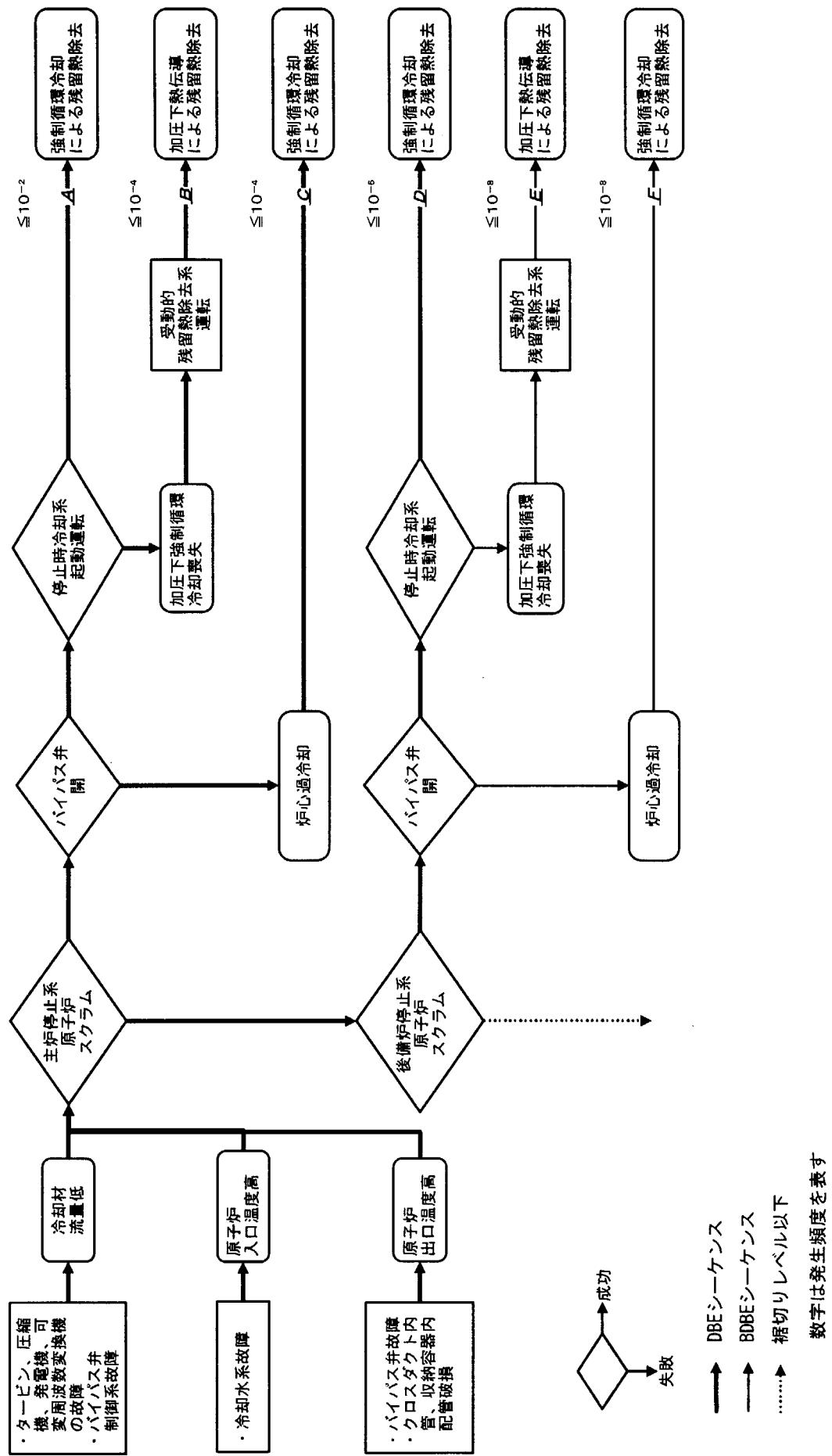


Fig. 3.4 加圧下冷却喪失事象のイベントシーケンス

