



JAEA-Technology

2016-014

DOI:10.11484/jaea-technology-2016-014

## 実用高温ガス炉の設計基準事象選定

Selection of Design Basis Event for Modular High Temperature Gas-cooled Reactor

佐藤 博之 中川 繁昭 大橋 弘史

Hiroyuki SATO, Shigeaki NAKAGAWA and Hirofumi OHASHI

原子力科学研究部門

高温ガス炉水素・熱利用研究センター

HTGR Hydrogen and Heat Application Research Center

Sector of Nuclear Science Research

June 2016

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Institutional Repository Section,  
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,  
Japan Atomic Energy Agency.  
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2016

## 実用高温ガス炉の設計基準事象選定

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門  
高温ガス炉水素・熱利用研究センター

佐藤 博之、中川 繁昭、大橋 弘史

(2016年3月29日 受理)

日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）では、原子力安全への国際的な貢献を目指し、我が国発の安全基準の国際標準化を目標に、実用高温ガス炉の安全要件や安全指針の基本となる考え方について検討を進めている。本検討では、日本原子力学会の研究専門委員会「高温ガス炉の安全設計方針」においてとりまとめられた「実用高温ガス炉の安全要件」に基づき、安全評価に当たり必要な設計基準事象について、高温ガス炉の固有の特性を考慮して決定論的手法を基本としつつ、確率論的手法を導入した選定方針を検討した。また、設計基準事象選定方針を原子力機構設計の発電用実用高温ガス炉へ適用し、設計基準事象を選定した。これらの結果、軽水炉や高速炉の原子炉施設の安全評価では設計基準事象としていない、安全系の機能喪失を重畳した事故シーケンスを考慮し、かつ、要求する安全性に対応した設計基準事象選定の考え方を構築するとともに、発電用実用高温ガス炉の設計基準事象選定を完了した。

本報告では、実用高温ガス炉の設計基準事象の選定の考え方、並びに、原子力機構設計の発電用実用高温ガス炉 GTHTR300 を対象とした設計基準事象の選定結果について報告する。

## Selection of Design Basis Event for Modular High Temperature Gas-cooled Reactor

Hiroyuki SATO, Shigeaki NAKAGAWA and Hirofumi OHASHI

HTGR Hydrogen and Heat Application Research Center

Sector of Nuclear Science Research

Japan Atomic Energy Agency

Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 29, 2016)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been investigating safety requirements and basic approach of safety guidelines for modular High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) aiming to increase international contribution for nuclear safety by developing an international HTGR safety standard under International Atomic Energy Agency. In this study, we investigate a deterministic approach to select design basis events utilizing information obtained from probabilistic approach. In addition, selections of design basis events are conducted for commercial HTGR designed by JAEA. As a result, an approach for selecting design basis event considering multiple failures of safety systems is established which has not been considered as design basis in the safety guideline for existing nuclear facility. Furthermore, selection of design basis events for commercial HTGR has completed.

This report provides an approach and procedure for selecting design basis events of modular HTGR as well as selected events for the commercial HTGR, GTHTR300.

Keywords: HTGR, Safety Standard, Design Basis Event, Multiple Failures

## 目次

1. はじめに.....	1
2. 設計基準事象の選定方針及び手順.....	2
2.1 基本方針.....	2
2.2 選定手順.....	3
3. 実用高温ガス炉の概要.....	5
4. 設計基準事象の選定.....	21
4.1 異常事象と起因事象の抽出、整理.....	21
4.2 安全機能の同定と緩和設備の設定.....	22
4.3 異常事象のグループ化.....	23
4.4 単一故障基準を適用した設計基準事象選定.....	23
4.5 事故シーケンスの同定.....	24
4.6 事故シーケンスグループの分析.....	25
4.7 重要事故シーケンスの同定.....	26
4.8 設計基準事象の選定.....	28
5. おわりに.....	63
謝辞.....	63
参考文献.....	64

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Design Basis Event Selection Approach and Procedure .....	2
2.1 Selection approach .....	2
2.2 Selection procedure .....	3
3. Commercial HTGR: GTHTR300 .....	5
4. Selection of Design Basis Event .....	21
4.1 Identification of abnormal and initiating events .....	21
4.2 Identification of safety function and mitigation systems .....	22
4.3 Categorization of abnormal events .....	23
4.4 Selection of design basis events with single failure criteria .....	23
4.5 Identification of accident sequence .....	24
4.6 Categorization of accident sequence .....	25
4.7 Categorization of selected accident sequence .....	26
4.8 Selection of design basis events .....	28
5. Conclusion .....	63
Acknowledgement .....	63
References .....	64

## 1. はじめに

高温ガス炉は、燃料に二酸化ウラン等の燃料核をセラミックス材により被覆した被覆燃料粒子、冷却材にヘリウム、減速材や原子炉内の主な構造材に黒鉛を用いた原子炉であり、これらの基本要素の固有の特性を活用することで、優れた安全性を有するのみならず、高温熱供給が可能であることから、世界的に実用化に向けた機運が高まっている。このような世界的情勢を受け、平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」では、「水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する。」との言及がなされた。これを受けて文部科学省の原子力科学技術委員会に設置された高温ガス炉技術研究開発作業部会では、今後10年間の実施課題として、ヘリウムガスタービン発電や熱化学法 IS プロセスによる水素製造等の高温ガス炉の熱利用に関する要素技術開発や大洗研究開発センターの高温工学試験研究炉（High Temperature engineering Test Reactor ; HTTR）を用いたこれら熱利用技術の実証試験、実用高温ガス炉の安全基準の策定等が示された。

このような背景の下、原子力安全への国際的な貢献を目指し、我が国発の安全基準の国際標準化を目標に、これまでに、日本原子力学会の研究専門委員会「高温ガス炉の安全設計方針」において実用高温ガス炉の安全要件が作成された<sup>1)</sup>。本安全要件では、軽水炉や高速炉において設計拡張状態と定義されていた多重故障を伴う事象に対しても設計で対処し、炉心の著しい損傷事故、すなわち、環境への多量の放射性物質の放出が発生しないように設計することを要求している。これに続いて、平成27年度から開始された研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」では、多重故障を伴う事象を含めた設計基準事象の選定方針について検討を進めている。本検討では、研究専門委員会に提示する、実用高温ガス炉の安全要件に基づく設計基準事象の選定方針案、並びに、当該方針の原子力機構設計の発電用実用高温ガス炉 GTHTTR300<sup>2)</sup>への展開例を提示する。なお、設計基準事象の選定方針案作成に当たっては、これまでに確立された燃料性能で導入可能な「実用高温ガス炉」に限定せず、本質的安全性を有する原子力機構が提案する「将来的な実用炉」<sup>3)</sup>においても適用できるものを目指す。選定方針の具体例の提示に当たっては、設備構成や設計仕様が明確な発電用実用高温ガス炉を対象とする。

本報では、先ず、第2章において設計基準事象選定の考え方や具体的手順について述べ、第3章において発電用実用高温ガス炉の概要を示し、第4章で発電用実用高温ガス炉を対象とした設計基準事象の選定結果を示す。

## 2. 設計基準事象の選定方針及び手順

### 2.1 基本方針

#### 2.1.1 検討範囲

本検討では、安全設計とその評価で対象とすべき内の事象に起因する設計基準事象、すなわち、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を対象とする。実用高温ガス炉の安全要件では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を以下のとおり定義している。

- 運転時の異常な過渡変化

「通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該事象が継続した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのある事象に進展するおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

- 設計基準事故

「当該事象が発生した場合には、本原子炉施設から多量（一般公衆ないし従事者に通常運転時における規制値を上回る放射線被ばくを与える量）の放射性物質の放出を及ぼすおそれのあるものとして、安全設計とその評価に当たって考慮すべき事象。」

なお、設計基準事故は、「『単一故障基準』を適用した在来の設計基準事故」と「単一起因事象が発生した際に、共通要因故障等によって多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象」の2つに区分している。

外的事象については、設計基準として安全評価で考慮すべき事象の種類や大きさは炉型によって異なることはないため、立地条件に応じて、在来の規則（例えば、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等）やガイド類（例えば、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドや基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド、原子力発電所の竜巻影響評価ガイド等）に基づき設定することとする。

#### 2.1.2 選定の考え方

設計基準事象の選定フローを **Fig.2.1** に示す。実用高温ガス炉の安全要件に基づき、単一起因事象に加えて多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象を設計基準事象の対象とする。そのため、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象の選定に当たっては、起因事象と緩和機能の成否の組み合わせを考慮した経路「事故シーケンス」を検討する。事故シーケンスの同定には決定論的な手法を用いる。これは、高温ガス炉の基本構成要素である、被覆燃料粒子、黒鉛製炉内構造物、ヘリウム冷却材の固有の特性から、高温ガス炉では炉心溶融が想定されず、溶融燃料に

よる格納系への脅威がないため事象進展が簡素であること、受動的な安全設備の採用が可能であり、支援系が不要または簡素なので事故シナリオの把握が容易なためである。

同定された事故シーケンスのうち、起回事象及び事故シナリオの特徴を代表するとともに、安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しくなると想定される事故シーケンスを安全評価対象とする「重要事故シーケンス」として同定する。なお、必要に応じて事故シーケンスの発生頻度を参照し、発生の可能性が極めて低い、又は、発生を仮定してもその影響が十分に小さいと考えられる事故シーケンスは安全評価対象から除外してもよいこととするが、最新知見などを反映して頻度や影響について継続的な見直しを行うこととする。

## 2.2 選定手順

上記の設計基準事象選定の考え方に基づく、具体的な設計基準事象の選定手順を以下に示す。

### (1) 異常事象と起回事象の摘出、整理

放射性物質の放出に至るおそれのある異常事象とその起回事象を摘出、整理する。異常事象及び起回事象の摘出に当たってはマスターロジックダイアグラム (MLD : Master Logic Diagram) 法に基づく分析や故障モード影響解析 (FMEA : Failure Mode Effect Analysis) 等の体系的な手法を用いる。

### (2) 安全機能の同定と緩和設備の設定

異常事象発生時に放射性物質の放出に対する安全機能を同定し、以下の分類に従い整理する。

- 反応度制御機能
- 炉心冷却機能
- 化学反応制御機能

また、上記分類の安全機能を担う緩和設備を設定する。

### (3) 異常事象のグループ化

事故シーケンス同定を容易とするため、異常事象をグループ化し「起回事象グループ」として整理する。グループ化に当たっては、事象進展に影響する緩和設備が類似しているものをまとめる。

### (4) 単一故障基準を適用した設計基準事象選定

摘出した起回事象について、発生頻度を評価し運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に分類する。安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しい結果を与える起回事象が明らかな場合には、起回事象グループの各々について代表事象を選定してもよいこととする。

(5) 事故シーケンスの同定

選定した起回事象グループに対し、イベントツリー法により多量の放射性物質の放出に至るおそれのある事故シーケンスを同定する。イベントツリーのヘッディングには、上記で設定した緩和設備の有する機能を用いる。

(6) 事故シーケンスグループの分析

重要事故シーケンス同定を容易とするため、事故シーケンスをグループ化する。グループ化に当たっては、起回事象及び事故シナリオの特徴が類似しているものをまとめる。

(7) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループ各々に対して、安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しい結果を与える事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定する。必要に応じて事故シーケンスの発生頻度を算出し、発生頻度が極めて低い事故シーケンスについては除外してもよいが、排除された事故シーケンスを明確化し、記録として残す。

(8) 設計基準事象の選定

上記で選定した単一故障基準を適用した設計基準事象と重要事故シーケンスを設計基準事象とする。

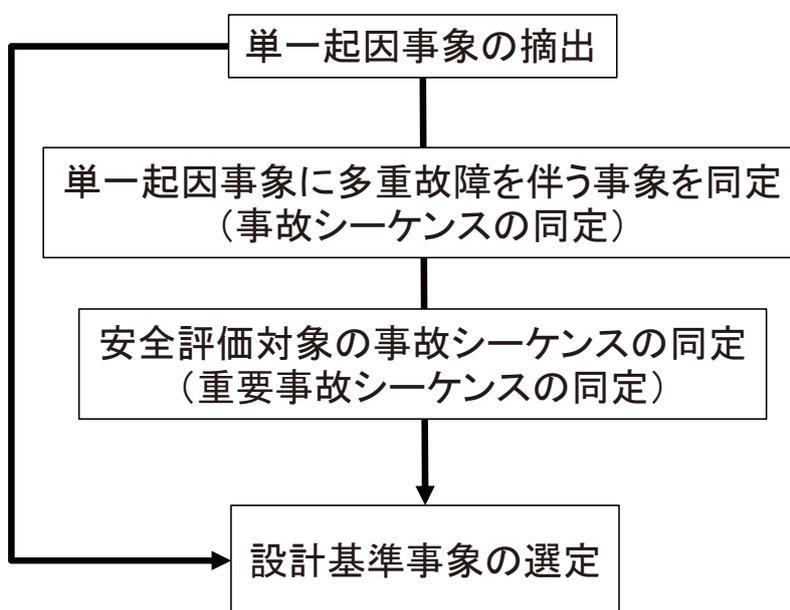


Fig.2.1 Diagram for design basis event selection

### 3. 実用高温ガス炉の概要

原子力機構は、国内企業と共同で実用高温ガス炉 GTHTTR300 の設計を実施している。以下では、設計基準事象の選定対象である、発電用実用高温ガス炉の設備概要を示す。なお、本検討では特に発電サイクルの排熱について海水冷却方式のシステムを対象とする。

- 基本仕様を **Table 3.1** に示す。原子炉熱出力は 600MW であり、電気出力は原子炉出口冷却材温度 950°C において 302MWe、原子炉出口冷却材温度 850°C において 274MWe である。
- 原子炉の鳥瞰図を **Fig.3.1** に示す。原子炉は、炉心、炉内構造物、原子炉圧力容器から構成される。炉心は、燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック等により構成し、燃料体を環状に積み上げた燃料領域の側部及び上下部を可動反射体ブロック等で囲む。燃料形式は HTTR と同様にピン・イン・ブロック型燃料を採用している。燃料体には、減速材である六角柱の黒鉛製ブロックに複数の冷却材流路孔を加工し、それぞれに燃料棒を 1 本ずつ挿入したものを使用する。燃料棒には、HTTR から炉心平均出力密度の向上を図るため、燃料コンパクトに黒鉛被覆層を施し、燃料コンパクト表面と冷却材が直接接触して冷却する一体型構造を採用している。
- 反応度制御は HTTR と同様に、制御棒系に加えて、反応度調整材を用いて過剰反応度を制御する。原子炉停止系には、制御棒系とバックアップの役割を有する後備停止系の 2 系統を設けている。
- 主冷却設備の全体構成図を **Fig.3.2** に示す。主冷却設備は、原子炉圧力容器とヘリウムガスタービンを格納する動力変換容器に加え、再生ブレイトンサイクルでの基本構成要素である、再生熱交換器及び前置冷却器を内包する熱交換器収納容器とこれらを接続する二重管から構成される。再生熱交換器はプレートフィン型熱交換器であり、フィン部はオフセットフィン式を採用している。前置冷却器は発電サイクルにおいて排熱を冷却設備に伝える機能を有し、伝熱管内に冷却水、管外にヘリウムが流れるローフィン管、ヘリカルコイル型の熱交換器である。
- 発電設備は、原子炉冷却材により駆動する直接サイクル方式のヘリウムガスタービンを採用しており、タービン入口温度条件 950°C で正味発電効率 50.4%を達成可能である<sup>4)</sup>。ヘリウムガスタービンはタービン、圧縮機及び発電機から構成され、これら機器は単一軸に接続されている。
- 炉容器冷却設備の系統図を **Fig.3.3** に示す。炉容器冷却設備は事故時の炉心冷却を目的としており、1 次冷却設備の配管破損等により炉心強制循環冷却が喪失した場合においても、炉室の 1 次生体遮へいコンクリート内側に設けられた冷却パネルにより、原子炉圧力容器の外側から間接的に炉心を冷却可能である。冷却パネルは原子炉建屋外から導入された空気の自然循環流により冷却される方式を採用している。
- コンファインメントの説明図を **Fig.3.4** に示す。コンファインメントは、鉄骨・鋼板コンクリ

ート構造のコンパートメントの集合よりなる格納施設である。コンファインメントには、1次冷却設備配管破損等の原子炉冷却材圧力バウンダリ損傷により放出される冷却材による短期の圧力上昇を抑制するため、ブローアウトパネルを設置するとともに、冷却材の高所放出のためスタックが設けられている。また、スタックには、炉心への空気侵入量の制限を目的とした閉止扉を設置している。