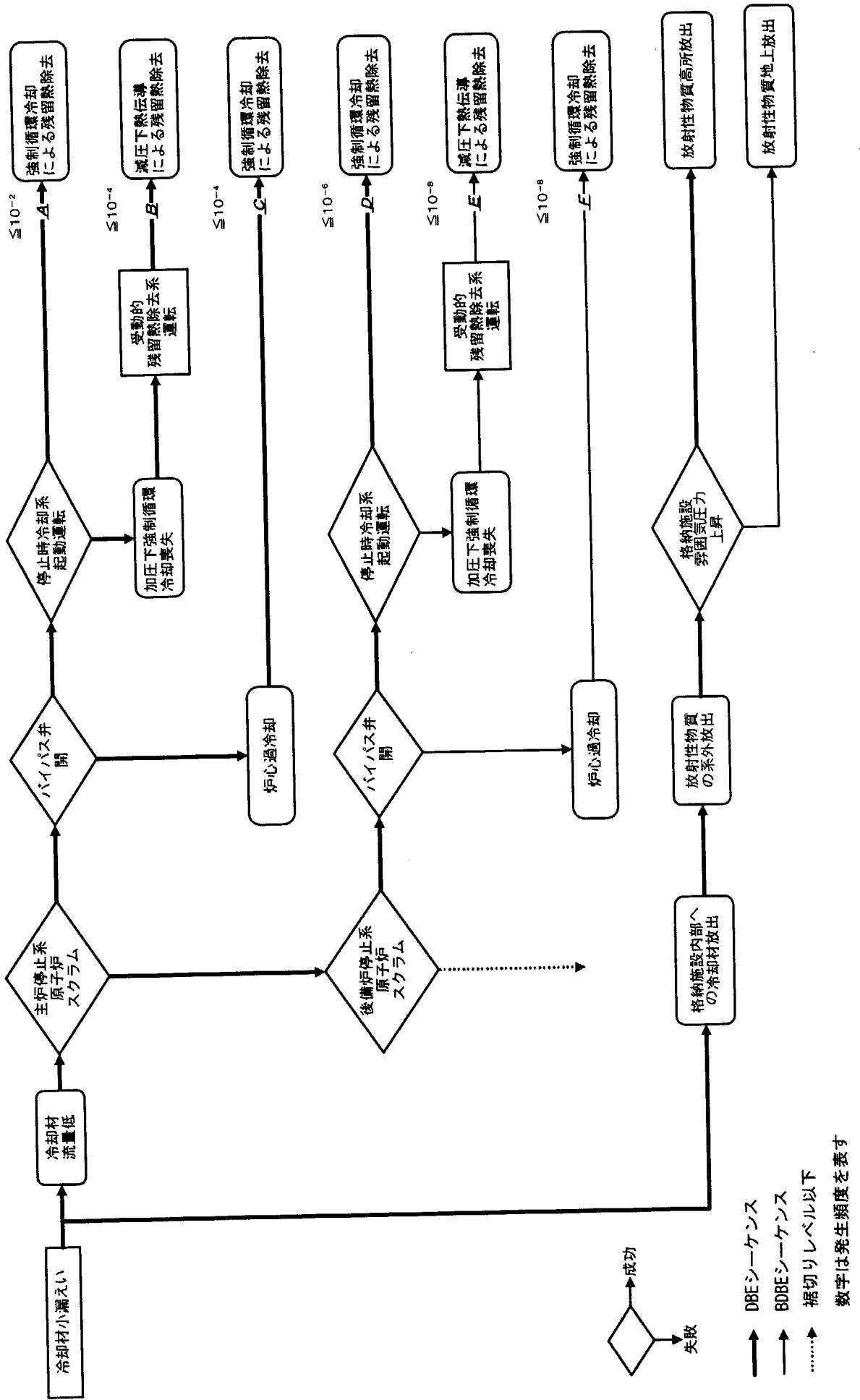


Fig. 3.5 減圧事象（小漏れい）のイベントシーケンス

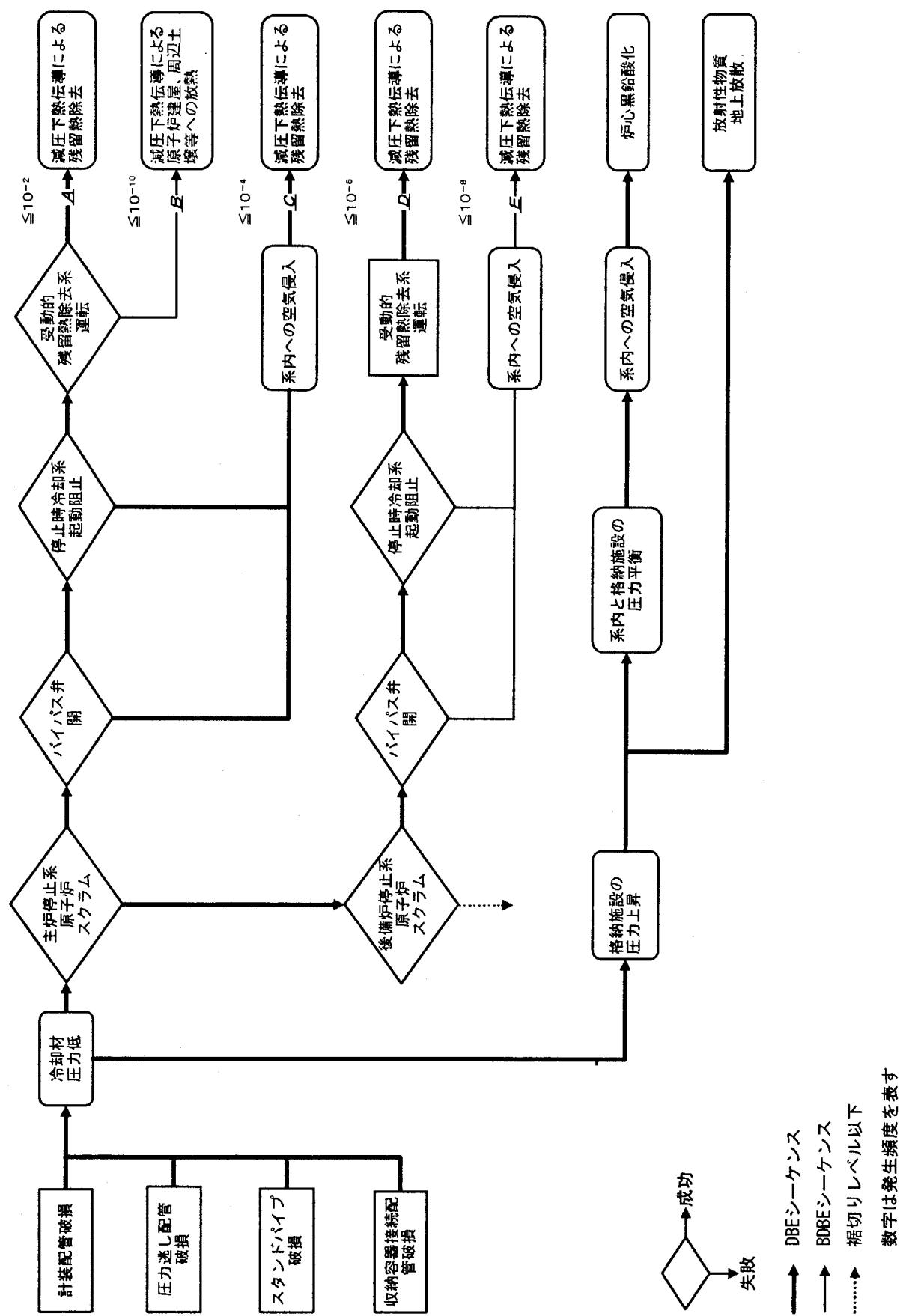


Fig. 3.6 減圧事象（大漏えい）のイベントシーケンス