- 停止時冷却設備の系統図を **Fig.3.5** に示す。停止時冷却設備は原子炉の通常停止時における速やかな炉心冷却を目的に設置されており、原子炉圧力容器下部に設置されたヘリウム-冷却水の熱交換器及び循環機から構成される。熱交換器において崩壊熱及び残留熱が冷却水に伝えられ、最終的に冷却器を介して海水に放出される。
- 冷却水設備の系統図を **Fig.3.6** に示す。冷却水設備は、発電機や前置冷却器の除熱を行う設備であり、冷却対象機器に冷却水を供給する冷却系と海水に熱を輸送する海水系から成り、それぞれの系統は冷却器、ポンプ等で構成される。
- ヘリウム純化設備の系統図を **Fig.3.7** に示す。ヘリウム純化設備は、黒鉛構造物や金属構造物の腐食や冷却材中の循環放射能の低減を目的として、冷却材中の化学的不純物や放射性物質を除去する機能を有する。本設備は、入口フィルタ、酸化銅反応筒、冷却器、モレキュラーシーブトラップ、コールドチャコールトラップ、ガス循環機等から構成される。
- ヘリウム貯蔵供給設備の系統図を **Fig.3.8** に示す。ヘリウム貯蔵供給設備は、通常運転時において原子炉冷却材圧力を所定の圧力に制御することを目的としており、主冷却設備から回収ヘリウムを貯蔵する貯蔵タンク、ヘリウムを供給する供給タンク、貯蔵タンクから供給タンクにヘリウムを移送する圧縮機等から構成される。
- 燃料取扱設備は、燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の原子炉への装荷、取り出し等を行う設備であり、燃料交換機と附属設備から構成される。燃料交換機の構造説明図を **Fig.3.9** に、燃料交換機グリッパの構造説明図を **Fig.3.10** に示す。燃料交換は、軸方向の奇数段に新燃料を装荷し、1バッチ燃焼後に偶数段に移動して2バッチで取り出す、サンドイッチシャッフリング交換方式を採用している。燃料交換機は、炉心からの炉心構成要素の取り出し、炉心への装荷、使用済燃料貯蔵設備への燃料の装荷等を行う機能を有し、グリッパ駆動装置、グリッパ、ドアバルブ等から構成される。
- 使用済燃料貯蔵設備の構造断面図を **Fig.3.11** に示す。使用済燃料貯蔵設備は、原子炉で照射された燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の貯蔵を行うものである。
- 気体廃棄物処理設備の系統図を **Fig.3.12** に示す。気体廃棄物処理設備は、気体廃棄物の回収、放射性物質の除去、減衰及び放射性物質の濃度を監視しながら大気への放出を行う設備であり、短半減期核種を崩壊減衰させる減衰タンク、放射性ヨウ素等を除去するフィルタユニットやガス輸送に用いる圧縮機、排風機等から構成される。
- 液体廃棄物処理設備の系統図を **Fig.3.13** に示す。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の回収及び一時貯留を行う設備であり、機器等の廃液を一時貯留するためのタンク類、タンクに収集されたドレン水を蒸発濃縮処理するための排液蒸発装置、液を輸送するためのポンプ類から構成される。

Table 3.1 Major specifications of GTHTR300

主要仕様	値
原子炉出力 [MWt]	600
原子炉出口温度 [°C]	850 – 950
原子炉冷却材圧力 [MPa]	6.4 – 6.9
平均燃焼度 [GWd/t]	120
燃料交換期間 [yrs]	1.5 – 2.0
発電効率 [%]	45-6 – 50.4
電気出力 [MWe]	274-302