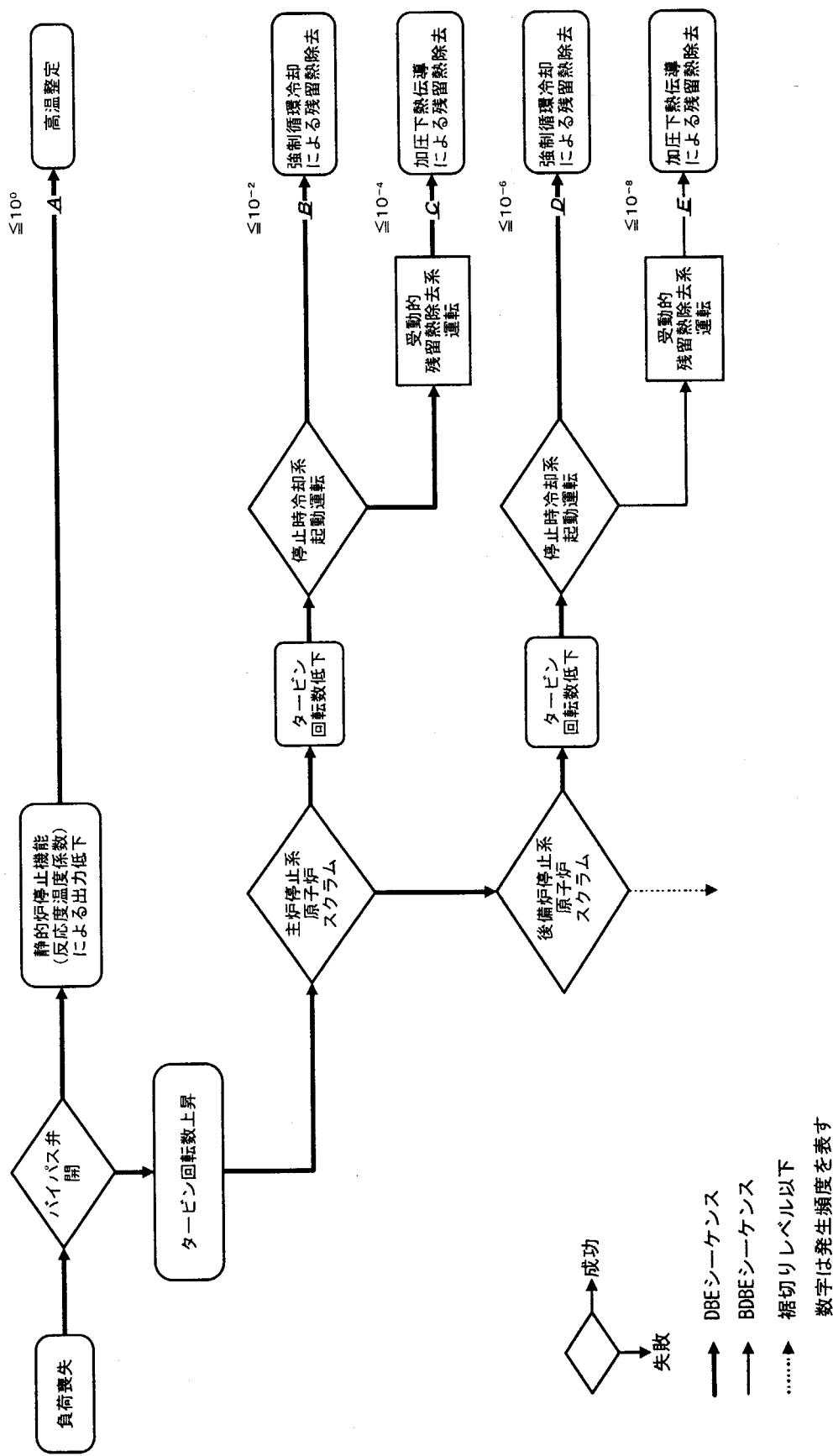


Fig. 3.7 タービン廻りの異常事象のイベントシーケンス (負荷喪失)

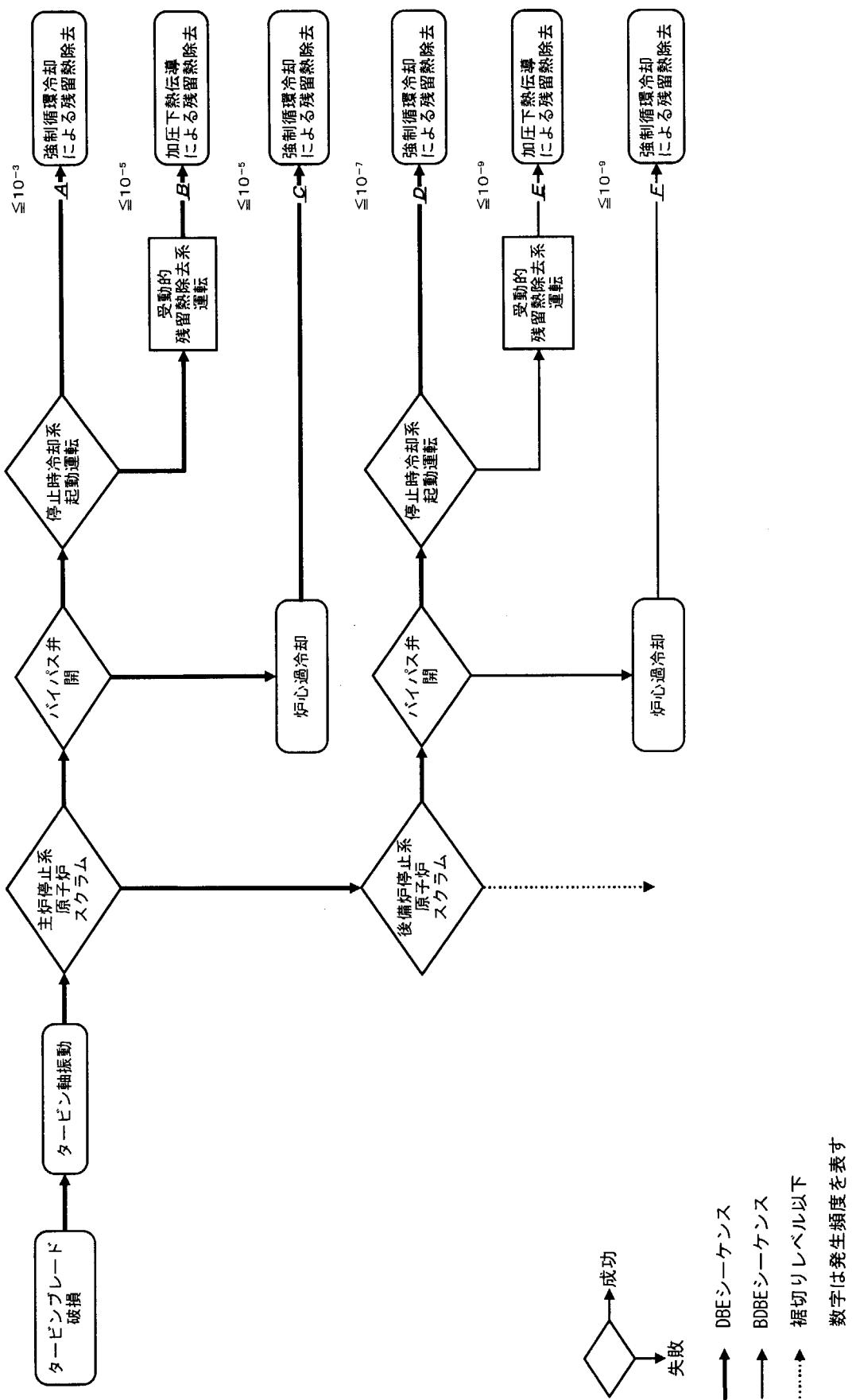


Fig. 3.8 タービン廻りの異常事象のイベントシーケンス（タービン破損）

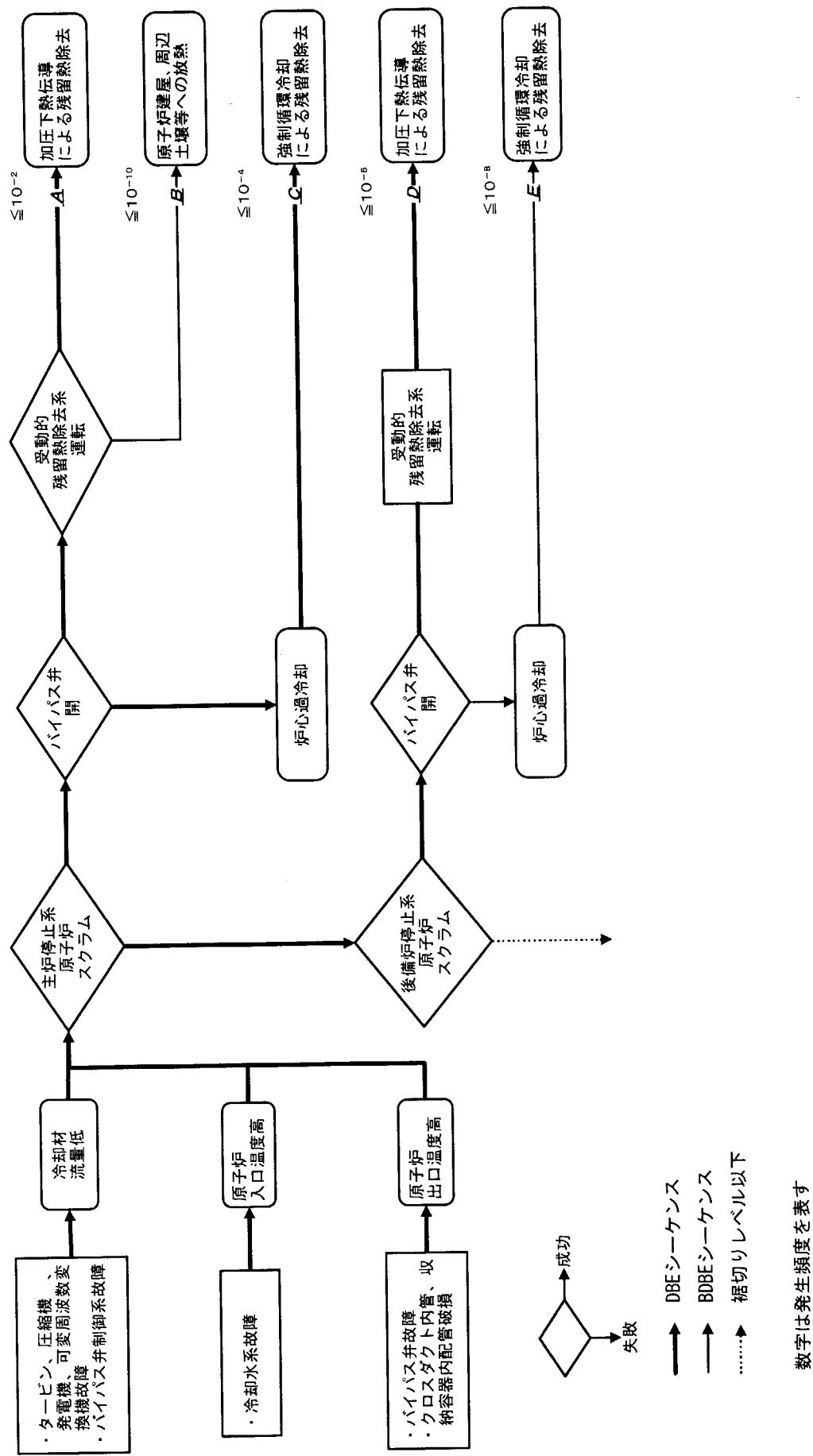