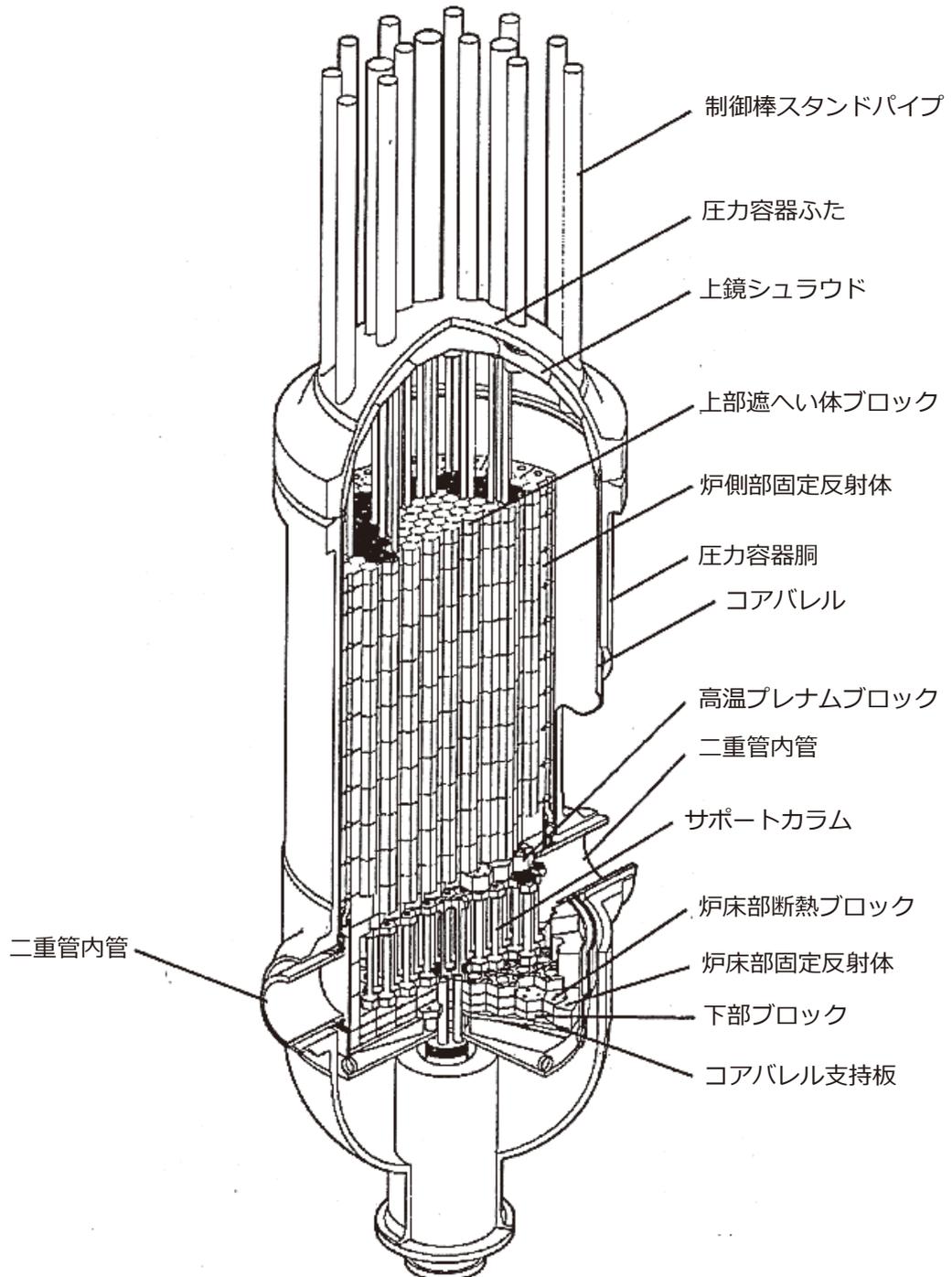


Fig.3.1 Bird's eye view of reactor

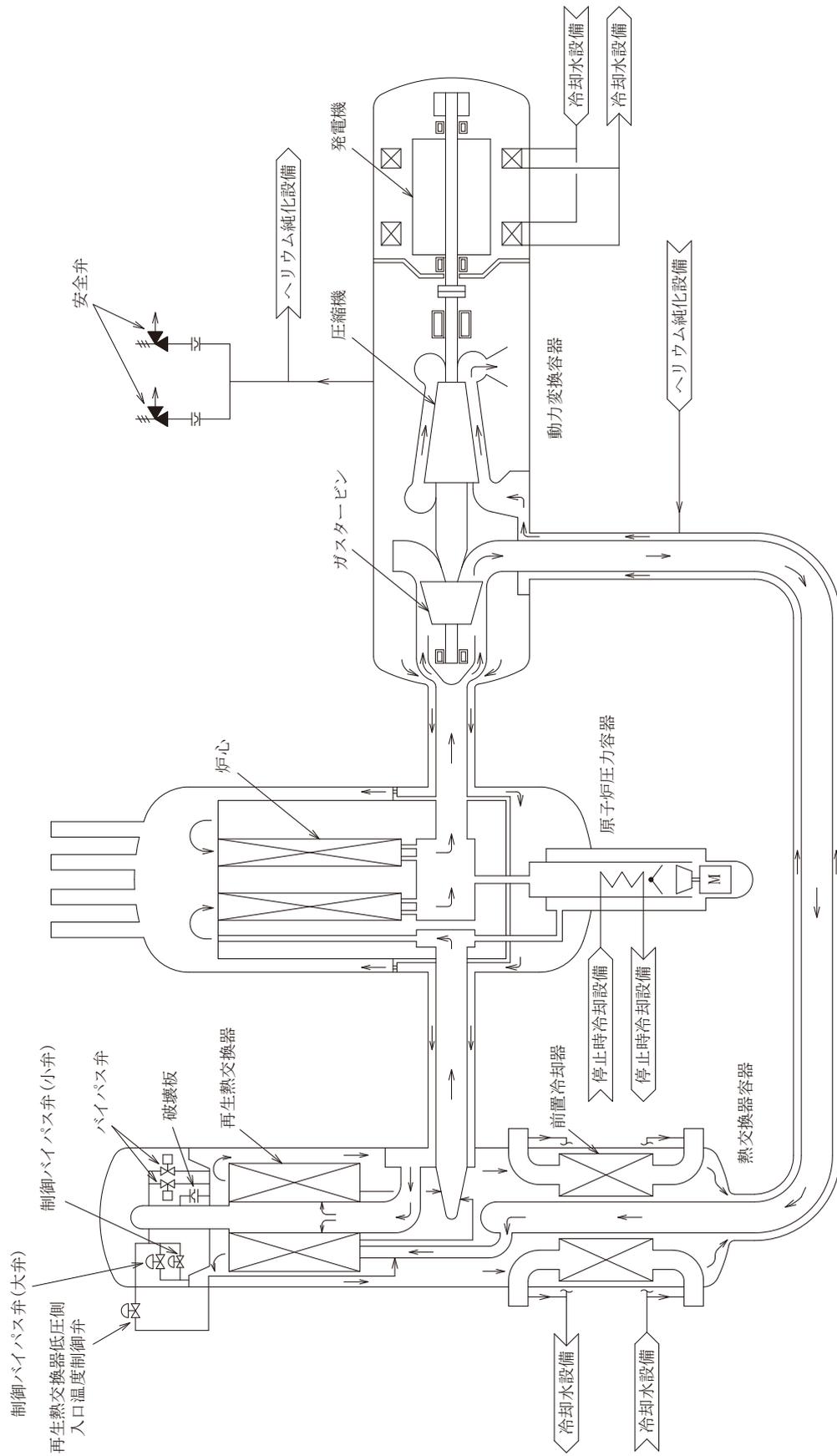


Fig.3.2 Main cooling system configuration

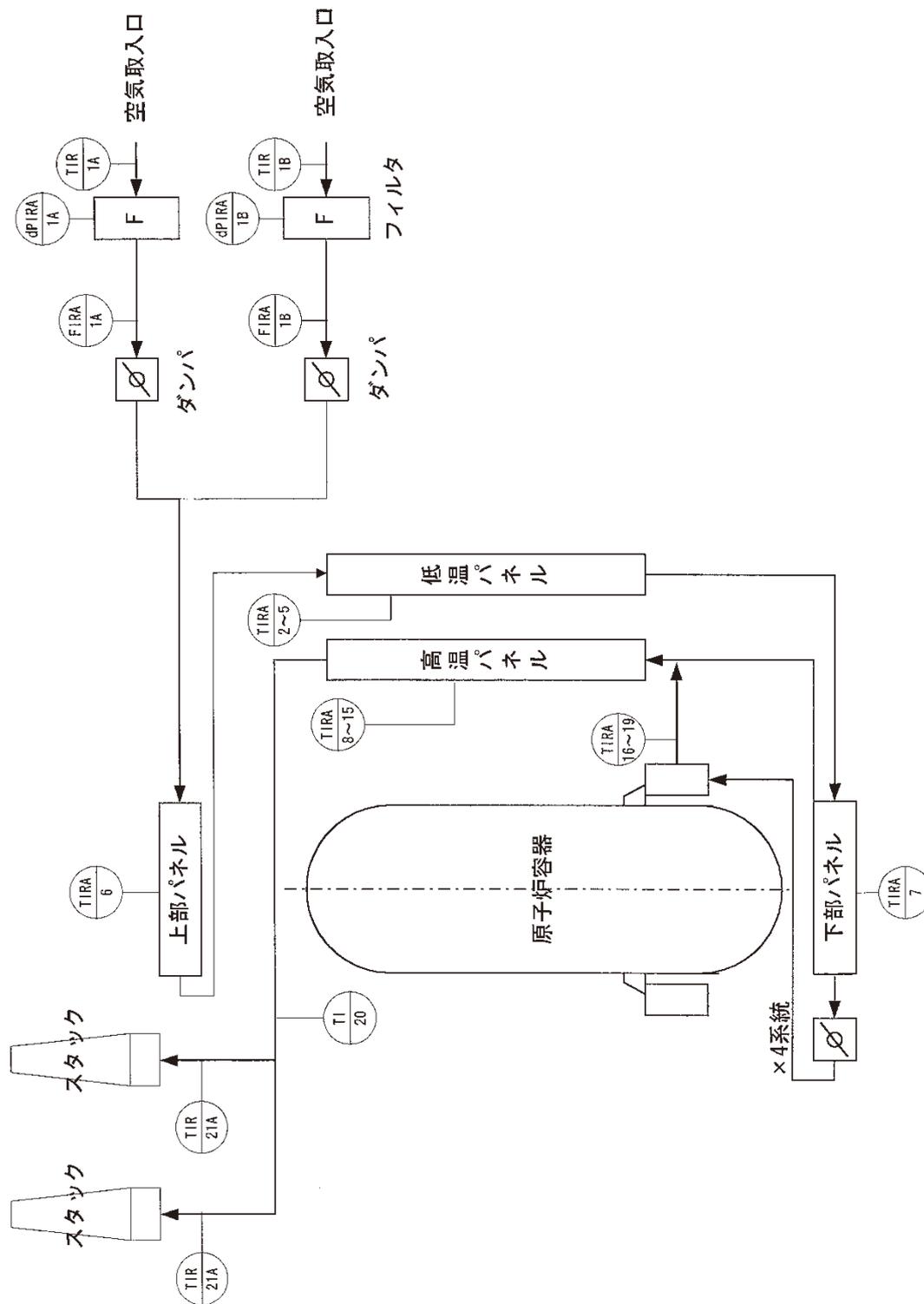


Fig.3.3 Vessel cooling system configuration

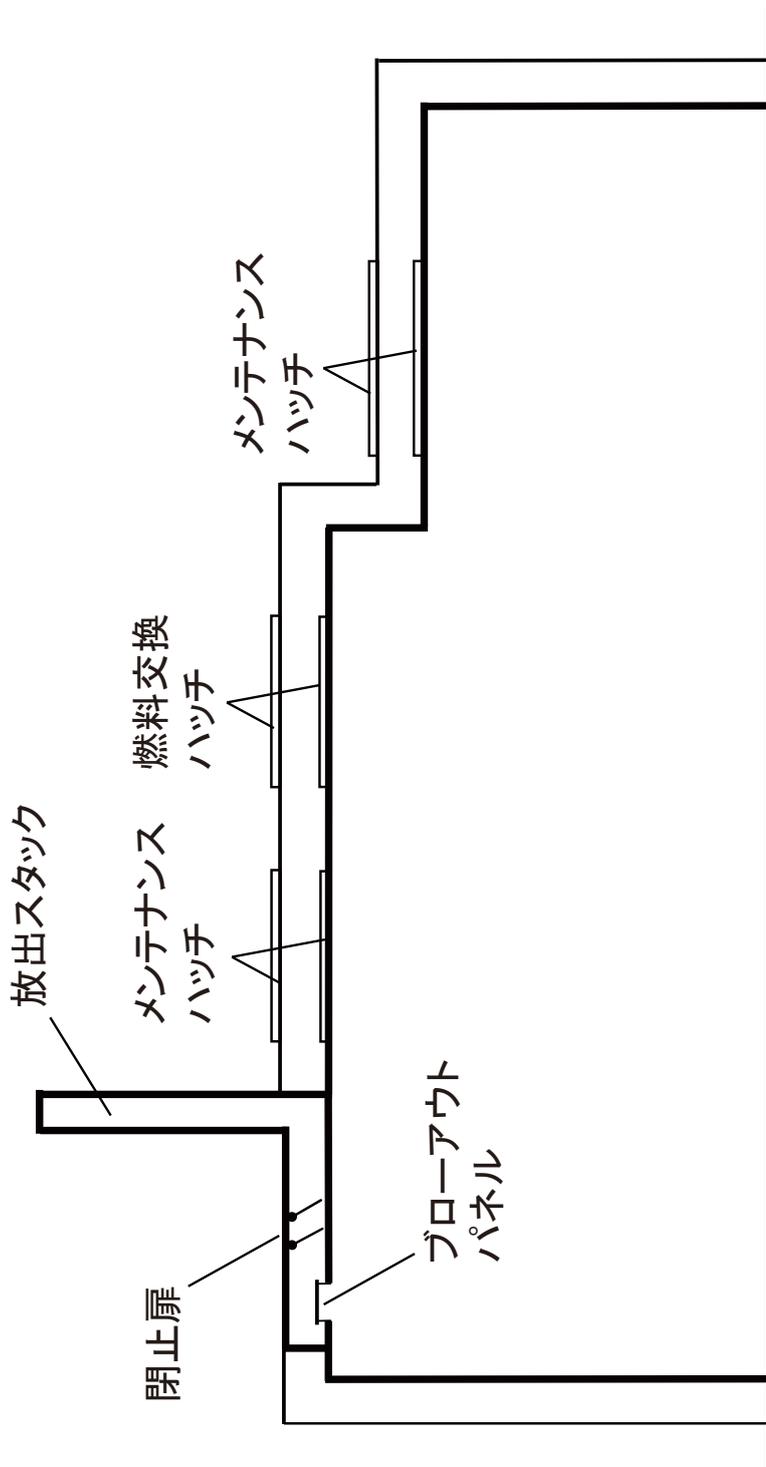


Fig.3.4 Confinement configuration

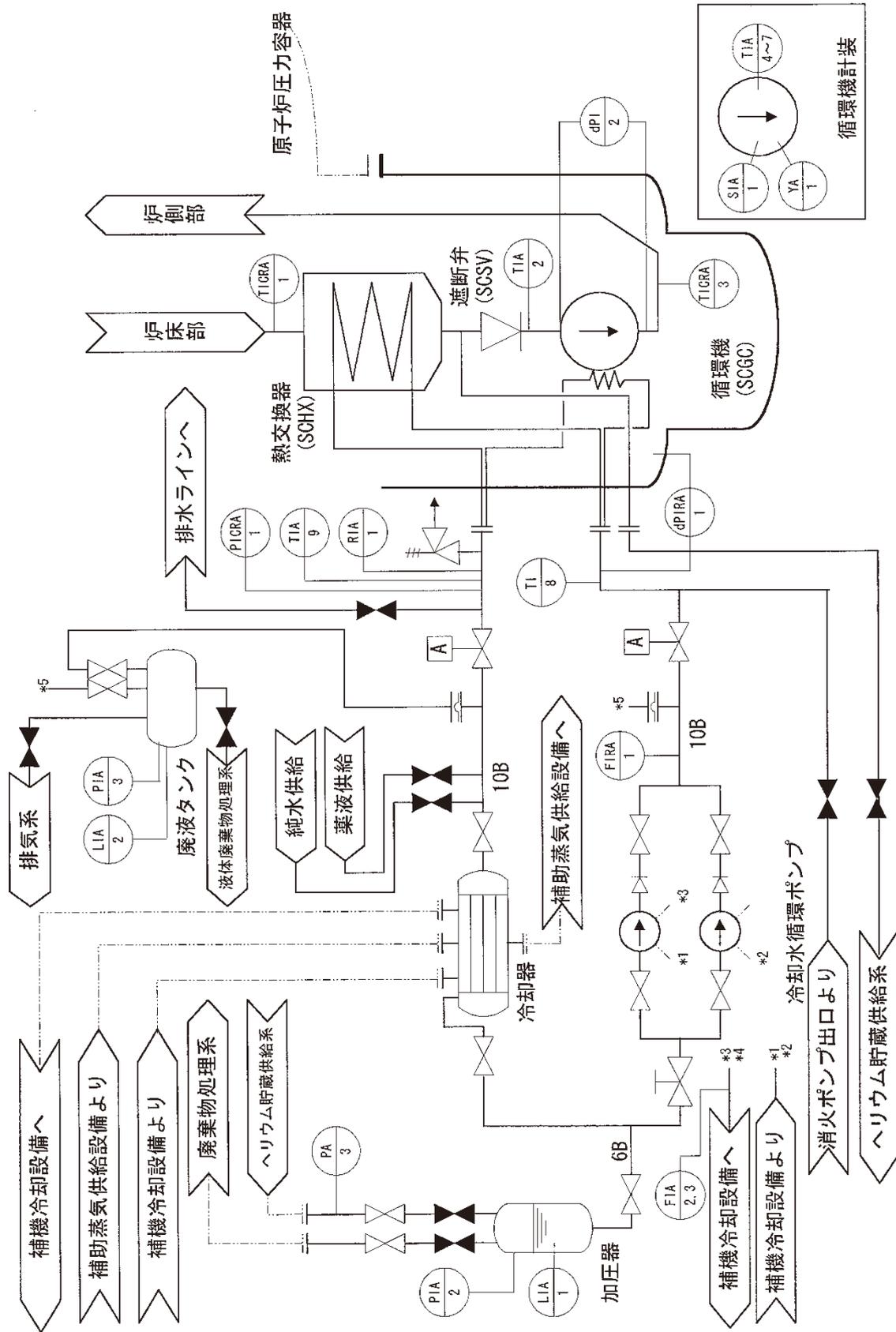


Fig.3.5 Shutdown cooling system configuration

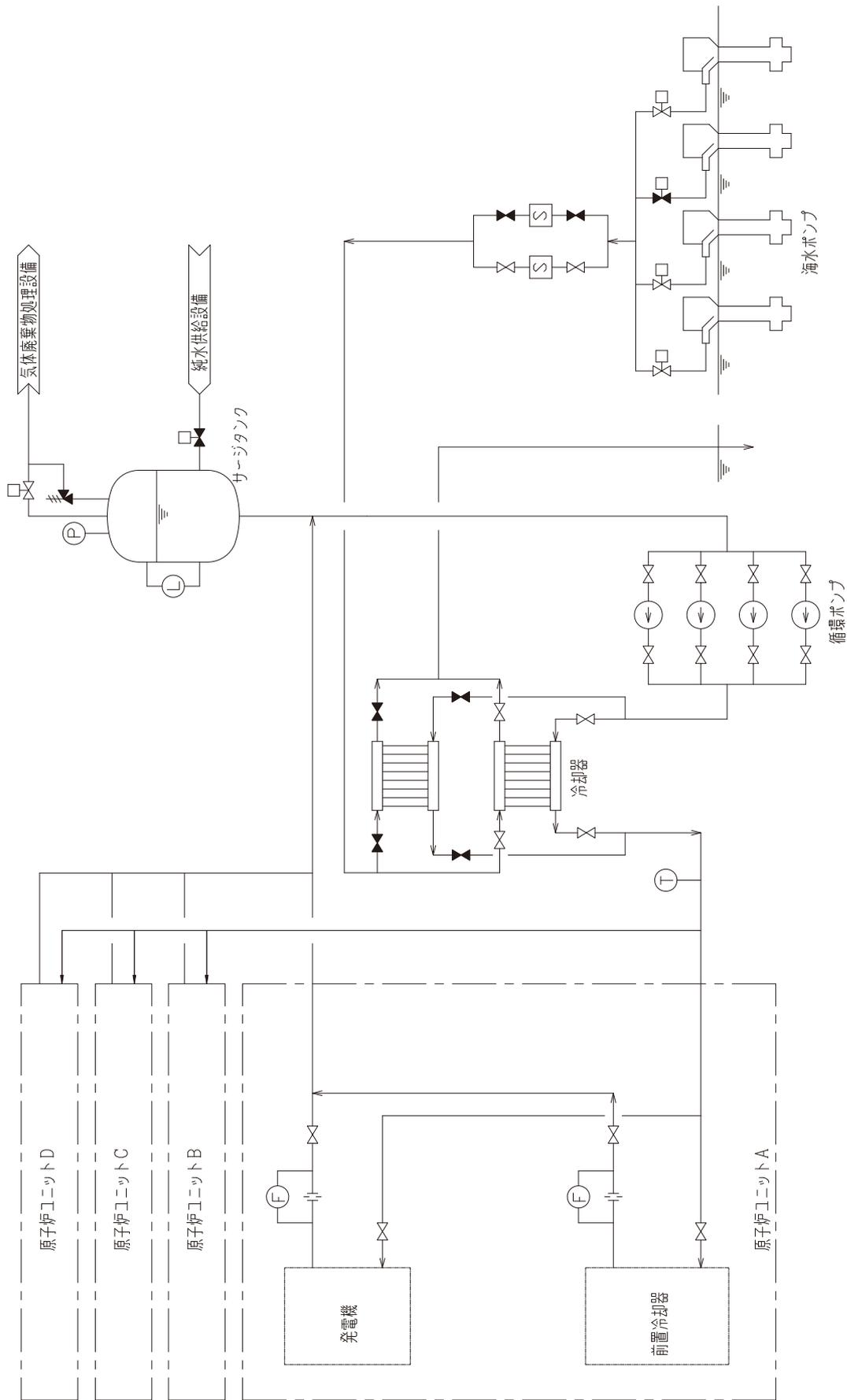


Fig.3.6 Cooling water system configuration

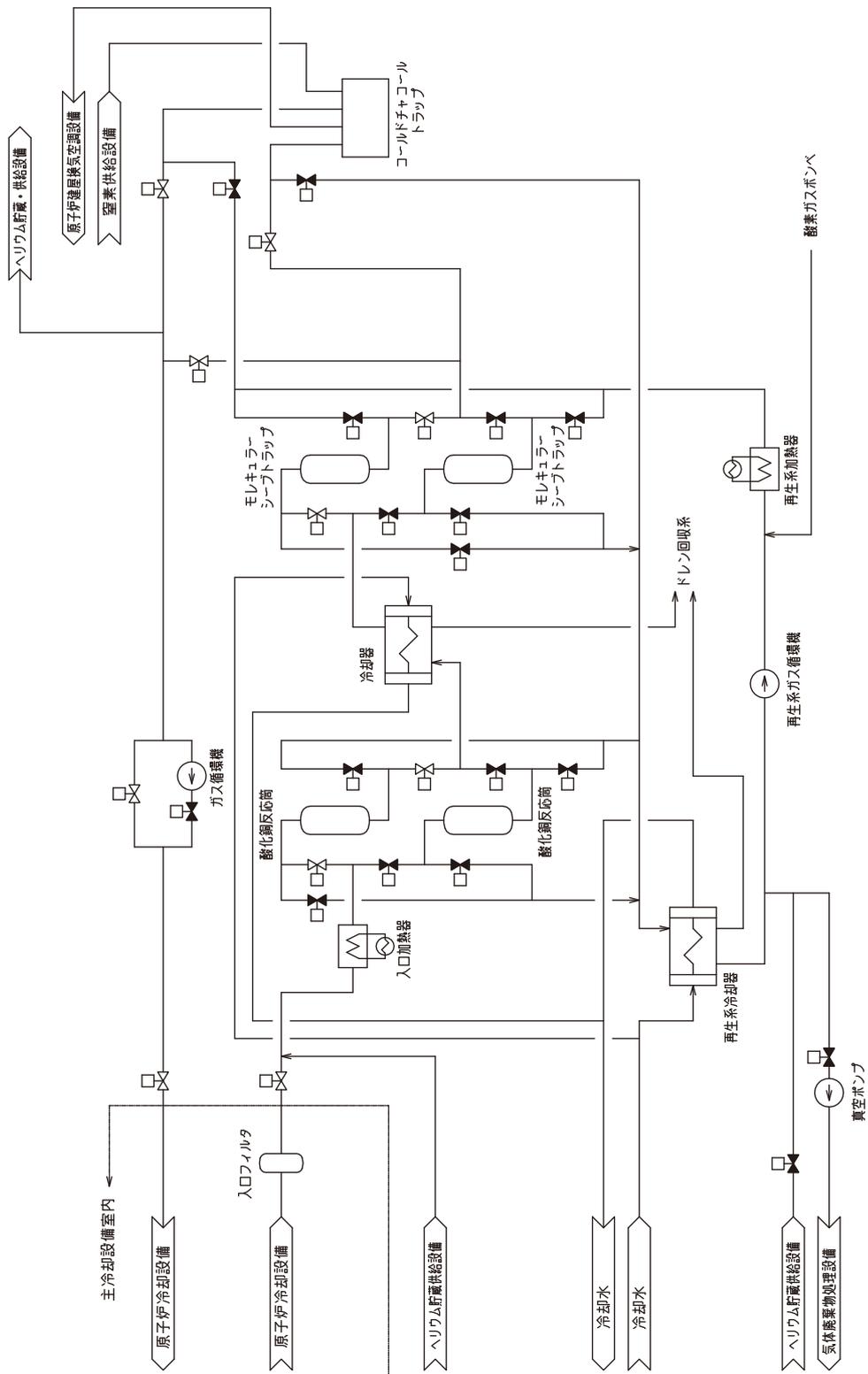


Fig.3.7 Helium purification system configuration

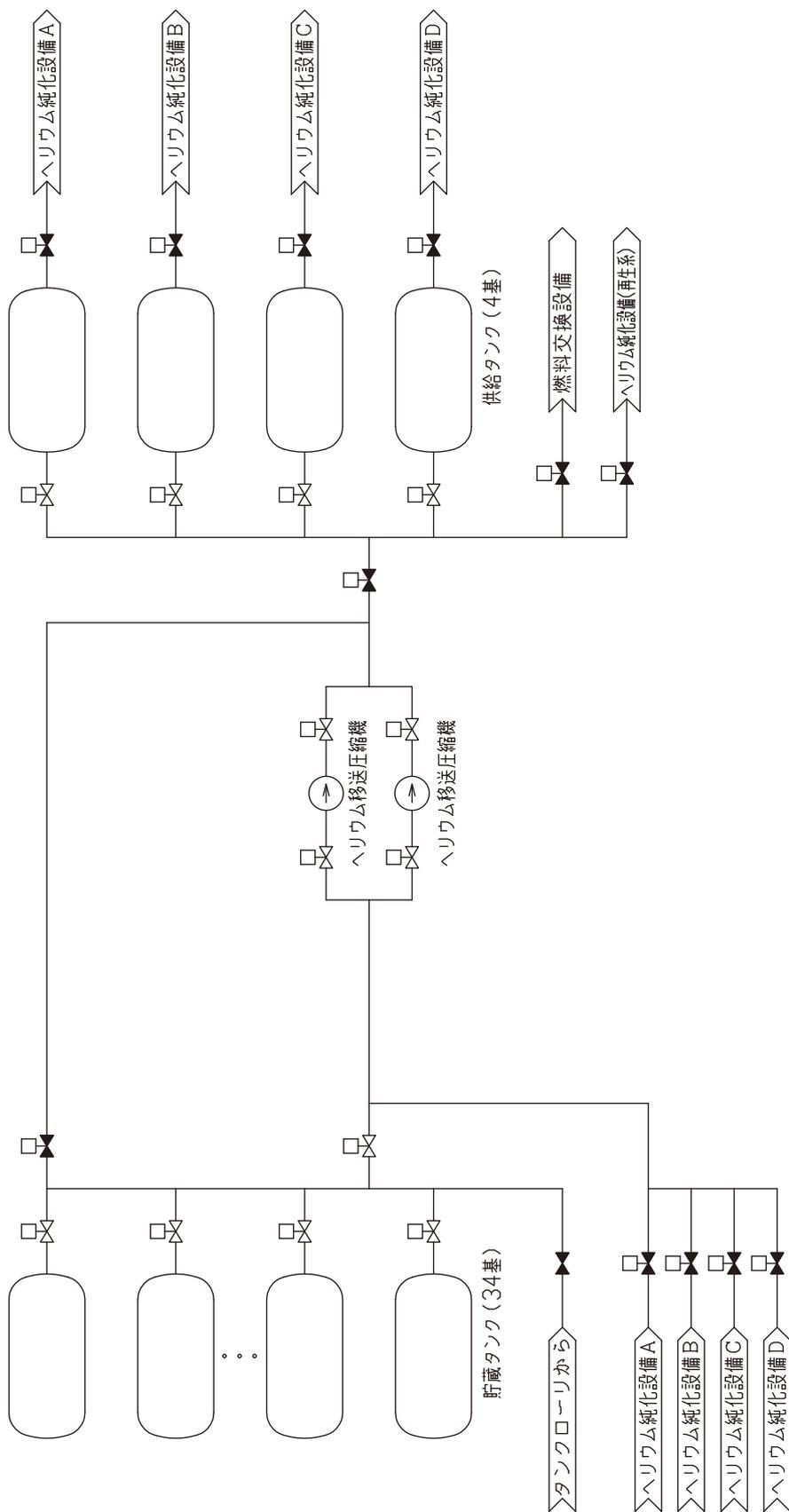


Fig.3.8 Helium storage and supply system configuration

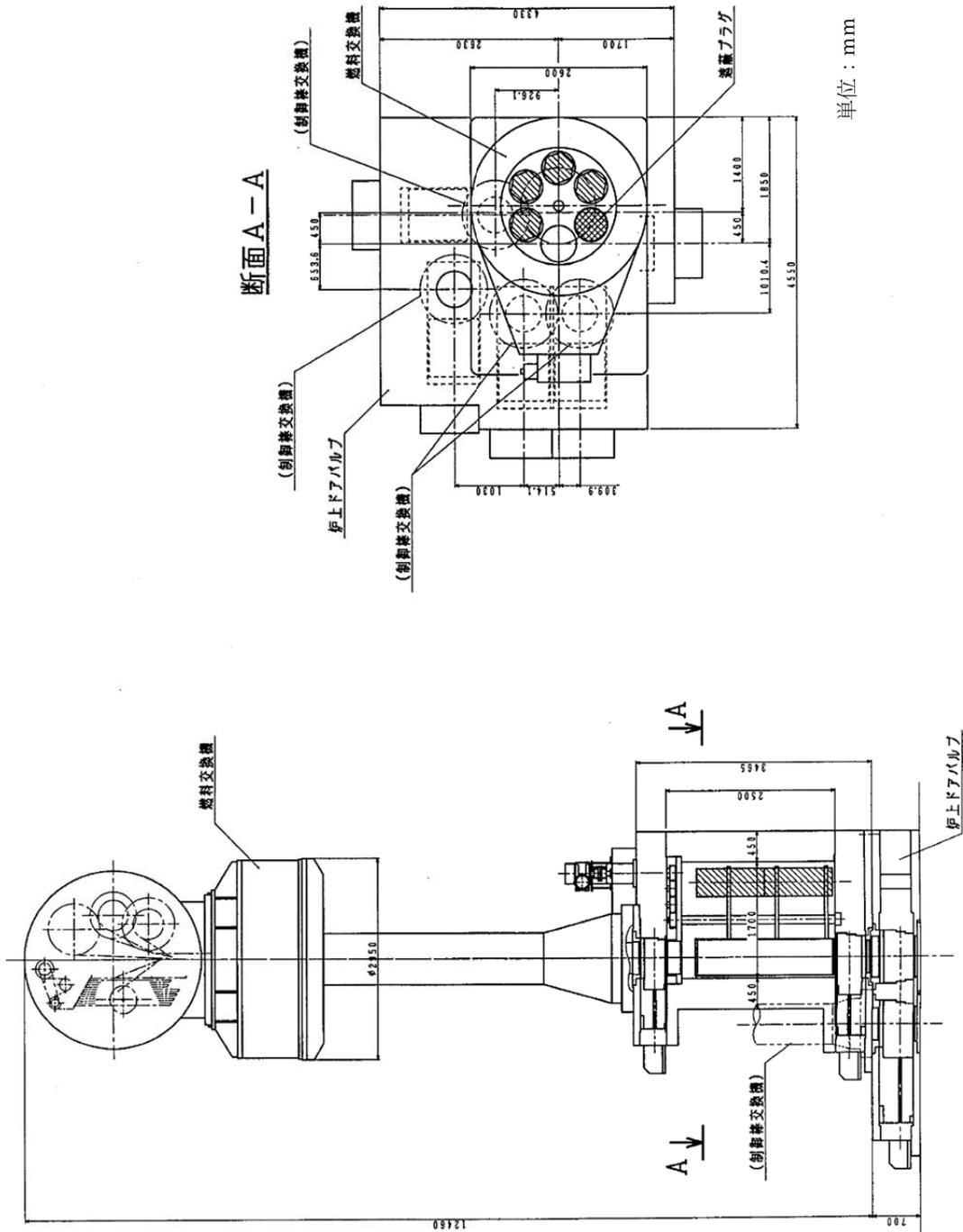


Fig.3.9 Fuel handling equipment configuration