Fig. 4.1 加圧下冷却喪失事象のイベントシーケンス（停止時冷却系を期待しない場合）

数字は発生頻度を表す

→ DBEシーケンス
 → BDBEシーケンス
→ 捩切りレベル以下

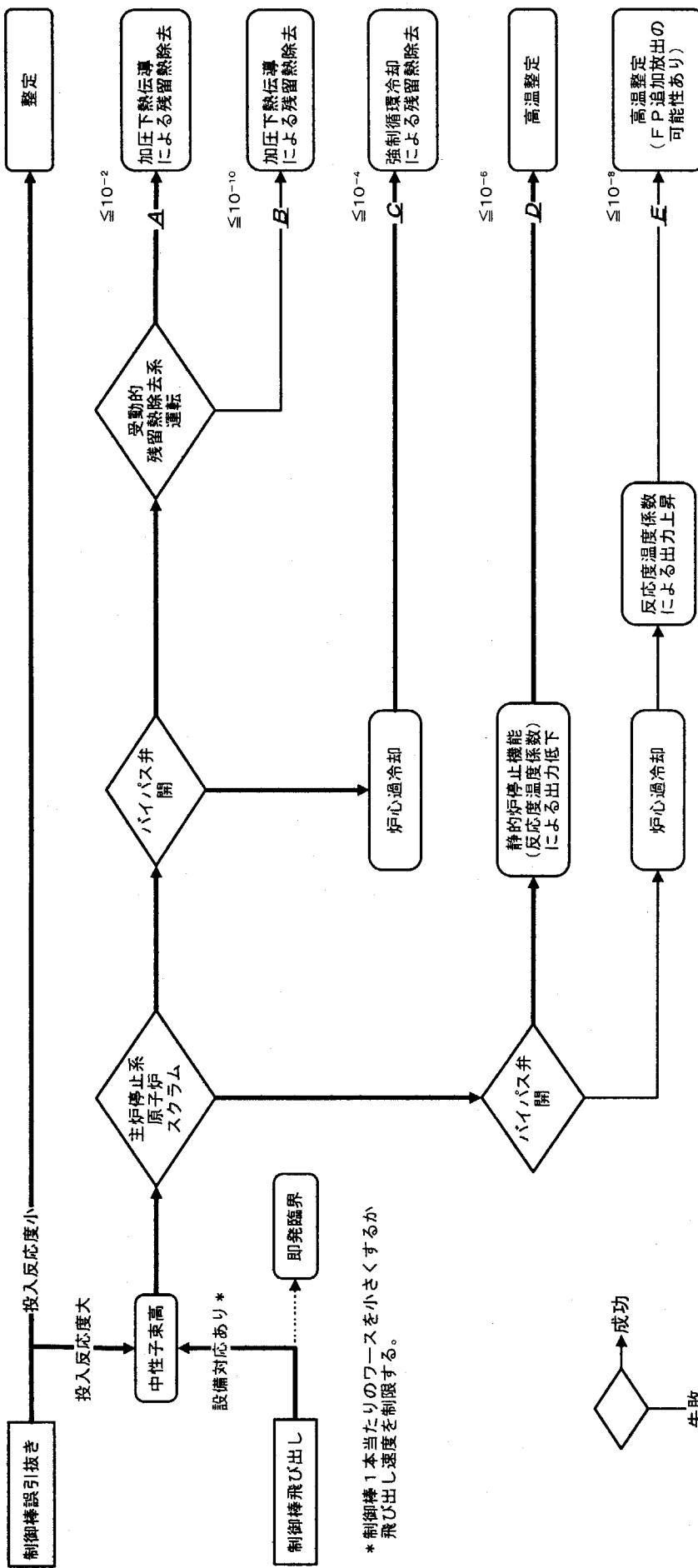