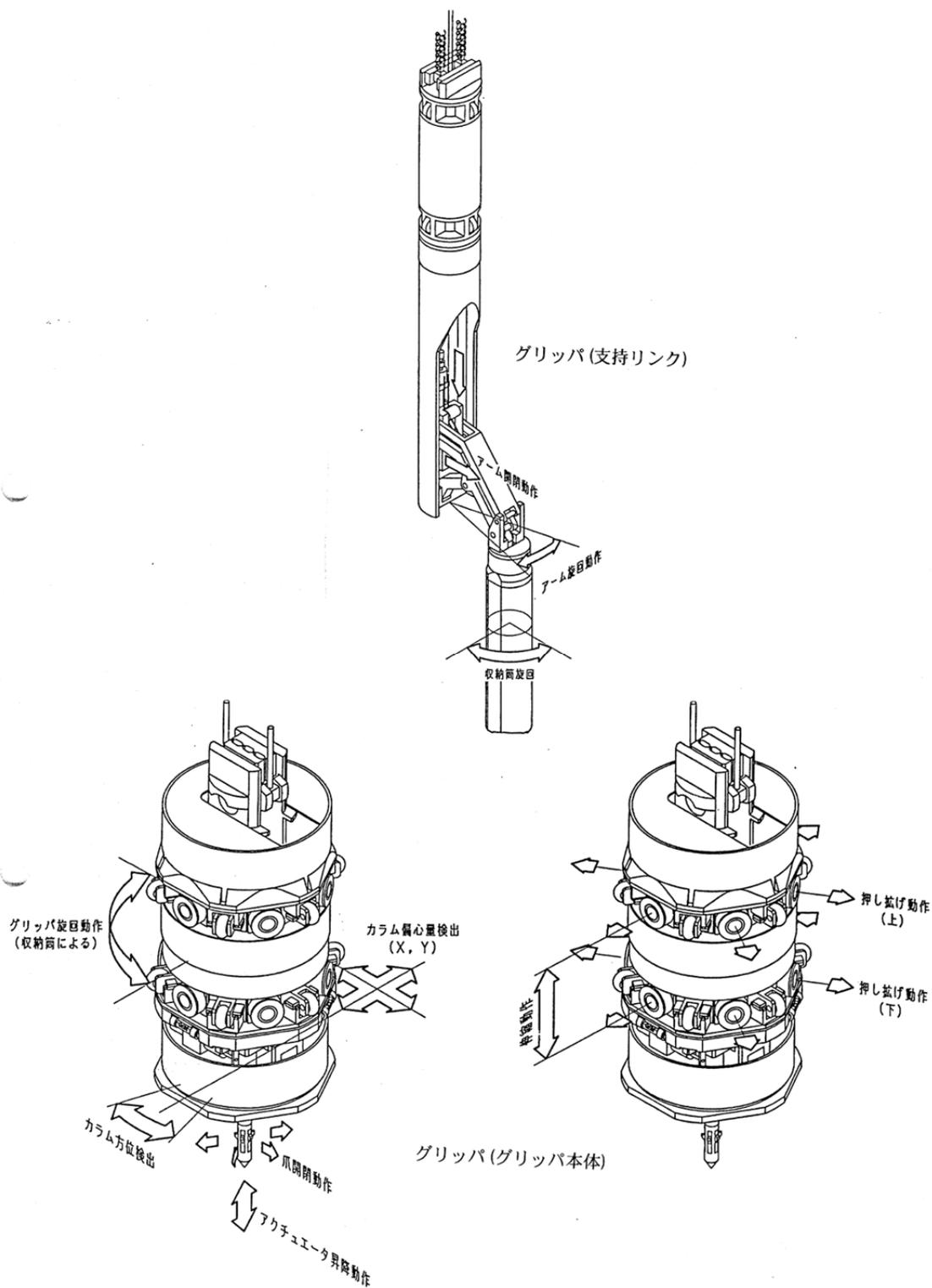


Fig.3.10 Fuel handling gripper configuration



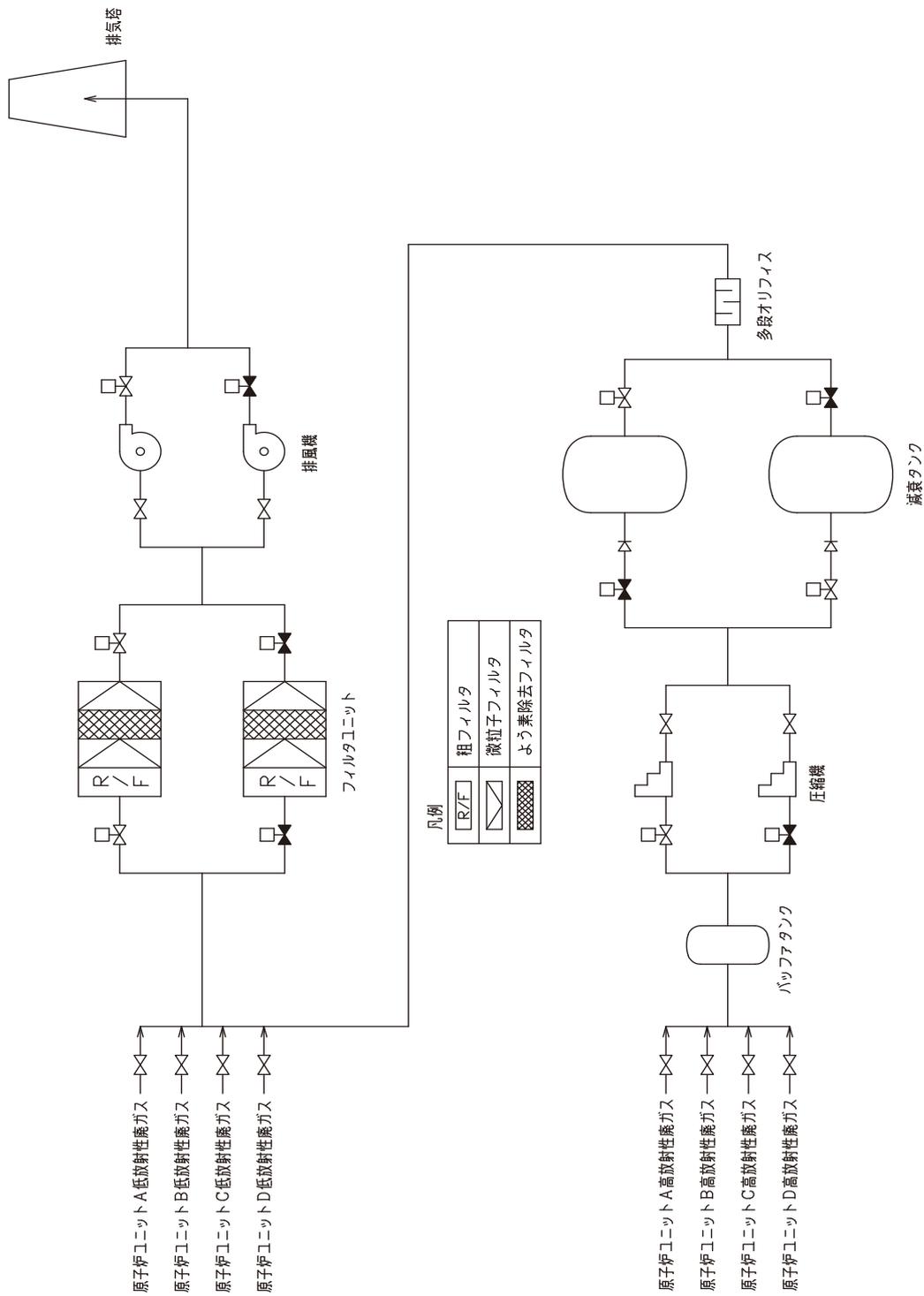


Fig.3.12 Gaseous waste treatment system configuration

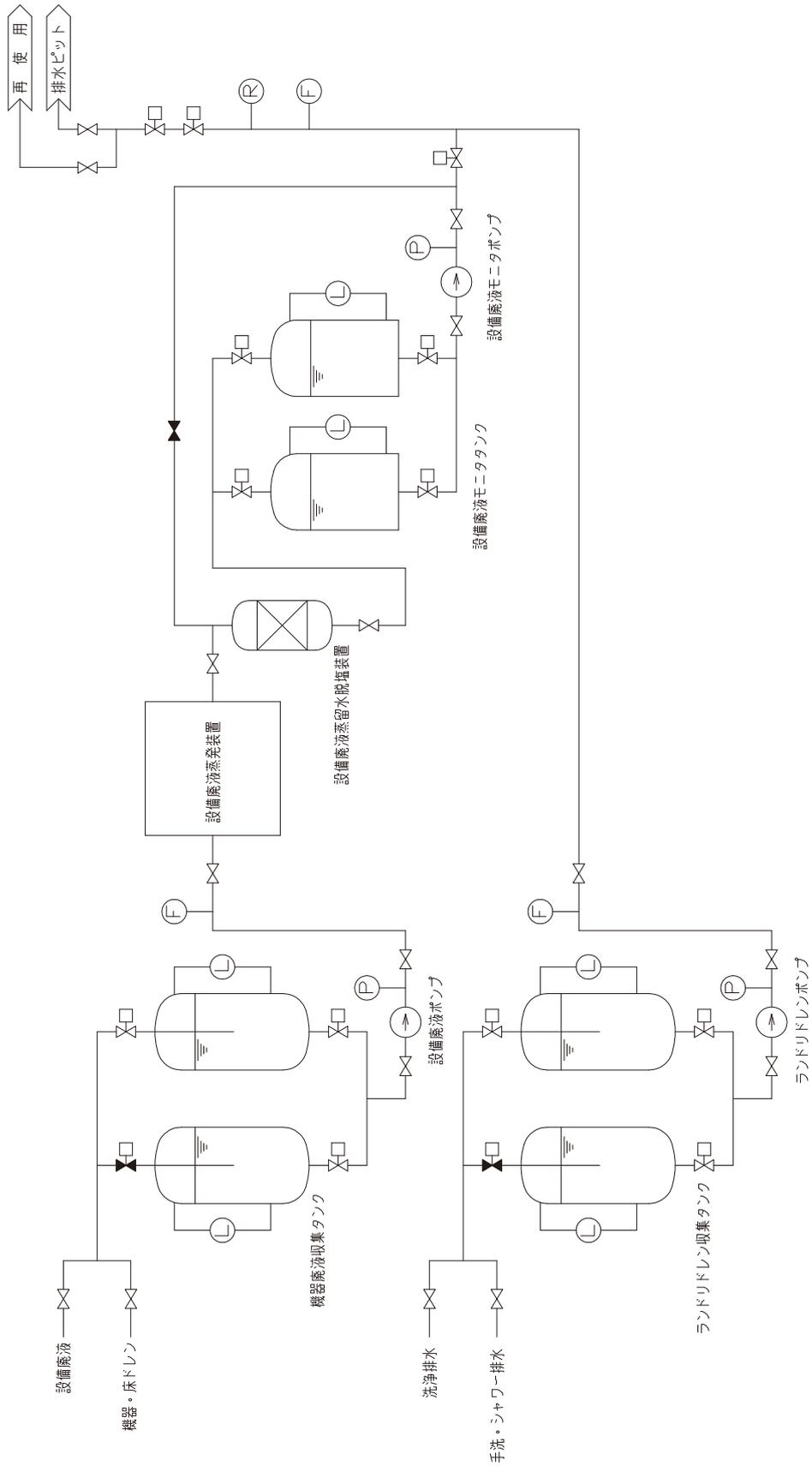


Fig.3.13 Liquid radioactive waste treatment system

## 4. 設計基準事象の選定

2章に示した設計基準事象選定の基本方針及び手順に基づき、3章で述べた原子力機構設計の発電用実用高温ガス炉を対象に設計基準事象を検討した。

### 4.1 異常事象と起因事象の抽出、整理

#### 4.1.1 異常事象の選定

初めに、原子炉及び原子炉冷却系に係る異常事象の抽出に当たり、放射性物質の閉じ込め機能を有する物理障壁各々に与える影響を抽出、分析する。実用高温ガス炉の物理障壁は以下のとおりである。

- 被覆燃料粒子  
二酸化ウラン等の燃料核を熱分解炭素や炭化ケイ素等で多重に被覆したもの。
- 燃料要素  
被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散させ中空の円柱形状に焼結させたもの。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ  
原子炉冷却材を内包する機器であり、実用高温ガス炉においては原子炉圧力容器及びその附属物、主冷却設備を構成する機器。

また、原子炉及び原子炉冷却系そのものの以外を起因とし、放射性物質の放出に至る異常事象の抽出に当たっては、放射性物質の環境への移行経路の観点から抽出を行う。MLDにより抽出した異常事象の結果をまとめたものを **Fig.4.1** に示す。

被覆燃料粒子の放射性物質閉じ込め機能を阻害する物理現象には、放射性物質の拡散増加、熱的損傷、化学的損傷及び機械的損傷がある。放射性物質の拡散増加と熱的損傷については、反応度添加による炉心の発熱量増加の要因となる異常事象として、反応度制御設備の異常、炉心冷却材流量の増大及び2次冷却設備の除熱量増大が、炉心の冷却材流量の減少や炉心入口冷却材温度の上昇による炉心の除熱量低下を要因する異常事象として、1次冷却材流量の減少、燃料流路の流量減少、1次冷却材の喪失、2次冷却設備の除熱量減少及び2次冷却材の喪失がある。化学的損傷については、酸化性ガスである空気や水との接触の要因となる異常事象として、空気侵入や水侵入がある。機械的損傷については、空気や水による黒鉛腐食による可燃性ガス発生・爆発や炉心支持機能喪失や被覆燃料粒子落下による外部からの荷重発生の要因となる異常事象として空気侵入や水侵入が抽出される。

燃料要素の放射性物質閉じ込め機能を阻害する物理現象には、化学的損傷及び機械的損傷がある。これらを引き起こす異常事象は被覆燃料粒子と同じである。

原子炉冷却材圧力バウンダリの放射性物質閉じ込め機能を阻害する物理現象には熱的損傷及び

機械的損傷がある。熱的損傷については、これらを引き起こす異常事象は被覆燃料粒子と同じである。また、機械的損傷については、1次冷却材への水侵入による内圧上昇の要因となる異常事象として水侵入がある。また、内圧上昇を要因となる異常事象として1次冷却材圧力上昇が摘出された。さらに、外力による機械的損傷として荷重の発生や内部飛来物の衝突の要因となる異常事象として、外的事象と回転機器の故障がそれぞれ摘出された。

原子炉及び原子炉冷却系そのものの以外を起因とし、放射性物質の放出に至る異常事象については、放射性物質の環境への移行経路の観点から、放射性物質の漏えい位置ごとに、すなわち、コンファインメント内への放射性物質の漏えい、コンファインメント外への放射性物質の漏えいを異常事象として摘出した。

#### 4.1.2 起因事象の選定

放射性物質の放出の起因となる設備を対象に、FMEAによりこれらを構成する機器の故障を仮定し、原子炉施設の通常運転に与える影響を整理する。Table 4.1にFMEA対象設備と設備番号一覧を示す。Table 4.2～Table 4.10にFMEAの結果を示す。FMEAにより摘出された起因事象を実用高温ガス炉で想定される異常事象ごとに整理したものをTable 4.11に示す。

## 4.2 安全機能の同定と緩和設備の設定

実用高温ガス炉の安全機能については、これまでに放射性物質の閉じ込め機能を有する物理障壁を頂上事象とするMLDにより以下が特定されている。

- 反応度の制御
- 炉心からの除熱
- 化学反応の制御
- 可燃性ガスの制御
- 荷重の制御
- 炉心の形状維持

上記の安全機能を選定手順で示した分類に基づき整理すると以下となる。

- 反応度制御機能：反応度の制御
- 炉心冷却機能：炉心からの除熱
- 化学反応制御機能：化学反応の制御、可燃性ガスの制御、荷重の制御、炉心の形状維持

次に、これまでに実施された熱流解析結果に基づき、摘出された異常事象ごとに、安全機能とこれを担う緩和設備を設定する。検討の結果、原子炉停止機能には原子炉停止系を、炉心冷却機能には炉容器冷却設備を設定した。また、化学反応制御機能については、空気侵入に対して閉止扉を、水侵入に対してタービンバイパス弁、冷却水設備遮断弁及び停止時冷却設備遮断弁を設定した。なお、最適評価手法の適用や設計対策により化学反応制御機能を不要とする設計も可能で

ある。なお、放射性物質のコンファインメント内への漏えい及び放射性物質のコンファインメント外への漏えいについては、機能を期待する必要のある緩和設備はない。また、回転機器の異常発生に対する緩和設備は、防護対象への飛来物衝突を防ぐ防護装置（例えば、タービンケーシングなど）が相当し、その有効性は安全設計の評価において実施されることから、安全評価の対象としての設計基準事象から除外する。

### 4.3 異常事象のグループ化

4.2 項に示した異常事象各々と緩和設備の対応から、事象進展に影響する緩和設備の類似に着目した分析を行った結果、以下の起因事象グループを設定した。

- 過渡事象：反応度制御設備の異常、炉心冷却材流量の増大、2次冷却設備の除熱量増大、1次冷却材流量の減少、燃料流路の流量減少、1次冷却材の喪失、2次冷却設備の除熱量減少、2次冷却材の喪失、炉心冷却材流量の減少、1次冷却材圧力変動
- 空気侵入
- 水侵入
- 放射性物質の漏えい：放射性物質のコンファインメント内への漏えい、放射性物質のコンファインメント外への漏えい

### 4.4 単一故障基準を適用した設計基準事象選定

起因事象グループの各々における主な起因事象とその発生頻度の検討結果を **Table 4.12** に示す。発生頻度の算出に当たっては、HTTR 設計基準事象の発生頻度<sup>5)</sup>、一般産業機器の信頼性データベース<sup>6)</sup>、IAEA 発行の米国等の原子炉施設を対象とした信頼性データベース<sup>7)</sup>、並びに、米国モジュラー型高温ガス炉の PRA 検討報告書<sup>8)</sup>を参照した。検討の結果、単一故障基準を適用した設計基準事象としての運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を選定した。ここでは、発生頻度  $10^{-2}$  以上を運転時の異常な過渡変化、発生頻度が  $10^{-2}$  を下回るものを設計基準事故に分類した。また、放射性物質の漏えいについては、選定に当たり、他の起因事象グループですでに考慮されている起因事象を除外した。次に残された起因事象を対象に、安全評価における許容基準に対応する項目に対する影響について、定性的な分析を行った。許容基準に対応する項目は、HTTR 安全評価における評価項目を参考に、以下を選定した。

- 燃料温度
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ温度
- 1次冷却材圧力
- 黒鉛構造物、燃料要素の健全性
- 公衆の被ばく線量

運転時の異常な過渡変化について、冷却水設備のストレーナ目詰りや海水ポンプコーストダウン、循環ポンプコーストダウン、冷却水設備安全弁誤開、冷却水設備配管漏えい、破損は前置冷却器伝熱管の管内を流れる冷却水流量の減少につながることから、許容基準に対応する項目である、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度への影響が懸念される。前述の冷却水設備異常に起因する事故シーケンスのうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度、すなわち、前置冷却器伝熱管温度に対する影響がもっとも厳しくなるのは、前置冷却器の除熱量低下率が大きい冷却水設備配管漏えい、破損であると想定されるため、当該事象を代表として選定した。冷却水設備海水ポンプ回転数上昇及び冷却水設備循環ポンプ上昇については、許容基準への影響は炉心温度低下に伴う燃料温度上昇であり、冷却水設備除熱量増大速度の観点から冷却水設備循環ポンプ上昇を代表として選定した。

設計基準事故について、冷却水設備冷却器胴や冷却水設備冷却器伝熱管、冷却水設備サージタンクの漏えい、破損、冷却水設備遮断弁誤閉は原子炉冷却材圧力バウンダリ温度への影響の観点から、前置冷却器の除熱量低下率が大きい冷却水設備冷却器胴の漏えい、破損を代表として選定した。単管と二重管外管の漏えい、破損については、燃料や原子炉冷却材圧力バウンダリ温度への影響の観点から、炉心流量の低下率が大きい二重管外管の漏えい、破損を代表として選定した。気体廃棄物処理設備に係る起因事象については、放射性物質が最も大きく蓄積される減衰タンク漏えい、破損で代表することとした。

#### 4.5 事故シーケンスの同定

Fig.4.2～Fig.4.4 に起因事象グループを起因事象とする事故シーケンスのイベントツリーの検討結果を示す。イベントツリー展開に当たっては、4.2 項で設定した緩和設備を有する以下の機能をヘッディングとし、これらの順番を事象進展に準じて設定した。

- 原子炉スクラム
  - プロセス値が原子炉スクラム設定値を超過した場合にスクラム信号が発報され、制御棒等の原子炉停止系の作動により原子炉を未臨界状態に移行する。
- 炉容器冷却設備による炉心除熱
  - 炉容器冷却設備により原子炉圧力容器の外表面での自然対流と熱放射により、炉心での残留熱及び崩壊熱を間接的に除熱する。
- コンファインメント隔離
  - 原子炉冷却材が瞬時に、かつ、大量にコンファインメント内に放出された場合、コンファインメント内の圧力が上昇し、閉止扉が開となる。原子炉冷却材が環境中へ放出された後、コンファインメント内の圧力が減少し、閉止扉は自動的に閉となる。

- 冷却器隔離  
前置冷却器や停止時冷却設備冷却器を流れるヘリウムと冷却水の圧力の低下を検出し、それぞれの冷却器の冷却水出入口に設置された自動遮断弁の開操作を行い、ヘリウム中への過剰な冷却水の侵入を抑制する。
- 冷却材循環停止  
前置冷却器を流れるヘリウムと冷却水の圧力の低下を検出し、タービンバイパス弁の開操作により炉心の冷却材流量を減少させ、炉心への過剰な水及び水蒸気の侵入を抑制する。

なお、放射性物質の漏えいについては、4.4 項にて他の起因事象グループと重複する起因事象を除外した結果、事象進展において緩和設備の機能に期待しないため、多重故障を考慮すべき事故シーケンスは同定されなかった。

#### 4.6 事故シーケンスグループの分析

**Table 4.13** に事故シーケンスグループの分析結果を示す。4.5 項にて同定した事故シーケンスから緩和設備の有する機能の成否の組み合わせを考慮した結果、事故シーケンスを以下の 7 グループに分類した。

- 炉心冷却機能喪失  
異常事象が発生し、炉容器冷却設備による炉心除熱に失敗する事故シーケンスであり、炉心除熱量が低下することで、単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ炉心温度が上昇する。
- 原子炉停止機能喪失  
異常事象が発生し、原子炉停止系による原子炉の未臨界状態への移行に失敗する事故シーケンスである。原子炉スクラムの成否によらず負のドップラー反応度により原子炉は未臨界状態へ移行するものの、その後、再臨界して低出力臨界状態に静定する。
- 化学反応制御機能喪失  
空気侵入、又は、水侵入事故が発生し、炉心への空気や水の侵入量を抑制する対策が失敗する事故シーケンスであり、単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ原子炉内の黒鉛構造物や燃料要素の腐食量が増加する。
- 炉心冷却機能及び原子炉停止機能喪失  
異常事象が発生し、炉容器冷却設備による炉心除熱の失敗に加えて、原子炉停止系による原子炉の未臨界状態への移行に失敗する事故シーケンスである。炉心除熱量が低下することで、単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ炉心温度が上昇する。原子炉スクラムの成

否によらず負のドップラー反応度により原子炉は未臨界状態へ移行するものの、その後、再臨界して低出力臨界状態に静定する。

- 炉心冷却機能及び化学反応制御機能喪失
 

空気侵入、又は、水侵入事故が発生し、原子炉停止系による原子炉の未臨界状態への移行に失敗に加えて、炉心への空気や水の侵入量を抑制する対策が失敗する事故シーケンスである。単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ炉心温度が上昇するとともに、原子炉内の黒鉛構造物や燃料要素の腐食量が増加する。
- 原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失
 

空気侵入、又は、水侵入事故が発生し、炉容器冷却設備による炉心除熱の失敗に加えて、炉心への空気や水の侵入量を抑制する対策が失敗する事故シーケンスである。単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ原子炉内の黒鉛構造物や燃料要素の腐食量が増加する。原子炉スクラムの成否によらず負のドップラー反応度により原子炉は未臨界状態へ移行するものの、その後、再臨界して低出力臨界状態に静定する。
- 炉心冷却機能、原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失
 

空気侵入、又は、水侵入事故が発生し、炉容器冷却設備による炉心除熱や原子炉停止系による原子炉の未臨界状態への移行への失敗に加えて、炉心への空気や水の侵入量を抑制する対策が失敗する事故シーケンスである。単一故障基準を適用した設計基準事象に比べ炉心温度が上昇するとともに原子炉内の黒鉛構造物や燃料要素の腐食量が増加する。原子炉スクラムの成否によらず負のドップラー反応度により原子炉は未臨界状態へ移行するものの、その後、再臨界して低出力臨界状態に静定する。

#### 4.7 重要事故シーケンスの同定

重要事故シーケンスの同定に当たり、初めに事故シーケンスグループの発生頻度を検討した。**Table 4.14** に事故シーケンス各々の発生頻度を示す。ここでは、米国モジュラー型高温ガス炉の安全評価対象事故シーケンスの発生頻度<sup>9)</sup>を参考に、 $1 \times 10^{-8}$ を下回る事故シーケンスを重要事故シーケンスの候補から除外した。緩和設備の有する機能の失敗確率については、既往検討結果を参照した<sup>10)</sup>。

次に残された事故シーケンスを対象に、4.4 項で設定した安全評価における許容基準に対応する項目に対する影響について、定性的な分析を行った。炉心冷却機能喪失と原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループについては、過渡事象を起因とする事故シーケンスが選定されている。このうち、負荷喪失及び制御棒の誤挿入を起因事象とする事故シーケンスは1次冷却材が強制循環状態にあるため、炉容器冷却設備による炉心除熱失敗の影響はほとんどない。また、負荷喪失に原子炉停止機能失敗が重なる事故シーケンスについては、これまでに負荷喪失時においても原子炉の通常運転継続が可能であることが示されており<sup>11)</sup>、許容基準に対応する項目への影響はない。また、原子炉出力分布の歪みの起因となる制御棒の誤挿入に原子炉スクラム失敗が重なる事

故シーケンスについては、燃料や燃料からの放射性物質放出などに関する設計限度を超えることがないように制御棒の反応度添加量を制限することが安全設計上要求されており、許容基準に対応する項目への影響はない。一方、冷却水設備のストレナ目詰りや海水ポンプコストダウン、循環ポンプコストダウンを起因事象とする事故シーケンスについては、前置冷却器伝熱管の管内を流れる冷却水流量の減少につながることから、許容基準に対応する項目である、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度への影響が懸念される。前述の冷却水設備異常に起因する事故シーケンスのうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度、すなわち、前置冷却器伝熱管温度に対する影響がもっとも厳しくなるのは、前置冷却器の除熱量低下率が大きい循環ポンプコストダウンであると想定される。以上から、炉心冷却機能喪失と原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスを以下と同定した。

- 炉心冷却機能喪失  
過渡事象 + 炉心冷却機能喪失（冷却水設備循環ポンプコストダウンを起因事象とする）
  
- 原子炉停止機能喪失  
過渡事象 + 原子炉停止機能喪失（冷却水設備循環ポンプコストダウンを起因事象とする）

化学反応制御機能喪失の事故シーケンスグループについては、空気侵入及び水侵入を起因とする事故シーケンスが選定されている。空気侵入を起因とする事故シーケンスについては、化学反応制御機能の成否は燃料温度、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度及び1次冷却材圧力の挙動に影響を与えないため、黒鉛構造物や燃料要素の健全性に対してもっとも厳しい結果を与える事故シーケンスに着目する。対象となる起因事象のうち、単管や二重管の漏えい、破損については炉心への空気侵入の駆動力となる自然循環流が形成されないため、黒鉛構造物や燃料要素の健全性に対する影響は小さい。スタンドパイプ廻りでの異常に起因する炉心への空気侵入メカニズムは空気とヘリウムの密度差に起因する垂直方向の置換流であり、空気侵入量は開口部の断面積に依存する。以上から、スタンドパイプ破損に化学反応制御機能喪失が重なる事故シーケンスを重要事故シーケンスと同定した。水侵入を起因とする事故シーケンスについては、前置冷却器が通常運転時に強制循環状態にある冷却材と冷却水が継続的に熱交換しているのに対し、停止時冷却設備熱交換器中のヘリウム冷却材は循環が停止している。そのため、停止時冷却設備の熱交換器伝熱管が破損した場合でも、炉心への水侵入量は限定される。以上から、前置冷却器伝熱管の漏えい、破損に化学反応制御機能喪失が重なる事故シーケンスを重要事故シーケンスと同定した。

- 化学反応制御機能喪失  
空気侵入 + 化学反応制御機能喪失（スタンドパイプ破損を起因事象とする）  
水侵入+ 化学反応制御機能喪失（前置冷却器伝熱管の漏えい、破損を起因事象とする）

#### 4.8 設計基準事象の選定

前項までの検討により選定した発電用実用高温ガス炉の設計基準事象について、以下にまとめる。

##### (1) 運転時の異常な過渡変化

###### (a) 過渡事象

- 制御棒の誤挿入
- 制御棒の誤引抜き
- 負荷喪失
- 冷却水設備循環ポンプ回転数上昇
- 主冷却設備安全弁の誤開
- 冷却水設備配管漏えい、破損
- 停止時冷却設備安全弁誤開
- スタンドパイプヘリウムパージライン開放
- 再生熱交換器伝熱部の漏えい、破損
- タービンバイパス制御弁の誤開
- 再生熱交換器入口温度制御弁の誤開

##### (2) 単一故障基準を適用した設計基準事故

###### (a) 過渡事象

- タービンバイパス弁の誤開
- ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開
- ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開
- 冷却水設備冷却器胴の漏えい、破損
- 停止時冷却設備配管漏えい、破損
- 前置冷却器伝熱管の漏えい、破損
- タービン翼破損
- 圧縮機翼破損
- ガスタービン軸破損
- 二重管外管の漏洩、破損
- ヘリウム循環機誤起動
- 燃料冷却流路閉塞
- スタンドパイプ破損
- 燃料交換用スタンドパイプ破損
- 原子炉圧力容器漏えい、破損
- 熱交換器収納容器の漏えい、破損
- 二重管内管の漏えい、破損
- 二重管内外管の同時破損

(b) 空気侵入

- 二重管外管の漏洩、破損
- スタンドパイプ破損
- 燃料交換用スタンドパイプ破損
- 原子炉圧力容器漏えい、破損
- 熱交換器収納容器の漏えい、破損
- 二重管内外管の同時破損

(c) 水侵入

- 前置冷却器伝熱管の漏えい、破損
- 停止時冷却設備伝熱管の破損

(d) 放射性物質の漏えい

- ヘリウム純化設備配管漏えい、破損
- 気体廃棄物処理設備減衰タンク漏えい、破損
- 液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸発装置胴の漏えい、破損
- 液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸留水脱塩装置胴の漏えい、破損

(3) 重要事故シーケンス

(a) 過渡事象

- 冷却水設備循環ポンプコストダウン + 炉心冷却機能喪失
- 冷却水設備循環ポンプコストダウン + 原子炉停止機能喪失

(b) 空気侵入

- スタンドパイプ破損 + 化学反応制御機能喪失
- 前置冷却器伝熱管漏えい、破損 + 化学反応制御機能喪失

Table 4.1 Component list for FMEA (1/2)

設備番号	機器名称	設備番号	機器名称
R : 原子炉及び炉心		SCS : 停止時冷却設備	
R-1	反応度制御設備	SCS-1	ヘリウム循環機
R-2	炉心	SCS-2	冷却水循環ポンプ
M : 主冷却設備		SCS-3	熱交換器
M-1	原子炉圧力容器	SCS-4	冷却器
M-2	動力変換容器	SCS-5	加圧器
M-3	熱交換器収納容器	SCS-6	配管
M-4	ガスタービン	SCS-7	弁類
M-5	再生熱交換器	CS : 冷却水設備	
M-6	前置冷却器	CS-1	循環ポンプ
M-7	配管	CS-2	海水ポンプ
M-8	弁類	CS-3	冷却器
M-9	スタンドパイプ	CS-4	サージタンク
RS : 炉容器冷却設備		CS-5	ストレーナ
RS-1	冷却パネル	CS-6	配管
RS-2	フィルタ	CS-7	弁類
RS-3	ダクト		
RS-4	ダンパ		
RS-5	スタック		
C : コンファインメント			
C-1	ハッチ		
C-2	ブローアウトパネル		
C-3	本体		
C-4	貫通スリーブ		

Table 4.1 Component list for FMEA (2/2)

設備番号	機器名称	設備番号	機器名称
PS : ヘリウム純化設備		GW : 気体廃棄物処理設備	
PS-1	プレチャコルトラップ	GW-1	バッファタンク
PS-2	入口加熱器	GW-2	圧縮機
PS-3	酸化銅反応筒	GW-3	排風機
PS-4	再生系冷却器	GW-4	減衰タンク
PS-5	モレキュラーシーブトラップ	GW-5	その他 (フィルタ、配管、弁類)
PS-6	コールドチャコルトラップ	LW : 液体廃棄物処理設備	
PS-7	再生系ガス循環機	LW-1	機器廃液収集タンク
PS-8	再生系加熱器	LW-2	設備廃液タンク
PS-9	その他 (フィルタ、配管、弁類)	LW-3	設備廃液ポンプ
SS : ヘリウム貯蔵供給設備		LW-4	設備廃液蒸発装置
SS-1	貯蔵タンク	LW-5	設備廃液蒸留水脱塩装置
SS-2	供給タンク	LW-6	設備廃液モニタタンク
SS-3	ヘリウム移送圧縮機	LW-7	設備廃液モニタポンプ
SS-4	その他 (配管、弁類)	LW-8	ランドリドレン収集タンク
FHR : 燃料取扱及び貯蔵設備		LW-9	ランドリドレンポンプ
FHR-1	燃料取扱設備	LW-10	その他 (配管、弁類)
FHR-2	使用済燃料貯蔵設備		
FHR-3	付属機器		

Table 4.2 Initiating event identification for reactor and reactor core

設備番号	機器名称	故障モード		備考
		影響を与える故障	故障の原因	
R-1	制御棒系	制御棒の誤挿入、落下	運転員の誤操作、 電磁クラッチの故障	原子炉出力分布の歪み 異常事象(1)
		制御棒の誤引抜き	運転員の誤操作	反応度の添加 異常事象(1)
		制御棒シム動作不良	電動機の故障、 巻取り機構の故障	—
		制御棒スクラム動作不能	電動クラッチの故障、巻 取り機構の故障	—
		炭化ホウ素ペレット 誤落下	運転員の誤操作	原子炉出力の減少
R-2	炉心	炭化ホウ素ペレット 落下不能	電動機故障	出力減少のみであり問題 ない。 通常運転に影響しない。
		燃料冷却流路閉塞	異物混入、ルーズパーツ 発生	炉心内の局所加熱 異常事象(5)

Table 4.3 Initiating event identification for main cooling system (1/3)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
M-1	原子炉 压力容器	主フランジシール検出 装置開放	リーク検出配管破損、 止め弁誤開	—	Oリングでシールされており、漏えいしない。 異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力の減少、1次冷却材の漏えい	
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力の減少、1次冷却材の漏えい	
M-2	動力変換容器	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力の減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
M-3	熱交換器 収納容器	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力の減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
M-4	ガスタービン	タービン翼破損	熱疲労による亀裂	炉心冷却材流量増大、タービンミサイル	異常事象(2)、(14)
		圧縮機翼破損	熱疲労による亀裂	炉心冷却材流量増大、タービンミサイル	異常事象(2)、(14)
		軸破損	疲労劣化	炉心冷却材流量増大、圧力変動、タービンミサイル	異常事象(2)、(12)、(14)
		負荷喪失	電力系統異常	炉心冷却材流量増大、圧力変動、タービンミサイル	異常事象(2)、(12)、(14)

Table 4.3 Initiating event identification for main cooling system (2/3)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
M-5	再生熱交換器	伝熱部の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	炉心冷却材流量、圧力減少	異常事象(11)
		胴の漏えい、破損 (熱交換器収納容器)	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
		伝熱管の漏えい	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(17)
M-6	前置冷却器	伝熱管の破損	過大荷重による破断	1次冷却設備への加圧水の侵入	異常事象(10)
		胴の漏えい、破損 (熱交換器収納容器)	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
		外管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
M-7	二重管	内管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	炉心冷却材流量の減少	異常事象(11)
		内外管の同時破損	外管の過大荷重による破損とこれによる内管の破損	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材流量、圧力減少、1次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
M-8	タービン バイパス制御弁	誤開	制御系異常	炉心冷却材流量、圧力減少	異常事象(11)
		誤閉	制御系異常	—	通常運転時の流量は僅かであり有意な影響はない。

Table 4.3 Initiating event identification for main cooling system (3/3)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
M-8	再生熱交換器 入口温度 制御弁 タービン バイパス弁 手動弁 安全弁	誤開	制御系異常	炉心冷却材流量、圧力減少	異常事象(11)
		誤閉	制御系異常	—	通常運転時の流量は僅かであり有意な影響はない。
		誤開	誤信号、圧縮空気の喪失	炉心冷却材流量、圧力減少	異常事象(11)
		—	—	—	通常運転時に操作しない。
M-9	スタンド パイプ	誤開	損傷	1 次冷却材流量、圧力減少、1 次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)
		スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂	1 次冷却材流量、圧力減少 1 次冷却材の漏えい、反応度添加	異常事象(1)、(4)、(6)、(9)、(16)
		ヘリウムパージライン開放	パージライン配管破損、止め弁誤開	1 次冷却材流量、圧力減少、1 次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(16)
		燃料交換用スタンドパイプ破損	過大荷重	1 次冷却材流量、圧力減少、1 次冷却材の漏えい	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)

Table 4.4 Initiating event identification for vessel cooling system and confinement

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
RS-1	冷却パネル	漏えい	腐食	炉容器冷却設備循環流量の減少	通常時の炉容器冷却設備除熱量は僅かであり有意な影響はない。
RS-2	フィルタ	目詰まり	塵埃の過度侵入	炉容器冷却設備循環流量の減少	
RS-3	ダクト	漏えい	腐食	炉容器冷却設備循環流量の減少	
RS-4	ダンパ	—	—	—	通常運転時に操作しない。
RS-5	スタック	漏えい	腐食	炉容器冷却設備循環流量の減少	通常時の炉容器冷却設備除熱量は僅かであり有意な影響はない。
C-1	ハッチ	—	—	—	通常運転時の操作はなく、かつ、定期的に漏えい率検査が行われている。
C-2	ブローアウトパネル	—	—	—	
C-3	本体	—	—	—	
C-4	貫通スリーブ	—	—	—	

Table 4.5 Initiating event identification for shut down cooling system and cooling water system (1/2)

設備番号	機器名称	故障モード		備考
		影響を与える故障	故障の原因	
SCS-1	ヘリウム循環機	誤起動	運転員の誤操作	異常事象(2)
		コーストダウン	電動機故障、電源喪失	
SCS-2	冷却水循環ポンプ	回転数上昇	制御系異常	通常運転時はヘリウム循環がないので除熱量に変化はない。
		伝熱管の漏えい	伝熱管の貫通亀裂	
SCS-3	熱交換器	伝熱管の破損	伝熱管の破断	異常事象(10)
		容器の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	
SCS-4	冷却器	伝熱管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	異常事象(4)、(6)、(9)、(16)
		胴の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	
SCS-5	加圧器	誤加圧	給気弁誤開、制御系異常	通常運転時はヘリウム循環がないので除熱量に変化はない。
		誤減圧	給気弁誤閉、制御系異常	
SCS-6	配管	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	異常事象(15)

Table 4.5 Initiating event identification for shutdown cooling system and cooling water system (2/2)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
SCS-7	逆止弁	開固着	ヒンジピンのかじり	—	通常運転に影響しない。
	遮断弁	誤閉	誤信号発信、圧縮空気の喪失	—	
	手動弁	—	—	—	
	安全弁	誤開	損傷	加圧水の漏えい	
CS-1	循環ポンプ	コーストダウン	電動機故障、電源喪失	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
		回転数上昇	制御系異常	前置冷却器の除熱量増大	異常事象(4)
CS-2	海水ポンプ	コーストダウン	電動機故障、電源喪失	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
		回転数上昇	制御系異常	前置冷却器の除熱量増大	異常事象(4)
CS-3	冷却器	伝熱管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
		胴の漏えい、破損	過大荷重による亀裂	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
CS-4	サージタンク	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
CS-5	ストレーナ	目詰まり	異物の過度侵入	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
CS-6	配管	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	前置冷却器の除熱量減少、 加圧水の漏えい	異常事象(7)、(8)、(15)
		誤閉	誤信号発信、圧縮空気の喪失	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)
CS-7	手動弁	—	—	—	通常運転時に操作しない。
	安全弁	誤開	損傷	前置冷却器の除熱量減少	異常事象(7)、(8)、(15)

Table 4.6 Initiating event identification for helium purification system

設備番号	機器名称	故障モード		備考
		影響を与える故障	故障の原因	
PS-1	プレチャコール トラップ	補修能力低下、目詰まり	水分、塵埃等の侵入	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
		温度上昇、温度低下	制御系故障、 ヒータ一断線	
PS-2	入口加熱器	酸化反応低下	入口加熱器故障	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
PS-3	再生系冷却器	冷却能力低下	冷水装置故障	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
PS-4	モレキュレーション トラップ	補修能力低下	冷却器能力低下	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
PS-5	コントロール トラップ	補修能力低下	液体窒素供給系故障	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
PS-6	再生系ガス 循環機	循環機停止	循環機故障、 電気回路故障	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
PS-7	再生系加熱器	温度上昇、温度低下	制御系故障、 ヒータ一断線	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
		目詰まり	塵埃の過度侵入	
PS-8	入口フィルタ	誤閉	誤信号発報、誤操作	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	
PS-9	遮断弁、 隔離弁 配管	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1 次冷却材中の不純物、 放射性物質濃度増加
				異常事象(16)

Table 4.7 Initiating event identification for helium storage and supply system

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
SS-1	貯蔵タンク	漏えい、破損	過大荷重による亀裂	—	1次冷却設備と切り離されているので、通常運転に影響を与えない。
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	—	
SS-2	供給タンク	稼働不良	圧縮機故障、 電気回路故障	—	異常事象(17)
		漏えい、破損	過大荷重による亀裂	1次冷却材の漏えい	
SS-3	ヘリウム移送 圧縮機	誤開	制御系故障、弁故障	1次冷却設備インベント り増加	異常事象(12)
		誤開	制御系故障、弁故障	1次冷却材流量、圧力減少	
SS-4	排出弁	誤開	誤信号発報、弁故障	—	異常事象(4)
		誤閉	弁故障、圧縮空気の喪失	—	

Table 4.8 Initiating event identification for fuel handling and spent fuel storage system

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
FHR-1	グリッパ	開閉駆動機構故障	グリッパ制御装置、シーケンサ、リレー故障	落下による燃料体の破損	燃料交換機内と周囲は隔離されているので漏えいはない。
		昇降機構の故障	減速装置の破損	落下による燃料体の破損	
		旋回駆動機構の故障	—	—	燃料体への影響はない。
		屈折駆動機構の故障	—	—	
FHR-2	ドアバルブ	誤開	制御系異常、誤操作	燃料交換機内雰囲気の漏えい	燃料体温度が低く有意な影響はない。
	本体	漏えい	シール破損、配管破損	燃料交換機内雰囲気の漏えい	
	貯蔵ラック	気密喪失	シール部破損	貯蔵ラック内雰囲気の漏えい	
	遮へいプラグ	破損	腐食	貯蔵ラック内雰囲気の漏えい	
	ダクト、整流筒	破損	腐食	使用済燃料冷却量の減少	
	炉上トアプラグ	気密不良	制御系異常、誤操作	出入機内雰囲気漏えい	
FHR-3	床上トアプラグ	気密不良	制御系異常、誤操作	出入機内雰囲気漏えい	

Table 4.9 Initiating event identification for gaseous waste treatment system

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
GW-1	バフアタック	漏えい、破損	腐食	気体放射性物質の漏えい	異常事象(17) 気体廃棄物は系内に閉じ込められ施設外への漏えいはない。
	圧縮機	故障	摩耗、電気回路故障	気体廃棄物処理停止	
	排風機	故障	摩耗、電気回路故障	気体廃棄物処理停止	
GW-4	減衰タンク	漏えい、破損	腐食	気体放射性物質の漏えい	異常事象(17) 異常事象(17)
	配管	漏えい、破損	腐食	気体放射性物質の漏えい	
	フィルタ	目詰まり	塵埃の過大侵入	気体廃棄物処理停止	
GW-5	遮断弁	誤閉	誤信号発報、誤操作	気体廃棄物処理停止	気体廃棄物は系内に閉じ込められ施設外への漏えいはない。 通常運転時に操作しない。 通常運転に影響しない。
	手動弁	—	—	—	
	逆止弁	開固着	ヒンジピンのかじり	—	

Table 4.10 Initiating event identification for liquid waste treatment system (1/2)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
LW-1	機器廃液収集タンク	漏えい、破損	腐食	液体放射性物質の漏えい	床面及び出入口に堰が設けられており、施設外への漏えいはない。
LW-2	設備廃液タンク	漏えい、破損	腐食	液体放射性物質の漏えい	
LW-3	設備廃液ポンプ	コーストダウン	電動機故障、電源喪失	機器廃液収集タンク水位上昇	
LW-4	設備廃液蒸発装置	伝熱管の漏えい	伝熱管の亀裂	加熱蒸気の侵入	圧力バランス上、施設外への漏えいはない。 異常事象(17)
		伝熱部の破損	腐食	加熱蒸気の侵入	
		胴の漏えい、破損	腐食	放射性物質（蒸気）の漏えい	
LW-5	設備廃液蒸留水脱塩装置	膜の破損	不純物混入	液体廃棄物塩分濃度上昇	通常運転に有意な影響はない。 異常事象(17)
		胴の漏えい、破損	腐食	放射性物質（蒸気）の漏えい	

Table 4.10 Initiating event identification for liquid waste treatment system (2/2)

設備番号	機器名称	故障モード		与える影響	備考
		影響を与える故障	故障の原因		
LW-6	設備廃液 モニタタンク	漏えい、破損	腐食	液体放射性物質の漏えい	床面及び出入口に堰が設けられており、施設外への漏えいはない。
LW-7	設備廃液 モニタポンプ	コーストダウン	電動機故障、電源喪失	設備廃液モニタタンク水位上昇	
LW-8	ランドリドレン 収集タンク	漏えい、破損	腐食	液体放射性物質の漏えい	
LW-9	ランドリ ドレンポンプ	コーストダウン	電動機故障、電源喪失	ランドリドレン収集タンク水位上昇	
	配管	漏えい、破損	腐食	液体放射性物質の漏えい	
LW-10	遮断弁	誤閉	誤信号発報、誤操作	タンク水位上昇	
	手動弁	—	—	—	

Table 4.11 Initiating events for identified abnormal events (1/5)

異常事象	主な起因事象	主たる原因
(1) 反応度制御設備の異常	制御棒の誤挿入、落下	運転員の誤操作
	制御棒の誤引抜き	運転員の誤操作
	スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
(2) 炉心冷却材流量の増大	タービン翼破損	熱疲労による亀裂
	圧縮機翼破損	熱疲労による亀裂
	ガスタービン軸破損	疲労劣化
	負荷喪失	電力系統異常
	ヘリウム循環機誤起動	運転員の誤操作
(3) 2次冷却設備の除熱量増大	冷却水設備循環ポンプ 回転数上昇	制御系異常
	冷却水設備海水ポンプ 回転数上昇	制御系異常
(4) 1次冷却材流量の減少	原子炉圧力容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	動力変換容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	熱交換器収納容器 漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	前置冷却器伝熱管の漏えい	過大荷重による亀裂
	二重管外管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管内外管の同時破損	過大荷重による亀裂
	単管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	主冷却設備安全弁の誤開	損傷
	スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	スタンドパイプ ヘリウムパージライン開放	パージライン配管破損、 止め弁破損
	燃料交換用 スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	停止時冷却設備 熱交換器容器の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	ヘリウム貯蔵供給設備 排出弁の誤開	制御系故障、弁故障

Table 4.11 Initiating events for identified abnormal events (2/5)

異常事象	主な起回事象	主たる原因
(5) 燃料流路の流量減少	燃料冷却流路閉塞	異物混入、ルーズパーツ発生
(6) 1次冷却材の喪失	原子炉圧力容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	動力変換容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	熱交換器収納容器 漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	前置冷却器伝熱管の漏えい	過大荷重による亀裂
	二重管外管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管内外管の同時破損	過大荷重による亀裂
	単管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	主冷却設備安全弁の誤開	損傷
	スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	スタンドパイプ ヘリウムパージライン開放	パージライン配管破損、 止め弁破損
	燃料交換用 スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	停止時冷却設備 熱交換器容器の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
(7) 2次冷却設備の除熱量 減少	冷却水設備循環ポンプ コストダウン	電動機故障。電源喪失
	冷却水設備海水環ポンプ コストダウン	電動機故障。電源喪失
	冷却水設備冷却器 伝熱管の漏えい	過大荷重による亀裂
	冷却水設備冷却器 伝熱部の破損	過大荷重による亀裂
	冷却水設備冷却器 胴の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	冷却水設備サージタンク 漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	冷却水設備ストレナ 目詰り	異物の過度侵入
	冷却水設備配管漏えい、破損	過大荷重による亀裂

Table 4.11 Initiating events for identified abnormal events (3/5)

異常事象	主な起因事象	主たる原因
(7) 2次冷却設備の除熱量減少	冷却水設備遮断弁誤閉	誤信号発信、圧縮空気の喪失
	冷却水設備安全弁誤開	損傷
(8) 2次冷却材の喪失	冷却水設備配管漏えい、損傷	過大荷重による亀裂
	冷却水設備安全弁誤開	損傷
(9) 空気侵入	原子炉圧力容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	動力変換容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	熱交換器収納容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管外管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管内外管の同時破損	過大荷重による亀裂
	単管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	燃料交換用スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
(10) 水侵入	前置冷却器伝熱管の破損	過大荷重による亀裂
	停止時冷却設備伝熱管の破損	過大荷重による亀裂
(11) 炉心冷却材流量の減少	再生熱交換器伝熱部の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管内管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	タービンバイパス制御弁の誤開	制御系異常
	再生熱交換器入口温度制御弁の誤開	制御系異常
	タービンバイパス弁の誤開	誤信号、圧縮空気の喪失

Table 4.11 Initiating events for identified abnormal events (4/5)

異常事象	主な起回事象	主たる原因
(12) 1次冷却材圧力変動	タービン翼破損	熱疲労による亀裂
	圧縮機破損	熱疲労による亀裂
	ガスタービン軸破損	疲労劣化
	負荷喪失	電力系統異常
	ヘリウム貯蔵供給設備 供給弁誤開	制御系故障、弁故障
(13) 外的事象	—	—
(14) 回転機器の故障	タービン翼破損	熱疲労による亀裂
	圧縮機破損	熱疲労による亀裂
	ガスタービン軸破損	疲労劣化
	負荷喪失	電力系統異常
(15) 加圧水の漏えい	停止時冷却設備 配管漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	停止時冷却設備 安全弁誤開	損傷
	冷却水設備 配管漏えい、損傷	過大荷重による亀裂
(16) 放射性物質の コンファインメント内 への漏えい	原子炉圧力容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	動力変換容器漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	熱交換器収納容器 漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管外管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	二重管内外管の同時破損	過大荷重による亀裂
	単管の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	スタンドパイプ破損	過大荷重による亀裂
	スタンドパイプ ヘリウムパーシライン開放	パーシライン配管破損、 止め弁破損
	計装用スタンドパイプ破損	過大荷重
	停止時冷却設備 熱交換器容器の漏えい、破損	過大荷重による亀裂
ヘリウム純化設備 配管漏えい、破損	過大荷重による亀裂	

Table 4.11 Initiating events for identified abnormal events (5/5)

異常事象	主な起回事象	主たる原因
(17) 放射性物質の コンファインメント外 への漏えい	前置冷却器伝熱管漏えい	過大荷重による亀裂
	停止時冷却設備 伝熱管漏えい	過大荷重による亀裂
	ヘリウム貯蔵供給設備 配管漏えい、破損	過大荷重による亀裂
	気体廃棄物処理設備 バッファタンク漏えい、破損	腐食
	気体廃棄物処理設備 減衰タンク漏えい、破損	腐食
	気体廃棄物処理設備 配管漏えい、破損	腐食
	液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸発装置 胴の漏えい、破損	腐食
	液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸留水脱塩装置 胴の漏えい、破損	腐食

Table 4.1.2 Initiating events and their frequency (1/4)

起回事象グループ	主な起回事象	発生頻度 [1/炉年]	事象分類
過渡事象	負荷喪失	1.E+00	運転時の異常な過渡変化
	制御棒の誤挿入	1.E+00	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備ストレーナ目詰り	5.E-01	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備海水ポンプコーストダウン	3.E-01	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備循環ポンプコーストダウン	3.E-01	運転時の異常な過渡変化
	スタンバイパイプヘリウムパージライン開放	2.E-02	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備安全弁誤開	9.E-02	運転時の異常な過渡変化
	停止時冷却設備安全弁誤開	9.E-02	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備配管漏えい、破損	7.E-02	運転時の異常な過渡変化
	タービンバイパス制御弁の誤開	2.E-02	運転時の異常な過渡変化
	再生熱交換器入口温度制御弁の誤開	2.E-02	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備海水ポンプ回転数上昇	2.E-02	運転時の異常な過渡変化
	冷却水設備循環ポンプ回転数上昇	2.E-02	運転時の異常な過渡変化
	主冷却設備安全弁の誤開	1.E-02	運転時の異常な過渡変化
	制御棒の誤引抜き	1.E-02	運転時の異常な過渡変化
	再生熱交換器伝熱部の漏えい、破損	1.E-02	運転時の異常な過渡変化

Table 4.12 Initiating events and their frequency (2/4)

起回事象グループ	主な起回事象	発生頻度 [1/炉年]	事象分類
過渡事象	タービンバイパス弁の誤開	9.E-03	設計基準事故
	ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	4.E-03	設計基準事故
	ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開	4.E-03	設計基準事故
	冷却水設備冷却器胴の漏えい、破損	4.E-03	設計基準事故
	冷却水設備冷却器伝熱管の破損	3.E-03	設計基準事故
	停止時冷却設備配管漏えい、破損	3.E-03	設計基準事故
	冷却水設備サージタンク漏えい、破損	2.E-03	設計基準事故
	前置冷却器伝熱管の漏えい	2.E-03	設計基準事故
	冷却水設備冷却器伝熱管の漏えい	2.E-03	設計基準事故
	タービン翼破損	1.E-03	設計基準事故
	圧縮機翼破損	1.E-03	設計基準事故
	単管の漏えい、破損	4.E-05	設計基準事故
	ガスタービン軸破損	1.E-04	設計基準事故
	二重管外管の漏えい、破損	5.E-05	設計基準事故
	冷却水設備遮断弁誤閉	4.E-05	設計基準事故
	ヘリウム循環機誤起動	3.E-05	設計基準事故
	燃料冷却流路閉塞	1.E-05	設計基準事故
	スタントパイプ破損	3.E-06	設計基準事故
	燃料交換用スタントパイプ破損	3.E-06	設計基準事故

Table 4.1.2 Initiating events and their frequency (3/4)

起因事象グループ	主な起因事象	発生頻度 [1/炉年]	事象分類
過渡事象	原子炉圧力容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	停止時冷却設備熱交換器容器の漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	動力変換器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	熱交換器収納容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	二重管内管の漏えい、破損	5.E-07	設計基準事故
	二重管内外管の同時破損	5.E-08	設計基準事故
	単管の漏えい、破損	4.E-05	設計基準事故
	二重管外管の漏えい、破損	5.E-05	設計基準事故
	スタントドパイプ破損	3.E-06	設計基準事故
	燃料交換用スタントドパイプ破損	3.E-06	設計基準事故
	原子炉圧力容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	停止時冷却設備熱交換器容器の漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	動力変換器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	熱交換器収納容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故
	二重管内外管の同時破損	5.E-08	設計基準事故

Table 4.12 Initiating events and their frequency (4/4)

起回事象グループ	主な起回事象	発生頻度 [1 / 炉年]	事象分類	
空気侵入	単管の漏えい、破損	4.E-05	設計基準事故	
	二重管外管の漏えい、破損	5.E-05	設計基準事故	
	スタンドパイプ破損	3.E-06	設計基準事故	
	燃料交換用スタンドパイプ破損	3.E-06	設計基準事故	
	原子炉圧力容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	再生熱交換器洞の漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	前置冷却器洞の漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	停止時冷却設備熱交換器容器の漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	動力変換容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	熱交換器容器漏えい、破損	1.E-06	設計基準事故	
	二重管内外管の同時破損	5.E-08	設計基準事故	
	前置冷却器伝熱管の破損	3.E-03	設計基準事故	
	停止時冷却設備伝熱管の破損	3.E-03	設計基準事故	
	気体廃棄物処理設備配管漏えい、破損	1.E-03	設計基準事故	
水侵入	ヘリウム純化設備配管漏えい、破損	4.E-03	設計基準事故	
	気体廃棄物処理設備減衰タンク漏えい、破損	4.E-03	設計基準事故	
	液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸発装置洞の漏えい、破損	4.E-03	設計基準事故	
	液体廃棄物処理設備 設備廃液蒸留水脱塩装置洞の漏えい、破損	4.E-03	設計基準事故	
	気体廃棄物処理設備バフタンク漏えい、破損	2.E-03	設計基準事故	
	放射性物質の漏えい			

Table 4.13 Event sequence category

事故シーケンスグループ	事故シーケンス
炉心冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 過渡事象、空気侵入、水侵入＋炉心除熱失敗</li> </ul>
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 過渡事象、空気侵入、水侵入＋原子炉停止失敗</li> </ul>
化学反応制御機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 空気侵入＋コンファインメント隔離失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却器隔離失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋冷却器隔離失敗</li> </ul>
炉心冷却機能及び原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 過渡事象、空気侵入、水侵入＋炉心除熱失敗＋原子炉停止失敗</li> </ul>
炉心冷却機能及び化学反応制御機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 空気侵入＋炉心除熱失敗＋コンファインメント隔離失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋炉心除熱失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却器隔離失敗＋炉心除熱失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋冷却器隔離失敗＋炉心除熱失敗</li> </ul>
原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 空気侵入＋原子炉停止失敗＋コンファインメント隔離失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋原子炉停止失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却器隔離失敗＋原子炉停止失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋冷却器隔離失敗＋原子炉停止失敗</li> </ul>
炉心冷却機能、原子炉停止機能及び化学反応制御機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 空気侵入＋炉心除熱失敗＋原子炉停止失敗＋コンファインメント隔離失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋炉心除熱失敗＋原子炉停止失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却器隔離失敗＋炉心除熱失敗＋原子炉停止失敗</li> <li>● 水侵入＋冷却材循環停止失敗＋冷却器隔離失敗＋炉心除熱失敗＋原子炉停止失敗</li> </ul>

Table 4.14 Frequency of event sequences

異常事象 グループ	主な起因事象	発生頻度 [1/炉年]							
		起因事象	炉心冷却 機能喪失	原子炉停止 機能喪失	化学反応制御 機能喪失	炉心冷却機能及び 原子炉停止機能喪失	炉心冷却機能及び 化学反応制御機能喪失	原子炉停止機能及び 化学反応制御機能喪失	炉心冷却機能、原子炉停止機能及び 化学反応制御機能喪失
過渡事象	負荷喪失	1.E+00	1.E-07	1.E-07	-	1.E-14	-	-	-
	制御棒の誤挿入、誤落下	1.E+00	1.E-07	1.E-07	-	1.E-14	-	-	-
	冷却水設備ストレナ目詰り	5.E-01	5.E-08	5.E-08	-	5.E-15	-	-	-
	冷却水設備海水ポンプコストダウン	3.E-01	3.E-08	3.E-08	-	3.E-15	-	-	-
	冷却水設備循環ポンプコストダウン	3.E-01	3.E-08	3.E-08	-	3.E-15	-	-	-
	スタンドパイプヘリウムパーズライン開放	2.E-02	2.E-09	2.E-09	-	2.E-16	-	-	-
	冷却水設備安全弁誤開	9.E-02	9.E-09	9.E-09	-	9.E-16	-	-	-
	停止時冷却設備安全弁誤開	9.E-02	9.E-09	9.E-09	-	9.E-16	-	-	-
	冷却水設備配管漏えい、破損	7.E-02	7.E-09	7.E-09	-	7.E-16	-	-	-
	タービンバイパス制御弁の誤開	2.E-02	2.E-09	2.E-09	-	2.E-16	-	-	-
	再生熱交換器入口温度制御弁の誤開	2.E-02	2.E-09	2.E-09	-	2.E-16	-	-	-
	冷却水設備海水ポンプ回転数上昇	2.E-02	2.E-09	2.E-09	-	2.E-16	-	-	-
	冷却水設備循環ポンプ回転数上昇	2.E-02	2.E-09	2.E-09	-	2.E-16	-	-	-
	主冷却設備安全弁の誤開	1.E-02	1.E-09	1.E-09	-	1.E-16	-	-	-
	制御棒の誤引抜き	1.E-02	1.E-09	1.E-09	-	1.E-16	-	-	-
	再生熱交換器伝熱部の漏えい、破損	1.E-02	1.E-09	1.E-09	-	1.E-16	-	-	-
	タービンバイパス弁の誤開	9.E-03	9.E-10	9.E-10	-	9.E-17	-	-	-
	ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開	4.E-03	4.E-10	4.E-10	-	4.E-17	-	-	-
	ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開	4.E-03	4.E-10	4.E-10	-	4.E-17	-	-	-
	冷却水設備冷却器胴の漏えい、破損	4.E-03	4.E-10	4.E-10	-	4.E-17	-	-	-
	冷却水設備冷却器伝熱管の破損	3.E-03	3.E-10	3.E-10	-	3.E-17	-	-	-
	停止時冷却設備配管漏えい、破損	3.E-03	3.E-10	3.E-10	-	3.E-17	-	-	-
	冷却水設備サージタンク漏えい、破損	2.E-03	2.E-10	2.E-10	-	2.E-17	-	-	-
	前置冷却器伝熱管の漏えい	2.E-03	2.E-10	2.E-10	-	2.E-17	-	-	-
	冷却水設備冷却器伝熱管の漏えい	2.E-03	2.E-10	2.E-10	-	2.E-17	-	-	-
	タービン翼破損	1.E-03	1.E-10	1.E-10	-	1.E-17	-	-	-
	圧縮機翼破損	1.E-03	1.E-10	1.E-10	-	1.E-17	-	-	-
	単管の漏えい、破損	4.E-05	4.E-12	4.E-12	-	4.E-19	-	-	-
	ガスタービン軸破損	1.E-04	1.E-11	1.E-11	-	1.E-18	-	-	-
	二重管外管の漏えい、破損	5.E-05	5.E-12	5.E-12	-	5.E-19	-	-	-
	冷却水設備遮断弁誤閉	4.E-05	4.E-12	4.E-12	-	4.E-19	-	-	-
	ヘリウム循環機誤起動	3.E-05	3.E-12	3.E-12	-	3.E-19	-	-	-
	燃料冷却流路閉塞	1.E-05	1.E-12	1.E-12	-	1.E-19	-	-	-
スタンドパイプ破損	3.E-06	3.E-13	3.E-13	-	3.E-20	-	-	-	
燃料交換用スタンドパイプ破損	3.E-06	3.E-13	3.E-13	-	3.E-20	-	-	-	
原子炉圧力容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	-	1.E-20	-	-	-	
停止時冷却設備熱交換器容器の漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	-	1.E-20	-	-	-	
動力変換容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	-	1.E-20	-	-	-	
熱交換器収納容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	-	1.E-20	-	-	-	
二重管内管の漏えい、破損	5.E-07	5.E-14	5.E-14	-	5.E-21	-	-	-	
二重管内外管の同時破損	5.E-08	5.E-15	5.E-15	-	5.E-22	-	-	-	
空気侵入	単管の漏えい、破損	4.E-05	4.E-12	4.E-12	4.E-07	4.E-19	4.E-14	4.E-14	4.E-21
	二重管外管の漏えい、破損	5.E-05	5.E-12	5.E-12	4.E-07	5.E-19	4.E-14	4.E-14	4.E-21
	スタンドパイプ破損	3.E-06	3.E-13	3.E-13	2.E-08	3.E-20	2.E-15	2.E-15	2.E-22
	燃料交換用スタンドパイプ破損	3.E-06	3.E-13	3.E-13	2.E-08	3.E-20	2.E-15	2.E-15	2.E-22
	原子炉圧力容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
	再生熱交換器胴の漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
	前置冷却器胴の漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
	停止時冷却設備熱交換器容器の漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
	動力変換容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
	熱交換器容器漏えい、破損	1.E-06	1.E-13	1.E-13	9.E-09	1.E-20	9.E-16	9.E-16	9.E-23
水侵入	二重管内外管の同時破損	5.E-08	5.E-15	5.E-15	4.E-10	5.E-22	4.E-17	4.E-17	4.E-24
	前置冷却器伝熱管の破損	3.E-03	3.E-10	3.E-10	7.E-07	3.E-17	7.E-14	7.E-14	7.E-21
	停止時冷却設備伝熱管の破損	3.E-03	3.E-10	3.E-10	7.E-07	3.E-17	7.E-14	7.E-14	7.E-21

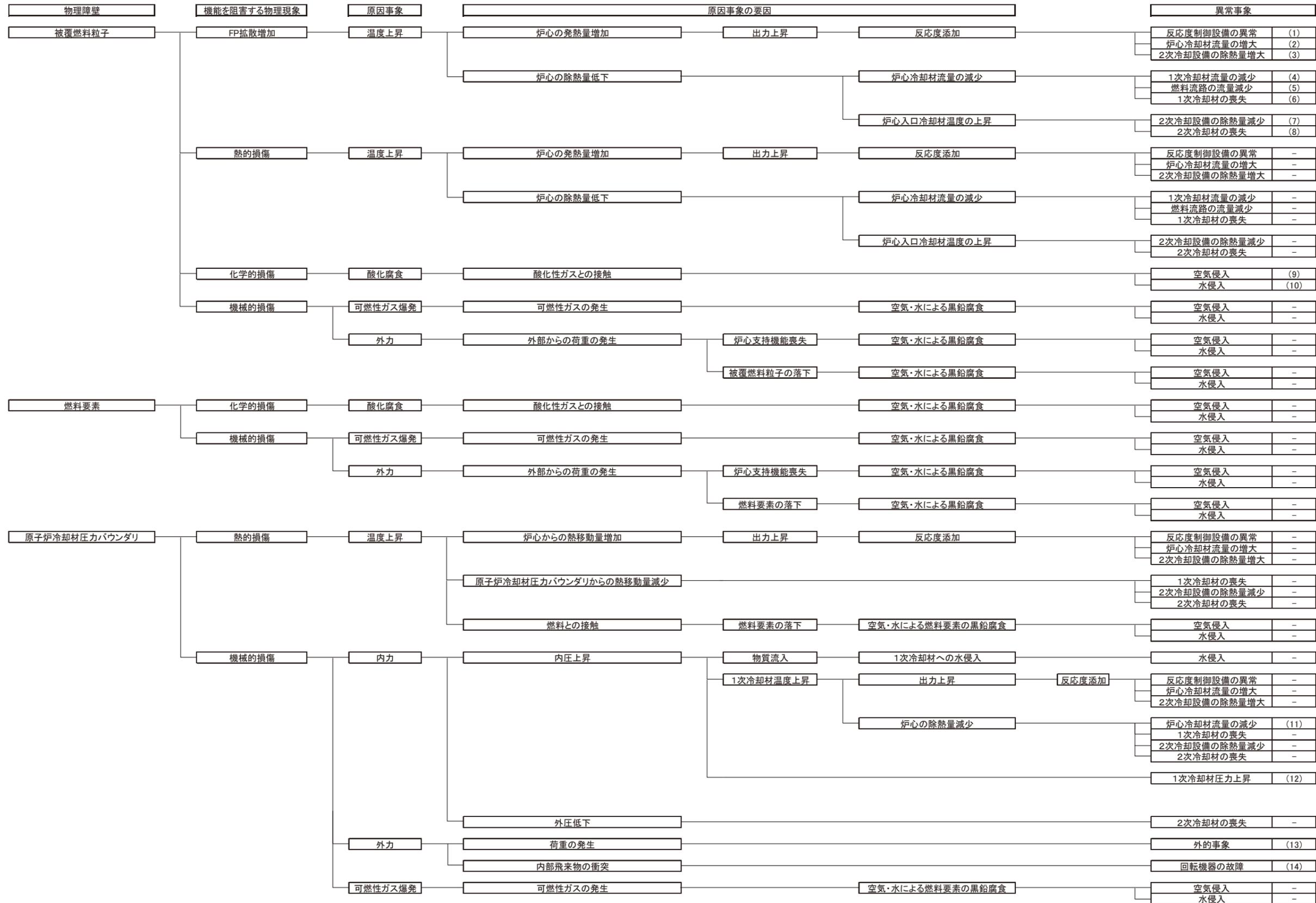


Fig. 4.1 MLD for abnormal event identification (1/2)

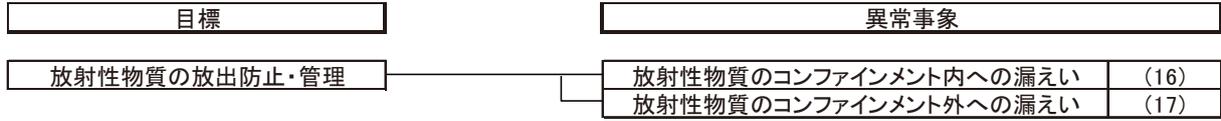


Fig. 4.1 MLD for abnormal event identification (2/2)

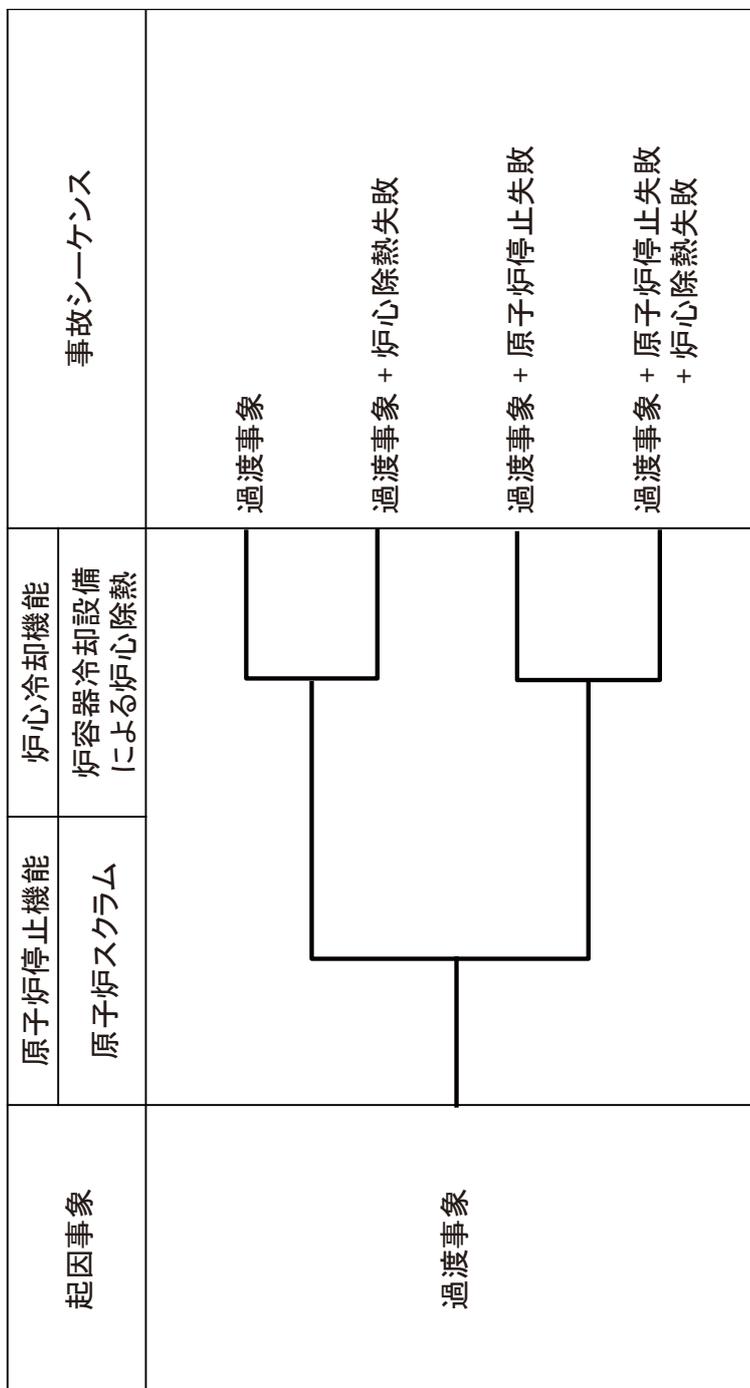


Fig.4.2 Event tree for transient

起 因 事 象	原子炉停止機能	化学反応制御機能	炉心冷却機能	事 故 シ ー ケ ン ス
	原子炉 スクラム	コンファインメント 隔離	炉容器冷却設備 による炉心除熱	
空 気 侵 入	[成功]	[成功]	[成功]	空気侵入
			[失敗]	空気侵入 + 炉心除熱失敗
	[成功]	[成功]	[成功]	空気侵入 + コンファインメント隔離失敗
			[失敗]	空気侵入 + コンファインメント隔離失敗 + 炉心除熱失敗
	[成功]	[成功]	[成功]	空気侵入 + 原子炉停止失敗
			[失敗]	空気侵入 + 原子炉停止失敗 + 炉心除熱失敗
	[成功]	[成功]	[成功]	空気侵入 + 原子炉停止失敗 + コンファインメント隔離失敗
			[失敗]	空気侵入 + 原子炉停止失敗 + コンファインメント隔離失敗 + 炉心除熱失敗

Fig.4.3 Event tree for air ingress



## 5. おわりに

原子力機構では、原子力安全への国際的な貢献を目指し、我が国発の安全基準を国際標準化することを目標に、実用高温ガス炉の安全要件や安全指針の基本となる考え方について検討を進めている。本報では、実用高温ガス炉の安全要件に基づき、内的事象について、設計基準事象の選定方針案を作成するとともに、当該方針を原子力機構設計の発電用実用高温ガス炉へ適用し、設計基準事象を検討した。

設計基準事象の選定方針案として、原子力学会の研究専門委員会「高温ガス炉の安全設計方針」で作成した実用高温ガス炉の安全要件に基づき、単一起因事象に加えて、単一起因事象に多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象の選定の考え方を提案した。高温ガス炉では固有の特性に起因する安全上の特徴から、炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないため事象進展が簡素である。また、受動的な安全設備の採用が可能であり、支援系が不要または簡素なため事故シナリオの把握が容易であることから、事故シーケンス同定は決定論的手法を基本とする。一方で、必要に応じて事故シーケンスの発生頻度を参照し、発生の可能性が極めて低く、発生を仮定してもその影響が十分に小さいと考えられる事故シーケンスは安全評価対象から除外してもよいこととした。なお、除外された事故シーケンスは、最新知見などの反映による継続的な見直しを行うことを要求する。

上記の選定方針案を発電用実用高温ガス炉に適用し、設計基準事象として、運転時の異常な過渡変化を 11 事象、単一故障基準を適用した設計基準事故を 26 事象、単一起因事象に多重化された安全系の機能喪失が重畳する設計基準事故を 4 事象選定した。

今後は、本提案について原子力学会の研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」の下で議論を進め、設計基準事象選定方針の原案作成を完了する。また、当該原案を基に、日本、中国、インドネシア、韓国、米国など七カ国が参画する高温ガス炉の安全基準に関する IAEA 協力研究計画の枠組みの下で更なる議論を行い、設計基準事象選定方針案を含む安全基準の国際標準化を図る計画である。

## 謝 辞

実用高温ガス炉の設計基準事象の検討にあたり貴重なご助言を頂いた高温ガス炉水素・熱利用研究センター 國富一彦センター長、西原哲夫ディビジョン長、高温工学試験研究炉部 沢和弘部長に感謝いたします。

## 参考文献

- 1) Ohashi, H., Sato, H., Nakagawa, S., et al., "Safety Design Approach for the Development of Safety Requirements fro Design of Commercial HTGR, *Proceedings of 7th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR2014)*, HTR2014-81150 Weihai, China, October 27-31, (2014).
- 2) Kunitomi, K., Katanishi, S., Takada, S., et al., Japan's future HTR--the GTHTTR300, *Nuclear Engineering and Design*, vol.233, No.1-3, 2004, pp.309-327.
- 3) 大橋弘史, 佐藤博之, 國富一彦, 小川益郎, 高温ガス炉における本質的安全性の概念, *日本原子力学会和文論文誌*, vol.13, No.1, 2014, pp.17-26.
- 4) Sato, H., Yan, X. L., Tachibana, Y., et al., GTHTTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency, *Nuclear Engineering and Design*, vol.275, 2014, pp.190-196.
- 5) 高温工学試験研究炉部, 第 53 条 HTTR における多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 -事象選定-に対するコメント回答 (一部) ,  
<<http://www.nsr.go.jp/data/000131408.pdf>>, (アクセス日 2016 年 3 月 2 日).
- 6) International Association of Oil and Gas Producers, OGP Risk Assessment Data Directory, 2010.
- 7) IAEA, Component Reliability Data for use in Probablistic Safety Assessment, IAEA-TECDOC-478, 1988.
- 8) General Atomics, Gas Turbine-modular Helium Reactor (GT-MHR) Conceptual Design Description Report, 910720, 1996.
- 9) General Atomics, Top-level Regulatory Criteria for the Standard MHTGR, DOE-HTGR-85002, 1989.
- 10) 片西昌二, 國富一彦, 高温ガス炉ガスタービン発電システムの安全設計方針, *日本原子力学会和文論文誌*, vol.2, No.1, 2003, pp.55-67.
- 11) Yan, X. L., Sato, H., Tachibana, Y., et al., Evaluation of high temperature gas reactor for demanding cogeneration load follow, *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol.49, No.1, 2012, pp.121-131.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性化	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>12</sup> cm <sup>2</sup> ) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(a)</sup>	Oe	1 Oe <sub>e</sub> =(10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m