Fig. 4.2 反応度事象のイベントシーケンス（後備炉停止系を期待しない場合）

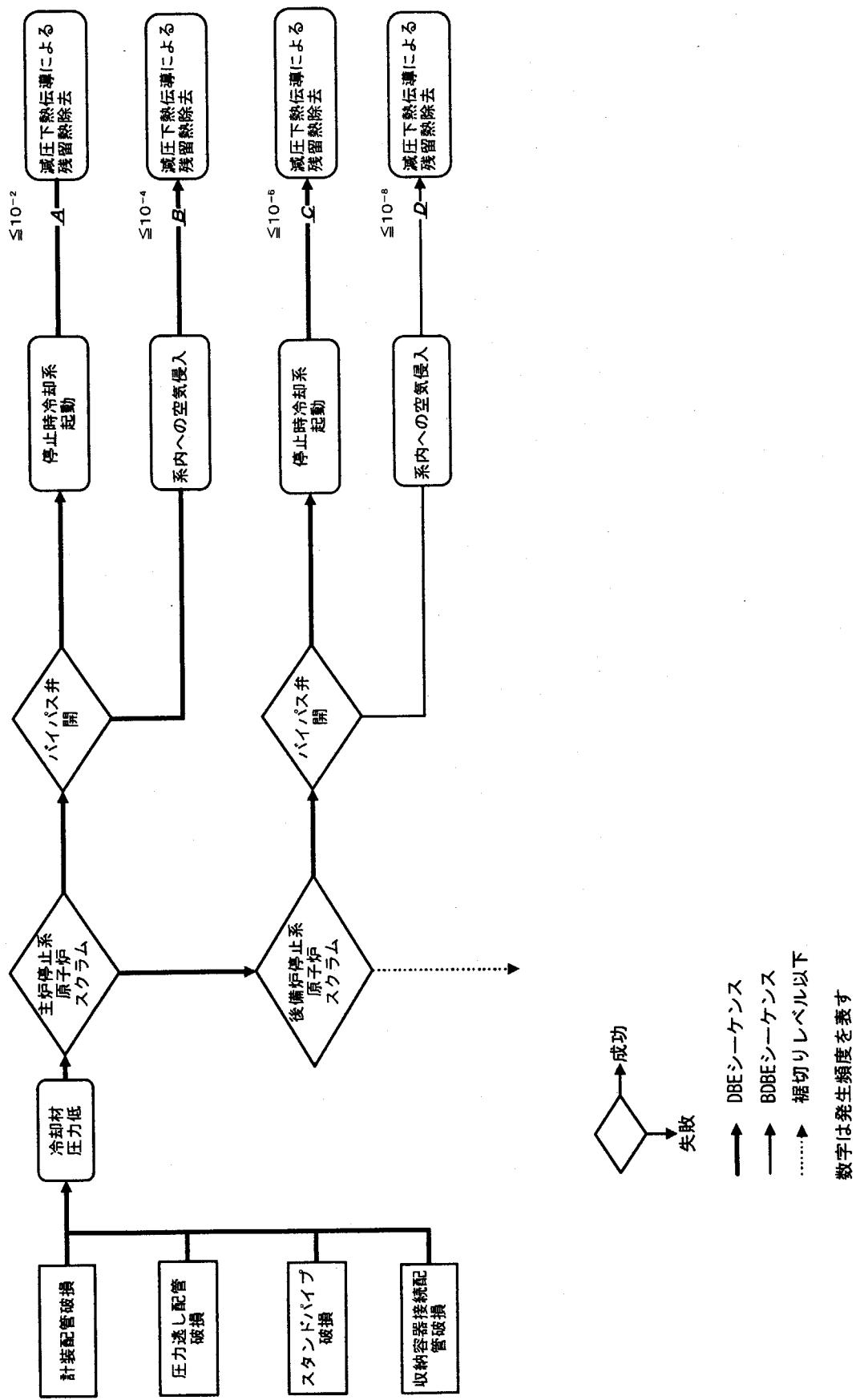


Fig. 4.3 減圧事象（大漏えい）のイベントシーケンス(停止時冷却系起動阻止を期待しない場合)

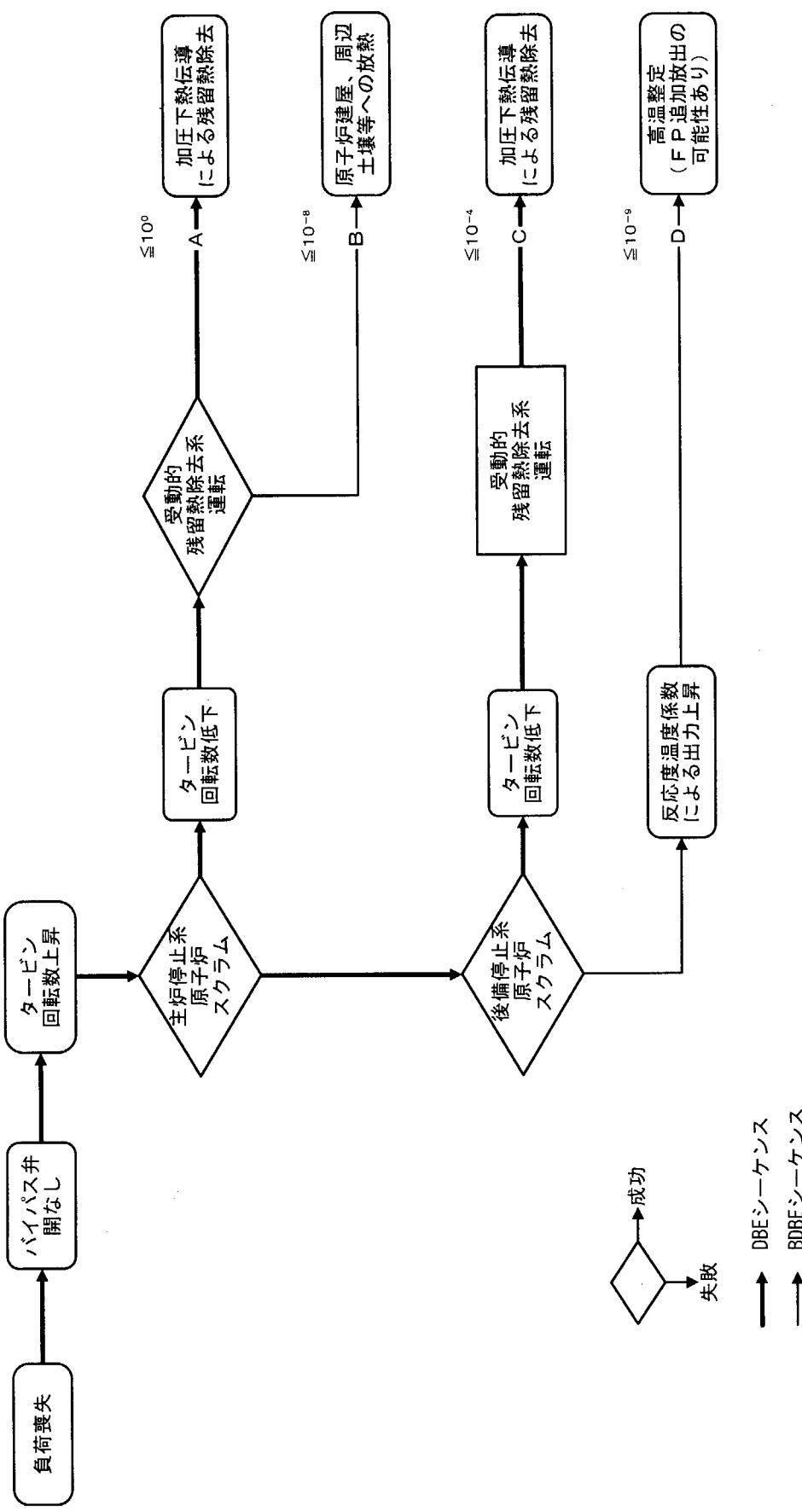


Fig. 4.4 負荷喪失のイベントシーケンス (バイパス弁開を期待しない場合)

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放熱束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038	
0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²	
6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1	

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
								= 4.184 J(熱化学)	
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸			
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹			
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵			
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹			
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹			
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸			
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1			

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad		
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹				1	0.01
	3.7 × 10 ¹⁰	1					

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876			
	2.58 × 10 ⁻⁴	1			

(86年12月26日現在)

高温ガス炉システムの安全機能に関する検討(受託研究)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています。