

ガス炉のプラント概念に関する研究

(研 究 報 告)

2004年6月

核燃料サイクル開発機構

大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

電話：029-282-1122（代表）

ファックス：029-282-7980

電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構

(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2004

ガス炉のプラント概念に関する研究

(研究報告)

森部剛志*1、久保重信*2,*3

三枝利家*1,*3、此村守*1

要 旨

FBR サイクルの実用化戦略調査研究では、多様な冷却材（ナトリウム、重金属、ガス、水等）、燃料形態（MOX、金属、窒化物等）及び出力規模等からなる技術選択枝を摘出・整理し、軽水炉に比肩する経済性を有する実用化時代の高速増殖炉プラント概念を検討している。

被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉の平成 15 年度検討では、技術的成立性の見通しを明らかにするために、炉心およびプラント全般の予備的な概念検討などを実施し、フェーズⅡ中間評価に足るガス炉プラント概念を構築し、総合評価に必要なデータの整備を実施した。

本報告書は、プラント設計及び総合評価用データ整備について、まとめたものである。検討結果は以下の通りである。

- ① プラント全般の概略設計については、プラント全体仕様、主要設備概念設計について検討を行った。その中で、原子炉構造の断熱材有効性、ガスタービン耐震性、コアキャッチャーの冷却性・構造健全性などの検討を行い、成立性の概略見通しを得た。これら主要設備の概念設計結果に基づき、建屋配置を構築した。
- ② 総合評価用データ整備については、軽水炉の ISI 基準に準拠した 1 次系機器に対する試験方法案設定、定検工程策定などの保守・補修性の検討を行った。また、運転廃棄物及び廃炉廃棄物発生量の概算を行った。プラントの主要課題について要素技術毎に開発方法・工程等の開発計画を策定した。
- ③ 経済性評価に必要なデータを整備し、建設単価を算出した結果、建設単価基準値を 1 割程度上回る結果となった。

*1：大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ

*2：大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ

*3：日本原子力発電株式会社からの派遣者

本研究はサイクル機構と 9 電力、電発、原電の共通研究協力協定の下に実施している。

Study on plant concept for Gas Cooled Fast Reactor
(Research Document)

Takeshi Moribe^{*1}, Shigenobu Kubo^{*2,*3}

Toshiie Saigusa^{*1,*3}, Mamoru Konomura^{*1}

Abstract

In "Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System", technological options including various coolant (sodium, heavy metal, gas, water, etc.), fuel type (MOX, metal, nitride) and output power are considered and classified, and commercialized FBR that have economical cost equal to LWR are pursued.

In FY2003, in order to define the prospect for technical feasibility of the helium gas cooled FR using coated particle fuel (He GFR), which has been selected as a prospective concept in FY2001, the preliminary conceptual designs of the core and plant are conducted, and a concept of gas cooled plant is established and data required for the interim evaluation of Phase 2 are prepared.

This report summarizes the results of the plant design study and the preparation of data for "Multi-Criteria Evaluation" in FY2003.

The result of study:

- ① The plant specifications and main equipment concept design were studied for preliminary plant design. In this study, effectiveness of the thermal insulators in the reactor structure, seismic evaluation of the gas turbines and integrity of structure in the core catcher were studied. The plant layout was reviewed based on the results of plant designs.
- ② The result of study for the preparation of data for "Multi-Criteria Evaluation" :
ISI procedure (draft) for the primary system equipment of He GFR was set up, and the inspection processes were reviewed, according to the ISI standard for LWR. The amount of wastes produced in decommissioning and operation was roughly estimated. Major R&D items concerning the He GFR plant design were proposed including the required methods and schedules.
- ③ The data required for construction cost evaluation was prepared, and the construction cost of He GCR was 10% above the target cost.

*1 : FBR System Engineering Group, System Engineering and Technology Division,
OEC,JNC

*2 : FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering and Technology Division,
OEC,JNC

*3 : Attached from The Japan Atomic Power Company (JAPC)

目 次

1. はじめに	1
2. 概 要	2
3. 基本概念	4
4. プラント全般についての概略設計検討	9
4. 1 主要設備概念の検討	9
4. 1. 1 原子炉構造およびガスタービン構造	10
4. 1. 2 電気・計装設備	34
4. 1. 3 廃棄物処理設備	116
4. 1. 4 格納設備	129
4. 1. 5 コアキャッチャー	134
4. 1. 6 補助炉心冷却系	156
4. 1. 7 燃料取扱設備	168
4. 1. 8 その他の設備	189
4. 2 原子炉施設配置	219
5. 総合評価用データ整備	238
5. 1 保守・補修性評価	239
5. 1. 1 供用期間中検査及び補修方法	239
5. 1. 2 保守・点検内容	255
5. 1. 3 定検工程	263
5. 2 プラント運転・制御性評価	270
5. 2. 1 起動・停止方法	270
5. 3 廃棄物発生量	276
5. 4 開発計画の策定	299
5. 4. 1 要素技術開発	304
5. 4. 2 試験炉等	342
5. 4. 3 開発期間・開発費用	345
5. 5 経済性	351
5. 5. 1 経済性評価用データ整備	351
5. 5. 2 経済性評価	353
6. おわりに	357
参考文献	359
添付資料 4. 1. 3	添付 4.1.3(1)
添付資料 4. 1. 4	添付 4.1.4(1)

添付資料 4. 1. 6. 1	添付 4.1.6-1(1)
添付資料 4. 1. 6. 2	添付 4.1.6-2(1)
添付資料 5. 4. 1	添付 5.4.1(1)

表リスト

表 3-1	基本仕様 被覆粒子燃料ヘリウムガス炉	5
表 4.1.1-1	改良 9Cr-1Mo 鋼の物性値	19
表 4.1.1-2	SiC の物性値	19
表 4.1.1-3	カオウールの物性値	20
表 4.1.1-4	熱伝達率	20
表 4.1.1-5	GA 社のミサイル貫通厚さの評価結果	21
表 4.1.2-1	期待される異常検出パラメータ	75
表 4.1.2-2	原子炉トリップ信号の保護対象事象への対応 (暫定)	76
表 4.1.2-3	原子炉トリップ信号の代表的な事象への対応	78
表 4.1.2-4	中性子計装設備の基本設計条件	80
表 4.1.2-5	検出器設置候補場所における放射線レベル	81
表 4.1.2-6	出力領域検出器の開発仕様	82
表 4.1.2-7	広域検出器の開発仕様	83
表 4.1.2-8	線源領域検出器の仕様	84
表 4.1.2-9	原子炉トリップ信号検出器の暫定仕様	85
表 4.1.2-10	工学的安全施設作動信号 (暫定)	86
表 4.1.2-11	工学的安全施設作動信号検出器の概略仕様	87
表 4.1.2-12	事故時監視計装設備 重要度分類と設計上の要求事項	88
表 4.1.2-13	事故時監視計装設備の主要な監視パラメータ	89
表 4.1.2-14	事故時監視計装検出器(MS-2)の概略仕様	90
表 4.1.2-15	事故時監視計装検出器(MS-3)の概略仕様	91
表 4.1.2-16	主要なタービン計装検出器の暫定仕様	93
表 4.1.2-17	安全審査指針と他の法律/指針/ガイドラインとの対応	94
表 4.1.2-18	所内交流電源設備構成案	95
表 4.1.3-1	気体廃棄物の発生量 (原子炉 1 ユニット当たり、推定値)	124
表 4.1.3-2	液体廃棄物の発生量 (原子炉 1 ユニット当たり、推定値)	124
表 4.1.3-3	固体廃棄物の発生量 (原子炉 1 ユニット当たり、推定値)	124
表 4.1.4-1	立地評価での被ばく評価結果	131
表 4.1.5-1	物性値データ	144
表 4.1.5-2	崩壊熱のデータ	144
表 4.1.5-3	原子炉容器底部の熔融燃料堆積時の臨界性評価 (受け皿 1 段の場合)	145
表 4.1.5-4	原子炉容器底部の熔融燃料堆積時の臨界性評価 (受け皿 2 段の場合)	146

表 4.1.5-5	原子炉容器底部の溶融燃料堆積時の臨界性評価 (受け皿 2 段、吸収材有りの場合)	147
表 4.1.5-6	自然循環時の冷却水圧損	148
表 4.1.5-7	空気冷却器での除熱量	149
表 4.1.6-1	DHX 仕様	161
表 4.1.6-2	DHX の設計条件	162
表 4.1.6-3	圧力損失計算条件	162
表 4.1.6-4	自然循環時圧損	163
表 4.1.6-5	強制循環時圧損	163
表 4.1.7-1	使用済燃料取扱い時の燃料最高使用温度	180
表 4.1.8-1	原子炉入口温度及び原子炉出口圧力の ガスタービンサイクル効率への影響評価	205
表 4.1.8-2	ガスタービン仕様一覧	206
表 4.1.8-3	圧縮機仕様一覧	207
表 4.1.8-4	発電機仕様一覧	208
表 4.1.8-5	再生熱交換器仕様一覧	209
表 4.1.8-6	前置冷却器仕様一覧	210
表 4.1.8-7	中間冷却器仕様一覧	211
表 5.1.1-1	JEAC-4205 に定める軽水炉の ISI 項目と He ガス炉の対象機器	244
表 5.1.1-2	JEAC-4205 の考え方に基づいて設定したヘリウムガス炉の 原子炉構造、1 次系主配管及びガスタービン容器の ISI 方法 (案)	247
表 5.1.2-1	保守・点検の定義	258
表 5.1.2-2	保守点検の区分	259
表 5.1.2-3	ヘリウムガス炉の保守・点検検査計画	260
表 5.3-1	放射性廃棄物の放射能レベル区分	280
表 5.3-2	廃炉廃棄物量の分類	281
表 5.3-3	廃炉廃棄物の放射能レベル区分毎の集計	284
表 5.3-4	廃炉時放射性廃棄物の除染前体積データの集計	284
表 5.3-5	廃炉時放射性廃棄物の除染前処分体積データの集計	284
表 5.3-6	廃炉時放射性金属廃棄物の除染前体積データの集計	285
表 5.3-7	廃炉時放射性金属廃棄物の除染後体積データの集計	285
表 5.3-8	廃炉時放射性廃棄物の除染後体積データの集計	285
表 5.3-9	廃炉時放射性廃棄物の除染後処分体積データの集計	285
表 5.3-10	全廃炉廃棄物の放射能レベル区分毎の集計 (除染前後の比較)	286
表 5.3-11	廃炉廃棄物発生量の軽水炉などとの比較	287

表 5.3-12	中間評価用の運転廃棄物量データのまとめ	288
表 5.3-13	中間評価用の廃棄物量データのまとめ	289
表 5.4-1	被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉の開発項目および開発要否	301
表 5.4.1-1	各機器の試験内容	326
表 5.4.1-2	ヘリウムガス冷却炉：電気ペネトレーション仕様	327
表 5.4.1-3	PWR：電気ペネトレーション仕様	327
表 5.4.1-4	電気ペネトレーション開発時の実施項目	328
表 5.4.2-1	実験炉及び原型炉の主要仕様案	344
表 5.5.1-1	被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉 経済性評価用物量データ表	352

図リスト

図 3-1	プラント系統概念図	6
図 3-2	炉心断面及び主要核特性	7
図 3-3	被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉 燃料集合体概念図	8
図 4.1.1-1	運転状態Ⅲの熱過渡条件	22
図 4.1.1-2	運転状態Ⅳの熱過渡条件	23
図 4.1.1-3	解析モデル	24
図 4.1.1-4	熱過渡解析結果（運転状態Ⅲ）	25
図 4.1.1-5	熱過渡解析結果（運転状態Ⅳ）	26
図 4.1.1-6	ガスタービン構造図	27
図 4.1.1-7	原子炉容器据付位置の床応答曲線（3次元免震あり）	28
図 4.1.1-8	想定されるタービンミサイルの発生源	29
図 4.1.1-9	軽水炉におけるタービンミサイル評価手順	30
図 4.1.1-10	ミサイル貫通防止用ケーシング構造	31
図 4.1.1-11	原子炉構造図（平成 14 年度設計）	32
図 4.1.1-12	原子炉構造図（平成 15 年度最終）	33
図 4.1.2-1	原子炉トリップロジック構成	96
図 4.1.2-2	中性子計装検出器概略仕様の検討フロー	97
図 4.1.2-3	B10 (n, α) 等価中性子束分布（定格原子炉出力時）	98
図 4.1.2-4	U235 (n, f) 等価中性子束分布（定格原子炉出力時）	99
図 4.1.2-5	ガンマ線束分布（定格原子炉出力時）	100
図 4.1.2-6	中性子束、ガンマ線束分布計算モデル図	101
図 4.1.2-7	中性子検出器の取付位置	102
図 4.1.2-8	原子炉冷却材流量計測オリフィスの取付位置	103
図 4.1.2-9	工学的安全施設作動ロジック図	104
図 4.1.2-10	破損燃料位置検出 SHIPPING 装置の概念	105
図 4.1.2-11	プレシプテータの概念	106
図 4.1.2-12	放射線アクティブ法漏えいヘリウム検出装置の概念	107
図 4.1.2-13	原子炉計装設備の盤構成概念	108
図 4.1.2-14	プロセス計装設備の盤構成概念	109
図 4.1.2-15	安全保護系設備の設備構成概念	110
図 4.1.2-16	プラント制御系の構成概念	111
図 4.1.2-17	プラント制御設備の設備構成概念	112
図 4.1.2-18	中央監視設備の機能	113

図 4.1.2-19	中央制御盤の位置関係	113
図 4.1.2-20	中央制御室の盤配置概念	114
図 4.1.2-21	所内交流電源系統単線結線図	115
図 4.1.3-1	放射性廃棄物処理施設系統概念図	125
図 4.1.3-2	気体廃棄物処理設備系統概念図 (換気系を含む)	126
図 4.1.3-3	液体廃棄物処理設備系統概念図	127
図 4.1.3-4	固体廃棄物処理設備系統概念図	128
図 4.1.4-1	原子炉格納容器バウンダリ説明図	132
図 4.1.4-2	コンファイメントエリア図	133
図 4.1.5-1	熔融燃料流出を考慮した ISI 検査孔の概念	150
図 4.1.5-2	計算モデル	151
図 4.1.5-3	第 1 段階温度変化状況	152
図 4.1.5-4	第 2 段階温度変化状況	152
図 4.1.5-5	臨界計算の体系(円錐高さ 36.6cm、炉心燃料の 100%が堆積)	153
図 4.1.5-6	臨界計算の体系(一段目の受け皿の下部及び体系の上部に B ₄ C を配置)	153
図 4.1.5-7	コアキャッチャー概念図及び冷却部詳細図	154
図 4.1.5-8	冷却水圧損計算モデル図	155
図 4.1.6-1	DHX 配置概念図	164
図 4.1.6-2	インペラ出口幅と圧損の関係	165
図 4.1.6-3	DHX 構造図	166
図 4.1.6-4	グラビティダンパ構造	167
図 4.1.7-1	燃料取扱システム設備概念図	181
図 4.1.7-2	燃料交換概念図	182
図 4.1.7-3	崩壊熱の経時変化	183
図 4.1.7-4	最大発熱燃料集合体の軸方向出力分布 (炉停止 22 日後)	184
図 4.1.7-5	粒子燃料層の空隙率と実効熱伝導度との関係	185
図 4.1.7-6	被覆粒子燃料充填層径方向温度分布	186
図 4.1.7-7	燃料出入機・燃料収納筒断面概念図	187
図 4.1.7-8	空気及び内管内外面の軸方向温度分布	188
図 4.1.8-1	ガスタービン設備ヒートバランス図	212
図 4.1.8-2	ガスタービン設備系統図	213
図 4.1.8-3	ガスタービン構造図	214
図 4.1.8-4	保守手順図	215
図 4.1.8-5	ヘリウム貯蔵・供給設備 系統図	216
図 4.1.8-6	ヘリウム純化設備 系統図	217

図 4.1.8-7	冷却水設備 系統概念図	218
図 4.2-1	主要機器比較図 (原子炉容器)	223
図 4.2-2	主要機器比較図 (動力変換容器)	224
図 4.2-3	原子炉施設配置図 (平面・B1)	225
図 4.2-4	原子炉施設配置図 (平面・1F)	226
図 4.2-5	原子炉施設配置図 (平面・2F)	227
図 4.2-6	原子炉施設配置図 (平面・3F)	228
図 4.2-7	原子炉施設配置図 (平面・4F)	229
図 4.2-8	原子炉施設配置図 (平面・5F)	230
図 4.2-9	原子炉施設配置図 (平面・6F)	231
図 4.2-10	原子炉施設配置図 (平面・7F)	232
図 4.2-11	原子炉施設配置図 (立面 A-A, 立面 B-B)	233
図 4.2-12	原子炉施設配置図 (立面 C-C)	234
図 4.2-13	フェーズ I 設計-平成 15 年度設計比較図 (平面)	235
図 4.2-14	フェーズ I 設計-平成 15 年度設計比較図 (立面 A-A)	236
図 4.2-15	フェーズ I 設計-平成 15 年度設計比較図 (立面 B-B)	237
図 5.1.1-1	1 次系機器廻りの主な ISI 用アクセスルート	251
図 5.1.1-2	検査性・補修性向上のための原子炉構造の見直し	252
図 5.1.1-3	炉内構造引抜き手順図	253
図 5.1.3-1	定期検査工程表 (ケース 1 : ガスタービン予備機なし)	268
図 5.1.3-2	定期検査工程表 (ケース 2 : ガスタービン予備機あり)	269
図 5.2.1-1	起動手順シーケンス	272
図 5.2.1-2	起動曲線	273
図 5.2.1-3	停止手順シーケンス	274
図 5.2.1-4	停止曲線	275
図 5.3-1	廃炉廃棄物発生量算定手順	290
図 5.3-2	ヘリウムガス冷却炉の放射化量評価	291
図 5.4.1-1	断熱材性能確認試験装置概念 (RV 内容器用)	329
図 5.4.1-2	構造材料試験概念	330
図 5.4.1-3	ACMI 試験機概念	331
図 5.4.1-4	SASS 要素試験装置概要	332
図 5.4.1-5	基本流動特性試験概要	333
図 5.4.1-6	加震試験概要	334
図 5.4.1-7	試験ループ概念	335
図 5.4.1-8	強制循環・自然循環 試験概念図	336

図 5.4.1-9	小規模総合試験概念図	337
図 5.4.1-10	大規模規模総合試験概念図	337
図 5.4.1-11	模擬試験装置概念	338
図 5.4.1-12	小規模総合試験装置	339
図 5.4.1-13	大規模総合試験装置	339
図 5.4.1-14	高度化監視制御システム検証装置	340
図 5.4.1-15	タービン発電機組立断面図（参考図）	341
図 5.4.3-1	開発工程及び開発費用（プラント関連）	347
図 5.5.2-1	原子炉構造の比較	355
図 5.5.2-2	コアキャッチャー構造の比較	356

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」という）では、中長期事業計画（平成 11 年 3 月策定）に基づき、FBR サイクルの完成に向け、安全性を確保した上で、1) エネルギー生産システムとして必要な経済性の向上、2) 資源の有効利用、3) 環境負荷の低減、4) 核不拡散性の確保を開発目標とし、システム全体としての最適化と実用性に留意しながら FBR サイクルの研究開発を実施することとしている。また、中期的には、安全確保を前提として、FBR サイクル全体で、軽水炉の燃料サイクルと比肩する経済性を達成すべく、その向上を図ることを最重要課題として取り組む方針である。

この方針を受けて、平成 11 年 7 月から FBR サイクルの実用化戦略調査研究（以下「実用化戦略調査研究」という）に電気事業者の協力を得て本格着手した。

実用化戦略調査研究の検討フェーズは、軽水炉システムと比肩する競争力を確保する上で有望と考えられる複数の FBR サイクルの候補概念を具体化し、実用化に向けた開発シナリオを策定するフェーズⅠ（平成 11 年度～平成 12 年度）と、工学的試験も含めて技術的成立性を確認して整合性を図ったシステムに絞り込むフェーズⅡ（平成 13 年度～平成 17 年度）とで構成されている。なお、ガス冷却炉検討については、フェーズⅠが 1 年延期されており、フェーズⅡは平成 14 年度から開始された。

実用化戦略調査研究フェーズⅠにおいて、ガス冷却炉の有望な概念として被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却高速炉（以下「ヘリウムガス冷却炉」という）が抽出された。そのプラント概念について、技術的成立性の見通しを明らかにするために、フェーズⅡにおいて炉心及びプラント全般の予備的な概念設計等を実施した。

本報告書は、ヘリウムガス冷却炉のプラント設計について、フェーズⅡの 2 年目（フェーズⅡ中間評価の年）にあたる平成 15 年度検討結果をまとめたものである。

2. 概要

実用化戦略調査研究では、多様な冷却材(ナトリウム、重金属、ガス、水等)、燃料形態(MOX、金属、窒化物等)及び出力規模等からなる技術選択肢を抽出・整理し、開発目標(安全性、資源有効利用性、環境負荷低減、核不拡散性、軽水炉に比肩する経済性)に対して達成可能性を有する実用化時代の高速増殖炉プラント概念を検討している。

ガス冷却炉設計のフェーズⅠ最終年度(平成13年度)に、ガス冷却炉の有望な概念として抽出した被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却高速炉は、冷却材にヘリウムガスを用いて直接ガスタービン発電する方式であり、炉心燃料には、高温耐性に優れる被覆粒子燃料を使用し、一層の安全特性の向上を狙った概念である。

平成13年度に引き続き平成14年度基本仕様は、鋼製原子炉容器を採用し、電気出力が1124MWe、冷却材圧力が6MPa、原子炉入口/出口温度が460°C/850°Cである。炉心性能は、窒化物燃料(N-15 100%濃縮)で増殖比約1.2、炉心燃焼度約100GWd/tとなり設計要求をほぼ満足するものとなった。なお、高燃焼度化(150GWd/t)を指向するには更なる減圧反応度の低減などが必要であることがわかった。安全性においては、減圧事故時にスクラムを伴わずに自然循環除熱となるような苛酷事象(AWS: Accident Without Scram)においても炉心損傷に至ることを防止できる概念を構築出来る可能性のあることが分かった。

平成15年度は、ヘリウムガス冷却炉の技術的成立性を見通しを明らかにするために、炉心およびプラント全般の予備的な概念検討などを実施し、フェーズⅡ中間評価に足るガス炉プラント概念を構築し、開発目標全般に対する達成度評価に必要なデータ整備を実施する。なお、取出燃焼度については、燃料・材料の健全性および安全性を確保した上で可能な限り高めることが望ましいが、これまでの設計検討より、平成15年度設計においては120GWd/t程度を目標とし、炉心設計・除熱性検討を行うことにしている。

本報告書では、

- ・プラント全般についての概略設計
- ・総合評価(フェーズⅡ中間評価)用データ整備

について記述する。以下に各検討項目の細目を列挙する。

(1) プラント全般についての概略設計

① 原子炉構造について、以下の項目を検討する。

- ・熱過渡条件を暫定し、断熱材の有効性について評価を行う。
- ・遮へい設計、保守・補修性評価などの検討結果を反映し、原子炉構造の見直しを行う。

- ② ガスタービン構造について、以下の項目を検討する。
 - ・ ガスタービン（タービン軸、軸受）の耐震性について、現状での定性的判断をまとめる。
 - ・ タービンミサイルに対する対策及び現状での判断をまとめる。
- ③ 主要な原子炉計装設備、プロセス計装設備の仕様、インターロックの考え方、検出器の設置方法、検出器開発の有無などについて、検討する。
- ④ 廃棄物処理設備の主要設備について、系統構成、気体廃棄物処理系容量などの検討を行う。
- ⑤ 格納容器の放射性物質閉じ込め能力評価に基づき、必要に応じ格納容器の見直しを行う。
- ⑥ コアキャッチャー、補助炉心冷却系、燃料取扱設備などについて、昨年度までの設計の見直しを行う。
- ⑦ プラント全般の見直し結果を反映して、建屋配置の再構築を行う。

(2) 総合評価用データ整備

- ① ISI 方針、ISI アクセスルートなどの検討を行う。また、炉内構造物の取り出し手順について検討する。
- ② 保守・点検検査計画、定検工程を策定する。
- ③ プラントの起動・停止計画を検討する。
- ④ 原子炉周りの機器・コンクリートの放射化評価を行い、廃炉廃棄物物量を概算する。
- ⑤ プラント検討を通じて摘出された主要課題について、開発計画を検討する。
- ⑥ 経済性評価用データの整理を行う。

3. 基本概念

被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却高速炉（以下「ヘリウムガス冷却炉」という）は、次の観点から経済性および安全性を追求したプラント概念である。

- ① 被覆粒子燃料、セラミックス炉心構成要素による高温化で、高効率の直接ガスタービン発電を可能として経済性を追求する。
- ② ドップラー効果の改善および自然循環冷却能力の強化により、AWS 時にも CDA を回避することを追求する。さらに、コアキャッチャーの設置により、CDA 想定時の影響（損傷炉心燃料および FP の分散、放出）を原子炉格納容器内に収納することを追求する。
- ③ ツインプラント化等の合理的なプラント設計および大型化により経済性を追求する。

平成 15 年度の検討結果を反映したヘリウムガス冷却炉の基本仕様を表 3-1 に、プラント系統概念図を図 3-1 に、炉心断面および炉心主要核特性を図 3-2 に、燃料集合体概念図を図 3-3 に示す。

本報告書では各プラントの基本的な説明については省略するが、これに関しては参考文献(1)などに記載がある。

表 3-1 基本仕様 被覆粒子燃料ヘリウムガス炉

No	項目	仕様
1	原子炉型式	被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却高速増殖炉
2	電気出力（発電端）	1124 MWe
3	熱出力	2400 MWt
4	ループ数	4 ループ
5	1 次系 He 温度	460°C/850°C（入口/出口温度）
6	1 次系流量	4262 ton/h
7	1 次系圧力	6 MPa
8	2 次系温度、流量	—
9	水/蒸気温度	—
10	タービン発電機	4 基/プラント
11	プラント熱効率	約 47%
12	所内負荷率	31.6 MW (2.8 %)
13	プラント稼働率	93 %
14	炉心・燃料	被覆粒子型窒化物燃料
15	炉心の径/高さ	5.64 m / 1.8 m
16	軸/径ブランケット	上下各 0.35 m / 0.42 m
17	被覆粒子燃料	外径 1.94 mm, 燃料核径 1.5 mm、 第 1 層低密度 TiN:120 μm, 第 2 層高密度 TiN:100 μm
18	燃焼度	119 GWd/t
19	増殖比	1.17
20	炉心平均出力密度	51 W/cc（炉心体積当たり）
21	燃料集合体型式	被覆粒子燃料内蔵集合体
22	原子炉容器型式	鋼製原子炉容器
23	原子炉停止系	制御棒駆動装置下部設置
24	炉心安全	AWS ^(*1) 時に SASS なしで 2200°C 以下の可能性有り 漏洩流量制限機構設置（50cm ² 以下の漏洩面積制限）
25	炉心上部機構	無し（制御棒下部駆動，上部燃料交換）
26	1 次系接続容器	二重管方式
27	補助炉心冷却系	原子炉本体上部設置型直接炉心冷却：50%×4 系統
28	原子炉格納施設	鋼製原子炉格納容器
29	燃料取扱方式	プラント運転サイクル 20 ヶ月 8 バッチ方式
30	・燃料減衰待貯蔵	炉外燃料貯蔵方式（水冷却）
31	・炉内燃料交換	パンタグラフ式燃料交換機
32	・炉外燃料移送	燃料出入機+天井クレーン
33	・燃料搬出入形態	—
34	免震	3 次元免震
35	プラント寿命	60 年

* 1：減圧事故時にスクラムを伴わずに自然循環除熱となるような苛酷事象

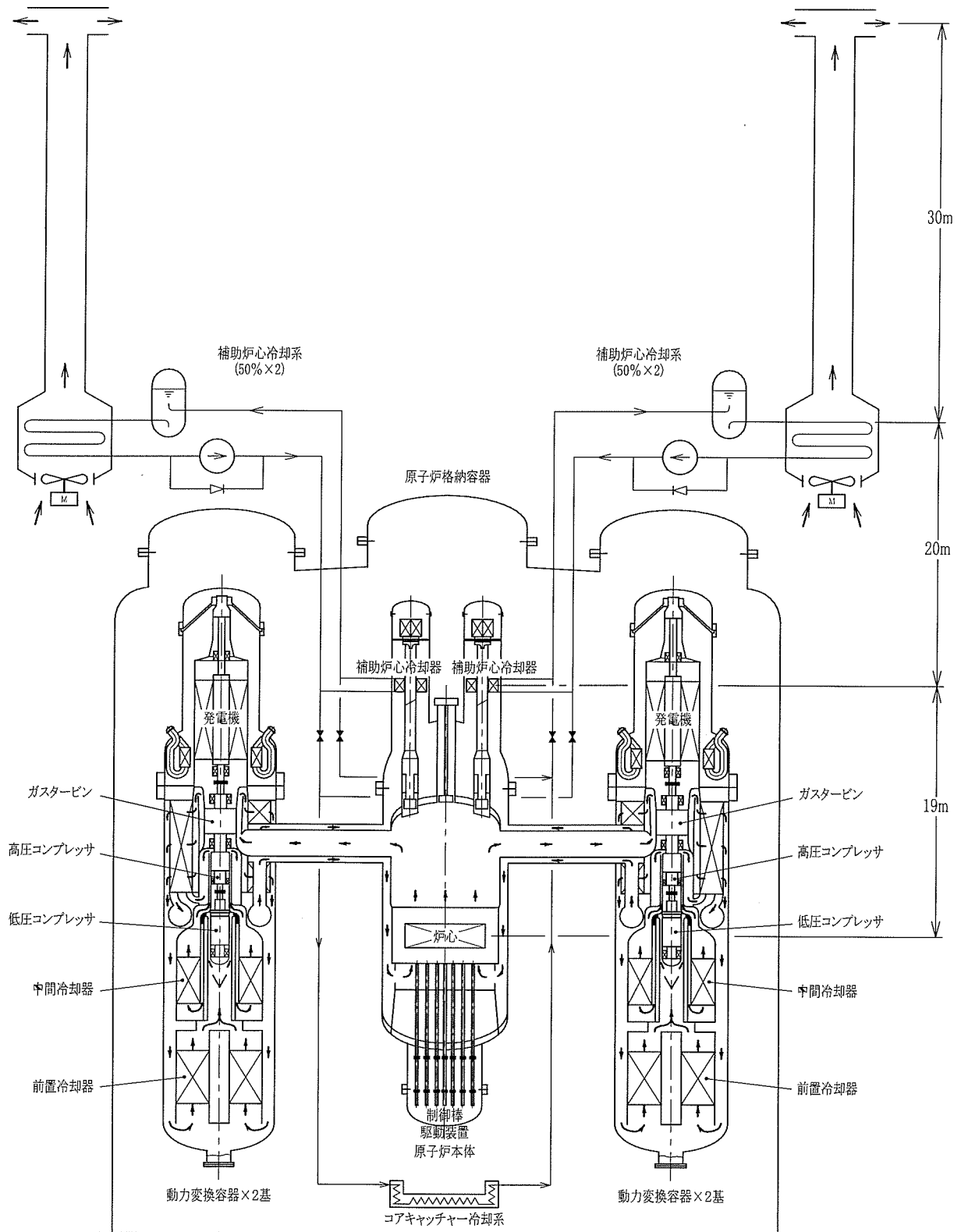
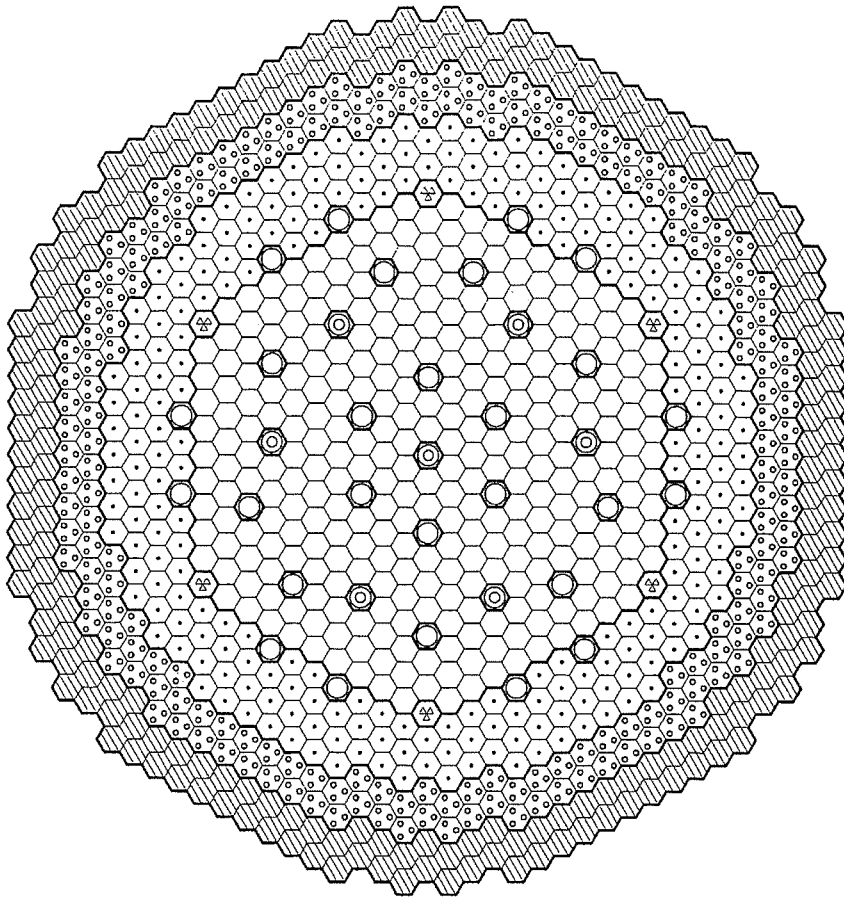


図 3-1 プラント系統概念図










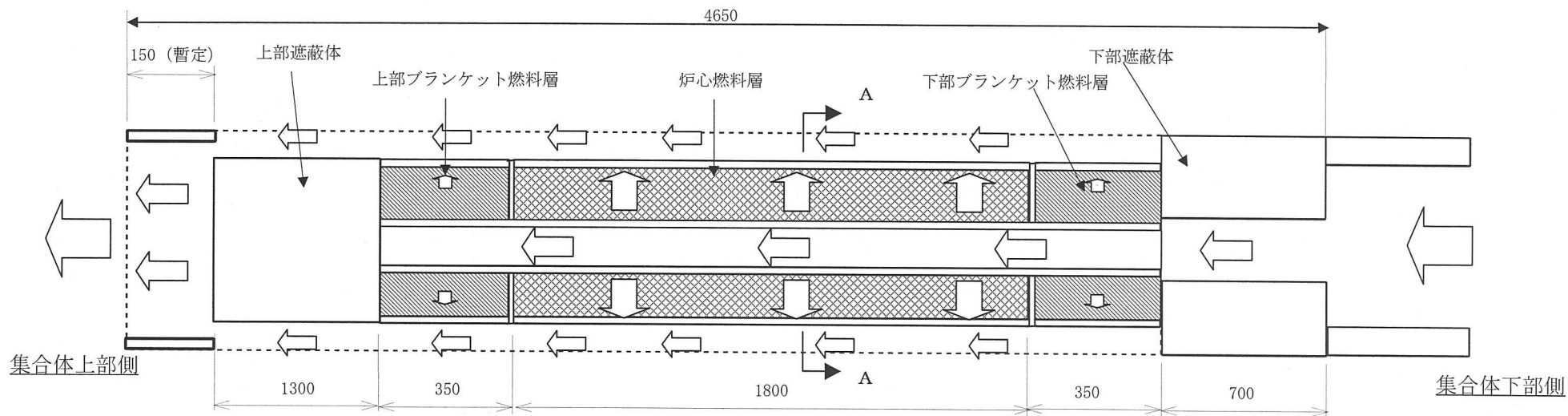
	内側炉心燃料集合体	303 体
	外側炉心燃料集合体	240 体
	径ブランケット集合体	186 体
	遮へい体 (SiC/B ₄ C)	210 (102/108) 体
	制御棒 (主炉停止系)	27 体
	制御棒 (後備炉停止系)	7 体
	制御棒 (受動的炉停止系)	6 体

図 3-2 炉心断面及び主要核特性

主要核特性

項目	単位	設計値
熱出力	MWt	2400
電気出力	MWe	1124
冷却材		He
圧力	MPa	6.0
炉心入口/出口温度	℃	460/850
炉心・燃料		均質 4 領域炉心 被覆粒子型燃料 Pu・U 混合窒化物
炉心型式		
燃料形式		
燃料材質		
被覆材		TiN
集合体構造材		SiC
炉心高さ	cm	180
炉心等価直径	cm	564
径ブランケット		2 層
軸ブランケット (上/下)	cm	35/35
燃料集合体		
集合体ピッチ	mm	222.3
燃料核体積比	%	16.3
被覆材体積比	%	18.9
SiC 構造材体積比	%	8.6
He 冷却材体積比	%	56.2
主要核特性		
運転サイクル長さ	月	20
燃料交換バッチ数		8
Pu 富化度		
内側炉心 (上下/中)	wt%	22.7/17.0
外側炉心 (上下/中)	wt%	27.8/21.2
燃焼欠損反応度	% Δk/kk'	0.8
平均出力密度	W/cc	51
取出平均燃焼度	MWd/t	11.9×10 ⁴
増殖比		1.17
ドップラー係数	Tdk/dT	4.0×10 ⁻³
He 減圧反応度	\$	1.15



1
8
1

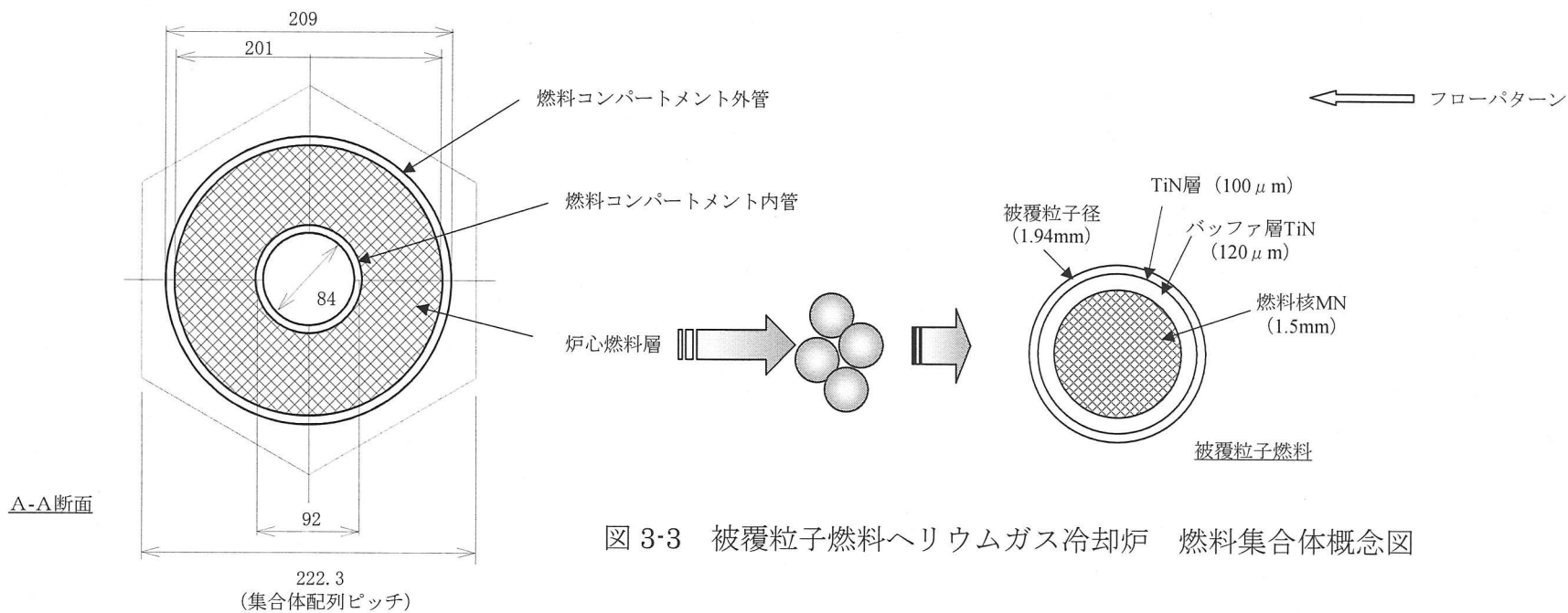


図 3-3 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉 燃料集合体概念図

4. プラント全般についての概略設計検討

4. 1 主要設備概念の検討

主要設備についての検討内容は次の通りである。

- ① 原子炉構造について、熱過渡条件を暫定し、断熱材の有効性について評価を行う。
- ② ガスタービンの耐震性およびタービンミサイル評価の概略見通しを立てる。
- ③ 主要な原子炉計装設備、プロセス計装設備の仕様、インターロックの考え方、検出器の設置方法、検出器開発の有無などについて、検討する。
- ④ 廃棄物処理設備の概略検討を行う。
- ⑤ 格納容器の放射性物質閉じ込め能力評価に基づき、必要に応じ格納容器の見直しを行う。
- ⑥ コアキャッチャー、補助炉心冷却系、燃料取扱設備などの設計見直しを行う。

4. 1. 1 原子炉構造およびガスタービン構造

フェーズⅡ中間評価に向け、原子炉構造及びガスタービン構造の構造健全性について、現設計から検討できる範囲で全ての検討を行うこととした。平成14年度に原子炉構造については耐高温構造設計（炉内断熱材取付け構造の検討）及び原子炉構造の耐震評価について検討を行っており、平成15年度については次の検討を行った。

- ① 熱過渡荷重に対する断熱材の有効性
- ② ガスタービンの耐震性
- ③ タービンミサイル評価

上記の他に、遮へい設計、保守・補修性評価などの検討結果を反映した原子炉構造の見直しも行った。

以下に検討結果を示す。

(1) 熱過渡荷重に対する断熱材の有効性

(i) 目的

運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの熱過渡事象時に対し、原子炉容器内断熱材の有効性の確認を行う。

(ii) 検討条件

(a) 検討対象部位

断熱材で重要な部位は炉心出口ガス温度（約 850℃）雰囲気さらされている部分である。この部分は、原子炉の上部プレナム部の断熱材および上部プレナム部よりガスタービンに通じる主配管内管の断熱材である。ただし、主配管内管はタービントリップをすればヘリウムガスの流動が停止してしまうため、検討対象部位は上部プレナム部の断熱材とする。

(b) 熱過渡条件

断熱材の温度が上昇するのは炉心出口ガス温度が高くなる場合、あるいは構造材表面の低温側のガス流量が小さくなる場合である。したがって、ここでは運転状態Ⅲと運転状態Ⅳの高温側の炉心出口のガス温度が高くなる事象及び低温側のガス流量が小さくなる事象を対象とする。

選定した条件は以下である。また、これらの条件の温度、流量、圧力データを図4.1.1-1及び図4.1.1-2に示す。

(対象事象)

運転状態Ⅲ：原子炉トリップ又はタービントリップ

(→2系統 ACCS 強制循環除熱)

運転状態Ⅳ：全電源喪失

運転状態Ⅳ：減圧事故＋2系統 ACCS 強制循環除熱

(c) 解析モデル

解析モデルを図 4.1.1-3 に示す。図 4.1.1-3 に示すように内側から外側に向かってヘリウムガス、断熱材ライナ、カオウール、内容器、ヘリウムガスが並んだ 1 次元モデルを用いる。なお、解析は汎用 FEM 解析コード FINAS を用いる。

(d) 物性値

解析に用いる改良 9Cr-1Mo 鋼、SiC 及びカオウールの物性値を表 4.1.1-1～表 4.1.1-3 に示す。

(e) 熱伝達率

解析に用いる熱伝達率を表 4.1.1-4 に示す。

ヌセルト数は、炉内側（内容器内面側）は単管の管内強制対流熱伝達の評価式、RV 側（内容器と RV 間の隙間）は 2 重管の管内強制対流熱伝達の評価式を用いた。使用した評価式を以下に示す。

（単管の管内強制対流熱伝達の評価式）

ケイズの式

$$\text{Nu} = 0.023 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.5}$$

（2 重管の管内強制対流熱伝達の評価式）

ダレドネの式

$$\text{Nu} = 0.019 \text{r}^{*-0.16} \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.5}$$

Re : レイノズル数、Pr : プラントル数、 $r^* = (\text{内径})/(\text{外径})$

(f) 設計検討用の目安制限値

制限値は以下とする。

定格出力時：内容器の温度が 470℃以下（改良 9Cr-1Mo 鋼の内容器が十分に健全性を保つことができる温度）

運転状態Ⅲ：550℃以下（比較的短時間であれば顕著なクリープ損傷を生じない温度）

運転状態Ⅳ：800℃以下（流路を維持するための目安制限値）

(iii) 解析結果

解析結果を図 4.1.1-4 と図 4.1.1-5 に示す。各事象における内容器の最大温度は以下である。

定格出力時：463℃

運転状態Ⅲ：479℃

運転状態Ⅳ：527℃

(iv) 評価

解析の結果、内容器の温度上昇は少なく各事象において制限値を十分に満足している。

(v) まとめ

カオウルの厚さ 200mm であれば熱過渡条件に対して十分に制限値を満足できる見通しを得た。ただし、スタッドボルトなどを通しての熱伝導の効果を考慮して、断熱材構造としての厚さは 300mm とした。

(2) ガスタービンの耐震性

(i) 目的

ヘリウムガス冷却炉では、1 軸縦置き型のガスタービンを採用している。地震時におけるガスタービンの機能要求に対する見通しについてまとめる。

(ii) ガスタービンの地震時の機能要求について

本プラントにおけるガスタービンの機能要求を以下に示す。

① 運転継続

C クラス地震では、ガスタービンはトリップすることなく運転継続可能なこと。

② 安全上の要求

ガスタービンにはコストダウン特性を要求していないため、安全上の要求はない。

(iii) 検討方針

本プラントのガスタービン構造図を図 4.1.1-6 に示す。

本プラントのガスタービンについては、詳細な設計を実施していないため、一般的なヘリウムガスタービンにおける値を参考として検討することとする。

一般的なヘリウムガスタービンの固有振動数に対し、床応答曲線からの加速度を参照することにより成立性を判断する。なお、本検討においては C クラス地震の床応答曲線データが無い場合、強地震（従来条件であるリファレンス S2 地震動に対し、水平方向地震動を 1.5 倍、上下方向地震動を 1.25 倍したマグニチュード 7.1 相当の地震動）検討用²⁾の床応答曲線（3次元免震装置有り）を使用する。床応答曲線を図 4.1.1-7 に示す。

(iv) ガスタービンの固有振動数

通常ガスタービンは、地震との共振を考慮し、定格回転数付近での共振を避けるように軸受設計を実施している。一般的なヘリウムガスタービンの固有振動数の一例を以下に挙げる。

- ・ 1 次危険速度 : 600rpm
- ・ 2 次危険速度 : 1200rpm
- ・ 3 次危険速度 : 1600rpm
- ・ 定格回転数 : 3600rpm (本プラントのガスタービンの定格回転数)

これらを共振周波数と周期に置き換えると以下となる。

- ・ 1次危険速度 : 10Hz、0.1s
- ・ 2次危険速度 : 20Hz、0.05s
- ・ 3次危険速度 : 27Hz、0.038s
- ・ 定格回転数 : 60Hz、0.017s (本プラントのガスタービンの定格回転数)

(v) 地震によりガスタービンに加わる加速度

上述のタービンの固有振動数領域に対し、図 4.1.1-7 の床応答曲線より水平及び上下方向加速度に余裕を取って見積ると加速度は概ね以下となる。

水平方向 : $5\text{m/s}^2 \approx 0.5\text{G}$ (1次危険速度以降で最大の加速度を選定)

上下方向 : $1.5\text{m/s}^2 \approx 0.15\text{G}$

(vi) 地震時における機能要求に対する見通し

(ii)項の機能要求から、Cクラス地震で運転継続する必要がある。よって、(v)項で得られた加速度から機能要求に対する見通しについて以下に示す。

(a) 水平方向に加わる地震荷重

一般的にラジアル軸受はガスタービンの自重+動的荷重が加わったとしても運転継続が可能となるよう設計を実施し、水平方向の1G程度までの荷重でも回転維持が可能な設計となっている。したがって、(v)項にて算出した0.5Gに対しては十分な余裕があるため、機能要求を満足できる見通しである。

(b) 上下方向に加わる地震荷重

一般的にスラスト軸受は自重+余裕分を考慮して設計する。本プラントでは、(v)項にて算出した0.15Gを考慮し、自重+自重の2割程度の荷重を考慮して設計すれば機能要求を満足できる見通しである。

(vii) まとめ

今後詳細検討が必要であるが、現状の建屋3次元免震プラントであれば、強地震検討用条件においてもガスタービンの回転維持は可能であり、機能要求(運転継続)を満足できる見通しを得た。

なお、縦置きタービン及び磁気軸受の開発の中で、ガスタービンの耐震性試験を実施しておく必要があると考える。

(3) タービンミサイル評価

(i) 目的

ヘリウムガス冷却炉に使用される回転機器であるガスタービン等が破損して、タービンミサイルが発生した場合の対策について、既存の評価例などを参考にその見通しについてまとめる。

(ii) タービンミサイル評価に関する基準

(a) 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針

指針4にミサイルに関する規定がある。以下のとおりである。

指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(b) 文部科学省の内規「タービンミサイル評価について」

文部科学省が定めた内規がある。

(c) 米国の指針

米国の指針としては、以下のものがある。

- ・ NUREG-0800 Standard Review Plan 3.5.1.3 Turbine Missiles
- ・ Regulatory Guide 1.115 Protection Against Low-Trajectory Turbine Missiles

(iii) タービンミサイル想定個所

(a) 文部科学省の内規

上記規定での想定個所は以下のとおり。

- ・ 低圧タービン羽根
- ・ T-G カップリング
- ・ 低圧タービンディスク (一体型ロータを含む)
- ・ その他 (タービンロータ、発電機ロータ等)

(b) 米国の指針

Regulatory Guide では2つのタービンミサイルの発生の可能性を指摘している。

- ・ 起動及び通常運転時のディスク (blade wheels) やロータの一部の脆性破壊
- ・ オーバースピードプロテクションが不作動時のオーバースピードによる延性破壊、そしてその発生確率は 10^{-4} としている

日本の文部科学省の内規では、ほとんどすべての個所の想定を要求されており、米国での指針化がなされないとこれを無視することはできない。

ロータについては、経験的に破損はしないといわれており、また一部破損が生じたとしても、周速が小さく、ミサイルのエネルギーが小さい。したがって、本検討では、ディスク (ブレードを含む)、ブレードを対象とした。

なお、カップリングについては、カップリングの破損はタービンのオーバースピードの原因となるものであること及び周速も小さく、ディスクに内抱できる。

(iv) タービンミサイル対策の見通し

ヘリウムガス冷却炉に使用される回転機器であるガスタービンが破損してミサイルが発生した場合の対策について、海外での評価例等に基づき、その見通しについてまとめる。

(a) 海外での検討例

GA 社のタービンミサイルの検討例 (GA-A13497 : Fault Analysis of a Gas

Turbine HTGR(1976)) があり、以下に紹介する。

① タービンミサイルの発生源

最大のものとしてタービンとコンプレッサの 120 度セクターのディスクミサイルを想定している。(図 4.1.1-8 参照)

② 評価方法

ミサイルによる貫通を避けるための必要厚さをもとめる。評価は、エネルギー法と 2 段階インパクト法によって行っている。

(ア) エネルギー法

エネルギー法は、ミサイルの運転エネルギーがシールドの変形による吸収エネルギーに等しいと仮定し、下記の式よりディスクミサイルの貫通を避けるためのシールドの体積(厚さ)を求めるものである。

$$1/2mv^2 \leq UV$$

ここで、 $1/2mv^2$: ミサイルの運動エネルギー

U : 試験で測定された単位体積当たりの吸収エネルギー

V : シールドの体積

(イ) 2 段階インパクト法

2 段階インパクト法は、エネルギー法の欠点を補うべく、次の 2 段階の過程について貫通の評価を行うものである。

① 第 1 段階

ミサイルからシールド(衝撃を受ける部分)への非弾性衝突による運動の伝達過程。衝撃を受けた局所での可塑的な圧縮等に分散されたエネルギーがミサイルの運動エネルギーの損失より多い場合、貫通は防止される。

② 第 2 段階

第 1 段階での貫通が防止された場合のシールド変形による可塑的エネルギー吸収過程。シールド変形に分散されたエネルギーがミサイルの残余の運動エネルギーより多い場合、貫通は防止される。

(ウ) 評価結果

評価は、径が一番大きなタービン最終段、コンプレッサ初段について行っている。評価結果を表 4.1.1-5 に示す。

表より定格回転数の 150%時のミサイル発生を想定してもコンプレッサで 130mm、タービンで 260mm のシールドをもてば、ミサイル貫通は避けられる。GA 社では、ターボマシンにこのようなシールドをもたせることは実現可能と評価している。

(b) タービンミサイル対策の見通しについて

我が国の軽水炉でも、「タービンミサイル評価について」(科学技術庁 昭和 52

年7月)において、タービンミサイル評価手順が定められており、この手法に沿った評価が必要となる。(図 4.1.1-9 参照)

軽水炉ではミサイル発生確率 (P_1)、到達確率 (P_2)、破損確率 (P_3) の積が 10^{-7} /年以下であれば評価が不要であるが、ガスタービンでは近傍に前置冷却器と中間冷却器の伝熱管や動力変換容器という原子炉冷却材バウンダリを構成する機器があり、到達確率は1とせざるを得ず、ミサイルの貫通防止対策を想定する必要があるが出てくる。

鋼板に対する貫通厚さの評価式は軽水炉ではBRL式(下記)を採用している。

$$T^{3/2} = \frac{0.5MV^2}{17400K^2D^{3/2}}$$

ここで、 T : 鋼板厚さ (in)

M : ミサイル質量 ($lb \cdot s^2/ft$)

V : ミサイル速度 (ft/s)

D : ミサイル直径 (in)

K : 鋼板の質に関する係数 (≈ 1)

今回の検討ではコンプレッサやタービンのブレードやディスク設計を行っていないので、直接的な評価はできないが、BRL式を用いた従来設計の評価では、ブレードとディスクを対象にして検討しており、コンプレッサ及びタービンは150~200mm程度の厚さをケーシングにもたせれば、ミサイル貫通を避けることができる見通しを得ている。

図 4.1.1-10 にミサイル貫通防止用ケーシング構造を示す。

タービンミサイルの貫通を避けるために、ケーシング厚さをコンプレッサ部で約150mm、タービン部で約200mmの肉厚とした場合のケーシング重量を概算すると、動力変換容器(ガスタービン容器)重量約790tonに対して、ケーシング重量は約36tonである。

本プラントにおいては、150~200mm程度厚さのケーシングをつけることは可能であり(図 4.1.1-10)、ミサイル貫通を避けられる見通しがあると考えられる。

(v) まとめ

回転機器であるガスタービンが破損してタービンミサイルが発生した場合の対策について、既存の評価例などを参考に概算評価した結果、ケーシング厚さを150mm~200mm程度とすることにより、ミサイル貫通を回避できる見通しを得た。さらに、本プラントでのタービンミサイル貫通防止用ケーシング構造を検討した。

(4) 原子炉構造概念の見直し

(i) 目的

炉心まわりの遮へい設計において、燃料集合体の上部遮へい体を強化するなどの炉心部の遮へい強化が必要であることがわかった。また、保守・補修性評価において(5.1節参照)、ISI 検査孔や補修性を考慮した構造変更などが必要であることがわかった。これらの検討結果を原子炉構造設計に反映する。

(ii) 検討内容

(a) 平成 14 年度の原子炉構造概念

平成 14 年度設計した原子炉構造概念を図 4.1.1-11 に示す。

(b) 平成 15 年度設計を反映した原子炉構造概念

平成 15 年度の原子炉構造反映事項は以下の通りである。

炉心まわりの遮へい設計の結果から、

- ① 炉心部集合体周りに B₄C 遮へい体を設置<フェーズⅡ中間まとめ時に反映済>
- ② 燃料集合体の上部遮へい体を強化するため、集合体軸長を 445mm 延ばす(炉心支持板上面から集合体頂部までの長さを 4205mm から 4650mm に延ばす)。
- ③ ②項の上部遮へい体強化の結果、内容器内面および DHX 流路に設置していた B₄C 遮へい体が不要となり、削除。
- ④ 炉心中心から内容器頂部までの高さを 8420mm から 8365mm に変更するとともに、原子炉容器軸長を 390mm 増やす。

保守・補修性評価結果から、

- ① ISI、保守補修性の検討結果を反映 (ISI 検査孔設置、補修性を考慮した内容器吊り下げ方式への構造変更・機器分割方式の詳細設計化、など)。<フェーズⅡ中間まとめ時に反映済>

これらの内容を反映して見直した原子炉構造概念を図 4.1.1-12 に示す。

(iii) まとめ

炉心まわりの遮へい設計、保守・補修性評価などの検討結果を反映し、原子炉構造の見直しを行った。

(5) まとめ

熱過渡荷重に対する断熱材の有効性については、カオウールの厚さ 200mm であれば熱過渡条件に対して十分に制限値を満足できる見通しを得た。

ガスタービンの耐震性については、今後詳細検討が必要であるが、現状の建屋 3 次元免震プラントであれば、強地震検討用条件においてもガスタービンの回転維持は可能であり、運転継続可能な見通しを得た。

タービンミサイル評価については、回転機器であるガスタービンが破損してタービン

ミサイルが発生した場合の対策について、既存の評価例などを参考に概算評価した結果、ケーシング厚さを 150mm～200mm 程度とすることにより、ミサイル貫通を回避できる見通しを得た。

保守・補修性評価、炉心まわりの遮へい設計などの検討結果を反映し、原子炉構造の見直しを行った。

上記検討を行ったことにより、フェーズⅡ中間評価に向け、原子炉構造及びガスタービン構造の構造健全性について、現設計から検討できる範囲で一通り検討し終えたと考える。

表 4.1.1-1 改良 9Cr-1Mo 鋼の物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/m·K)	比熱 Cp (J/g·K)	密度 (kg/m ³)
20	22.18	0.426	7850
50	23.12	0.439	
75	23.84	0.450	
100	24.47	0.460	
125	25.07	0.469	
150	25.54	0.479	
175	26.01	0.490	
200	26.33	0.499	
225	26.64	0.510	
250	26.95	0.522	
275	27.27	0.535	
300	27.50	0.547	
325	27.66	0.559	
350	27.44	0.572	
375	27.80	0.584	
400	27.95	0.601	
425	27.95	0.618	
450	28.09	0.642	
475	27.99	0.659	
500	27.95	0.681	
525	27.95	0.704	
550	27.87	0.731	
575	27.77	0.762	
600	27.73	0.794	

表 4.1.1-2 SiC の物性値*

熱伝導率 (W/m·K)	比熱 Cp (J/g·K)	密度 (kg/m ³)
60.00	0.67	3200

* : 京セラ株式会社のカタログ値

表 4.1.1-3 カオウールの物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/m·K)	比熱 Cp (J/g·K)	密度 (kg/m ³)
300	22.18	0.9637	160
400	23.12		
500	23.84		
600	24.47		
700	25.07		
800	25.54		

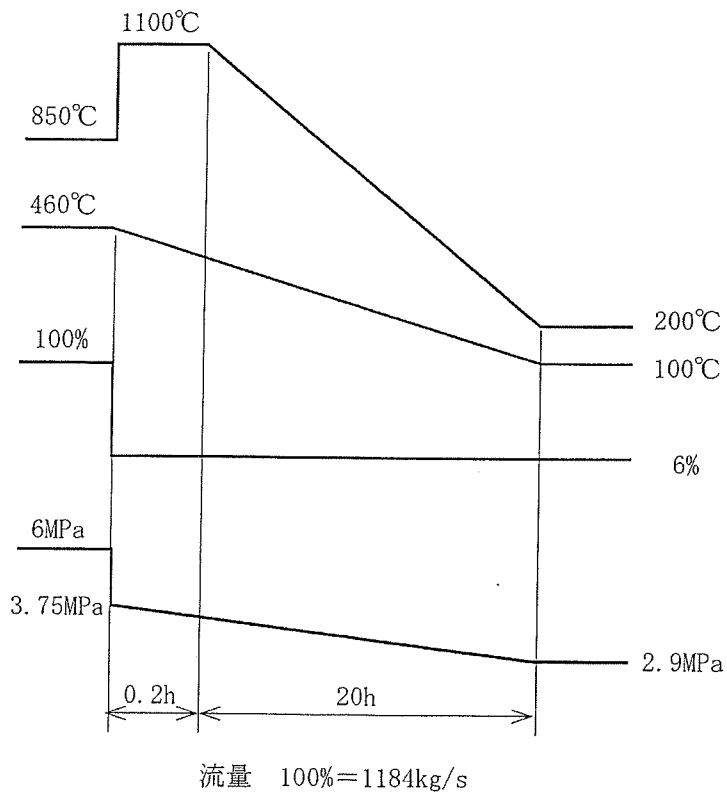
表 4.1.1-4 熱伝達率

		圧力 (MPa)	温度 (°C)	流速 (m/s)	熱伝達率 (W/m ² ·K)
運転状態Ⅲ (原子炉トリップ又は タービントリップ)	RV と内容器の間	6.0	460	37.1	793.35
		2.6	100	2.3	84.70
	炉内側	6.0	850	12.4	179.14
		3.75	1100	1.1	17.78
		2.9	200	0.6	16.06
運転状態Ⅳ (全電源喪失)	RV と内容器の間	6	460	37.1	885.24
		3.75	360	1.3	34.00
	炉内側	6	850	12.4	179.14
		3.75	1100	0.5	9.11
運転状態Ⅳ (減圧事故+2系統 ACCS 強制循環除熱)	RV と内容器の間	6	460	37.1	793.35
		0.6	100	2.1	20.82
	炉内側	6	850	12.4	179.14
		3.3	1100	1.3	17.78
		0.6	200	0.5	4.00

表 4.1.1-5 GA 社のミサイル貫通厚さの評価結果

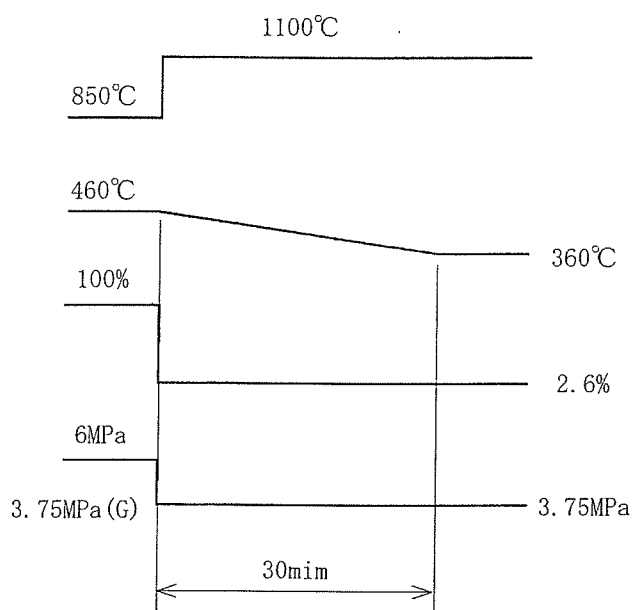
ディスクミサイル

GA 社のミサイル			
評価対象	初期回転数	エネルギー法	2 段階 インパクト法
タービン最終段	定格回転数×100%	110mm	140mm
	定格回転数×120%	170mm	170mm
	定格回転数×150%	260mm	210mm
コンプレッサ初段	定格回転数×100%	54mm	86mm
	定格回転数×120%	76mm	100mm
	定格回転数×150%	120mm	130mm



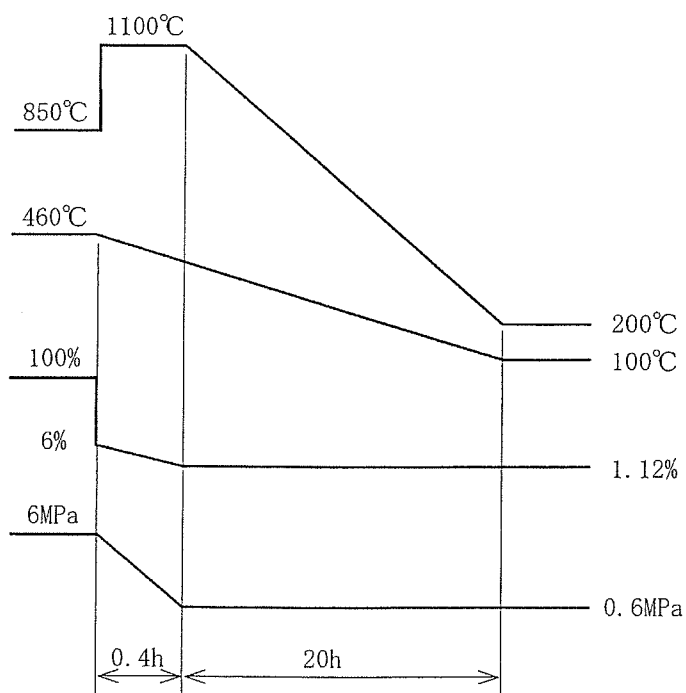
(原子炉トリップ又はタービントリップ⇒2系統 ACCS 強制循環除熱)

図 4.1.1-1 運転状態Ⅲの熱過渡条件



流量 100%=1184kg/s

(全電源喪失)



流量 100%=1184kg/s

(減圧事故+2系統 ACCS 強制循環除熱)

図 4.1.1-2 運転状態IVの熱過渡条件

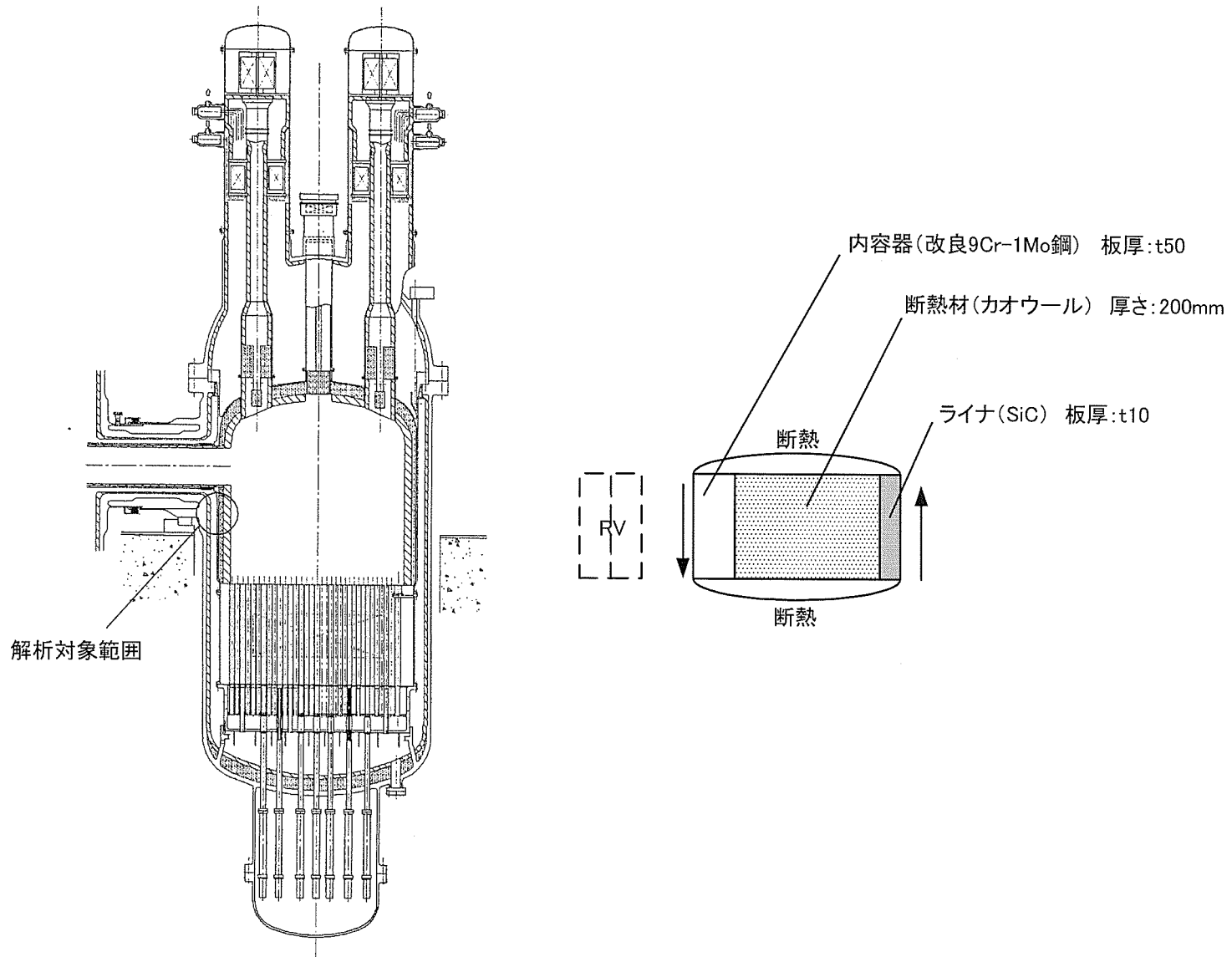
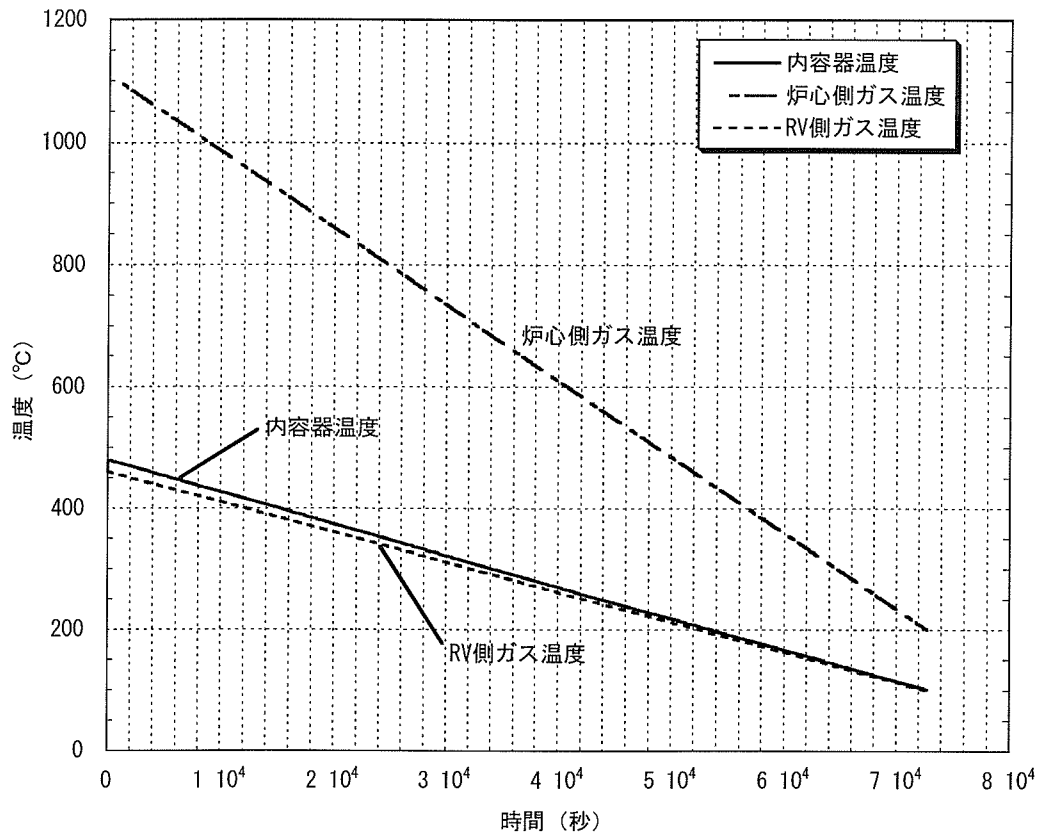
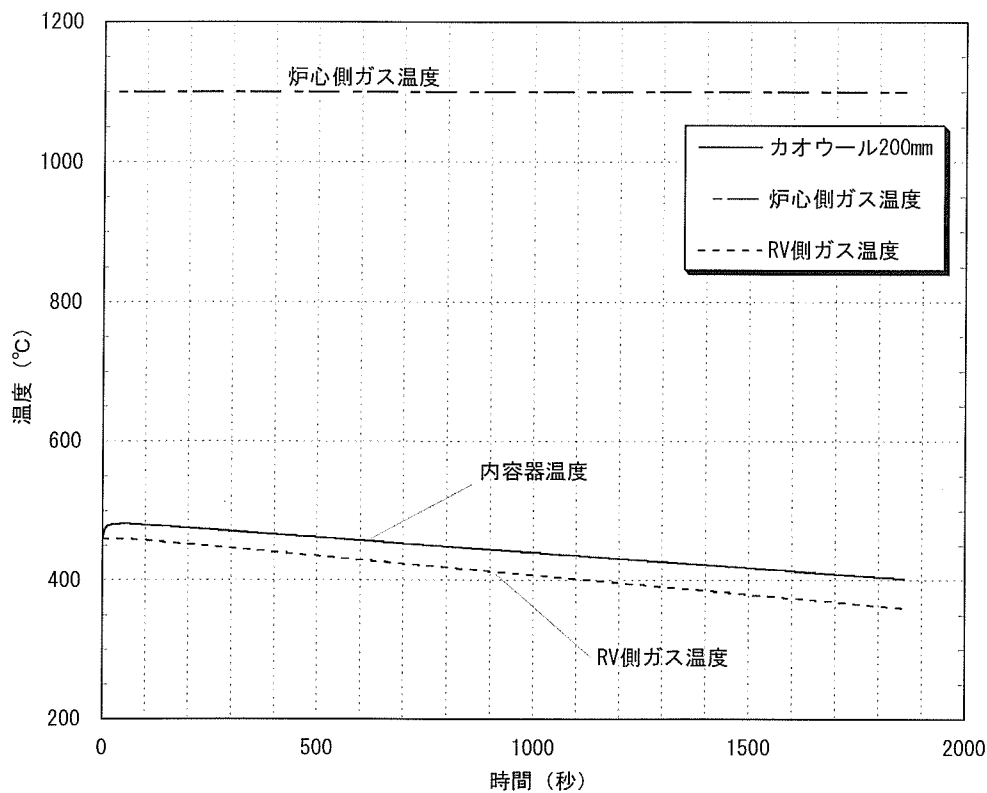


図 4.1.1-3 解析モデル

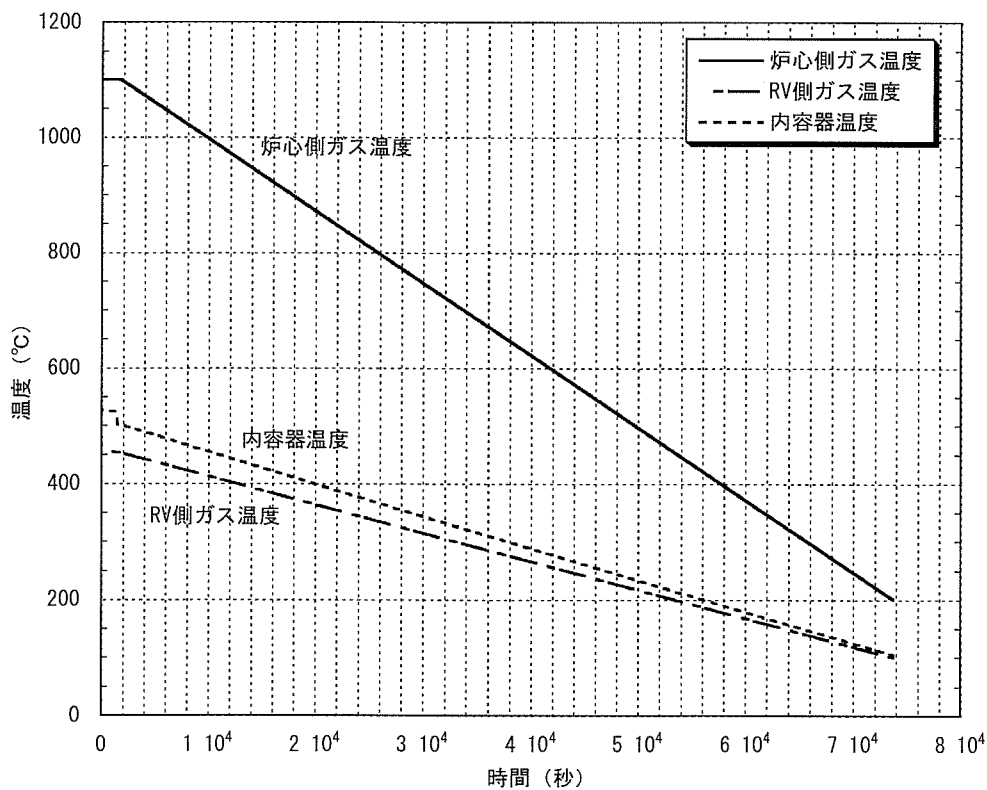


(原子炉トリップ又はタービントリップ)

図 4.1.1-4 熱過渡解析結果 (運転状態Ⅲ)



(全電源喪失)



(減圧事故 + 2 系統 ACCS 強制循環除熱)

図 4.1.1-5 熱過渡解析結果 (運転状態IV)

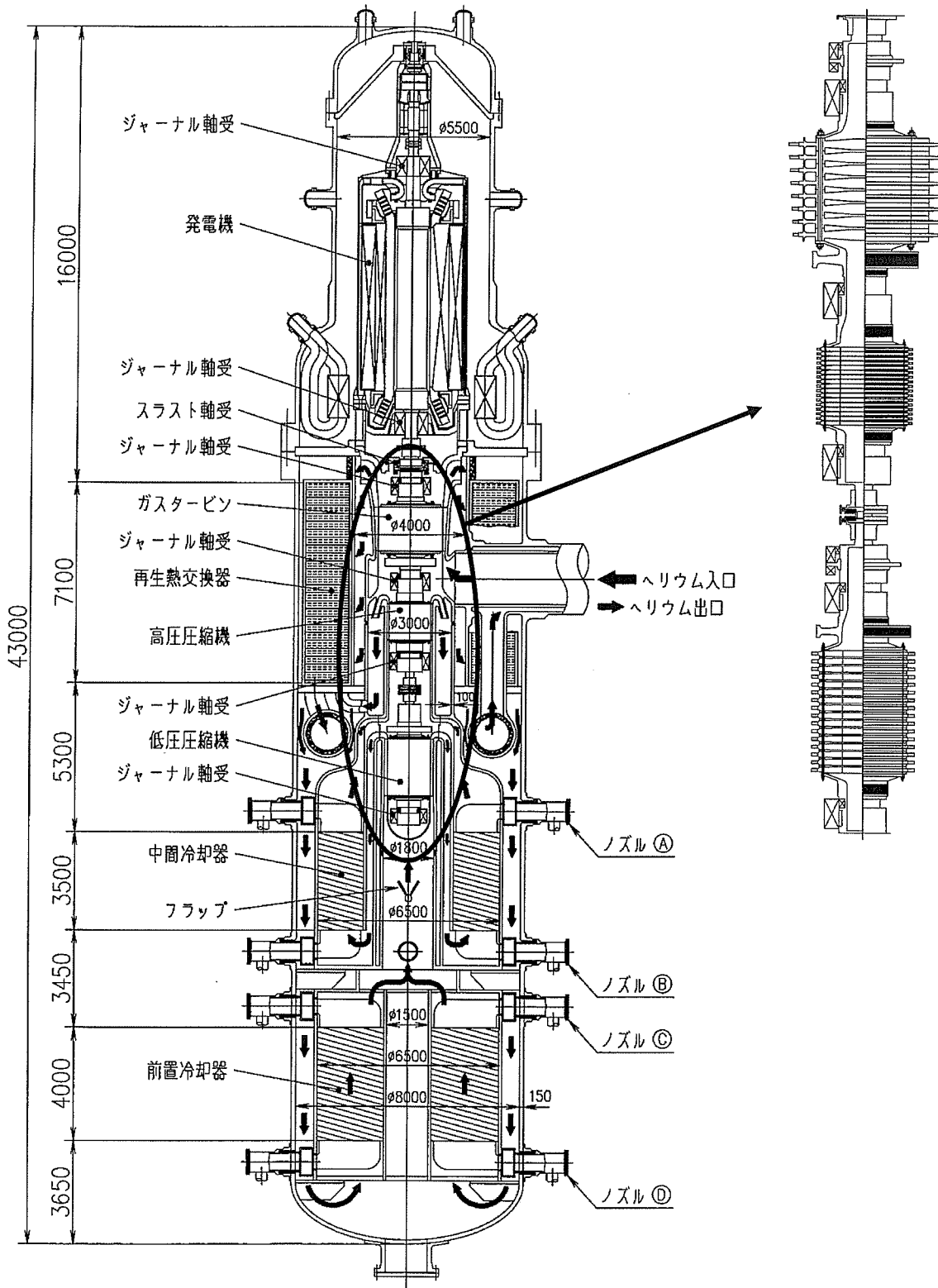


図 4.1.1-6 ガスタービン構造図

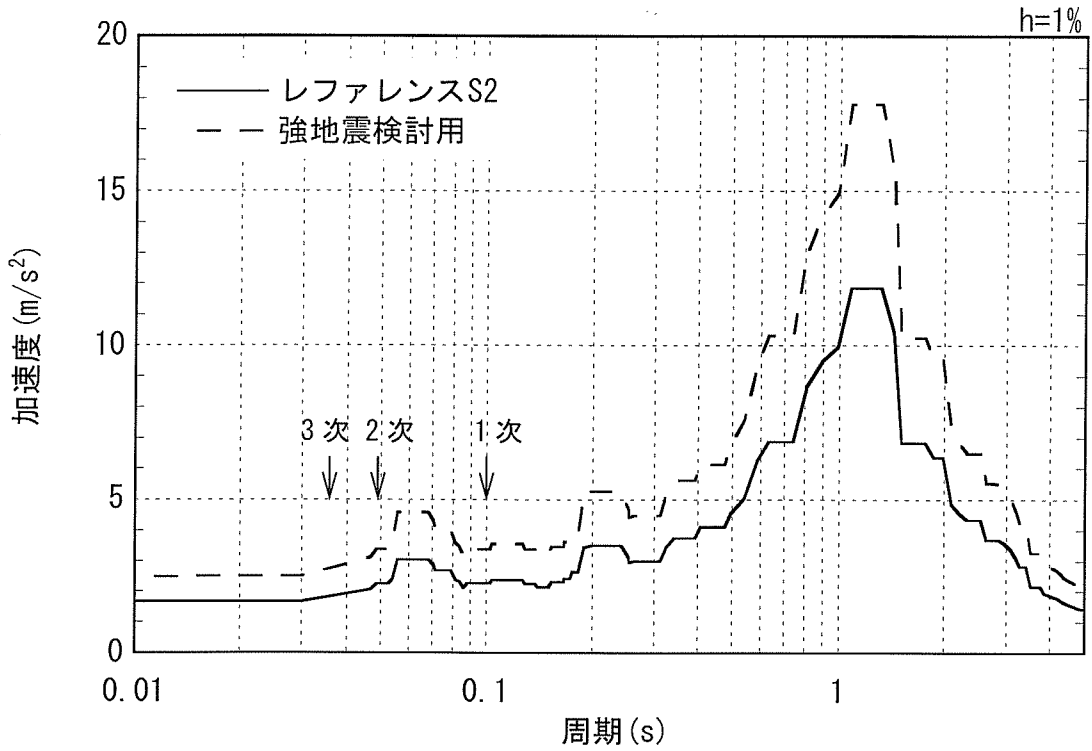


図 4.1.1-7(1/2) 原子炉容器据付位置の床応答曲線（水平）（3次元免震あり）

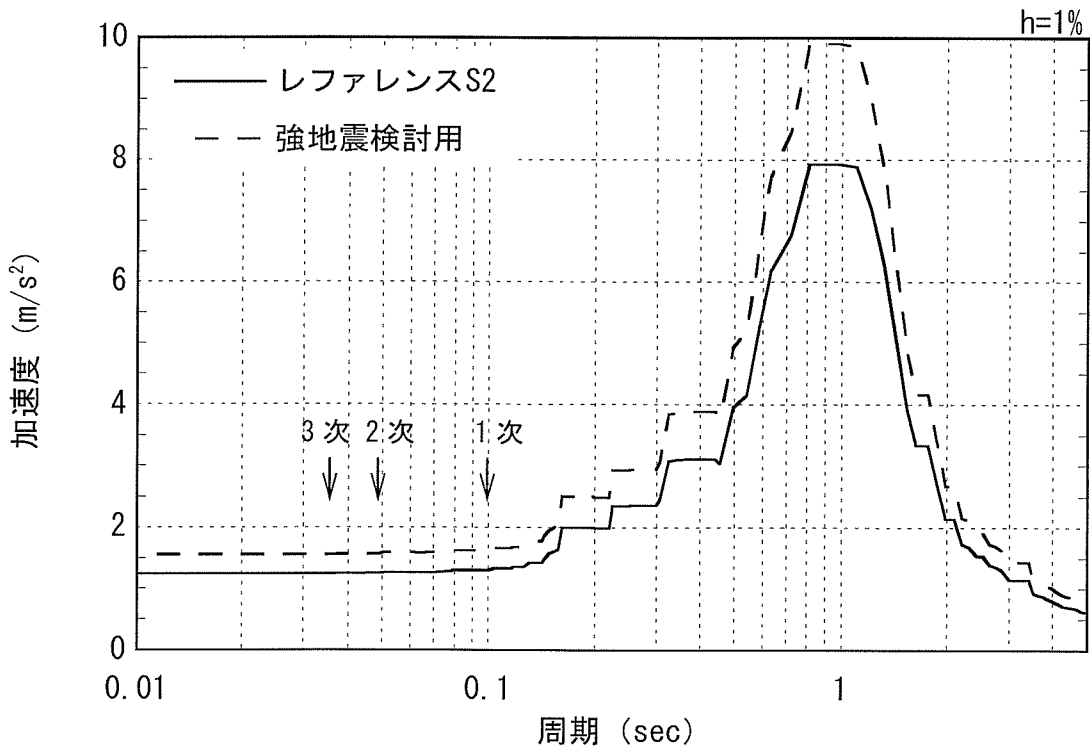


図 4.1.1-7(2/2) 原子炉容器据付位置の床応答曲線（上下）（3次元免震あり）

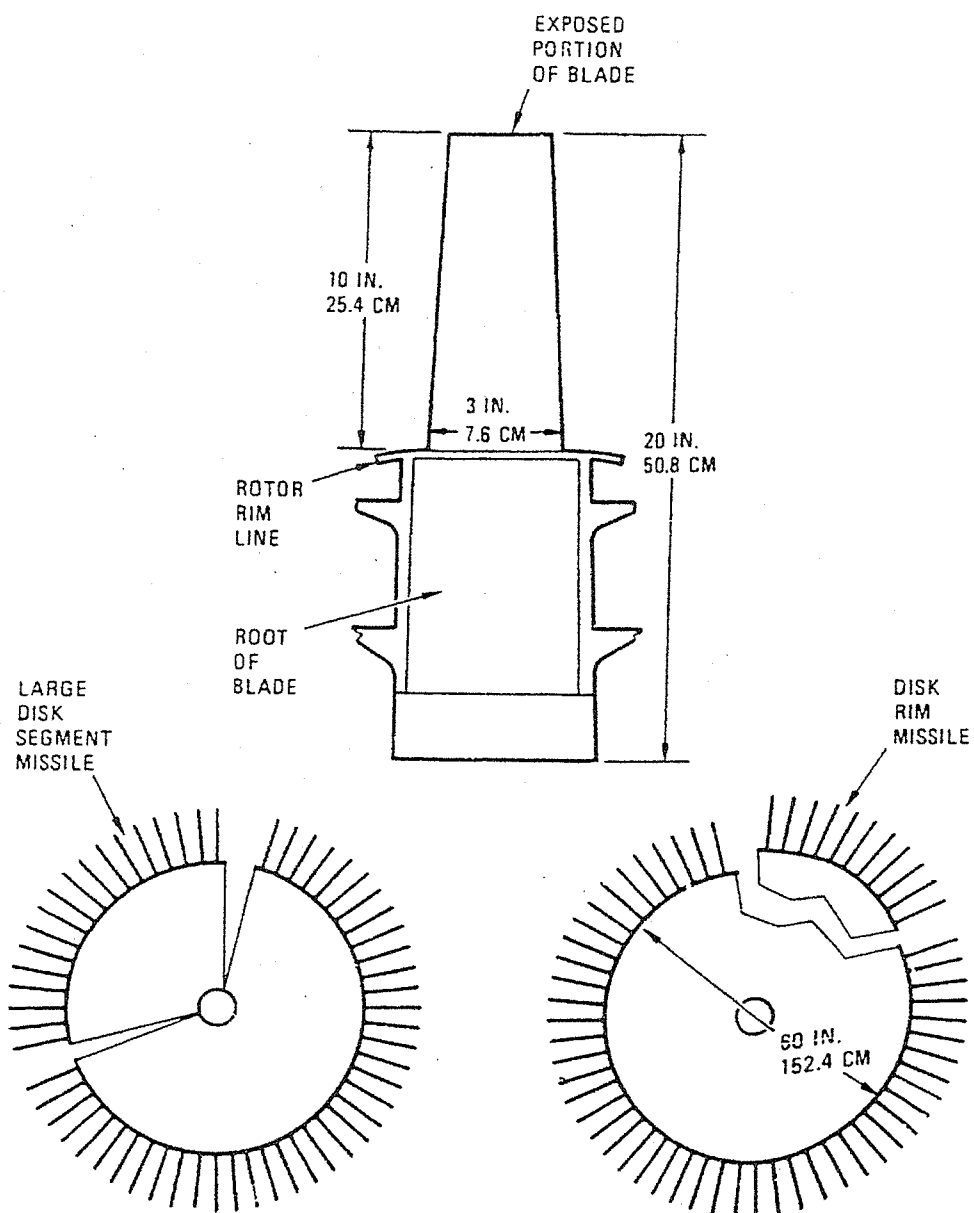


図 4.1.1-8 想定されるタービンミサイルの発生源

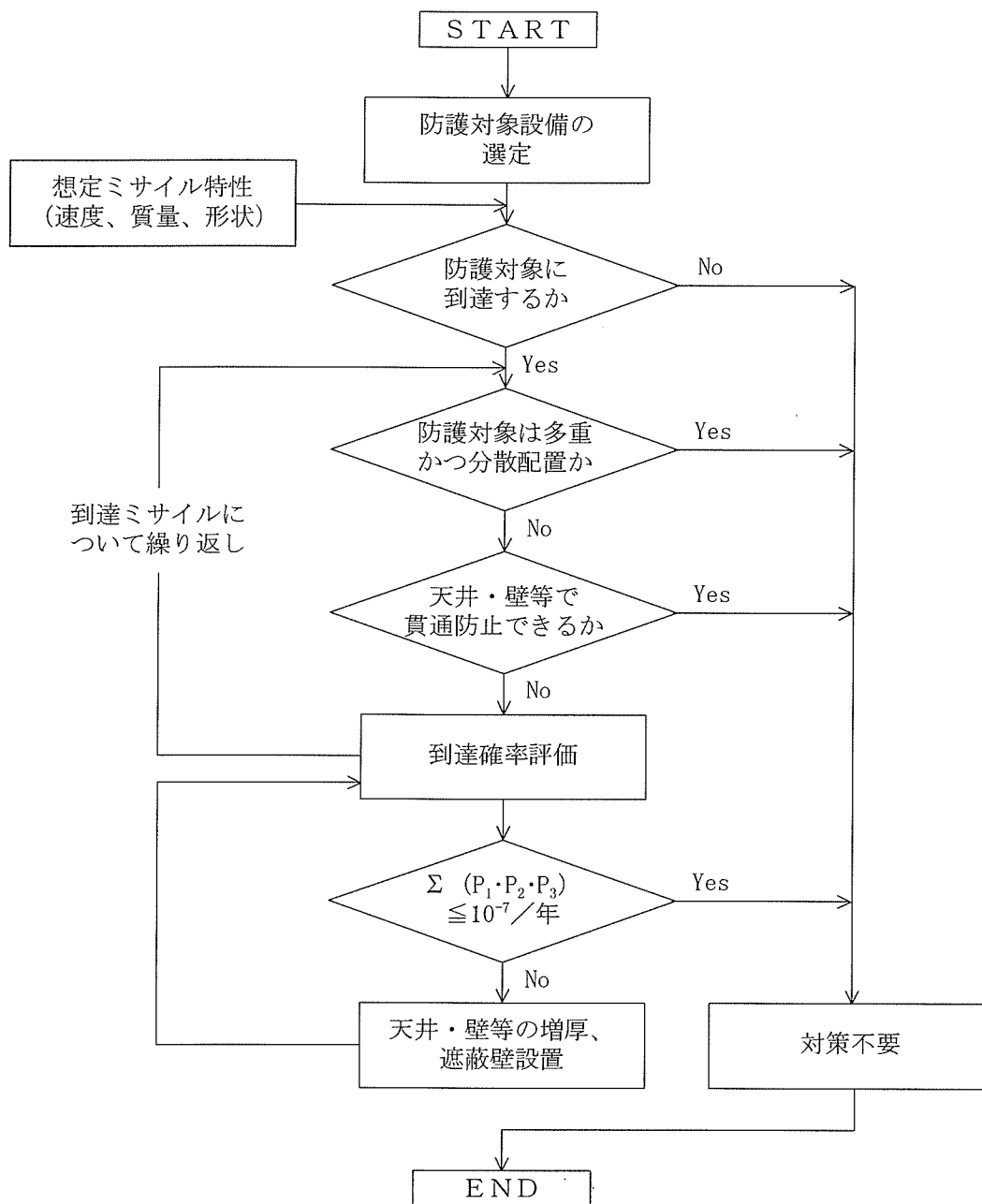


図 4.1.1-9 軽水炉におけるタービンミサイル評価手順

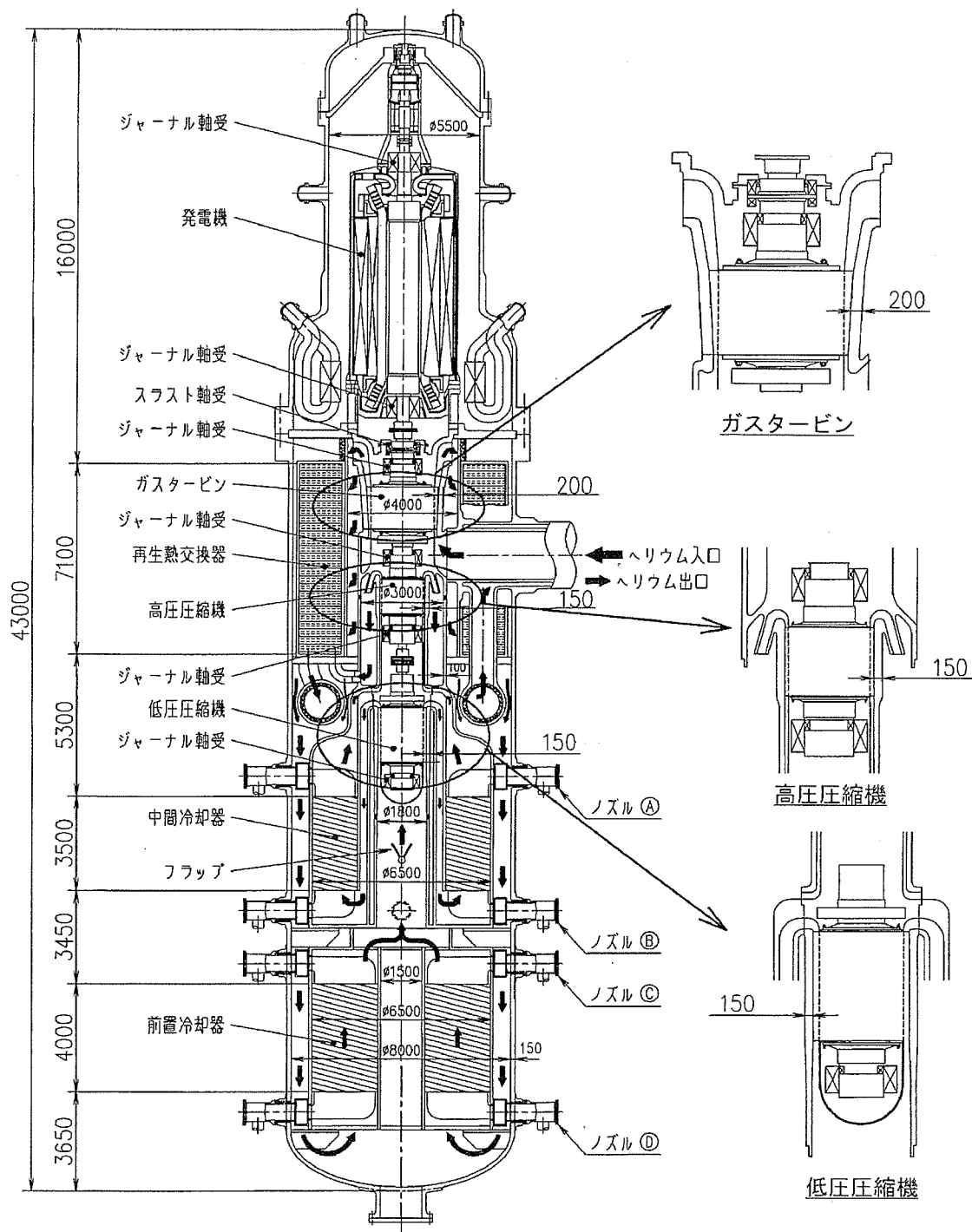


図 4.1.1-10 ミサイル貫通防止用ケーシング構造

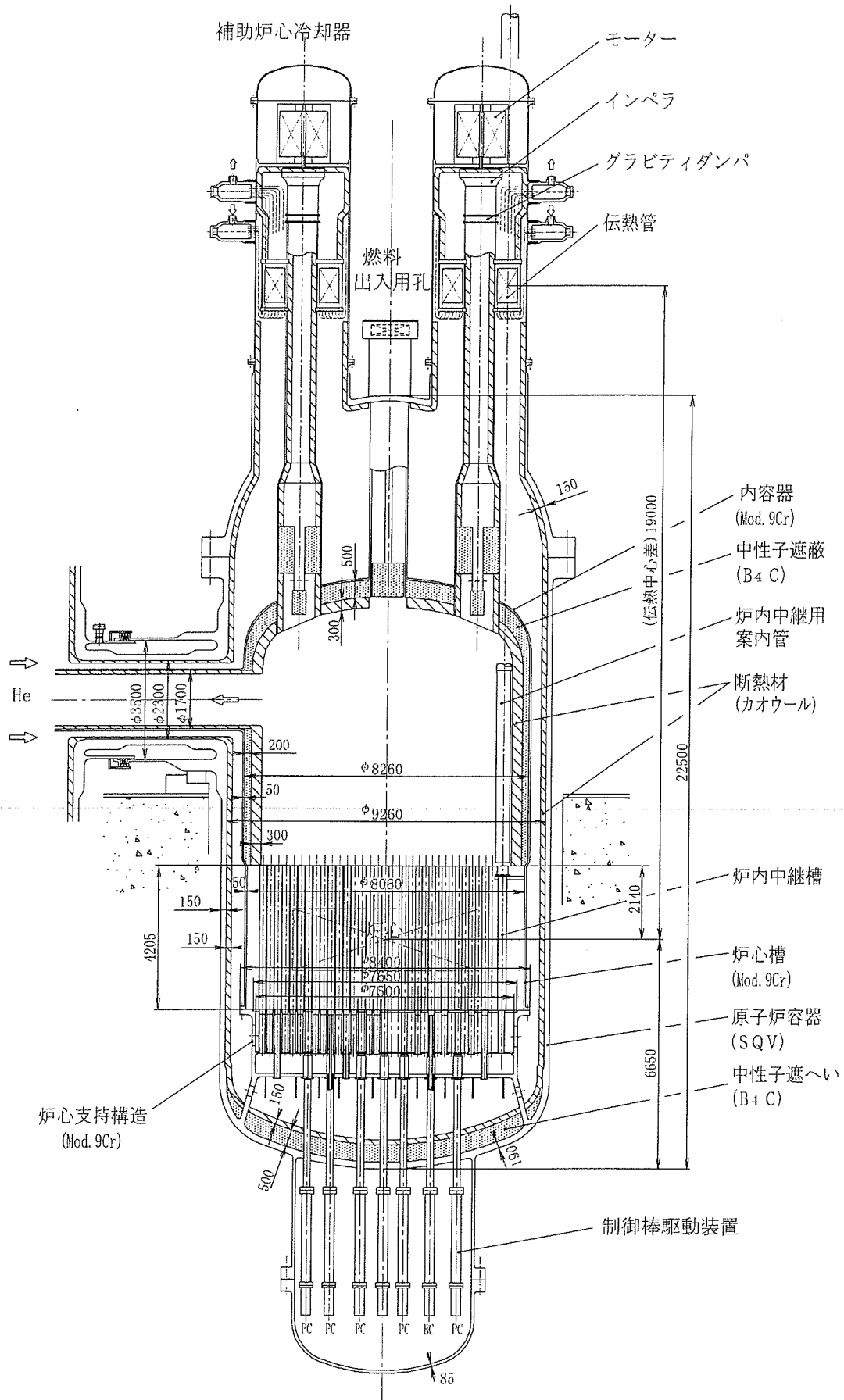


図 4.1.1-11 原子炉構造図 (平成 14 年度設計)

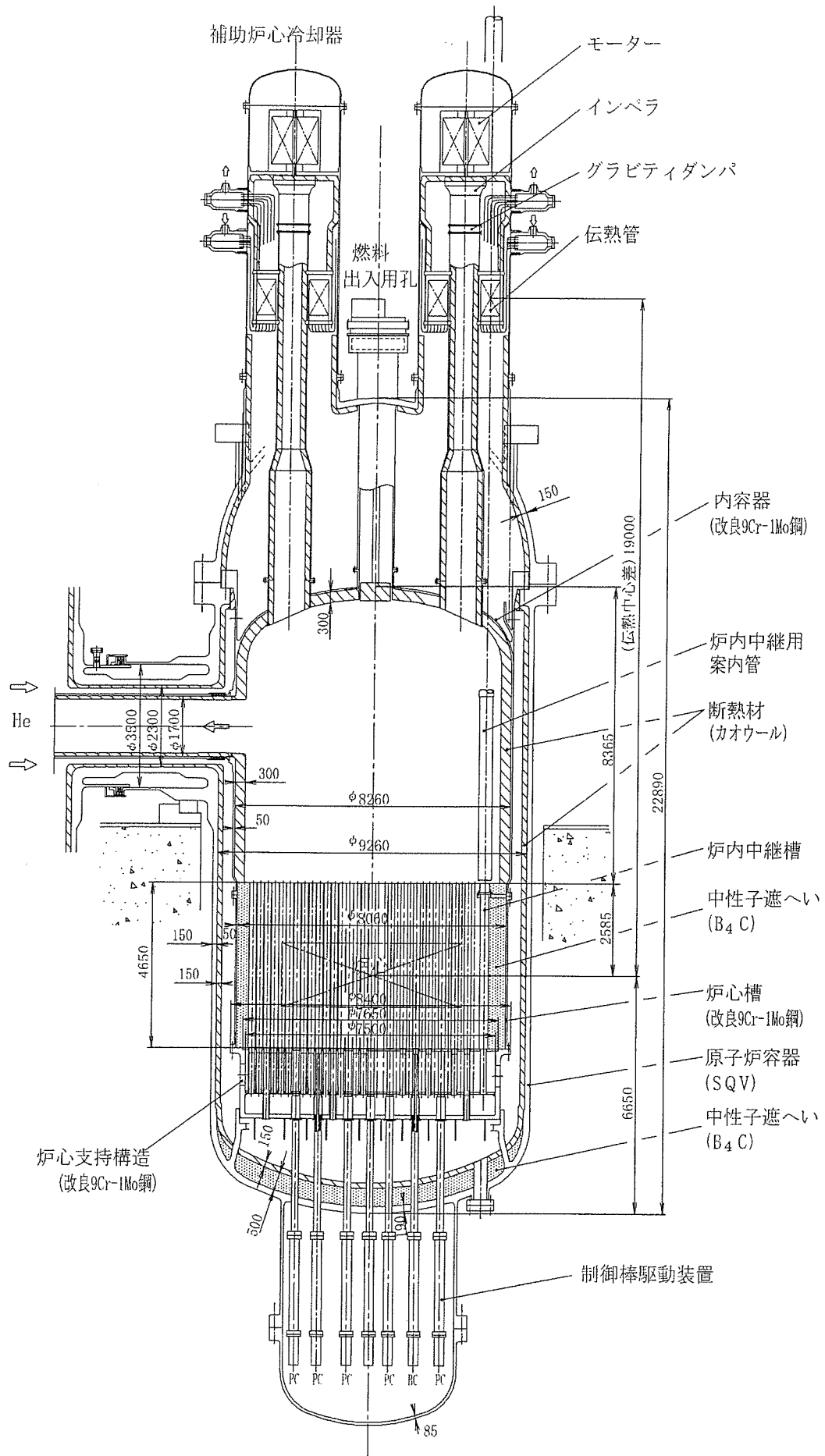


図 4.1.1-12 原子炉構造図 (平成 15 年度最終)

4. 1. 2 電気・計装設備

(1) 目的

主要な原子炉計装設備、プロセス計装設備の仕様、検出器の設置方法、インターロックの考え方等について検討する。あわせて、ガス炉特有の検出器について開発必要性等の課題の整理及び物量を明確にする。また、所内交流電源系統の概念を設定する。

(2) 検討の概要

I. 主要な計装設備の具体化検討

(i) 原子炉トリップ信号用計装設備

原子炉トリップ信号を選定し、検出器の概略仕様を設定するとともに、原子炉トリップ信号に関連するインターロックを設定する。

(ii) 工学的安全施設作動信号用計装設備

工学的安全施設作動信号を選定し、検出器の概略仕様を設定するとともに、工学的安全施設作動信号に関連するインターロックを設定する。

(iii) 主要な事故時監視計装設備

事故時監視計装項目を選定し、主要な検出器の概略仕様を設定する。

(iv) 主要なプロセス計装設備

破損燃料位置検出装置、ヘリウムガス漏えい検出装置、ガスタービン計装設備の概略仕様を設定する。

(v) 原子炉計装設備及びプロセス計装設備の盤構成

原子炉計装設備及びプロセス計装設備の系統分離を考慮した盤の構成概念を設定する。

(vi) 安全保護設備

安全保護系設備の系統分離及び機能分離を考慮した設備構成概念を設定する。

(vii) プラント制御設備

プラント制御系の構成概念を設定するとともに、安全評価との整合を考慮した機能分割構成の設備構成概念を設定する。

(viii) 中央監視設備

中央監視設備の機能分離を考慮した設備概念を設定する。

II. 所内交流電源系統概念の検討

1 原子炉ユニット4発電機及び発電機スタティックスタータ方式への対応を検討する。

(3) 主要な計装設備の具体化検討

(i) 原子炉トリップ信号用計装設備

原子炉トリップ信号を、選定方針を設定の上暫定し、該当する検出器のタイプ、数量、取付場所及び新規開発の要否等の概略仕様、中性子計装設備及び主冷却系流量計装検出器の設置場所並びに原子炉トリップインターロックの考え方について検討する。

(a) 原子炉トリップ信号の選定

1) 検討方針

次の基本方針に基づき原子炉トリップ信号の選定を行う。

- ① 原子炉保護設備の目的、即ち、「運転時の異常な過渡変化時あるいは事故時に際し、燃料の健全性を維持し、原子炉冷却材圧力バウンダリを保護するために原子炉停止系を作動させ原子炉を自動停止させる」に適合するものとする。
- ② ATWS の結果の厳しい初期事象に対しては実用的な限り 2 つ以上の検出原理の異なる原子炉トリップ信号を設けるものとする。ただし、現在まで、ATWS の結果から 2 つ以上の原子炉トリップ信号を必要とする厳しい初期事象は抽出されていない。ここでは、TOP、LOF 及び LOHS 事象を暫定する。
- ③ 原子炉トリップ信号には実用的な限り直接的なプロセスの変動をとらえる信号を用いるものとする。
- ④ 原子炉トリップ信号には実用的な限り広い範囲の想定事象に対応できるパラメータを用いるものとする。
- ⑤ 発電機及びタービンを保護することが主要な目的の信号については、発電機トリップ信号、タービントリップ信号としてそれぞれまとめ、発電機トリップ→タービントリップ→原子炉トリップの原子炉、タービン、発電機総合インターロックを構成するものとする。なお、発電機トリップ信号、タービントリップ信号は、その重要度に応じて適宜多重化、独立性要求を設定するものとする。
- ⑥ 想定事象については「被覆粒子型窒化物燃料ヘリウム冷却大型高速炉の確率論的安全評価」(表 4.1.2-1)、想定事象に対応するパラメータの挙動については、高温工学試験研究炉 (以下 HTTR と略す)、もんじゅ、FBR 実証炉及び実用化戦略調査研究の設計解析経験を参考にする。

2) 検討

1) 項の基本方針に基づく原子炉トリップ信号の保護対象事象への対応 (暫定) を HTTR との比較と共に表 4.1.2-2 に示す。

選定した原子炉トリップ信号を表 4.1.2-3 に示す。

選定した原子炉トリップ信号の主炉停止系及び後備炉停止系への配分案を表 4.1.2-3、ロジック構成案を図 4.1.2-1 に示す。

出力運転時の制御棒 1 本誤引抜きには、主炉停止系作動設備及び後備炉停止系作

動設備共に制御棒位置偏差大で対応するものとし、出力領域中性子束高及び広域中性子束高は出力分布歪みの大きくないシーケンシャル引抜に対応するものとする。

今後、安全性解析・評価、系統・機器設計の進捗に基づき確認を行う必要がある。

(b) 原子炉トリップ信号検出器の概略仕様

(ア) 中性子計装検出器

1) 検討方針

もんじゅ、FBR 実証炉、ナトリウム冷却 FBR 実用炉等における設計検討成果を活用して、中性子計装設備への基本的要求事項及び適用を検討する中性子検出器の仕様を設定し、定格出力時の原子炉圧力容器回り中性子束、ガンマ線束分布解析結果に基づいて中性子計装設備の成立性を検討する。検討フローを図 4.1.2-2 に示す。

2) 検 討

中性子計装設備に対する多様性、独立性、多重性、計測範囲、直線性、再現性及びガンマ線の影響及び耐環境性に関する基本的設計条件を表 4.1.2-4 にまとめる。

定格原子炉出力時の中性子束分布を図 4.1.2-3 及び図 4.1.2-4、ガンマ線束分布を図 4.1.2-5、解析モデル図を図 4.1.2-6 に示す。中性子束分布については、出力領域中性子検出器にガンマ線補償型電離箱（有感物質：B10）及び広域中性子検出器に核分裂計数管電離箱（有感物質：U235）を用いることを前提に、B10（n、 α ）及び U235（n、f）の等価熱中性子束分布をそれぞれ求めている。

これらの図に基づき一般的な検出器設置候補場所である原子炉圧力容器内・炉心槽側部、原子炉圧力容器外・側部の中性子束レベル及びガンマ線レベルを比較すると、表 4.1.2-5 に示すように原子炉圧力容器内・炉心槽側部に設置する利点はないことが分かる。なお、表 4.1.2-5 では中性子検出器案内管の存在による補正ファクタを考慮している。そこで、ここでは出力領域及び広域中性子検出器は原子炉圧力容器外・側部に設置することを前提に検討する。

適用性を検討する中性子検出器の仕様を表 4.1.2-6 から表 4.1.2-8 に示す。

検討結果としての検出器のタイプ、数量、取付場所、新規開発の要否及びその理由を表 4.1.2-9 に、検出器の取付位置案を図 4.1.2-7 に示す。

a) 出力領域中性子計装設備の成立性

出力領域中性子計装設備は、従来の設計経験よりノイズ低減の観点から定格原子炉出力時の検出器出力電流を $1 \mu\text{A}$ 以上にする必要がある。また、出力領域中性子束高（高設定）及び（低設定）原子炉トリップ設定値設定に直接的な影響を与えるガンマ線の影響を含む直線性及び再現性を、ほぼ性能限界である定格原子炉出力の $\pm 1.5\%$ （原型炉「もんじゅ」と同じ）にすることが望まれる。

以下に定格原子炉出力時の検出器電流並びに直線性及び再現性それぞれについて検討する。検討対象とする出力領域検出器の仕様を表 4.1.2-6 に示す。

① 定格原子炉出力時検出器出力電流

定格原子炉出力時検出器電流を $1 \mu\text{A}$ 以上にするために必要な検出器の中性子感度は、

$$\frac{1 \times 10^{-6}}{8 \times 10^7} = 1.3 \times 10^{-14} (\text{A/nv})$$

表 4.1.2-6 において技術的成立性が見通された高感度超寿命ガンマ線補償型電離箱の中性子感度は $9 \times 10^{-14} \text{ A/nv}$ であるので、定格出力時検出器電流に係る要求には対応できるものと予想される。

② ガンマ線の影響を含む直線性及び再現性

表 4.1.2-6 の中性子感度： $9 \times 10^{-14} \text{ A/nv}$ の検出器のガンマ線感度を、従来の設計経験より $7.5 \times 10^{-13} \text{ A/(R/h)}$ とすると、ガンマ線による影響は、定格原子炉出力時には、

$$\frac{I_{\gamma}}{I_n} = \frac{4 \times 10^3 \times 7.5 \times 10^{-13} \times 10^2}{8 \times 10^7 \times 9 \times 10^{-14}} = 4.2 \times 10^{-2} (\%)$$

ここで、

I_{γ} : ガンマ線による出力電流値

I_n : 中性子束による出力電流値

即ち、無視できる程度である。定格原子炉出力の 10% (出力領域中性子束高 (低設定) 原子炉トリップ設定想定値近傍) においても、冷却材がヘリウムガスの場合には I_{γ} と I_n の相対的な関係はほとんど変化しないと考えられる。

計測回路の直線性及び再現性については原型炉「もんじゅ」等での設計経験より定格原子炉出力の $\pm 1.5\%$ は達成可能である。

したがって、ガンマ線の影響を含む直線性及び再現性に係る要求には対応できるものと予想される。

③ まとめ

過去の研究開発において技術的成立性が見通された高感度超寿命ガンマ線補償型電離箱を原子炉压力容器外・側部に設置することで、ノイズ低減の観点からの定格原子炉出力時の検出器出力電流要求： $1 \mu\text{A}$ 以上、並びに、出力領域中性子束高 (高設定) 及び (低設定) 原子炉トリップ設定値設定に直接的な影響を与えるガンマ線の影響を含む直線性及び再現性に関する要求：定格原子炉出力の $\pm 1.5\%$ (原型炉「もんじゅ」と同じ) を達成で

きるものと予想される。

なお、もんじゅに使用されているガンマ線補償型電離箱は、中性子感度： $4 \times 10^{-14} \text{A/nv}$ 、ガンマ線感度： $5 \times 10^{-13} \text{A/(R/h)}$ であるので、定格原子炉出力時のガンマ線の影響を含む直線性及び再現性は、

$$\frac{I_{\gamma}}{I_n} = \frac{4 \times 10^3 \times 5 \times 10^{-13} \times 10^2}{8 \times 10^7 \times 4 \times 10^{-14}} = 6.3 \times 10^{-2} (\%)$$

すなわち、ガンマ線の影響は無視できるものであり、寿命についての課題はあるものの感度面では適用性があるものと考えられる。

b) 広域中性子計装設備の成立性

広域系中性子計装設備は、線源領域中性子計装設備削除の観点から、第1サイクル起動時(定格原子炉出力の約 10^8)に計数率 0.5cps 以上、SN 比 2 以上が得られることが望まれる(出典：米国 Regulatory Guide 1.68-1978)。ここで、信号成分は、起動用中性子源及び燃料集合体からのダイレクト分並びに増倍分、ノイズ成分は、光中性子、原子炉压力容器内で出し入れ過程にある燃料集合体からの中性子、宇宙線及び電氣的ノイズである。

また、広域中性子束高(高設定)及び(低設定)原子炉トリップ設定値に係る定格原子炉出力近傍のガンマ線の影響を含む直線性及び再現性を、原型炉「もんじゅ」の場合の $\pm 4.5\%$ を上回るものとするのが望まれる。

以下に第一サイクル起動時の計数率並びに定格原子炉出力時の検出器電流並びに直線性及び再現性それぞれについて検討する。検討対象とする広域検出器の仕様を表 4.1.2-7 に示す。

① 第一サイクル起動時の計数率

表 4.1.2-7 に示す高感度超寿命核分裂計数管電離箱のパルスモード中性子感度は 0.5cps/nv である。この場合、第1サイクル起動時(定格原子炉出力の約 10^8)の計数率の概略値は、

$$0.5 \times 8 \times 10^7 \times 1 \times 10^{-8} = 0.4 \text{ (cps)}$$

即ち、起動用中性子源を炉内に設置しない場合には、第一サイクル起動時の SN 比を含む最小計数率要求を満足しない可能性が高い。

② ガンマ線の影響を含む直線性及び再現性

原型炉「もんじゅ」では出力領域において直流電流を取出す直流モードにより $\pm 4.5\%$ を得ている。直流モードは信号処理が簡明であることから高信頼度が期待できる。そこで、ここでも直流モードについて検討する。

表 4.1.2-7 に示す高感度超寿命核分裂計数管電離箱の直流モードの中性子感度は $8 \times 10^{-14} \text{A/nv}$ 、ガンマ線感度は $3 \times 10^{-11} \text{A/(R/h)}$ であるので、

$$\frac{I_{\gamma}}{I_n} = \frac{4 \times 10^3 \times 3 \times 10^{-11} \times 10^2}{8 \times 10^7 \times 8 \times 10^{-14}} = 1.9(\%)$$

定格原子炉出力の10%（広域中性子束高（低設定）原子炉トリップ設定想定値近傍）においても、冷却材がヘリウムガスの場合には I_{γ} と I_n の相対的な関係はほとんど変化しないと考えられる。計測回路の直線性及び再現性は従来の設計経験より±2%程度であるので、直流モードにおいてガンマ線の影響を含めて±4%を達成できるものと予想される。

③ まとめ

高感度超寿命核分裂計数管電離箱を原子炉压力容器外・側部に設置することで、広域中性子束高（高設定）及び（低設定）原子炉トリップ設定値設定に直接的な影響を与えるガンマ線の影響を含む直線性及び再現性について、原型炉「もんじゅ」の場合を上回る±4%を達成できるものと予想される。

ただし、核分裂計数管電離箱では起動用中性子源を炉内に設置しない場合には第一サイクル起動時の最小計数率要求は満足しない可能性が高い。

起動用中性子源を炉内に設置しないで第一サイクル起動時の最小計数率要求に対応する方策としては、もんじゅと同様に核分裂計数管の60倍程度の感度を有するBF3比例計数管（もんじゅの場合、中性子感度30cps/nv）又は20倍程度の感度を有するB10比例計数管（中性子感度10cps/nv程度）を原子炉压力容器外・側部に設置することが考えられる。BF3比例計数管の場合、電圧印加（計測）時のガンマ線許容値は 10^2 R/h、B10比例計数管の場合、 5×10^2 R/h程度以下であるが、BF3及びB10比例計数管の計測範囲上限と考えられる定格原子炉出力の 10^{-3} 出力におけるガンマ線レベルは充分小さいものと予想されることから十分に成立性がある。実用炉に適用できると考えられるBF3比例計数管の仕様（もんじゅと同じ）を表4.1.2-9に示す。

今後、特に起動前の中性子束、ガンマ線レベル詳細に評価して本検討結果を確認することが望まれる。

なお、もんじゅに使用されている核分裂計数管電離箱は、

パルスモード中性子感度：0.3 cps/nv

電流モード中性子感度： 5×10^{-14} A/nv

電流モードガンマ線感度： 2×10^{-11} A/(R/h)

であるので、定格原子炉出力時のガンマ線の影響を含む直線性及び再現性は、

$$\frac{I_{\gamma}}{I_n} = \frac{4 \times 10^3 \times 2 \times 10^{11} \times 10^2}{8 \times 10^7 \times 5 \times 10^{14}} = 2.0(\%)$$

であり、寿命についての課題はあるものの感度面では広域中性子計装設備への適用性があるものと考えられる。

c) 中性子検出器の数量

出力領域中性子検出器は、広域中性子検出器の直流モードに比べて直線性及び再現性が良好であることから、主炉停止系に所属させるものとする。数量は、炉心の大型化に伴う制御棒 1 本誤引抜時の出力分布歪み増大への対応は制御棒位置偏差大原子炉トリップ信号に期待することとして、4 チャンネル 1 組と暫定する。

広域中性子検出器は、後備炉停止系に所属させるものとし、数量は、出力領域と同様に炉心の大型化に伴う制御棒 1 本誤引抜時の出力分布歪み増大への対応は制御棒位置偏差大原子炉トリップ信号に期待することとして、4 チャンネル 1 組と暫定する。

線源領域中性子検出器は、これによる原子炉トリップが作動するケースではこれの属さない炉停止系は作動しない可能性が高いことから、主炉停止系に所属させるものとする。数量は、線源領域が監視する範囲では出力分布歪みの影響は大きくないことから 4 チャンネル 1 組と暫定する。

今後、検出器の数量については制御棒 1 本誤引抜き時の安全解析・評価結果に基づき確認する必要がある。

(イ) 中性子計装設備以外の原子炉トリップ信号検出器

中性子計装設備以外の原子炉トリップ信号検出器について、軽水炉、もんじゅ、とりわけ HTTR における実績に基づき、選定した原子炉トリップ信号の検出器のタイプ、数量、取付場所、新規開発の要否検討を行う。

1) 検 討

原子炉トリップ信号の検出器のタイプ、数量、取付場所、新規開発の要否の検討結果を表 4.1.2-9 に示す。また、新規開発要否の判断理由を表 4.1.2-9 の備考欄に記載する。

原子炉冷却材流量計以外については、HTTR 及び軽水炉において実績のある検出器タイプ、取付方法を採用できる見通しである。

原子炉冷却材流量計については、計測場所を、一般的な流量検出素子を採用できる図 4.1.2-8 に示す位置、即ち、動力変換容器内・再生熱交換器高圧側出口リングヘッド出口配管とし、流量検出素子にはオリフィスを採用する計画とする。

オリフィスは、フローノズル及びベンチュリーと比べると圧力損失は大きい

が安価であり、ほぼ同じ精度保証可能な計測範囲下限（定格流量の約 30%）を持ち、精度保証可能な計測範囲下限以下の流量範囲においてはフローノズル及びベンチュリーと異なり流量真値に対して少な目の表示を行うので炉心安全上有利であるという特徴を有する。なお、オリフィスの前後に十分な直管長さ（気体の場合、JIS によると前 30D、後 10D）を確保できない場合には実機体系を模擬した実流校正が必要である。前後の直管長さが極端に短い場合には、配管内に整流板を設置する必要がある。

オリフィス前後の差圧計測用（圧力計測用を兼ねる）導圧管及び下流に設置する温度検出器の出力ケーブルは、再生熱交換器低圧側出口の定格出力時約 146℃のヘリウムガス雰囲気、その外側の動力変換容器との間のヘリウムガス空間を経由して動力変換容器外へ引き出す。特に技術課題はないと考えられるが、差圧計測用導圧管をできる限り揃えて引き回すことにより差圧計測精度の低下を来さないようには工夫するものとする。

(c) 原子炉トリップ信号に係わるインターロックの考え方

1) 検討方針

- ① 原子炉トリップ一致ロジック
- ② 原子炉トリップバイパスロジック

について、考え方を示す。

2) 検 討

a) 原子炉トリップ一致ロジック

単一故障基準に適合する最低限の一致ロジックは 1 out of 2 であるが、1 チャンネル当たり複数の計器、マイクロコンピュータ等で構成される原子炉トリップ信号については 1 out of 2 は運転中の誤作動率想定値が大きく、使命要求期間が短期の場合、あるいは手動作動信号のように回路が簡明で誤作動率想定値が小さい場合を除いて適用は適切でない。2 out of 3 は、運転中に 1 チャンネルに故障が生じるとその状態で単一故障基準を満足させる必要があるので 1 out of 2 構成に移行する必要がある。故障からの復帰に長時間を要すると判断される場合には運転を停止する必要がある。そこで最新の軽水炉プラントでは稼働率向上、併せて信頼性向上を目指して基本的に 2 out of 4 を採用している（例えば、構成機器が全て立ち入りの容易な場所に設置され短時間で修理ができる原子炉トリップ信号については、2 out of 3 構成を採用する場合がある。ただし、2 out of 4 と 2 out of 3 とでは運転中試験の手順が異なる、即ち、試験手順の異なるシステムが混在することになることに留意する必要がある）。

なお、BWR には 1 out of 2 dual 構成が使用されて来たが、最新プラントでは PWR と同様に基本的に原子炉トリップ信号毎 2 out of 4 になっている。

従って、実用炉である本プラントも手動作動信号を除いて原子炉トリップ信号毎 2 out of 4 構成とするものとする。また、PWR、BWR 共に基本的に原子炉トリップ信号毎 2 out of 4 になったことからこの方式の優位性が明らかであり、かつ、他の方式の入手には困難があるので、主炉停止系、後備炉停止系共に原子炉トリップ信号毎 2 out of 4 とするものとする。

b) 原子炉トリップバイパスロジック

プラントを計画された状態に移行させるために一部の原子炉トリップ信号をバイパスする必要がある。その際に運転手順として適切な場合にはバイパスが許容できる状態にあることを自動的に判定してバイパス許可を与える（パーミッシブ）回路を組むものとする。また、バイパスが許容されない状態に至った場合には自動的にバイパスを解除するインターロックを組み、このインターロックは安全保護系回路として設計するものとする。なお、原子炉トリップ信号をバイパスする回路及びバイパスを許可する回路は安全保護系回路である必要はないが、安全保護系回路との分離の都合で一般に安全保護系回路と同等の設計を行う。選定した原子炉トリップ信号のバイパスの要否を図 4.1.2-1 に示す。

(ii) 工学的安全施設作動信号用計装

工学的安全施設作動信号を、選定方針を設定の上暫定し、該当する検出器のタイプ、数量、取付場所及び新規開発の要否等の概略仕様並びに工学的安全施設作動インターロックの考え方について検討する。

(a) 工学的安全施設作動信号の選定

1) 検討方針

次の基本方針に基づき工学的安全施設作動信号の選定を行う。

- ① 工学的安全施設作動設備の目的、即ち、次の工学的安全施設及び補助施設の作動要求に適合するものとする。
 - ・ 補助炉心冷却系起動
 - ・ 原子炉格納容器隔離作動
 - ・ 補助炉心冷却器冷却水隔離
 - ・ 前置／中間冷却器冷却水隔離
- ② 工学的安全施設作動信号には実用的な限り直接的なプロセスの変動をとらえる信号を用いるものとする。
- ③ 工学的安全施設作動信号には実用的な限り広い範囲の想定事象に対応できるパラメータを用いるものとする。
- ④ 工学的安全施設作動信号には多様性は備えないものとする。
- ⑤ 想定事象に対応するパラメータの挙動及び工学的安全施設の作動シーケンス

については、HTTR、もんじゅ、FBR 実証炉及び FBR 実用化戦略の設計、解析経験を参考に想定するものとする。

2) 検 討

1)項の基本方針に基づき選定した工学的安全施設作動信号を HTTR との比較と共に表 4.1.2-10 に、工学的安全施設作動ロジック構成案を図 4.1.2-9 に示す。

(b) 工学的安全施設作動信号検出器の概略仕様

1) 検討方針

軽水炉、もんじゅ、とりわけ HTTR における実績に基づいて、前項にて選定した工学的安全施設作動信号の検出器のタイプ、数量、取付場所及び新規開発の可否検討を行う。

2) 検 討

工学的安全施設作動信号の検出器のタイプ、数量、取付場所、新規開発の可否を表 4.1.2-11 に示す。また、新規開発可否の判断理由を表 4.1.2-11 備考欄に記載する。軽水炉又は HTTR において実績のある検出器タイプ及び取付方法が採用できる見通しである。

(c) 工学的安全施設作動信号に係わるインターロックの考え方

1) 検討方針

- ① 工学的安全施設作動一致ロジック
- ② 工学的安全施設作動バイパスロジック

について、考え方を示す。

2) 検 討

① 工学的安全施設作動一致ロジック

原子炉トリップ信号と同様に、最新の軽水炉プラントの動向に合わせて、稼働率及び信頼性向上が達成できる工学的安全施設作動信号毎 2 out of 4 構成を採用するものとする。

② 工学的安全施設作動バイパスロジック

原子炉トリップ信号と同様に、プラントを計画された状態に移行させるために工学的安全施設作動信号をバイパスする必要がある場合に、運転手順として適切な場合にはバイパスが許容できる状態にあることを自動的に判定してバイパス許可を与える（パーミッシブ）回路を組むものとする。また、バイパスが許容されない状態に至った場合には自動的にバイパスを解除するインターロックを組み、このインターロックは安全保護系回路として設計するものとする。なお、工学的安全施設作動信号をバイパスする回路及びバイパスを許可する回路は安全保護系回路である必要はないが、安全保護系回路との分離の都合で一般に安全保護系回路と同等の設計を行う。選定した工学的安全施設作動信号の

バイパスの要否を図 4.1.2-9 に示す。

(iii) 主要な事故時監視計装設備

主要な事故時監視計装項目及び基本的設計要求を設定し、該当する検出器のタイプ、数量、取付場所及び新規開発の要否等の概略仕様を検討する。

ここで、「事故」とは「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(昭和 52 年 6 月 14 日)(以下「安全設計指針」という)。

(a) 検討方針

事故時監視計装項目及び基本的設計要求は主に次の指針類、検出器の概略仕様は HTTR、もんじゅ、軽水炉における実績を参考にして設定するものとする。

- ① 「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」(JEAG4611-1991)
- ② 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定)(以下「重要度分類指針」という)
- ③ 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(昭和 56 年 7 月 23 日制定)(以下「事故時の放射線計測指針」という)

なお、「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」は、軽水炉を念頭に置いて制定されたものであるが、「重要度分類指針」に示された安全保護系、事故時監視計装設備を含む安全機能を有する計測制御装置全般に対して設計上考慮すべき事項を示したものであり、ヘリウムガス冷却 FBR の安全機能を有する計測制御装置に対しても参考になり得るものである。ただし、放射線計測装置については「事故時の放射線計測指針」、「原子力発電所放射線モニタリング指針」(JEAG4606-1990)及び「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」(昭和 53 年 9 月 29 日制定)によることとして除外されている。

(b) 事故時監視計装設備の重要度分類と定義

事故時監視計装設備は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」に基づき次のように分類する。

(ア) MS-2

- ① 事故時のプラント状態把握機能を有する系統であって、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却、放射能閉じ込めの三つの機能を監視するのに最小限必要となるもの。
- ② 安全性を確保するために急速な手動操作の判断を行う上で最小限必要となるもの。
- ③ 安全機能を有する構築物、系統、機器の状態を監視する計測制御装置(機器の

動作確認のための情報を含む)うち、その計測制御装置に係る系統又は機器が MS-1 の場合で、主たる情報。

(イ) MS-3

- ① 安全機能を有する構築物、系統、機器の状態を監視する計測制御装置(機器の動作確認のための情報を含む)うち、その計測制御装置に係る系統又は機器が MS-1 の場合で、主たる情報以外の補助的な情報。
- ② 安全機能を有する構築物、系統、機器の状態を監視する計測制御装置(機器の動作確認のための情報を含む)うち、その計測制御装置に係る系統又は機器が MS-2 のもの。
- ③ 安全機能を有する構築物、系統、機器の状態を監視する計測制御装置(機器の動作確認のための情報を含む)うち、その計測制御装置に係る系統又は機器が MS-3 のもの。
- ④ 緊急時対策上重要なもの及び異常時の把握のために必要なもの。ここで、「緊急時対策上重要なもの」とは、「原子力発電所緊急時対策所の設計指針(TNS-G2705-1986)に定める事故状態の把握及び事故影響規模の把握に必要なパラメータをいう。また、「異常時の把握のために必要なもの」とは、運転時の異常な過渡変化及び事故の状態の把握に必要なパラメータをいう。

(c) 事故時監視計装設備への設計要求

事故時監視計装設備は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」に基づき次の事項を充分考慮した設計とする。概要を表 4.1.2-12 に示す。

(ア) 事故時において事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータは、十分な範囲にわたり監視できるようにする。特に原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できるようにする。

(イ) (c)項の MS-2①及び②は以下の要求を満足する設計とする。

- a) 多重性又は多様性及び独立性。
- b) 事故時の耐環境性。
- c) A 又は As クラスの耐震性。
- d) 非常用電源からの供給。
- e) 運転員が適切かつ容易にプラントの状況を把握し、必要な操作ができるよう、パラメータの識別ができるようにする。
- f) 記録機能を設けパラメータの変化傾向が把握できるようにする。「記録」とは、事象の経過後において、必要なパラメータが参照可能であることを含む(「安全設計審査指針」)。

(ウ) (c)項の MS-2 に分類される MS-1 の系統及び機器の主たる情報を監視する計測制御装置の中で特に重要なものは、(イ)項と同等の設計を行う。ここで、特に重要な

ものとは、未臨界の維持、原子炉停止後の除熱である（注：PWR の場合、特に重要なものとは、未臨界の維持及び原子炉停止後の除熱に加え、炉心冷却(ECCS)の機能がある）。特に重要なもの以外のものについては、多重性又は多様性、独立性は要求しない。また、耐震クラスはここでの機能に着目してはCとする。記録は特に必要なものについて行う。

(エ) 「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」(昭和 55 年 11 月 6 日)の要求の要件、「原子力発電所の火災防護指針」(JEAG4607-1986)及び「原子力発電所の耐雷指針」(JEAG4608-1986)の要求を満足する設計とする。

(オ) 健全性を確認するために、適切な方法により原子炉の運転中又は停止中に試験及び検査ができるようにする。

(カ) 「原子力発電所の品質保証指針」(JEAG4101-1990)に基づく適切な設計管理等の品質保証活動を行うものとする。

(d) 事故時監視計装項目の設定

事故時監視計装設備の主要な監視パラメータ案のまとめを表 4.1.2-13 示す。

なお、以下に比較として HTTR の監視パラメータを付記するが、HTTR の事故時監視計装設備は「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」の制定前に設計されたものであることから、設計方針が若干異なることに留意する必要がある。

(ア) MS-2

a) 事故時のプラント状態把握機能を有する系統であって、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却、放射能閉じ込めの三つの機能を監視するのに最小限必要となるもの。

① 原子炉停止機能の監視

PWR 及び BWR と同様に、中性子束及び原子炉トリップしゃ断器（実用炉においては主炉停止系及び後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器（又は電磁接触器））位置を選定する。BWR はこれら以外に制御棒位置を挙げているが、PWR では挙げていない。実用炉においては原子炉停止系が 2 系統あってその両方のしゃ断器の位置を選定することから、制御棒位置は選定しないものとする（MS-3 として選定するものとする）。HTTR では、主たる情報を与えるパラメータ（多重性及び耐環境性要）に中性子束を選定している。その他、補足的な情報を与える多重性不要・耐環境性要のパラメータに炉心冷却機能の監視のための主たる情報を与えるパラメータ(ii. 参照)、補足的な情報を与える多重性・耐環境性共に不要のパラメータに制御棒位置を選定している。

② 炉心冷却機能の監視

ヘリウム冷却 FBR の特徴を考慮して、原子炉冷却材のインベントリを確認するパラメータに原子炉冷却材圧力及び原子炉格納容器圧力(原子炉冷却材

圧力バウンダリ破損の有無の確認を含む)、炉心の冷却状態を確認するパラメータに補助炉心冷却器入口、出口原子炉冷却材温度を選定する。流量は必要最小限という要求からは外れることから、選定しない。PWR、BWR では原子炉圧力、水位、温度を挙げており、流量は挙げていない。HTTR では、主たる情報を与えるパラメータに補助冷却器出口ヘリウム圧力、補助冷却器出口ヘリウム温度、補助冷却器入口ヘリウム温度及び原子炉圧力容器上鏡温度を選定している。

③ 放射能閉じ込め機能の監視

多量の線源を保有する系統・機器は全て原子炉格納容器内に設置されることを前提として、原子炉格納容器圧力及びエリア放射線量率を選定する。PWR 及び BWR と同様である。HTTR では、主たる情報を与えるパラメータには原子炉格納容器圧力及びエリア放射線量率に加え原子炉格納容器隔離弁位置を選定している。その他、耐環境性を要する補足的な情報を与えるパラメータにサービスエリア内圧力及びサービスエリア内放射性希ガス濃度を選定している。

- b) 安全性を確保するために急速な手動操作の判断を行う上で最小限必要となるもの。

実用炉では現在のところ事故時及び事故後に手動操作を期待している事象はないことから、a)に対応して選定されるパラメータで兼ねることができると考える。

PWR では低温停止への移行、蒸気発生器隔離、蒸気発生器 2 次側除熱及び再循環モードへの切替、BWR では低温停止への移行、ドライウェルスプレイ、サプレッションプール冷却及び可燃性ガス濃度制御系起動が該当する。HTTR では炉心領域制御棒早期挿入、補助冷却設備停止が該当するものと予想される。

- c) 安全機能を有する構築物、系統、機器の状態を監視する計測制御装置(機器の動作確認のための情報を含む)うち、その計測制御装置に係る系統又は機器が MS-1 の場合で、主たる情報。

実用炉の場合、事故時に機能する MS-1 の系統、機器のうち、原子炉停止系(主炉停止系及び後備炉停止系)、崩壊熱除去系(補助炉心冷却設備)及び原子炉格納容器についての主たるパラメータは、a)に対応して選定されるものと同じでよいものとする。

上記以外には次のようなものが考えられる。今後、系統・機器設計の進捗に応じて確認する必要がある。

- ・ 非常用高圧電源設備：母線電圧
- ・ 安全保護系直流電源設備：母線電圧

- ・ 安全保護系交流無停電電源：母線電圧
- ・ 制御用圧縮空気設備：母管圧力
- ・ 制御室非常用喚起空調設備：風量等
- ・ 原子炉補機冷却海水設備：母管圧力
- ・ 原子炉補機冷却設備：サージタンク水位等

(イ) MS-3

MS-3 のパラメータは、「事故時の放射線計測の指針」に対応するものを除き、基本的には他の要求で設置されているものについて使えるものは使うという考え方で選定するものとする。

「事故時の放射線計測の指針」対応パラメータを中心に主なものの案を表 4.1.2-13 に示す。

(e) 主要な事故時監視計装検出器の概略仕様

主要な事故時監視計装検出器のタイプ、数量、取付場所及び新規開発の要否を表 4.1.2-14 及び表 4.1.2-15 に示す。また、新規開発要否の判断理由を同表の備考欄に記載する。

軽水炉、もんじゅ又は HTTR において実績のある、あるいは、FBR 実証炉向けに開発された検出器タイプ、取付方法が採用できる見通しである。ただし、今後、事故時環境の明確化に応じて確認する必要がある。

(iv) 主要なプロセス計装設備の概略仕様

ヘリウムガス冷却炉特有と考えられる次のプロセス計装検出器及び検出装置の概略仕様及び設置場所について検討する。

- ① 破損燃料位置検出設備
- ② ヘリウムガス漏洩検出設備
- ③ タービン計装設備

(a) 破損燃料位置検出設備

1) 検討方針

破損燃料の 1 体同定は、個々の燃料集合体出口の冷却材に含まれる FP 量を測定して行う必要がある。そのためには各燃料集合体の上方にサンプリング入口部を設ける必要がある。しかしながら、通常運転中、燃料集合体出口温度は非常に高温であること、また、燃料交換システムへの適合を考慮すると、常時、各燃料集合体の上方に破損燃料位置同定のためのサンプリング管を設けることは適切ではない。そこで、燃料破損が発生したことを安全保護系の原子炉冷却材放射能計装又は原子炉冷却材のサンプリングによる分析により検知した場合に、速やかに原子炉を停止し、燃料出入孔（燃料交換機がアクセスする孔）に SHIPPING 装置を設置して個々の燃

燃料集合体頂部から冷却材ガスを吸引して FP 検出器に導き、燃料破損により放出される特有の FP 核種の存在の有無を判定することにより破損燃料の位置を同定する方式を採用するものとする。なお、シッピングによるサーベイ範囲を縮小するため、可能な場合には原子炉停止前にフラックスティルティング法（制御棒を 1 本ずつ操作して当該制御棒周辺の燃料集合体の温度を上昇させることにより FP の放出を促し、原子炉冷却材の放射能レベルの上昇の有無によりゾーニングを行う）を適用するものとする。

2) 検 討

シッピング装置の概念を図 4.1.2-10 に示す。

原子炉停止、降温減圧後、燃料交換穴にシッピング装置を設置して燃料交換機と同様にパンタグラフを開き、燃料交換機と同様の方法で選択した燃料集合体の上方にサンプリングポートを移動させ当該燃料集合体頂部にサンプリングポートを挿入して当該燃料集合体周りのヘリウムガスのサンプリングを行い、サンプリングガスを FP 検出器に導くものとする。

シッピング操作の安全性を確認するためサンプリングポートには温度計を設置する。

必要な場合にはその温度を監視しながらサンプリングポートを燃料集合体頂部に差し込み流路を絞って燃料集合体の温度を上昇させることにより FP を発生しやすくすることができるものとする。

原子炉容器内のサンプリング管は可とう管とし構造物に沿って無理なく伸縮及び摺動する構造とする。

サンプリングガスは原子炉圧力容器内に戻すものとする。

FP 検出器は、HTTR 及びもんじゅに適用実績のあるワイヤ駆動型プレシピテータとする。プレシピテータの概念を図 4.1.2-11 に示す。

放射性の短半減期希ガス FP である ^{89}Kr 、 ^{90}Kr 、 ^{138}Xe の娘核種である ^{89}Rb （半減期 924s）、 ^{90}Rb （半減期 153s）、 ^{138}Cs （半減期 1931s）をプレシピテータのワイヤに電気的に収集し、崩壊ベータ線をシンチレーションカウンタで計測し燃料破損の有無を判定する。

(b) ヘリウムガス漏洩検出設備

1) 検討方針

高温ヘリウム配管に対する破断前漏えい（LBB）概念を適用するために早期にヘリウムガス漏えいを検知する方式について検討する。

ヘリウムガス漏えいを検知する方式として次のようなものが考えられる。

- ① 原子炉系内へのヘリウムの最大供給量を上回ると圧力の回復ができず圧力が通常の制御範囲を超えて低下するので圧力低信号によりそれを検知する。

- ② 通常よりも漏えい量が増加すると圧力を維持するために圧力調節弁（ヘリウムガス供給弁）の単位時間当たりの開閉回数が増加するので、それにより検知する。
- ③ 通常よりも漏えい量が増加するとヘリウム供給タンク内のヘリウムを多く原子炉系内に供給することからヘリウム供給タンク内圧力の低下が早くなるので、それにより検知する。
- ④ 原子炉系外で漏えいを検出する。

①から③はプラントが定常運転中の場合に適用できる。

①は小漏えいの検出には向かない。②と③は基本的に同じ方式であるが、ヘリウム供給タンクの容積が比較的小さいことから③の方が検知しやすいものと考えられる。④については日本原子力発電(株)と日本原子力研究所の共同研究にて HTTR 向けに開発が進められている。この方式は小規模な漏えいに適合する可能性を持つが、ヘリウムガスの大気への拡散性が高いことから、検出パラメータを検出可能な値に維持するために比較的密閉度の高い捕集用の外装が必要であり、かつ、ある程度細かく区分けしてそれぞれの区画に検出器を設ける必要があり、設備インパクトが大きいことから設置場所を限定する必要があるものと考えられる。

ここでは③の場合の検出可能な漏えい率及び検出可能な時間、及び④の検出概念について検討する。

2) 検 討

a) ヘリウム供給タンク内圧力の低下による検出

原子炉系の通常運転中のヘリウムガスリーク率を 0.1%/day と想定すると、原子炉系のヘリウムインベントリは 23397kg であるから、1 日当たりのヘリウムガス漏えい量は

$$23397 \times 0.001 = 23.4(\text{kg/day}) \quad (\text{注})$$

一方、ヘリウム供給タンクは圧力 15MPa(gauge)、容積 105m³ であり、温度を 40℃ とすると、ヘリウム供給タンクのヘリウム量 : G は、 $G=VP/(RT)$ 式より

$$105 \times 15.1 \times 10^6 / (2077.2 \times (273 + 40)) = 2.44 \times 10^3(\text{kg})$$

温度圧力補正を加えた圧力計測精度は一般に 1%FS 以下であるから、5%低下すれば確実に低下したと判断できるものと考えられる。リーク率が正常の範囲では、ヘリウム供給タンク内圧力が 5%低下するのに要する時間は 5 日以上である。

例えば、リーク率が 2 倍の 0.2%/day になった場合には 3 日以内にヘリウム供給タンク内圧力が 5%低下し異常と判定できるものと考えられる。

(注) 23.4kg/day が仮に 1 つの丸穴から大気中に漏出すると、その直径は約 14mm である。

b) 原子炉系外での検出

日本原子力発電（株）と日本原子力研究所との共同研究^{3),4)}によると次の通りである。

- ・ 国内外における漏えい事故例及びガス漏えい検知技術調査を行った。
- ・ HTTR で想定している $0.4\sim 20\text{cm}^3/\text{s}$ の小漏えいの範囲での検出に対し、有望と判断された次の3つの方式について試作、開発がなされた。
 - ① 光ファイバ温度センサにより高温のヘリウムガス漏出による温度上昇を検知する。
 - ② 放射線センサにより漏えいしたヘリウムガス中に含まれる FP による放射線レベル上昇を検知する。（直接法）
 - ③ 放射線センサにより通常時空気とそれがヘリウムに置き換わった場合の放射線阻止能の違いを検知する。（アクティブ法）
- ・ ①、②及び③とも比較的小容積の容器で漏えいの可能性の高いシール部等を覆い、その中に検出器を設置して検出する。
- ・ ①は、漏出ガスの熱容量が小さいこと、伝熱性が良好であることなどから、熱が逃げないように捕集容器には保温材を装着し、かつ、漏えい想定場所のできる限り近傍に光ファイバ温度センサを設置する必要がある。漏出ガスの温度が低いと検出能力が低下する。実施された試験条件として最も検出が容易であると考えられる保温材付、漏出ガス温度 300°C 、漏えい率 $20\text{cm}^3/\text{s}$ の試験において、温度上昇ピークは 600s 後に約 5°C であった。漏出ガス温度 200°C での温度上昇は $1, 2^\circ\text{C}$ 程度であった。光ファイバ温度センサの分解能は $\pm 1^\circ\text{C}$ である。
- ・ ②はヘリウムがクリーンな状態では有効でない。因みに現在の HTTR の 1 次冷却材に含まれる放射能濃度は $10^{-3}\text{Bq}/\text{cm}^3$ と極めて低いレベルであり、これの小漏えいを放射線検出器で検出するのは現実的ではない。仮に漏えいヘリウムの放射線レベルが $100\text{Bq}/\text{cm}^3$ の場合、検出に 1~2 時間必要である。
- ・ ③は、漏えいヘリウムガス捕集容器とその内部に対向配置する放射線源と放射線レベルを測定する検出器で構成する。空気に満たされた捕集容器内にヘリウムガスが入りその濃度が高まると空気による放射線レベルの減衰が減少するため、検出器の測定値が上昇する。これにより漏えいを検出する。線源にはガンマ線をほとんど放出せず、最大エネルギーが 1MeV 以下、半減期が 1 年以上、かつ、国内で入手可能な密封ベータ線源 ^{147}Pm (222keV 、半減期 2.623y) 及び ^{204}Tl (764keV 、半減期 3.78y) が用いられた。検出器にはプラスチックシンチレータが用いられた。容積約 500cm^3 の捕集容器に $0.2\text{cm}^3/\text{s}$ (試験における最小値) のヘリウムガスを流した場合、30 分以内に判定が可能であり、 $0.1\text{cm}^3/\text{s}$ の漏えいを 1 時間以内に検知できる可能性がある。なお、 ^{147}Pm の場合の線源・

検出器間距離の最適値は 20mm 程度、²⁰⁴Tl の場合は 200mm 程度であった。

3) 検討結果

以上より、③の方式、即ち、放射線センサにより通常時空気とそれがヘリウムに置き換わった場合の放射線阻止能の違いを検知する方法（アクティブ法）は、漏えいヘリウムガスの温度、放射能レベルに依存せず、基本的な感度も高いので最も有望であり、この方式は本プラントに適用することができるものとする。

検出装置の構造概念及び外管部漏えい検出概念を図 4.1.2-12 に示す。検出性能に影響が出ないように検出装置を放射線レベルが十分に低い場所あるいは必要な遮へいを行って設置し、外管から漏えいしたヘリウムガスを外管とガードパイプの間から検出装置に導くものとする。

(c) 主要なタービン計装設備

1) 検討方針

商用高温ガスタービンの計装を参考に計装項目を抽出し、検出器の概略仕様を設定する。

2) 検 討

ガスタービンに必要な計装検出器の概略仕様を表 4.1.2-16 に示す。今後異常時を含めたタービン及びタービン周りの温度分布解析を行い、検出器の必要性、耐環境条件等を確認、設定する必要がある。

(v) 原子炉計装設備及びプロセス計装設備の盤構成

(a) 検討方針

「安全機能を有する計測制御装置の設計指針」を参考にして基本システム構成に係わる設計上の考え方を整理し、これに基づいて原子炉計装設備及びプロセス計装設備の盤の構成概念を検討する。

(b) 検 討

(ア) 基本システム構成に係わる設計上の考え方

a) 多重化構成

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備については、単一故障基準を満たすよう多重構成とする。本プラントは実用炉であることから、1チャンネルが使用できない状態にあっても特に制限なくプラントの運転が継続できるように原則として4チャンネル構成とし、使命期間が短いか又は回路構成が簡素であること等によりシステムの信頼度を低下させないような場合には2チャンネル構成を採用できるものとする。

安全保護系以外の原子炉計装設備及びプロセス計装設備は、特別な要求がない場合には1チャンネルとする。

b) 分離独立性

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備は、後備炉停止系作動用とその他の用途の間及び異なるチャンネル間を適切な方法により電氣的・物理的に分離する設計とする。検出器、伝送器、計装配管については、後備炉停止系作動用とその他の用途の間、安全保護系チャンネル相互間及び計測制御系との間は、原則として独立したものとするとともに、相互間に分離距離を持たせるかバリア等により物理的分離を図る。

なお、安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備の各チャンネルは相互に独立した無停電電源装置（インバータ）より受電する。チャンネルⅠ、及びⅢについてはAトレンのAC母線及びDC母線から、チャンネルⅡ及びⅣについてはBトレンのAC母線及びDC母線からそれぞれ給電するものとし、分離を図る。

c) 試験性

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備は、安全保護系設備及び中央監視設備と相俟って自動試験、個別手動試験、自己診断又は相互比較により安全機能の健全性を、プラント運転中に試験できる構成とする。

d) バイパス管理

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備については、保守・試験のために現場のキャビネットにおいて手動でバイパスできる機能を設ける。バイパス状態は中央制御室及び現場のキャビネットに連続的に表示するものとする。また、同時に複数のチャンネルをバイパスすることで単一故障基準を満足できない状態となることを防止するため、1 out of 2又は2 out of 4トリップロジックの状態を自動的に管理するバイパス管理ロジックを設ける。このバイパス管理ロジックの健全性は運転中に試験できるようにする。

e) 耐環境性

設置場所における通常時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の環境下で所定の機能が果たせるものとする。環境条件としては、温度、圧力、湿度、雰囲気、放射線、及び電磁環境を含む。

耐ノイズ/サージについては、電源ラインへのラインフィルタの設置、現場との入出力回路への絶縁増幅回路の設置、及び多重伝送ラインでの伝送データチェック等により、耐ノイズ/サージ性を持たせる設計とする。

f) 耐震性

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備は原則として耐震Aクラス、安全保護系以外の原子炉計装設備及びプロセス計装設備は耐震Cクラスとして設計する。

g) 火災防護

火災防護指针对応で、火災の発生を防止するために、極力難燃性材料を使用するとともに、火災により原子炉に外乱が発生する場合には、更に単一故障を想定しても安全停止できる設計とする。

h) 非常用電源

多重化された安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備には物理的、電氣的に独立した計装用電源母線から給電する。各計装用電源母線は計装用インバータを主電源とし、計装用インバータは非常用母線からの AC 入力と安全系蓄電池からの DC 入力を有するものとする。また、後備用電源として非常用母線の AC 入力を有する後備用変圧器を設ける。

i) フェイルセーフ

単一故障によりプラントに外乱が発生する可能性のある原子炉計装設備及びプロセス計装設備は、極力単一の故障の発生に際してプラントに外乱が発生しないように多重化する。

また、多重化した安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備の単一故障時には、極力安全保護動作を開始する側の動作となるように考慮するものとする。

j) 品質保証

安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備については、JEAG-4101 に基づく原子力品質保証を実施する。更に、デジタル化された安全保護系の原子炉計装設備及びプロセス計装設備については、JEAG-4609 に基づく検証と健全性確認(V&V)を実施する。

(イ) 盤構成

(ア)項に基づく原子炉計装設備の盤構成概念を図 4.1.2-13 に、プロセス計装設備の盤構成概念を図 4.1.2-14 に示す。

原子炉計装設備及びプロセス計装設備は安全保護系と安全保護系以外、更に安全保護系は後備炉停止系とそれ以外に区分し、それぞれの区分において基本的に検出器又は伝送器、必要に応じて前置増幅器、その他特殊な信号変換、信号処理・演算装置で構成する。検出器、伝送器あるいは前置増幅器等の信号を受ける標準的な D/A 変換器又は多重伝送信号受信器以降の回路は、安全保護系においては安全保護系設備に、安全保護系以外においてはプラント制御設備に含めるものとする。

(vi) 安全保護系設備

(a) 検討方針

安全保護系は、安全上重要な機能を実現するための検出器、演算処理回路、アクチ

ューエータ(駆動器具)、操作器、表示装置等の各種計装品から構成する。安全保護系設備は、安全保護系のうち安全保護系の原子炉計装設備及プロセス計装設備を除く部分である。本検討においては、安全保護系設備の基本的な設計方針を設定した上で設備構成概念を設定する。

(b) 検討

(ア) 基本システム設計方針

安全保護系設備は次の設計方針に基づき設計を行う。

a) 多重化構成

多重化構成を、安全性(作動失敗確率)の観点から、単一故障基準を満たすとともに目標信頼性を満足するよう原則として以下とする。

① 原子炉緊急停止系作動系

4チャンネル、4トレン

② 工学的安全施設作動系

4チャンネル、2トレン(各トレン2重)

b) 分離独立性

安全保護系設備は、後備炉停止系作動機能と他の機能との間並びに異なるチャンネル間及びトレン間、あるいはチャンネル/トレン間を、適切な方法により電氣的・物理的に分離する。

安全保護系のチャンネル毎に独立した無停電電源装置(インバータ)を設置する。チャンネルⅠ及びⅢについてはAトレンAC、DC母線から、チャンネルⅡ及びⅣについてはBトレンAC、DC母線側からそれぞれ給電するものとし、分離を図る。

c) 試験性

安全保護系設備は、自動試験、個別手動試験、自己診断により現場検出器信号からアクチュエータまでの安全機能の健全性を、プラント運転中に試験できる構成とする。

各チャンネル内又は各トレン内にて完結する試験の内、自動作動機能に係るものは全て自動試験装置を適用する。(手動作動機能に係るものは、全て中央からの手動操作により機能確認する)

異なるチャンネル間/トレン間の多重伝送による伝送については、原則として模擬信号によって試験しているチャンネル/トレンの送受信機能は自動試験装置によって確認する。ただし、他のチャンネル/トレンに正しく伝送されたかどうかは、自己診断機能によって、常時健全性(接続の連続性)を確認するものとする。

d) バイパス管理

原子炉トリップ及び工学的安全施設作動信号については、保守・試験のために現場のキャビネットにおいて手動でバイパスできる機能を設ける。

バイパス状態は中央制御室及び現場のキャビネットに連続的に表示するものとする。また、同時に複数のチャンネルをバイパスすることで単一故障基準を満足できない状態となることを防止するため、2 out of 4トリップロジックの状態を自動的に管理するバイパス管理ロジックを設ける。このバイパス管理ロジックの健全性は運転中に試験できるようにする。

e) 耐環境性

設置場所における通常時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の環境下で所定の安全機能が果たせるものとする。環境条件としては、温度、圧力、湿度、雰囲気、放射線、及び電磁環境を含む。

耐ノイズ/サージについては、電源ラインへのラインフィルタの設置、現場との入出力回路への絶縁増幅回路の設置、及び多重伝送ラインでの伝送データチェック等により、耐ノイズ/サージ性を持たせる設計とする。

f) 耐震性

耐震クラスは、耐震重要度分類の要求に従い、地震トリップ機能と長期冷却機能にA sクラスが要求される。

原子炉自動/手動トリップ及び工安系自動/手動作動について、上記機能を達成し、かつ地震による故障などにより上記機能が阻害されないことを保証するため、安全保護系設備は全てA sクラスとして設計する。

g) 火災防護

火災防護指针对応で、火災の発生を防止するために、極力難燃性材料を使用するとともに、火災により原子炉に外乱が発生する場合には、更に単一故障を想定しても安全停止できる設計とする。具体的には、火災による外乱によって原子炉がトリップした場合には、単一故障を想定しても、高温停止維持のために、必要な機能の維持ができる構成とする。

h) 非常用電源

多重化された設備（チャンネルⅠ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ、トレンA、B）には物理的、電氣的に独立した計装用電源母線から給電する。

各計装用電源母線は計装用インバータを主電源とし、計装用インバータは非常用母線からのAC入力と安全系蓄電池からのDC入力を有するものとする。また、後備用電源として非常用母線のAC入力を有する後備用変圧器を設ける。

トレン部において内部2重化構成の部分（工学的安全施設作動盤等）については、A系のAC/DC電源装置にはA又はB計装用インバータから、またB系のAC/DC電源装置にはC又はD計装用インバータから給電する。

チャンネル部など内部で2重化していない部分（後述する原子炉安全保護盤等）については、各チャンネルに異なるインバータから給電する。更に、インバータ及びCPU電源ユニット故障時の影響が大きいため（多数パラメータでのパースナル作動状態同時発生あるいは遮断器開放）このインバータと後備用変圧器からの2本のフィードを受け、独立のAC/DC電源装置でDC電源を作り、突き合わせの後使用するものとする。

なお、後述する原子炉安全保護盤については機能的な多様性を有する原子炉トリップサブシステム、及び工学的安全施設作動系サブシステムは相互に独立したAC/DC電源を持つようにする。

i) 制御系との機能干渉防止

保護系と制御系との間で検出器等を共用する場合には、分離独立性の要求を満足する必要がある。

上記に加え、共用部分の故障が制御系の誤った制御動作を誘発し、その結果プラントの保護が必要となるような場合において、共用部分の故障が同時にその保護動作を阻害するならば、IEEE-279の保護系と制御系の相互干渉に関する要求を満足するように、制御系側にシグナルセクタを設置する。

j) 手動操作機能

主炉停止系作動、後備炉停止系作動及び工学的安全施設作動のシステムレベルのハードワイヤード手動操作器を中央制御盤に設置し、アクチュエータまでの信号伝送は極力簡素化し、手動作動機能は可能な限り自動作動機能とは独立したものとする。

具体的には、主炉停止系作動手動操作器は原子炉安全保護盤、後備炉停止系作動手動操作器は後備炉停止系ロジック盤の下流のトリップ遮断器との間に設置する。また、工学的安全施設作動のシステムレベルの手動操作器は、シーケンスロジックを組む必要があるため、工学的安全施設作動盤にハードワイヤードで直接入力する。

k) フェイルセーフ

安全保護系設備は、多重性・独立性を有する設計としており、単一の故障の発生に際しても、安全機能を損なわない構成としているが、特に次の部分については、故障発生時に、安全保護動作を開始する側の動作となるように考慮したフェイルセーフ設計とする。

原子炉トリップ遮断器はUV(不足電圧)コイルの電源喪失によって遮断器を開放する構成とし、断線・電源喪失などの故障に対して原子炉トリップ側となるようにする。

各トリップパラメータからのトリップ信号を最終的に集約して原子炉トリップ

信号を発信する回路(ダイナミックトリップバス)については、パルスの有/無を通常運転/トリップに対応させたダイナミック動作の回路とすることにより、断線・電源喪失・回路の固着などの故障に対して原子炉トリップ側となるようにする。

l) 精度、応答時間

アナログ信号処理精度は、従来の計器盤と同等以上の精度を有する設計とする。
応答時間については従来の計器盤及びロジック盤の和と同等以上の応答性を有するものとする。

m) 品質保証

安全保護系設備は、JEAG-4101に基づく原子力品質保証を実施する。
デジタル化された安全保護系設備については、JEAG-4609に基づく検証と健全性確認(V&V)を実施する。

n) 事故時監視計装

事故時に監視が必要なパラメータの内、特に重要な物であって、安全保護系と同等な多重性・独立性などの設計要求があるものについては、検出器から中央制御盤への表示までを安全保護系設備の一部として設計する。

(イ) 概略仕様

a) 設備構成

安全保護系設備は、基本的に、時代の趨勢であり、より一層の高信頼化、運転員、保守員の負担軽減、コスト低減等を図ることのできるデジタルシステムとし、適切に機能分散を図って以下に示す設備で構成する。基本システム構成を図4.1.2-15に示す。

- ① 原子炉安全保護盤
- ② 工学的安全施設作動盤
- ③ 安全系現場制御監視盤
- ④ 安全系マルチプレクサ
- ⑤ 後備炉停止系計装盤
- ⑥ 後備炉停止系ロジック盤

b) 原子炉安全保護盤

後備炉停止系作動設備以外の安全保護系の計測信号処理・作動設定値との比較を行う。原子炉安全保護盤はI～IVの4チャンネル構成とする。

c) 工学的安全施設作動盤・安全系現場制御監視盤

工学的安全施設作動系は、原子炉安全保護盤からチャンネル信号を受けてシステムレベルの工学的安全施設作動信号を発信する工学的安全施設作動盤と、現場に設置されて補機レベルのロジックを構成する安全系現場制御監視盤で構成する。

これらの盤はA、Bの2トレン構成とし単一故障でシステムとしての機能を喪失しない設計とする。

トレンを構成する各盤は、内部で2重化し、更に各補機への最終出力は、単純な故障で誤動作・不動作しないよう2 out of 3を構成する。

システムレベルの手動工学的安全施設作動入力は、中央制御盤のスイッチから直接工学的安全施設作動盤に入力する。なお、各補機レベルの個別手動操作信号は、マルチプレクサ経由で直接現場制御監視盤に入力し処理する。

d) 安全系マルチプレクサ

安全系マルチプレクサは、ローカルバスとインターフェイスしており、中央制御盤での運転員の手動操作信号をローカルバス経由で安全系現場制御監視盤に伝送する。

安全系マルチプレクサは、安全系グレードの事故時監視パラメータを中央制御盤へ表示するためのインターフェイスも行っており、安全系グレードの事故時監視パラメータを、常用系のCRT表示とは独立に、原子炉安全保護盤から安全系マルチプレクサ経由で中央制御盤の安全系表示装置（FDP：フラットディスプレイパネル）に表示する。

e) 後備炉停止系計装盤

後備炉停止系作動の計測信号処理・作動設定値との比較を行う。後備炉停止系計装盤はI～IVの4チャンネル構成とする。

f) 後備炉停止系ロジック盤

後備炉停止系作動のロジック処理を行う。後備炉停止系ロジック盤はA～Dの4トレン構成とする。

(vii) プラント制御設備

(a) 検討方針

プラント制御設備は、主要制御系及び各系統設備に係る常用系の計測制御設備のうち、安全保護系以外の原子炉計装設備及びプロセス計装設備を除く部分である。本検討においては、原子炉出力及びタービン出力を制御するプラント制御系の制御概念を設定するとともに、プラント制御設備の基本的な設計方針を設定した上で設備構成概念を設定する。

(b) 検討

(ア) プラント制御系の制御概念

1) 基本構成

プラント制御系は、原子炉運転中に起こり得る出力変更及び外乱に対して原子炉の出力等を制御し、また、異常の拡大を未然に防ぎ、かつ、原子炉トリップに

至る前に自動処置をとるためのインターロックを作動させるものである。

プラント制御系は次の系統で構成する。プラント制御系の構成概念を図4.1.2-16に示す。

- ① 出力指令装置
- ② タービン出力制御系
- ③ 原子炉出口温度制御系
- ④ 原子炉出力制御系
- ⑤ 原子炉圧力制御系
- ⑥ 再生熱交換器低圧側入口温度制御系

また、その他主要なインターロックとして制御棒引き抜き阻止がある。

2) 設計方針

プラント制御系は、次の方針により設計する。

① 原子炉の制御

通常運転時の主要制御系を発電機出力設定値に追従させる設計とする。

通常の原子炉出力制御は、各ヘリウムガスタービンへのヘリウム流量の調整及び原子炉の反応度調整によって行う設計とする。

また、原子炉運転中に起こり得る出力変更及び外乱に対して、原子炉施設の主要なパラメータを適切な運転範囲に維持制御できる設計とする。

更に、運転員が原子炉及び主要な関連設備の運転状態を監視でき、必要な場合には手動制御ができる設計とする。

② 設計出力変更及び負荷変化

原子炉出力制御は、定格原子炉出力の約 30%(暫定)以下の範囲では手動で行い、定格出力の約 30%(暫定)以上では自動で行うことができる設計とする。この自動制御の範囲では $\pm 5\%/min$ のランプ状と、 $\pm 10\%$ のステップ状の出力変更、また、タービン出力制御系の作動により全負荷喪失時にも原子炉がトリップすることなく制御できる設計とする。

3) 主要制御系の機能

a) 出力指令装置

出力指令装置は、中央給電司令所からの発電機出力目標を受けて各制御系へ制御設定値及び制御モード信号を送り、タービン出力と原子炉出力を協調制御する。また、ループ間の平衡を維持する。

b) タービン出力制御系

タービン出力制御系は、定格発電機出力の約 30%(暫定)以上の範囲において発電機出力が設定値に一致するようタービンバイパス制御弁の開度を制御する。発電機出力と設定値の間に偏差が生じた場合には、タービンバイパス制御弁の

開度を調節することにより原子炉及びタービンへのヘリウム流量を適切な値に変化させ、発電機出力を設定値に一致させる。運転中に負荷喪失が発生し発電機出力と負荷に不平衡が生じた場合には、タービンバイパス制御弁インターロックによりタービンバイパス制御弁を全開にして発電機出力と負荷を平衡状態に回復させ、運転を継続できるようにする。

c) 原子炉出口温度制御系

原子炉出口温度制御系は、定格原子炉出力の約 30%(暫定)以上の範囲において、原子炉冷却材の原子炉出口温度が 850°Cに近い値にある場合に、850°Cに一致するように原子炉出力を制御する。原子炉出口温度と設定値の間に偏差が生じた場合には、その偏差信号を演算して原子炉出力制御系に原子炉出口温度制御信号を与える。

d) 原子炉出力制御系

原子炉出力制御系には次の 3つの制御モードを設け、定格原子炉出力の約 30%(暫定)以上の範囲での出力変更過程において原子炉出力制御モード手動選択スイッチにより最適なモードに切り換え、各モードの原子炉出力設定値と出力領域中性子束レベルを所定の偏差内に保つように制御棒の駆動速度を調節して原子炉出力を制御する。

- ① 所定の変化率で原子炉出力設定値を変化させこれに追従するモード
- ② 原子炉出口温度制御系が使用できる場合に原子炉出口温度制御系からの制御信号に追従するモード
- ③ 原子炉出口温度制御系を使用しない場合に原子炉冷却材の流量、原子炉出入口温度差及び比熱の積から演算される原子炉出力設定値に追従するモード

定格原子炉出力の約 30%以下の範囲では制御棒の引き抜き、挿入は手動で行い、定格原子炉出力の約 30%以上の範囲では自動・手動選択スイッチの操作により手動でも行うことができる。

e) 原子炉冷却材圧力制御系

原子炉冷却材圧力制御系は、定格発電機出力の約 30%以上の範囲において、原子炉冷却材圧力が発電機出力設定値から演算される原子炉冷却材圧力設定値に一致するようヘリウムガス供給弁及び排気弁を開閉する。

f) 再生熱交換器低圧側入口温度制御系

再生熱交換器低圧側入口温度制御系は、発電機出力変更時等において、再生熱交換器低圧側入口温度が設定値を超えた場合に再生熱交換器低圧側入口温度制御弁を開として当該部の温度上昇を抑制する。

g) 制御棒引き抜き阻止インターロック

異常の拡大を未然に防ぎ、かつ、原子炉トリップに至る前に自動処置をとるために、制御棒の自動及び手動引き抜き阻止インターロックを設け、以下の条件で作動させる。この設定値は、各々の原子炉トリップ設定値よりも低い値とする。

- ・ 広領域中性子束高 (自動、手動)
- ・ 出力領域中性子束高 (自動、手動)
- ・ 制御棒位置偏差大 (自動、手動)
- ・ 原子炉出口冷却材温度高 (自動、手動)
- ・ 出力領域中性子束 30%以下(自動)

(イ) 基本システム設計方針

プラント制御設備は次の設計方針に基づき設計を行う。

a) 監視・操作性

タービン発電機が 1 原子炉ユニットに 4 台というプラント設備構成に適合し、運転監視・操作の容易化、誤操作防止並びに保守、試験性の向上を図った設備構成とする。

b) 信頼性

プラント制御設備の故障による原子炉誤停止の MTBF 目標を達成するために、故障によって原子炉トリップに至る可能性のある回路を収納する制御装置ユニットについては CPU、関連入出力回路、多重伝送等、主要部分を 2 重化構成とする。

また、制御装置の単一の故障によって「運転時の異常な過渡変化事象」を越える外乱をプラントに与えないように、適切に機能分散を図った構成とする。

c) 環境条件

設置場所における通常時の環境下で所定の機能が果たせるものとする。環境条件としては、温度、圧力、湿度、雰囲気、及び放射線を含む。

耐震クラスは C (実力的には A_s相当) とする。

d) 電源

2 重化された設備には 2 系統の電源から給電する。各系統の電源は、非常用母線からの AC 入力と常用系蓄電池からの DC 入力を有する独立のインバータ電源とする。

設備内部の 2 重化部分に対し電源装置がそれぞれ設けられている場合には、それぞれの電源装置に上記の 2 系統の電源のいずれか一方から給電する。また、2 重化されていない部分 (入出力回路等) については、上記の 2 系統の電源からそれぞれ給電される 2 個の AC/DC 電源装置で DC 電源を作り、それらを突き合わせの後使用するものとする。

e) 耐ノイズ・耐サージ

耐ノイズ、サージについては、電源ラインへのラインフィルタの設置、現場との入出力回路への絶縁増幅回路の設置、及び多重伝送ラインでの伝送データチェック等により、耐ノイズ、サージ性を持たせる設計とする。

f) 安全保護系と制御系の分離

安全保護系と制御系との間で検出器を共用する場合には、絶縁アンプ、リレー、光ファイバ、フォトカプラなどの確証された分離装置を安全保護系に設置し、電気的な分離を図る。安全保護系と制御系の機能的な相互干渉を考慮する必要がある場合には、シグナルセレクト機能を設置する。

g) 4チャンネルシグナルセレクト

IEEE-279 に規定された安全保護系と制御系の相互干渉をなくすため、制御系のパラメータのうち、安全保護系と検出器を共用するパラメータについては、制御系にシグナルセレクト機能を設置する。

シグナルセレクトは、正常と判断したチャンネル信号から 2nd-high 信号（2番目に高い値を示す信号）又は平均値信号を選択して制御用信号とする機能を有するものとする。また、安全保護系からの4チャンネルの信号について、相互比較により異常チャンネルを判別し、偏差が正常値に復帰するまでは信号選択の対象から除外する異常信号排除機能を有するものとする。

チャンネルが除外された場合には、中央制御盤側にその旨表示できるものとする。

h) 制御系専用シグナルセレクト

4チャンネルシグナルセレクトは、本来安全保護系と制御系の間での機能的な相互干渉を排除するために必要とされるものであるが、同時にセンサの異常信号排除により、制御系の信頼性向上にも寄与するものである。安全保護系と検出器を共用しない、プラント稼働性に影響するパラメータについては、制御系専用シグナルセレクトを設置し、信頼性向上を図るものとする。

制御系専用シグナルセレクトは、3つのチャンネル信号から中間値を制御用信号として選択する機能を有するものとする。また、3チャンネルの信号について、相互比較により異常チャンネルを判別する異常信号検知機能を有するものとする。チャンネルが異常と判断された場合には、中央制御盤側にその旨表示できるものとする。

i) 精度、応答性

アナログ信号の精度は入力部、出力部それぞれ規定するものとし、実用的な限り高精度なもの以下とする。なお、デジタル部については、プロセス値は浮動小数点数としてソフトウェア処理されるため入出力部のアナログ処理に比較して精度的には無視しうることから、入出力部の精度のみを考慮する。

サンプリング周期はアナログ制御系と同等の制御性を確保するとともに、監視操作性の観点からの応答性を確保できるものとする。

j) ソフトウェア設計

ソフトウェアについては、高信頼性を確保するため、以下のソフトウェア構成とする。

- ① ソフトウェアは構造化、モジュール化を図る。
- ② 処理の定周期性を保証し、検証の容易性を確保するため、割込、マルチタスク処理をさげシンプルなソフトウェア構成とする。
- ③ 高級言語、シンボル化言語の使用により第3者にも理解容易なソフトウェアとする。
- ④ 基本ソフトウェアについては汎用OSを使用せず、必要最小限の機能とし、基本ソフトウェアについてもホワイトボックス化する。

k) 保守性・試験性

故障発生時の対応を容易にするため、自己診断機能の充実により、設備故障をカードあるいはモジュールレベルで特定できるようにし、診断結果は制御装置盤に表示する。また、設備は極力カード化あるいはモジュール化し、故障部品の交換が容易にできる設計とする。

また、保守ツールにより、ソフトウェアの内容及び動作状態の監視を容易にし保守、試験性の向上を図る。

定検時の要調整箇所として大部分をしめるアナログ入出力回路については、自動校正機能を持たせることにより、作業の省力化を図る。

なお、定検時に監視・制御が必要なものについては、設備グループ単位で保守・点検を行ったとしても必要な監視・制御ができるように、複数設備への並行入力、複数設備からの並行出力を行うものとする。

l) 経済性

設備間の信号伝送は、光多重伝送を原則とし、入出力回路部及び配線物量の低減を図るものとする。将来の拡張性を考慮して、ハードウェア、ソフトウェアに20%以上の余裕を確保する。使用する基本ハードウェア、ソフトウェアは安全保護系設備、その他の計測制御設備のデジタル設備との共通化・標準化を図るものとする。

(ウ) 設備仕様

a) 設備構成

プラント制御設備は以下に示す設備で構成する。基本システム構成を図4.1.2-17に示す。

- ① プラント制御監視盤

② プラント現場制御監視盤

b) プラント制御監視盤

プラント制御監視盤は以下の機能を有する。

- ① 常用系アナログ制御・監視機能
- ② 常用系補機シーケンス制御機能のうち、システムレベルのロジック
- ③ 常用系の放射線監視機能
- ④ 常用系の中性子計装監視機能
- ⑤ 補機振動監視機能

上記の機能を 8 グループに分散させて収納する。

多重化方式としては 2 重化待機方式と 3 重化方式とがあるが、いずれの方式でも設計目標を満足することが可能であることから、経済性・保守性に優れる 2 重化待機方式とする。

CPU 部（多重伝送含む）については、多くの制御・監視機能が集中しており、原子炉トリップに直接関連する機能と、これ以外の機能とを設備上分けることはできないため、全て 2 重構成とする。

入出力カード部については、稼動性に影響のある特定の制御系に係るものと、これ以外とを区分する事は容易である。したがって、監視機能及び稼動性に影響しない制御機能に関連する入出力カードは 1 重構成とする。また、稼動性に影響する制御機能に関連する入出力カードは、原則として 2 重構成とするが、信頼性向上の観点からセンサ、アクチュエータそのものが多重化されている場合には、それぞれに対しては 2 重化しない。

また、設備故障が「運転時の異常な過渡変件事象」の起因事象となる可能性のある設備については、単一の誤動作あるいは誤操作により当該事象の安全評価基準を超えるような事象とならないように考慮する。CPU 部については自己診断率は 100%であるが、共通部があることや、保守性の観点、あるいは負荷的にも複数の分散が必要であること等から制御機能を適切に制御装置ユニットに分散して収納するものとし、次のように分散を図るものとする。

① グループ 1

出力指令装置

② グループ 2

原子炉出口温度制御系

原子炉出力制御系

③ グループ 3

Aタービン出力制御系

A再生熱交換器低圧側入口温度制御弁制御系

- ④ グループ 4
 - Bタービン出力制御系
 - B再生熱交換器低圧側入口温度制御弁制御系
- ⑤ グループ 5
 - Cタービン出力制御系
 - C再生熱交換器低圧側入口温度制御弁制御系
- ⑥ グループ 6
 - Dタービン出力制御系
 - D再生熱交換器低圧側入口温度制御弁制御系
- ⑦ グループ 7
 - 原子炉冷却材圧力制御系
- ⑧ グループ 8
 - 制御棒引き抜き阻止インターロック

なお、設備定検時における対応については、設備定検時も機能維持が必要なパラメータについては複数グループでプロセス入力を多重に取得することにより、1グループの保守中も制御監視機能の維持が可能な構成とする。また、各制御系のグループ分散にあたっては、安全系のトレン毎の保守、系統単位での保守等を考慮して、同一グループに異なるトレンの計測系を収納しない等の配慮を行う。

また、制御信号の無用な伝送遅れや、各グループの保守時における他グループへの影響を避けるため、原則として他グループの演算結果を使用するのは避けるものとする。

c) プラント現場制御監視盤

プラント現場制御監視盤は、常用系補機シーケンス制御機能のうち、補機レベルのロジック機能を分散して収納する。

マイクロコンピュータは待機冗長2重化構成とする。

CPU部（多重伝送含む）については、多くの制御・監視機能が集中しており、原子炉トリップに直接関連する機能と、これ以外の機能とを設備上分けることはできないため、全て2重構成とする。

入出力カード部については、稼動性に影響のある特定のアクチュエータに係るものと、これ以外とを区分することは容易である。したがって、監視機能及び稼動性に影響しないアクチュエータに関連する入出力カードは、1重構成とする。また、稼動性に影響するアクチュエータに関連する入出力カードは、原則として2重構成とするが、信頼性向上の観点からセンサ、アクチュエータそのものが多重化されている場合には、それぞれに対する入出力カードは2重化しない。

(viii) 中央監視設備

(a) 検討方針

運転員体制は中央制御室の運転機能を検討する上で必須の前提条件である。これを次のように設定して検討を行う。

各ユニット	当直長	1名
	運転員	1名

なお、運転員の役割は以下のとおりとする。

① 当直長

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（第12条3号）に規定される運転責任者。プラント状態及び直員の作業状況把握し、直員を指揮、監督するとともに、必要により外部関連施設（緊急時支援所、中央給電司令所ほか）との連絡を行う。

② 運転員

通常時、異常・事故時にわたって原子炉設備、主機設備の監視操作を行う。

また、表 4.1.2-17 に示す指針、規格、基準類に準拠して設計を行うものとする。

(b) 検討

(ア) 基本システム構成

a) 盤構成

中央制御盤に必要な機能を図 4.1.2-18 に示す。

中央制御盤は機能に応じて分割するものとし、ユニット毎に次の盤で構成する。

- ① 運転コンソール
- ② 大型表示盤
- ③ 指令コンソール
- ④ 保守コンソール

運転コンソール、指令コンソール及び保守コンソールは、監視・操作デバイスとして集約表示が可能なフラットディスプレイパネル（FDP）等のビジュアルディスプレイユニット（VDU）を採用し、操作にはタッチオペレーションを適用することにより、在来盤と比べ監視操作範囲を狭め盤面を移動しながら対応操作する必要性を最小限にして、シットダウンオペレーションが可能なコンソールタイプの制御盤とする。

本プラントは、手動運転範囲において原子炉側と4基のタービン・発電機側を同時に運転する必要があることから、運転操作性について運転コンソール、大型表示盤を中心に詳細に検証する必要がある。

b) 運転コンソール

運転コンソールは、従来の主盤及び補助盤の機能に対応した中央制御室でのプラントの運転監視操作の中心とする。

運転コンソールは、一つの原子炉ユニットの起動・停止、異常時・事故時を含む全ての運転対応において、運転員 1 人で運転要領書に記載された監視操作ができるように必要な監視機能、運転操作機能、警報監視機能、運転支援機能を持たせるものとする。

基本的に従来の制御盤に用いていた指示計、ハードスイッチ類を廃し、監視・操作デバイスを集約表示可能な VDU に一本化し、操作にはタッチオペレーションを適用する。安全系の操作は専用のトレン分離された安全系操作用 FDP を設置し、ここで行う。また、安全系の監視用に安全系監視専用のトレン分離した FDP を設置する。更に、この他に警報監視用の VDU 並びに警報シート表示用の VDU を設置する。

安全系に係る基準、ガイドライン等から運転員が即座に対応すべき以下の緊急時のシステムレベル作動スイッチについては専用のハード操作器とする。

- ① 原子炉トリップ
- ② 崩壊熱除去系起動
- ③ タービントリップ
- ④ 格納施設隔離
- ⑤ 格納施設換気系隔離
- ⑥ 中央制御室換気隔離

プラント財産保護の観点から上記に相当するシステムレベルの作動操作器として、以下についてもハード操作器とする。

- ・ 発電機緊急停止：外部故障に対応した発電機負荷開閉器 (GLBS) と界磁遮断機の一括開放操作器。なお、発電機内部故障についてはタービントリップ操作器で対応可能である。また、人間工学的観点よりタッチオペレーションが適当でないといわれる長時間連続的に操作する制御棒挿入／引抜操作器もハード操作器とする。

c) 大型表示盤

各運転員が担当するプラントの全体の主要な情報、特に通常運転時や異常時・事故時に重要となる情報を運転クルー全員がいつでも必要なときに画面リクエスト不要で監視できるように、大型表示盤を設ける。

大型表示盤にプラント全体の主要な情報を常時表示することにより次の機能を達成する。

- ① 各運転員が担当するプラント全体の状況把握の容易化
- ② 運転クルーの共通認識の醸成、チーム行動の支援

大型表示盤は各運転コンソールに対応する形で100インチスクリーン相当の4面構成とし、床からスクリーン部下辺までの高さを、運転コンソール、指令コンソールに着席した人の視線位置でコンソール筐体とスクリーン部が干渉しないように設定する。

d) 指令コンソール

当直長用であり、運転員と同等にプラントの運転状態を監視できるようにするため、運転操作機能以外のプラントの監視機能、警報監視機能、運転支援機能を持たせるものとし、監視用、警報用及び警報シート用VDUを設置する。更に各種通信設備が設置できるスペースを確保するものとする。ハード機器は設置しない。

e) 保守コンソール

定検班員や保修課員が使用するコンソールとして設計する。定検時に中央で行う定検作業に対応するには運転コンソールの監視操作用デバイスでは不足する。また、対応者も運転直以外の定検班員や保修課員となるため運転コンソールでの制御員との錯綜（デバイスの譲り合い、取り合い等）は避けなければならない。

そこで、定検時の定検班、保修課員の作業量に対応した設備を用意し、中央制御室での定検作業が円滑に実施できるようにする。

このため、保守コンソールには、定検作業に限定した範囲でのプラント監視機能、運転操作機能、警報監視機能を持たせ、定検作業を考慮して必要なディスプレイ台数を設置する。

f) 中央制御室配置

各運転員の役割や大型表示盤の見通しを考慮すると、当直長の通常位置となる指令コンソールの前に運転コンソール、更にその前に大型表示盤という順に配置するのが適切である。

そこで、指令コンソールと運転コンソールの距離は当直長と運転員の会話コミュニケーション上の重要な要素となり、また、指令コンソールから大型表示盤までの距離は、当直長が大型表示盤から必要な監視情報を容易に確認できるようにする上で重要である。

指令コンソール～運転コンソール間の距離は当直長と運転員間の特に会話コミュニケーションの成立性から最長でも6.0m以内とし、近い方がよりよいものとして設計する。

運転コンソール～大型表示盤間の距離を設定するための基本的な要素は、当該運転コンソールに対応する大型表示盤の表示部が運転コンソールに着席した運転員の垂直方向及び水平方向の視野に収まることである。これを満足する最短距離は2m程度となるが、大型表示盤から受ける圧迫感などを考慮して4m程度を最

も適切な距離とする。

大型表示盤の視認性だけでなく、当直長の心理面（運転員とのコミュニケーション、クルーとしてプラントの運転への参画感など）を考慮する必要がある。この点では近い方が有利に働くことは自明であるが、これに加えて大型表示盤～運転コンソール～指令コンソール間の距離も考慮する必要がある。大型表示盤の視認性上の最長距離は 12m 程度となるが、8～10m 程度を最適な距離とする。

上記の位置関係を図 4.1.2-19 に、中央制御室の配置概念を図 4.1.2-20 に示す。

(4) 所内交流電源系統概念の検討

(i) 目的

一つの原子炉に 4 台の発電機を持ち、また、発電機の起動を比較的大電力を要するスタティックスタータ方式により行うという従来のプラントとは大きく異なるシステム構成を持つヘリウムガス冷却大型炉に適合する所内交流電源系統の基本構成を設定する

(ii) 検討方針

一つの原子炉に 4 台の発電機、発電機のスタティックスタータ方式という本プラントの特徴及び設備物量、運転性等を考慮して発電機主回路接続方式を含めた所内交流電源系統の構成を検討する。

(iii) 検討

(a) 基本システム設計条件

所内交流電源系統は次の条件に基づき計画を行う。

(ア) 設備基本仕様

- ① 炉 型 : ヘリウムガス冷却 4 ループプラント
- ② 発電機出力 : 310MVA / ループ
- ③ 発電機仕様 : 3 相交流同期発電機、定格電圧 15kV, 定格電流 12kA

(イ) システム要求

2 系列以上の非常用所内電源系統及び非常用発電機を設置すること

(ウ) 基本運用

- ① 起動時は起動用電源により発電機サイリスタ起動回路※を動作させ、発電機を定格回転数まで昇速させる。その後起動回路を解列し、送電回路に併入する(スタティックスタータ方式)。この起動回路の負荷容量は先行実績ベースでは、発電機容量の 10%程度である(ただし、ヘリウムガス冷却大型炉では、発電機がヘリウム雰囲気設置されること、タービン構造が在来プラントのそれと異なることから、起動中のエネルギーロスが不確定であり、これ以上となる可能性もあり得る)。

※ 発電機サイリスタ起動回路

発電機の固定子巻線に交流電流を印加し、同期電動機として回転（起動）させるが、このとき、交流電流を周波数制御できるように、サイリスタ回路を用いる。

② 基本的に 1 台のタービン又は発電機が停止した場合には原子炉をトリップする。

(b) 所内電源系統の基本設計方針

前項の基本システム設計条件に、次に示す軽水炉プラントで考慮している国内外の電気設備に関する指針・基準類及び軽水炉での標準的な設計手法に基づき、以下の基本事項を反映して所内電源系統の基本計画を策定するものとする。

(ア) 外部電源の受電方式

主送電線系統（2 回線）及び予備送電線系統（1 回線）の 2 系統からの受電回路を設ける。

(イ) 所内交流母線構成

所内交流電源系統は、非常用所内交流電源系統と常用交流電源系統より構成する。このうち非常用所内交流電源系統はプラント事故時に単一故障を想定しても、事故の収束、プラントの安全な停止ができるように二重化(2 系統)構成とする。

(ウ) 非常用電源設備

非常用所内電源設備として、非常用発電機(ガスタービン発電機)及び蓄電池を設置する。なお、これらはプラント事故時に単一故障を想定しても、事故の収束、プラントの安全な停止ができるように、それぞれ 2 系列を設けるものとする。

(エ) 設備仕様

所内交流電源系統の構成設備は、経済性を考慮し、軽水炉プラント、一般プラントで実績のある設備(メタクラ高圧電源盤、パワーセンタ低圧電源盤、モータコントロールセンタ低圧電源盤、真空遮断器、配線用遮断器など)の使用を想定する。

(c) 所内交流電源系統の構成

前項までの基本設計条件及び基本設計方針に基づき系統構成を設定する。検討結果としての所内交流電源系統の単線結線図を図 4.1.2-21 に示す。

(ア) 1 原子炉ユニット 4 発電機への対応

4 台の発電機はそれぞれ発電機遮断器(GCB)を介して 1 台の主変圧器に接続する構成とする。今後出力上昇時の発電機相互間の横流対策等を検討する必要がある。

(イ) 発電機サイリスタ起動装置への対応

発電機のスタティックスタータ方式採用に伴い必要になる発電機サイリスタ起動装置は、詳細設計により確認する必要があるが容量は最大で従来実績である発電機容量の 10%を上回ることも考えられる。従来の軽水炉プラントではプラントの起動に必要な補機類は合計でも発電機容量のせいぜい 5%未満であることから、従来軽水炉プラントでの電源供給方式をそのまま踏襲することは難しいと考えられ、当該装

置の運用に最適な電源構成を選定する必要がある。

この発電機起動方式を勘案した所内交流電源系統の構成としては次の案が考えられる。

【ケース 1】

○外部電源の受電方式

主変圧器、所内変圧器及び予備変圧器

○発電機の系統への接続

GCB(発電機遮断機)で接続

○主要変圧器

主変圧器、所内変圧器、予備変圧器がそれぞれ 1 台

○所内母線構成

非常用母線×2、常用母線×1、起動装置母線×1

○起動方法

主変圧器、所内変圧器、起動装置母線を介して発電機サイリスタ起動装置より発電機に電源を供給する。発電機が定格回転数に達した後、発電機サイリスタ起動装置を解列し、GCB を接続して発電する。

【ケース 2】

○外部電源の受電方式

主変圧器、所内変圧器及び予備変圧器

○発電機の系統への接続

GCB(発電機遮断機)で接続

○主要変圧器

主変圧器、所内変圧器、予備変圧器、起動回路変圧器がそれぞれ 1 台

○所内母線構成

非常用母線×2、常用母線×1

○起動方法

主変圧器、起動回路変圧器を介して発電機サイリスタ起動装置より発電機に電源を供給する。発電機が定格回転数に達した後、発電機サイリスタ起動装置を解列し、GCB を接続して発電する。

上記二つのケースの相違は、発電機サイリスタ起動装置を所内高圧母線(所内変圧器)より給電するか、専用の起動回路変圧器より給電するかにある。

このうち前者は高圧変圧器を 1 台少なくできるが、発電機サイリスタ起動装置の容量が大きい場合には、所内変圧器が大容量となるか、又は、変圧器インピーダンス及び遮断器の遮断容量との整合の観点より成立しない可能性も有る。

一方、後者では発電機サイリスタ起動装置専用の起動回路変圧器より給電するので前者のような所内交流電源設備全体としての制約を特には受けない。

両方式の特徴を表 4.1.2-18 にまとめる。なお、表 4.1.2-18 においては発電機サイリスタ起動装置を 1 台としている。発電機サイリスタ起動装置を 1 台とするには発電機の順次起動（最初の 1 台目が定格回転数に上昇後、順次、2 台目以降を起動する）が前提になる。これについてプラント系統側の成立性検討が必要である。

現時点では物量削減の観点から専用の起動回路変圧器を設けない方式を暫定するものとする。

今後、プラントの負荷設備(含む発電機サイリスタ起動装置)の仕様明確化、原子炉、タービン及び発電機間相互のトリップインターロック及び定検時を含む母線運用方針の設定などに伴い、各種変圧器の基本仕様及び成立性評価、母線容量・分散数の設定等と併せて見直しを行う必要がある。

(ウ) まとめ

一つの原子炉に 4 台の発電機、発電機のスタティックスタータ方式という本プラントの特徴及び設備物量、運転性等を考慮して発電機主回路接続方式を含めた所内交流電源系統の構成を設定した。

今後、プラント起動停止手順との整合検討、プラントの負荷設備の仕様明確化等に伴う見直しが必要である。

(5) まとめ

主要な計装設備の具体化検討を行った。検討結果は以下のとおり。

- ① 原子炉トリップ信号用計装設備について、原子炉トリップ信号を選定した。中性子検出器の仕様を設定し、原子炉容器外側・炉心側部に設置する方式で検討した。原子炉トリップ信号検出器について、もんじゅ、HTTR などの先行炉の実績に基づき概略仕様、開発要否などを検討した結果、中性子検出器（核分裂計数管電離箱、ガンマ線補償型電離箱）、原子炉冷却材流量計は要開発の可能性があることがわかった。

原子炉トリップ信号のインターロックの考え方としては、安全性及び稼働率向上の観点から 2 out of 4 を採用することとした。

- ② 工学的安全施設作動信号用計装設備については、工学的安全施設作動信号を選定し、先行炉の実績に基づき、検出器の概略仕様、開発要否などを検討した。工学的安全系検出器については、軽水炉、HTTR の適用品が使用でき、要開発項目は無いという見通しを得た。

工学的安全施設作動信号のインターロックの考え方としては、原子炉トリップ信号と同様に 2 out of 4 を採用することとした。

- ③ 主要な事故時監視計装設備については、事故時監視計装項目を選定し、主要な検出

器の概略仕様、開発要否などを検討した。事故時監視計装検出器については、HTTR 適用品、FBR 実証炉用開発品が使用出来、要開発項目は無いという見通しを得た。

- ④ 主要なプロセス計装設備については、ヘリウムガス冷却炉特有と考えられる破損燃料位置検出装置、ヘリウムガス漏えい検出装置、ガスタービン計装設備の概略仕様、構造概念を検討した。
 - ・ 破損燃料位置検出装置では、 SHIPPING 装置を設置して個々の燃料集合体頂部から冷却材ガスを吸引して FP 検出器に導き、燃料破損により放出される特有の FP 核種の存在の有無を判定することにより破損燃料の位置を同定する方式を検討した。
 - ・ ヘリウムガス漏えい検出装置では、LBB 概念の適用を念頭におき検討を行い、アクティブ法であれば本プラントに適用出来る可能性があるという見通しを得た。
 - ・ ガスタービン計装設備では、主要な検出器の概略仕様、開発要否などを検討し、要開発項目は無いという見通しを得た。
- ⑤ 原子炉計装設備及びプロセス計装設備の盤構成については、原子炉計装設備及びプロセス計装設備の系統分離を考慮した盤構成概念を検討した。
- ⑥ 安全保護設備については、安全保護系設備の系統分離及び機能分離を考慮した設備構成概念を設定し、基本システム構成を検討した。
- ⑦ プラント制御設備については、プラント制御系の構成概念を設定するとともに、安全評価との整合を考慮した機能分割構成の設備構成概念を検討した。
- ⑧ 中央監視設備については、中央監視設備の機能分離を考慮した設備概念を検討した。また、中央制御室の盤配置概念などについて検討した。
- ⑨ 所内交流電源系統概念の検討については、一つの原子炉に 4 台の発電機、発電機のスタティックスタータ方式という本プラントの特徴及び設備物量、運転性等を考慮して発電機主回路接続方式を含めた所内交流電源系統の構成を設定した。

表 4.1.2-1 期待される異常検出パラメータ

出典：被覆粒子型窒化物燃料ヘリウム大型高速炉の確率論的安全評価

国内事象候補のまとめ			緊急措置	期待される異常検出パラメータ	想定する異常検出パラメータ	
1	MLD01_01	正の反応度挿入 (直接要因)	IE01 原子炉出力自動制御中の自動誤引き抜き IE02 原子炉出力手動制御中の手動誤引き抜き	必要	<ul style="list-style-type: none"> -出力領域中性子束高 -広域中性子束高 -原子炉冷却材炉心出口温度高(事象が緩慢な場合) -タービン回転数高(事象が緩慢な場合) -タービン出力高(事象が緩慢な場合) 	(a) 出力領域中性子束高 広域中性子束高
2	MLD02_01	負の反応度挿入 (直接要因)	IE03 原子炉出力自動制御中の自動誤挿入 IE04 原子炉出力手動制御中の手動誤挿入 IE05 原子炉制御棒の炉心への落下	不要	<ul style="list-style-type: none"> (-原子炉緊急停止の必要なし) -タービン緊急停止の必要なし) 	(b) -
3	MLD03_02	タービン負荷喪失 (発電機側)	IE06 タービン・発電機間軸破断 IE07 発電機・開閉所間での異常 IE08 送電線事故	必要	<ul style="list-style-type: none"> -タービン回転数高 (IE06の場合は発電機回転数低) -原子炉冷却材温度高 (タービン出口から原子炉炉心出口までの任意の領域) 	(c) タービントリップへ必ず移行するものと想定し、 IE17と同様のパラメータを想定した。 タービンバイパス弁開 タービン出入口圧力差低 (コンプレッサ出入口圧力差低) 原子炉冷却材炉心出口温度高
4	MLD04_01	炉心バイパス流 の形成	IE09 補助冷却設備逆流防止フラップ破損/開 IE10 原子炉出口配管 (内管) 破損 IE11 炉心領域流路閉塞	必要	-原子炉冷却材炉心出口温度 (炉心領域別の温度) 高	(d) 原子炉冷却材炉心出口温度高
5	MLD04_02	タービン負荷喪失 (コンプレッサ側)	IE12 高圧コンプレッサ-低圧コンプレッサ間軸破断 IE13 高圧コンプレッサ-タービン間軸破断	必要	<ul style="list-style-type: none"> -コンプレッサ出入口圧力差低 -タービン出入口圧力差低 -原子炉冷却材流量減少 (任意の領域) -原子炉冷却材炉心出口温度高 	(e) コンプレッサ出入口圧力差低 原子炉冷却材炉心出口温度高
6	MLD04_03	タービン負荷増大	IE14 タービン回転軸または軸受け異常 IE15 発電機制御異常 (負荷増大)	必要	<ul style="list-style-type: none"> -発電機-タービン-コンプレッサ回転数低 -コンプレッサ出入口圧力差低 -タービン出入口圧力差低 -原子炉冷却材流量減少 (任意の領域) -原子炉冷却材炉心出口温度高 	
7	MLD04_04	タービン出入口 圧力差減少	IE17 タービントリップ	必要	<ul style="list-style-type: none"> -タービンバイパス弁開 -タービン出入口圧力差低 -コンプレッサ出入口圧力差低 -発電機-タービン-コンプレッサ回転数低 -原子炉冷却材流量減少 (炉心領域-任意の領域) -原子炉冷却材炉心出口温度高 	(c) タービンバイパス弁開 タービン出入口圧力差低 (コンプレッサ出入口圧力差低) 原子炉冷却材炉心出口温度高
			IE16 動力変換容器内の高圧-低圧間バウンダリ破損 IE18 タービンバイパス弁誤開	必要	<ul style="list-style-type: none"> -タービン出入口圧力差低 -コンプレッサ出入口圧力差低 -発電機-タービン-コンプレッサ回転数低 -原子炉冷却材流量減少 (炉心領域-任意の領域) -原子炉冷却材炉心出口温度高 	(e) コンプレッサ出入口圧力差低 原子炉冷却材炉心出口温度高
8	MLD05_03	前置/中間冷却器 除熱能力喪失	IE19前置/中間冷却器伝熱性能低下 IE20冷却水系除熱機能喪失	必要	<ul style="list-style-type: none"> -原子炉冷却材温度高 (再生熱交換器低圧部から原子炉炉心出口まで) -コンプレッサ出入口圧力差低 	(d) 原子炉冷却材炉心出口温度高
9	MLD05_02	原子炉出入口間 熱移行増大	IE21 原子炉出口配管 (内管) 断熱機能低下	必要	<ul style="list-style-type: none"> -原子炉冷却材炉心入口温度高 -原子炉冷却材炉心出口温度高 	
10	MLD06_02	前置/中間冷却器 過冷却	IE22 冷却水系過冷却	不要	<ul style="list-style-type: none"> (-原子炉緊急停止の必要なし) -過速度防止の観点でのタービン緊急停止の必要性については要検討) 	(b) -
11	MLD06_03	原子炉入口配管 熱損失増大	IE23 原子炉入口配管断熱機能低下 IE24 再生熱交換器伝熱性能低下、熱損失増大	不要	<ul style="list-style-type: none"> (-原子炉緊急停止の必要なし) -タービン緊急停止の必要なし) 	
12	MLD07_01	原子炉冷却材 インベントリ増大	IE25 ヘリウム貯蔵・供給設備制御失敗 (誤供給)	必要	<ul style="list-style-type: none"> -原子炉冷却材炉心入口圧力低 -原子炉冷却材炉心出口温度高 -タービン出力低下 -原子炉冷却材流量減少 (任意の領域) 	(f) 原子炉冷却材炉心入口圧力低 原子炉冷却材炉心出口温度高
13	MLD08_01	原子炉冷却材 インベントリ減少	IE26 ヘリウム貯蔵・供給設備制御失敗 (誤回収) IE27 原子炉圧力容器 (主配管を除く) からの漏洩 IE29 補助炉心冷却系DIX伝熱管からの漏洩 IE30 動力変換容器からの漏洩 IE31 前置冷却器伝熱管からの漏洩 IE32 中間冷却器伝熱管からの漏洩 IE34 ヘリウム純化設備からの漏洩 IE35 ヘリウム貯蔵・供給設備からの漏洩	必要	<ul style="list-style-type: none"> -外管内雰囲気圧力高 -外管内雰囲気温度高 -外管破損時:原子炉冷却材炉心入口圧力低 -外管破損時:原子炉冷却材炉心出口温度高 -外管破損時:タービン出力低下 -外管破損時:原子炉冷却材流量減少 (任意の領域) 	(g) 外管内雰囲気圧力高 外管内雰囲気温度高
			IE28 原子炉容器入口配管からの漏洩 IE33 タービンバイパスライン配管からの漏洩	必要	<ul style="list-style-type: none"> -外管内雰囲気圧力高 -外管内雰囲気温度高 -外管破損時:原子炉冷却材炉心入口圧力低 -外管破損時:原子炉冷却材炉心出口温度高 -外管破損時:タービン出力低下 -外管破損時:原子炉冷却材流量減少 (任意の領域) 	

表 4.1.2-2 原子炉トリップ信号の保護対象事象への対応（暫定）（1/2）

事象区別	保護対象事象（代表）	有効と予想される主な原子炉トリップ信号		備考
		ガス冷却FBR	HTRR	
運転時の異常な過渡変化	未臨界からの制御棒1本引抜	<ul style="list-style-type: none"> 線源領域中性子束高 広域中性子束高(低設定) 出力領域中性子束高(低設定) 	<ul style="list-style-type: none"> 広域中性子束高 出力領域中性子束高(低設定) 	制御棒運用の柔軟性を考慮し起動領域では制御棒位置偏差大をブロックすることを想定
	出力運転中の制御棒1本引抜	<ul style="list-style-type: none"> 広域中性子束高(低設定) 出力領域中性子束高(高設定) 制御棒位置偏差大 原子炉出口冷却材温度高 原子炉冷却材圧力高 	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束高(高設定) 制御棒位置偏差大 原子炉出口冷却材温度高 	
	出力運転中の制御棒シーケンシャル引抜	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束高(高設定) 原子炉出口冷却材温度高 原子炉冷却材圧力高 	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束高(高設定) 原子炉出口冷却材温度高 1次冷却材・加圧水差圧高 1次・2次ヘリウム差圧大 	
	制御棒位置不整合	制御棒位置偏差大	制御棒位置偏差大	制御棒の駆動軸と一体になった落下を含む
	制御棒（単体）の落下	—	—	誤落下の結果、原子炉出口温度制御系の出口温度回復動作により生じ得る出力分布異常拡大、局所出力上昇が許容できない場合、出力領域中性子束変化率（減少率）大を設置
	原子炉冷却材圧力制御異常（加圧）	—	—	ヘリウム貯蔵・供給設備の故障では保護を要する程の高圧にはならないものと想定
	原子炉冷却材圧力制御異常（減圧）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量低 原子炉出口冷却材温度高 補助炉心冷却器冷却水・原子炉冷却材差圧低 前置／中間冷却器冷却水・原子炉冷却材差圧低 原子炉冷却材圧力低 	<ul style="list-style-type: none"> 中間熱交換器出口1次冷却材流量低 1次加圧水冷却器ヘリウム流量低 1次冷却材・加圧水差圧低 1次・2次ヘリウム差圧大 	流量計測における圧力補正が圧力低下事象に対して機能
	タービン負荷喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉入口冷却材温度高 タービントリップ（タービンバイパス弁開） 	—	送電線故障、開閉所故障、発電機トリップを含む。タービントリップインターロックが作動してタービンバイパス弁が開になり、タービントリップ信号が発信。
	タービン負荷増大	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量低 タービントリップ（タービンバイパス弁開） 	—	タービン、発電機、高圧、低圧圧縮機回転軸又は軸受け異常、発電機制御異常（負荷増大）を含む。タービントリップインターロックが作動する場合、タービントリップ信号が発信。
	前置／中間冷却器除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉入口冷却材温度高 原子炉出口冷却材温度高 原子炉冷却材圧力高 	—	原子炉入口温度を上昇させる事象を含む。
	前置／中間冷却器過冷却	出力領域中性子束高(高設定)	—	原子炉入口温度を低下させる事象を含む。原子炉入口温度低下→反応度挿入→出力領域中性子束高を想定。
	タービンバイパス弁誤開	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量低 タービントリップ（タービンバイパス弁開） 原子炉冷却材流量低 	—	
	地震(S1)	地震加速度大（水平方向、垂直方向）	地震加速度大（水平方向、垂直方向）	

表 4.1.2-2 原子炉トリップ信号の保護対象事象への対応（暫定）（2/2）

事象区別	保護対象事象（代表）	ガス冷却 FBR	HTR	備 考
		主たる原子炉トリップ信号		
事 故	未臨界からの制御棒 1 本急速引抜	<ul style="list-style-type: none"> 線源領域中性子束高 広域中性子束高(低設定) 出力領域中性子束高(低設定) 	<ul style="list-style-type: none"> 広域中性子束高 出力領域中性子束高(低設定) 	制御棒運用の柔軟性を考慮し起動領域では制御棒位置偏差大をブロックすることを想定
	出力運転中の制御棒 1 本急速引抜	<ul style="list-style-type: none"> 広域中性子束高(高設定) 出力領域中性子束高(高設定) 制御棒位置偏差大 	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束高(高設定) 制御棒位置偏差大 	
	出力運転中の制御棒シーケンシャル急速引抜	出力領域中性子束高	出力領域中性子束高	
	炉心領域流路閉塞	1 次冷却材放射能高	1 次冷却材放射能高	燃料破損による 1 次冷却材放射能レベル上昇を想定
	原子炉出口配管（内管）破損	炉心差圧低	炉心差圧低	
	補助炉心冷却器グラビティダンパ破損	炉心差圧低	—	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ（補助炉心冷却器、前置／中間冷却器伝熱管を除く）破損	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量低 原子炉格納容器隔離信号 	<ul style="list-style-type: none"> 中間熱交換器出口 1 次冷却材流量低 1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低 1 次冷却材・加圧水差圧低 原子炉格納容器隔離信号 	流量計測における圧力補正が圧力低下に対して機能。 HTR 1 次冷却材・加圧水差圧低は、原子炉冷却材圧力バウンダリ（伝熱管）破損対応と共に、1 次系への水分流入阻止機能を持つ。
	補助炉心冷却器伝熱管破損	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材・補助炉心冷却器冷却水差圧低 	—	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損対応と共に、1 次系への水分流入阻止機能を持つ。
	前置／中間冷却器伝熱管破損	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材・前置／中間冷却器冷却水差圧低 	—	原子炉冷却材圧力バウンダリ破損対応と共に、1 次系への水分流入阻止機能を持つ。
	低圧／高圧圧縮機軸破断	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉入口冷却材温度高 タービントリップ (タービンバイパス弁開) 	—	
	タービン、発電機、低圧／高圧圧縮機軸受故障	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材流量低 タービントリップ (タービンバイパス弁開) 	—	
	地震(S2)	地震加速度大 (水平方向、垂直方向)	地震加速度大 (水平方向、垂直方向)	

表 4.1.2-3 原子炉トリップ信号の代表的な事象への対応 (1/2)

原子炉トリップ信号	主炉冷却系													後備炉停止系											
	線源領域中性子束高	出力領域中性子束高(低設定)	出力領域中性子束高(高設定)	制御棒位置偏差大	原子炉出口冷却材温度高	原子炉冷却材放射能高	炉心差圧低	原子炉冷却材流量低	原子炉入口冷却材温度高	冷却水差圧低	原子炉冷却材・補助炉心冷却器冷却水差圧低	タービンバイパス弁開	地震加速度大(水平方向)	地震加速度大(垂直方向)	原子炉格納容器隔離	手動	広域中性子束高(低設定)	広域中性子束高(高設定)	制御棒位置偏差大	原子炉冷却材圧力低	原子炉冷却材圧力高	地震加速度大(水平方向)	地震加速度大(垂直方向)	手動	
運転時の異常な過渡変化																									
未臨界からの制御棒1本引抜	○	◎															◎								
出力運転中の制御棒1本引抜			○	◎	○													○	◎		○				
出力運転中の制御棒シーケンシャル引抜			◎		○													◎		○					
制御棒位置不整合				◎															◎						
原子炉冷却材圧力制御異常(減圧)					○			◎		○	○									◎					
タービン負荷喪失 (発電機、開閉所、外部電源側故障)									◎				○								◎				
タービン負荷増大					○			◎					○								◎				
前置/中間冷却器除熱機能喪失					○				◎												◎				
前置/中間冷却器過冷却			◎																						
タービントリップ								◎					○								◎				
タービンバイパス弁誤開								◎					○								◎				
地震(S1)													◎	◎								◎	◎		

表 4.1.2-3 原子炉トリップ信号の代表的な事象への対応 (2/2)

原子炉トリップ信号	主炉冷却系											後備炉停止系													
	線源領域中性子束高	出力領域中性子束高(低設定)	出力領域中性子束高(高設定)	制御棒位置偏差大	原子炉出口冷却材温度高	原子炉冷却材放射能高	炉心差圧低	原子炉冷却材流量低	原子炉入口冷却材温度高	原子炉冷却水差圧低	原子炉冷却材・前置／中間冷却器冷却水差圧低	タービンバイパス弁開	地震加速度大(水平方向)	地震加速度大(垂直方向)	原子炉格納容器隔離	手動	広域中性子束高(低設定)	広域中性子束高(高設定)	制御棒位置偏差大	原子炉冷却材圧力低	原子炉冷却材圧力高	地震加速度大(水平方向)	地震加速度大(垂直方向)	手動	
運転時の異常な過渡変化																									
未臨界からの制御棒1本急速引抜	○	◎																							
出力運転中の制御棒1本急速引抜			○ ◎																						
出力運転中の制御棒急速シケナル引抜			◎																						
炉心領域流路閉塞						◎ *1																			
原子炉出口配管(内管)破損						◎																			
補助冷却設備逆流防止フラップ破損						◎																			
原子炉冷却材圧力バウンダリ破損							◎								○										
補助炉心冷却器伝熱管破損										◎					○										
前置／中間冷却器伝熱管破損										◎					○										
低圧／高圧圧縮機軸破断									◎					○											
タービン、発電機、低圧／高圧圧縮機軸受故障								◎						○											
地震(S2)													◎ ◎										◎ ◎		

*1: 燃料破損が生じた場合

表 4.1.2-4 中性子計装設備の基本設計条件

項 目	基 本 設 計 条 件
多 様 性 独 立 性	事象Ⅱの出力運転時の制御棒1本誤引抜きを除く(制御棒1本引抜きには主炉停止系作動設備及び後備炉停止系作動設備共に制御棒位置偏差大で対応する方針とする)出力上昇事象を評価基準内に終息させることのできる機能を有する相互に独立、かつ多様な中性子計装設備を2系統設ける。
多 重 性	安全保護系に属する各中性子計装設備はそれぞれ相互に独立な4チャンネルで構成する。
計 測 範 囲	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子計装設備全体として適切に機能分担し、原子炉停止中、起動／停止過程、通常出力運転中、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に予想される中性子束レベルの変動範囲を計測できるものとする。計測範囲の下限は、最も中性子束レベルの小さくなる第1サイクル起動時において、米国Regulatory Guide 1.68を準用し、SN比(注)2以上をもって少なくとも計数率:0.5cps以上得られるものとする。 (注) 信号成分は、起動用中性子源及び燃料集合体からのダイレクト分並びに増倍分、ノイズ成分は、光中性子、原子炉压力容器内で出し入れ過程にある燃料集合体からの中性子、宇宙線及び電氣的ノイズである。 ・ 安全保護機能の多様性を要求される事象に対して保護動作を開始するために必要な変動範囲については、該当する2系統の中性子計装設備共に計測できるものとする。
直線性、再現性 及びガンマ線の 影 響	原子炉の運転性及び安全性を確保できるものとする。
耐 環 境 性	通常時の環境に耐え、かつ、原子炉停止系作動設備としての機能を完遂するまでの環境に耐えるものとする。更に、事故時監視計装設備に該当する部分については、原子炉の停止状態の監視機能を完遂するまでの環境に耐えるものとする。

表 4.1.2-5 検出器設置候補場所における放射線レベル

設置候補場所	U235 (n, f) 等価熱中性子 (n/cm ² ·s)	B10 (n, α) 等価熱中性子 (n/cm ² ·s)	ガンマ線 (R/h)
原子炉压力容器内 炉心槽側部	8×10^6	—	4×10^5
原子炉压力容器外 側部	8×10^7	8×10^7	4×10^3

注：

- 有感物質 U235 (n, f) を有する核分裂計数管電離箱を原子炉压力容器内・炉心槽側部又は原子炉压力容器外・側部、有感物質 B10 (n, α) を有するガンマ線補償型電離箱を原子炉压力容器外・側部に設置することを想定。
- 等価熱中性子には分布図に示される値に検出器案内管の存在に関する補正ファクタ：0.85 を考慮。

表 4.1.2-6 出力領域検出器の開発仕様

項 目	要 求 仕 様	根 拠 等
検 出 器 型 式	ガンマ線補償型電離箱	核分裂計数管・電離箱とは原理の異なるもので主に黒鉛反射体によるガンマ線の影響を排除でき、かつ、出力領域に使用できる検出器とする。
計 測 範 囲	定格原子炉出力の約1～125%	下限値は可能な限り0近傍、計測範囲上限は少なくとも出力領域中性子束高（高設定）設定値までとする。 上限を例えば定格原子炉出力の200%にしないで出力領域中性子束高（高設定）設定値とするのは、計測上限を必要最小限として計測精度を高く維持するためである。
中 性 子 感 度	9×10^{-14} A/nv	出力領域系に用いるガンマ線補償型電離箱の感度面での一つの開発限界である。
直線及び再現性 (含、ガンマ線の影響)	定格原子炉出力の±1.5%以下	原子炉の安全が確保できるよう、ハードウェアの性能の限界値とする。 ただし、ガンマ線の影響が無視できること(ガンマ線による電流と中性子による電流の比が0.1%以内)であること。また、定格原子炉出力時の中性子束による電流が1 μ A以上得られることを条件とする。
温度条件、寿命	65 $^{\circ}$ C、4年	温度条件には、コンクリートの設計温度を適用する。寿命は運転費抑制、廃棄物発生量抑制を狙い、実現可能な上限と考えられる4年とする。

(注) 検出器は、原子炉圧力容器側部に、案内管の中に入れて状態で設置するものとする。

表 4.1.2-7 広域検出器の開発仕様

項 目	要 求 仕 様	根 拠 等
検 出 器 型 式	核分裂計数管・電離箱	10桁の計測範囲を持ち、かつ、出力領域に使用できる検出器とする。
計 測 範 囲	定格原子炉出力の約 10^{-8} ~125%	可能ならば第1サイクル起動時から少なくとも広域中性子束高（高設定）設定値まで計測できるようにする。 ただし、定格原子炉出力の 10^{-8} 出力時の中性子レベルがSN比2以上で1nv以上確保できることを条件とする。 計測範囲上限を例えば定格原子炉出力の200%にしないで広域中性子束高（高設定）設定値とするのは、計測上限値を必要最小限の値として計測精度を高く維持するためである。
パルスモード 中 性 子 感 度	0.5 cps/nv	広域系に用いる高温用核分裂計数管・電離箱の感度面での一つの開発限界である。
電流モード直線及び再現性 (含、ガンマ線の影響)	定格原子炉出力の±4%以下（但し、定格原子炉出力の近傍）	原子炉の安全が確保できるよう、ハードウェアの性能の限界値とする。 ただし、ガンマ線による電流と中性子による電流の比は2%以内であることを条件とする。
温度条件、寿命	通常時 ：590℃、4年間 事故時 ：650℃、24時間	温度条件は暫定する。 寿命は運転費抑制、廃棄物発生量抑制、共通要因故障への耐性強化を狙い、実現可能な上限と考えられる4年とする。 事故時の使命期間は「短期」とする。

(注) 検出器は、原子炉圧力容器側部に、案内管の中に入れて状態で設置するものとする。

表 4.1.2-8 線源領域検出器の仕様

項目	要求仕様	根拠等
検出器型式	BF3比例計数管 又は B10比例計数管	次の条件を全て満足する検出器とする。 現状ではBF3、B10の双方とも可能性がある。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 10^2 R/h程度のガンマ線下で使用可能。 ・ 10cps/nv程度以上の感度を持つ。 ・ 6デカード程度以上の計測範囲を持つ。 ・ 広域中性子計装設備と3デカードのオーバーラップを持つ。 ・ 短期的に150℃程度の雰囲気で使用できる。
計測範囲	約 10^{-1} ～ 10^5 cps	標準的なハードウェアの性能の限界値とする。 最低限、広域中性子計装設備の計測下限値と適切にオーバーラップすることが必要である。
パルス 中性子感度	10cps/nv以上	第1サイクル起動時に少なくとも0.5cps、できればSN比2以上という条件を考慮して、もんじゅの実績から計数率2cps程度を得ることができるものとする。
温度条件、寿命	通常時： 65℃、4年 事故時： 150℃、24時間	通常時の温度条件には、コンクリートの設計温度を適用する。期間は運転費抑制、廃棄物発生量抑制を狙い、4年とする。 事故時の温度条件にはもんじゅの仕様を暫定する。事故時の使命期間は「短期」とする。

(注) 検出器は、原子炉圧力容器側部に、案内管の中に入れて状態で設置するものとする。

表 4.1.2-9 原子炉トリップ信号検出器の暫定仕様

信号名称	検出器				備考
	タイプ	数量	取付場所	開発	
線源領域中性子束高	BF3 比例計数管	4	原子炉压力容器・側部	不要	もんじゅ適用品が使用できるものと想定
広域中性子束高 ・低設定 ・高設定	核分裂計数管電離箱	4	原子炉压力容器・側部	要	炉心長寿命化に対応して特に長寿命化を狙いとした改良開発が望まれる。「計装技術の改良開発」において見通しが得られている。
出力領域中性子束高 ・低設定 ・高設定	ガンマ線補償型電離箱	4	原子炉压力容器・側部	要	炉心長寿命化に対応して特に長寿命化を狙いとした改良開発が望まれる。「計装技術の改良開発」において見通しが得られている。
制御棒位置偏差大	電磁ピックアップ／エンコーダ	4×30 ×2 炉停止系	制御棒駆動装置内	不要	主炉停止系、後備炉停止系間で多様性を持つものとする。HTTR 適用品及び実証炉向け開発品が使用できるものと想定。
原子炉冷却材放射能高	電離箱	4	原子炉格納容器内、原子炉冷却材純化系	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
炉心差圧低	差圧伝送器	4	導圧管開口部：原子炉压力容器内、炉心入口及び出口 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
原子炉冷却材流量低	オリフィス、差圧伝送器、圧力伝送器、K熱電対	4×4 ループ	オリフィス、K熱電対、導圧管開口部： 動力変換容器内再生熱交換器高圧側出口リングヘッド出口配管 差圧伝送器、圧力伝送器：原子炉格納容器内	要	前後の直管長さを十分確保できない場合、実流校正が必要。極端に前後の直管長さが短い場合には偏流を抑制するために配管内に整流板を設置する必要がある。
原子炉冷却材圧力高／低	圧力伝送器	4	導圧管開口部：原子炉压力容器内 圧力伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
原子炉出口冷却材温度高	K熱電対	4×4 ループ	原子炉出口配管（内管）	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
原子炉入口冷却材温度高	K熱電対	(4×4 ループ)	動力容器内再生熱交換器高圧側出口リングヘッド出口配管	不要	原子炉冷却材流量温度補正信号用と共用を想定
原子炉冷却材・補助炉心冷却器冷却水差圧低	差圧伝送器	4×4	導圧管開口部：原子炉压力容器内及び補助炉心冷却器冷却水配管内 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
原子炉冷却材・前置冷却器冷却水差圧低	差圧伝送器	4	導圧管開口部：動力容器内及び前置冷却器冷却水配管内 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
原子炉冷却材・中間冷却器冷却水差圧低	差圧伝送器	4	導圧管開口部：動力容器内及び中間冷却器冷却水配管内 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
タービンバイパス弁開	リミットスイッチ	4	タービンバイパス弁	不要	HTTR 原子炉格納容器隔離弁適用品が使用できるものと想定
地震加速度大 ・水平方向 ・垂直方向	制御用地震計	4×2 方向×2 炉停止系	補助建物内	不要	主炉停止系及び後備炉停止系に設置。軽水炉適用品が使用できるものと想定。
手動	(操作スイッチ)	2×2 組×2 炉停止系	中央制御盤（2カ所に2個ずつ設置）	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。操作スイッチ1個で4チャンネルを構成。

表 4.1.2-10 工学的安全施設作動信号 (暫定)

作動信号名称	工学的安全施設作動信号		備 考
	ガス冷却 FBR	HTTR	
補助炉心冷却設備起動	主炉停止系原子炉トリップしゃ断器開	原子炉トリップしゃ断器開	
	後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器開		
	手動起動	手動起動	
原子炉格納容器隔離	原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器内圧力高	HTTR では左記の他に次の信号がある。 ・ 1次冷却材・加圧水差圧低 ・ 1次ヘリウム純化設備流量高 ・ サービスエリア放射能高
	原子炉格納容器放射線量率高	原子炉格納容器内放射能高	
	手動隔離	手動隔離	
補助炉心冷却器冷却水隔離 (冷却水系 A、B、C、D それぞれ に対応)	補助炉心冷却器冷却水・原子炉冷却水差圧低	1次冷却材・加圧水差圧低	
	手動隔離	手動隔離	
前置／中間冷却器冷却水隔離	前置冷却器冷却水・原子炉冷却水差圧低	該当なし	
	中間冷却器冷却水・原子炉冷却水差圧低		
	手動隔離		

表 4.1.2-11 工学的安全施設作動信号検出器の概略仕様

種類	信号名称	検出器			備考	
		タイプ	数量	取付場所		
設備起動 補助炉心冷却	主炉停止系原子炉トリップしゃ断器開	気中しゃ断器補助接点	1/しゃ断器	主炉停止系原子炉トリップしゃ断器盤内	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。
	後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器開	気中しゃ断器(電磁接触器)補助接点	1/しゃ断器	後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器盤内	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。
	手動起動	操作スイッチ	2×2	中央制御盤(1カ所に4個(2 out of 2×2)設置)	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。操作スイッチ1個で4トンを構成。
隔離 原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力高	差圧伝送器	4	原子炉格納容器外、原子炉格納容器近傍	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。
	原子炉格納容器エリア放射線量率高	GM管	4	原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定
	手動隔離	操作スイッチ	2×2	中央制御盤(1カ所に4個(2 out of 2×2)設置)	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。操作スイッチ1個で4トンを構成。
水隔離 補助冷却器冷却	補助冷却器冷却水・原子炉冷却材差圧低	差圧伝送器	4/冷却器	導圧管開口部：原子炉圧力容器内及び補助炉心冷却器出口冷却水配管 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。
	手動隔離	操作スイッチ	2×2×4	中央制御盤(1カ所に4個(2 out of 2×2)設置)	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。操作スイッチ1個で4トンを構成。
器前置 冷却水隔離	前置/中間冷却器冷却水・原子炉冷却材差圧低	差圧伝送器	4/冷却器	導圧管開口部：動力変換容器内及び前置/中間冷却器出口冷却水配管 差圧伝送器：原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。
	手動隔離	操作スイッチ	2×2×2	中央制御盤(1カ所に4個(2 out of 2×2)設置)	不要	軽水炉適用品が使用できるものと想定。操作スイッチ1個で4トンを構成。

表 4.1.2-12 事故時監視計装設備 重要度分類と設計上の要求事項

重要度 分類	機 能	多重性 又は 多様性	独立性	耐環境 性	耐震性	非常用 電源	試 験	品質 保証	記 録	備 考
MS-2	事故時のプラントの状態(停止、冷却、閉じ込めの監視)のために最小限必要な情報提供系	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎、○：要求(*)あり △：推奨 ×：要求なし (*) [耐環境性] ◎：事故時の耐環境性 ○：通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時の耐環境性 [耐震性] ◎：A又はAsクラス ○：Cクラス (注)：特に重要なもの(未臨界の維持、原子炉停止後の除熱、炉心冷却(ECCS))の情報監視
	安全性を確保するための急速な手動操作の判断に最小限必要な情報提供系	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	
	MS-1の系統、機器の主たる情報を監視するもの	(注) ◎	(注) ◎	◎	(注) ◎ ○	◎	◎	◎	△	
MS-3	全 般	×	×	○	○	×	◎	◎	△	

出典：安全機能を有する計測制御装置の設計指針(JEAG4611-1991)

表 4.1.2-13 事故時監視計装設備の主要な監視パラメータ

重要度分類	機能		監視パラメータ	チャンネル数	備考
MS-2	事故時のプラント状態の把握機能	原子炉停止機能の監視	中性子束	2	線源領域中性子計装設備
			主炉停止系原子炉トリップしゃ断器位置	1 / しゃ断器	しゃ断器の構成は2 out of 4
			後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器位置	1 / しゃ断器	しゃ断器の構成は2 out of 4
		炉心冷却機能の監視	原子炉冷却材圧力	2	
			原子炉格納容器圧力	2	
			補助炉心冷却器入口原子炉冷却材温度	1 / 冷却器	
			補助炉心冷却器出口原子炉冷却材温度	1 / 冷却器	
		放射性物質の閉じ込め機能の監視	原子炉格納容器圧力	2	
			原子炉格納容器エリア放射線量率	2	
		MS-3	異常状態の把握機能	原子炉停止系の状態	制御棒位置
崩壊熱除去系の状態	補助炉心冷却器グラビティダンパ位置			1 / ダンパ	
	補助炉心冷却器冷却水流量			1 / ループ	
原子炉格納容器の状態	原子炉格納容器内雰囲気温度			1 / 区画	
	原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度			1	サンプリング分析
燃料の状態	原子炉冷却材放射性物質濃度			1	サンプリング分析
放射能障壁の状態	原子炉格納容器隔離弁位置			1 / 弁	
	原子炉建屋内エリア放射線量率			1 / 測定場所	
	排気筒放出放射性物質濃度			1	サンプリング分析
環境への影響	敷地周辺空气中放射性物質濃度			可搬式	サンプリング分析
	敷地周辺エリア放射線量率			1 / 測定場所	
	気象情報(風向、風速等)			1 式	

表 4.1.2-14 事故時監視計装検出器(MS-2)の概略仕様

種類	信号名称	検出器				備考
		タイプ	数量	取付場所	開発	
MS-2	線源領域中性子束	BF3 比例計数管	2	原子炉压力容器外、原子炉压力容器側部	不要	主炉停止系原子炉トリップ用と共用。
	主炉停止系原子炉トリップしゃ断器位置	気中しゃ断器補助接点	1/しゃ断器	主炉停止系原子炉トリップしゃ断器盤内	不要	主炉停止系原子炉トリップ用と共用。
	後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器位置	気中しゃ断器(電磁接触器)補助接点	1/しゃ断器	後備炉停止系原子炉トリップしゃ断器盤内	不要	後備炉停止系原子炉トリップ用と共用。
	原子炉冷却材圧力	圧力伝送器	2	導圧管開口部：原子炉压力容器内 圧力伝送器：原子炉格納容器内	不要	後備炉停止系原子炉トリップ用と共用。
	原子炉格納容器圧力	差圧伝送器	2	原子炉格納容器外、原子炉格納容器近傍	不要	工学的安全施設作動用と共用。
	補助炉心冷却器入口温度	K 熱電対	1/冷却器	補助炉心冷却器入口	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。
	補助炉心冷却器出口温度	K 熱電対	1/冷却器	補助炉心冷却器出口	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。
	原子炉格納容器エリア放射線量率高	電離箱	2	原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できるものと想定。

表 4.1.2-15 事故時監視計装検出器(MS-3)の概略仕様(1/2)

種類	信号名称	検出器				備考
		タイプ	数量	取付場所	開発	
MS-3	主炉停止系制御棒位置	磁歪線超音波伝播方式 位置検出器	1/制御棒	原子炉格納容器内 主炉停止系制御棒駆動装置内	不要	FBR 実証炉用開発品が 適用できるものと想定。
	後備炉停止系制御棒位置	電磁コイル式位置検出器	1/制御棒	原子炉格納容器内 後備炉停止系制御棒駆動装置内	不要	FBR 実証炉用開発品が 適用できるものと想定。
	1次冷却材放射性物質濃度	サンプリング プレピテータ、核種分析等	1	原子炉建屋内	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	補助炉心冷却器グラビティ ダンパ位置	リミットスイッチ 又は差動コイル	1/冷却器	原子炉圧力容器内 補助炉心冷却器グラビティダンパ	不要	グラビティダンパ開発 に合わせて耐高温性能 検証要。
	補助炉心冷却器冷却水 サージタンク水位	差圧伝送器	1/冷却水 設備	原子炉格納容器内補助炉心冷却器 冷却水サージタンク	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	補助炉心冷却器冷却水流量	オリフィス、 差圧伝送器	1/冷却水 設備	原子炉格納容器内 補助炉心冷却器冷却水配管	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	補助炉心冷却器出口冷却水 温度	K 熱電対	1/冷却器	原子炉格納容器内	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	原子炉格納容器隔離弁位置	リミットスイッチ	1/隔離弁	原子炉格納容器内、外	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	原子炉格納容器内温度	K 熱電対	1/区画	原子炉格納容器内主要区画	不要	HTTR 適用品が使用できる ものと想定。
	原子炉格納容器放射性物質 濃度	サンプリング シンチレータ	1	原子炉建屋内	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定。
	原子炉建屋内エリア 放射線量率	GM 管	1/測定場 所	原子炉建屋内主要区画	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定。

表 4.1.2-15 事故時監視計装検出器の概略仕様(2/2)

種類	信号名称	検出器				備考
		タイプ	数量	取付場所	開発	
MS-3	排気筒放出放射性物質濃度	サンプリング シンチレータ	1	原子炉建屋内	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定。
	敷地周辺空气中放射性物質 濃度	放射能観測車	未定	—	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定
	敷地周辺エリア放射線量率	モニタリングポスト	1/測定場所	敷地周辺	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定
	気象情報（風向、風速等）	気象観測装置	1 式	原子炉建物屋外	不要	もんじゅ適用品が使用 できるものと想定

表 4.1.2-16 主要なタービン計装検出器の暫定仕様

信号名称	検出器				備考
	タイプ	数量	取付場所	開発	
タービン回転数	電磁ピックアップ	3×4	外側発電機軸受 外側近傍	不要	温度条件が厳しくない場所に設置。 回転数制御に中間値、タービントリップに 2 out of 3 を使用。
タービン軸振動 (圧縮機側)	渦電流式振動計	2×4	圧縮機側タービン 軸受近傍	不要	HTR 1 次系循環機での実績に基づき不要と判断。 X 軸及び Y 軸に各 1 設置。両者の振動大の AND でタービントリップ。
タービン軸振動 (発電機側)	渦電流式振動計	2×4	発電機側タービン 軸受近傍	不要	同上。
タービンプレー ドパス温度	K 熱電対 (ダブル エレメント)	20×4	タービンプレード 近傍	不要	周方向に 20 点設置。20 点の温度差大でタービントリップ
タービンケーシ ングメタル温度	K 熱電対 (ダブル エレメント)	2×4	タービンケーシ ング	不要	上方及び下方各 1 設置

表 4.1.2-17 安全審査指針と他の法律／指針／ガイドラインとの対応

	安全設計審査指針														重要度分類指針	耐震設計審査指針	火災防護指針	気象指針	通産省令62号	通産省令77号	関連指針／ガイドライン
	2	5	6	8	9	10	34	35	38	39	40	41	47	48							
運転性				○								○	○				○	○	NUREG-0711, NUREG-0700, IEC-964, ISO-11064		
多重性／多様性					○		○				○						○		IEEE-Std-279, IEEE-Std-603, JEAG-4611		
分離独立性		○			○			○									○	○	IEEE-Std-279, IEEE-Std-603, JEAG-4611		
試験性						○						○	○				○		IEEE-Std-279, IEEE-Std-603, JEAG-4611		
耐震性	○																○	○	IEEE-Std-279, IEEE-Std-603, JEAG-4601, JEAG-4611		
耐環境性			○														○		IEC-801.4, JEC210		
非常用電源					○												○	○	IEEE-Std-279, IEEE-Std-603, JEAG-4611		
品質保証					○												○	○	JEAG-4101, (IEEE-Std-7.4.3.2, IEC-880, JEAG-4609)		
記録													○					○	○	○	JEAG-4611, JEAG-4606

表 4.1.2-18 所内交流電源設備構成案

構成案	ケース 1	ケース 2
図		
基本的な考え方	<p>プラント起動時は、外部電源を主変圧器、所内変圧器を介して発電機サイリスタ起動装置に供給し、発電機を起動させる。</p>	<p>プラント起動時は、外部電源を主変圧器、起動回路変圧器を介して発電機サイリスタ起動装置に供給し、発電機を起動させる。</p>
変圧器(高圧系)	<p>3台 主変圧器×1、所内変圧器×1、予備変圧器×1</p>	<p>4台 主変圧器×1、所内変圧器×1、予備変圧器×1、起動回路変圧器×1</p>
発電機主回路	<p>各発電機に設置する GCB(発電機遮断器)で送電系統との併入、解列を行う</p>	<p>同左</p>
起動時の運用	<p>i) 起動開始時： ①/閉 ⇒ ②/閉 ⇒ ③/閉 ⇒ ④/閉、⑤/閉 ii) 発電機定格回転数達成後： ③/開 ⇒ ②/開 ⇒ ⑤/閉 ※ ②/閉以降の操作をループ I ~ IV にかけて繰り返し行い順次に起動する</p>	<p>i) 起動開始時： ①/閉 ⇒ ②/閉 ⇒ ③/閉、④/開 ii) 発電機定格回転数達成後： ②/開 ⇒ ③/開 ⇒ ④/閉 ※ ②/閉以降の操作をループ I ~ IV について繰り返し順次に起動する</p>

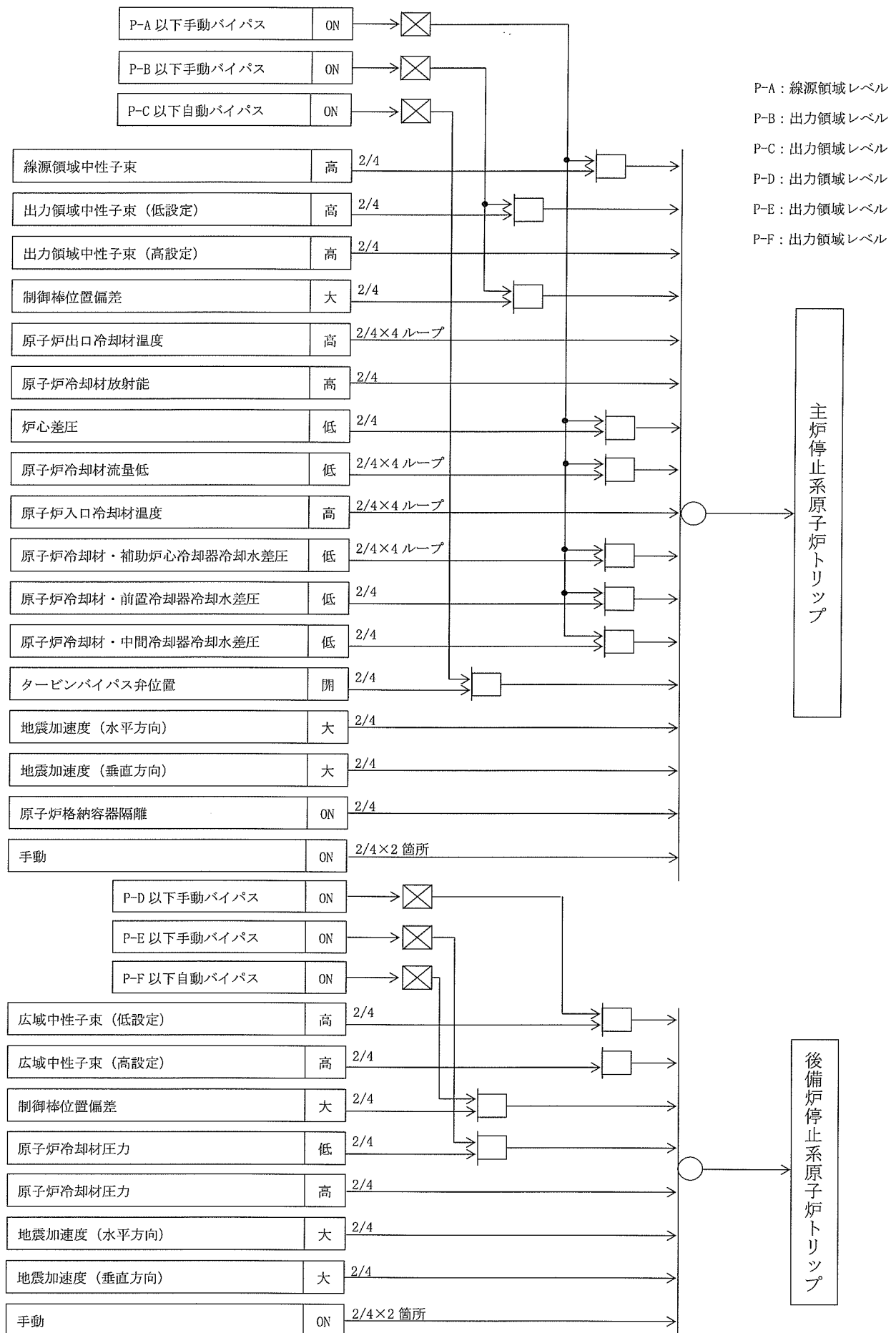


図 4.1.2-1 原子炉トリップロジック構成

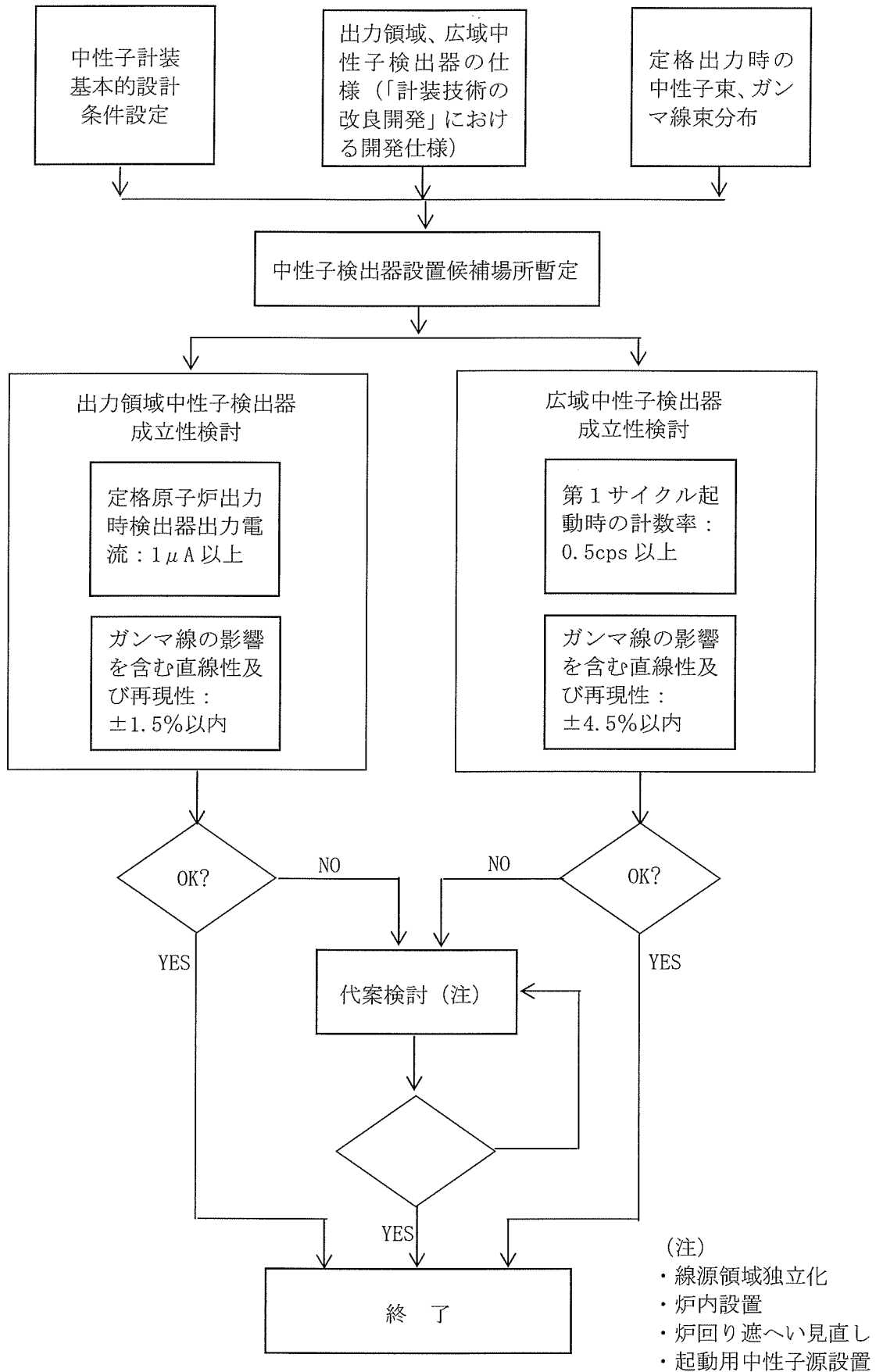
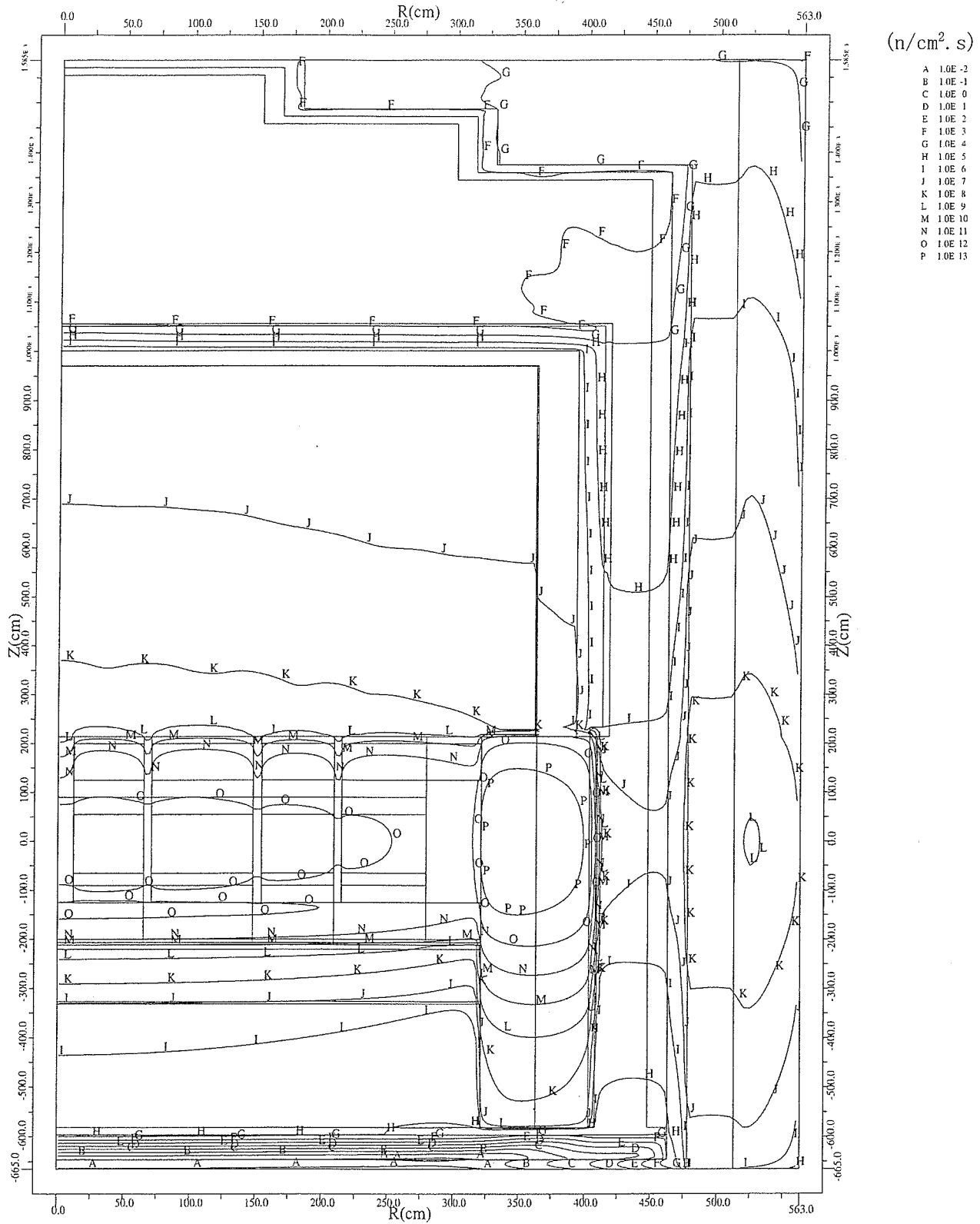
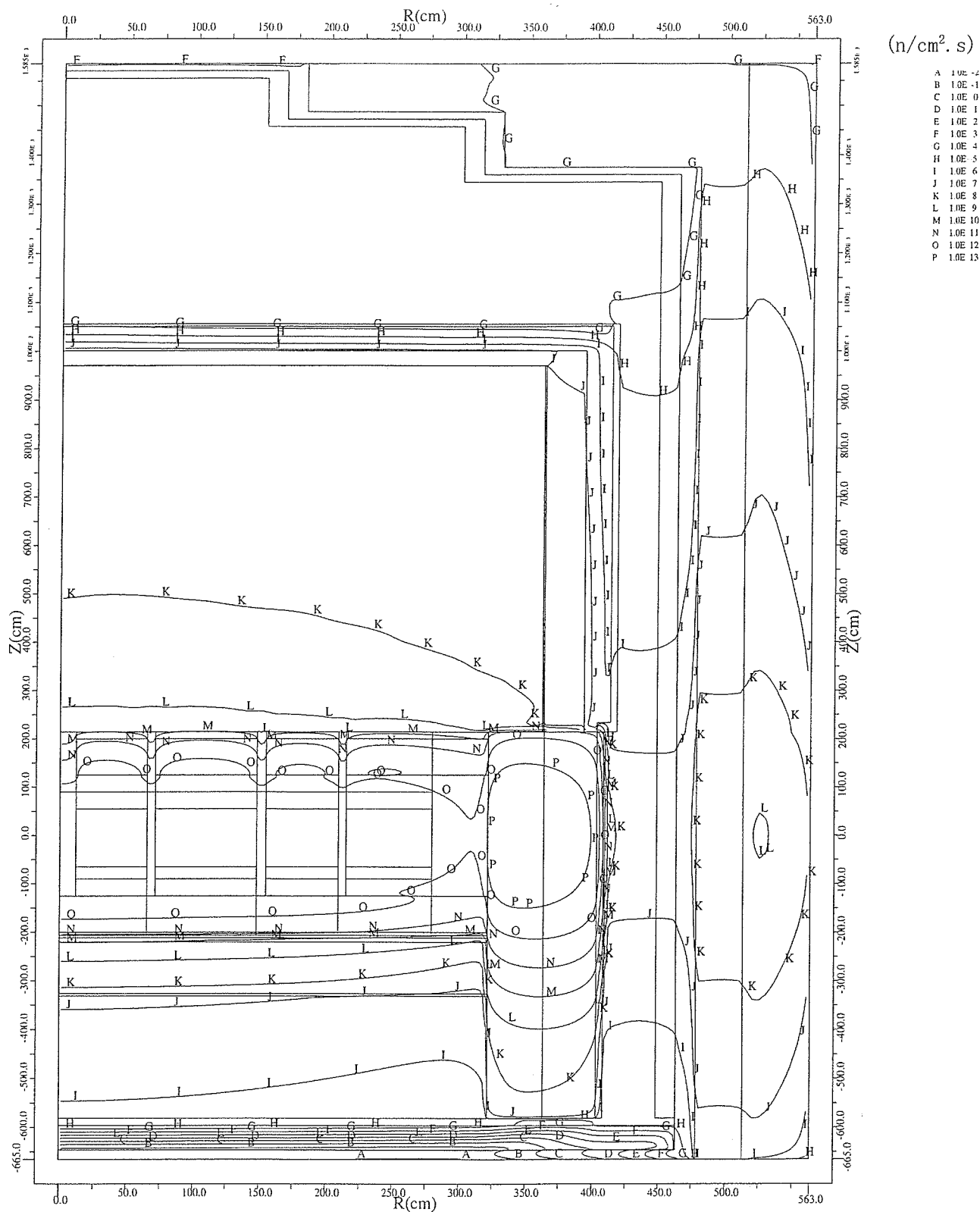


図 4.1.2-2 中性子計装検出器概略仕様の検討フロー



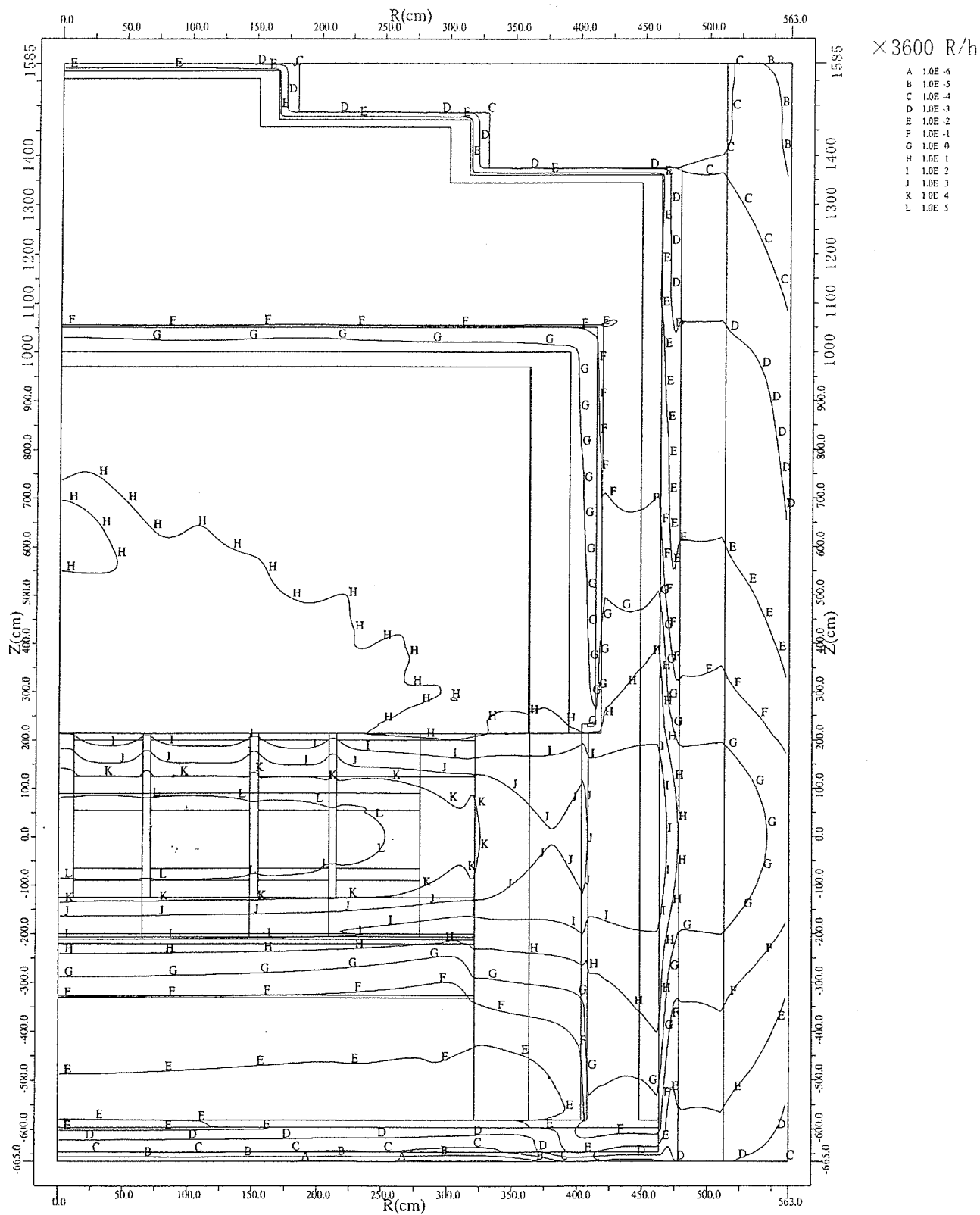
Hero B10(n,α) Reaction equivalent thermal flux

図 4.1.2-3 B10 (n. α) 等価中性子束分布 (定格原子炉出力時)



Hero U235(n,f) Reaction equivalent thermal flux

図 4.1.2-4 U235 (n, f) 等価中性子束分布 (定格原子炉出力時)



GAMMA FLUX (TOTAL,R)

図 4.1.2-5 ガンマ線束分布 (定格原子炉出力時)

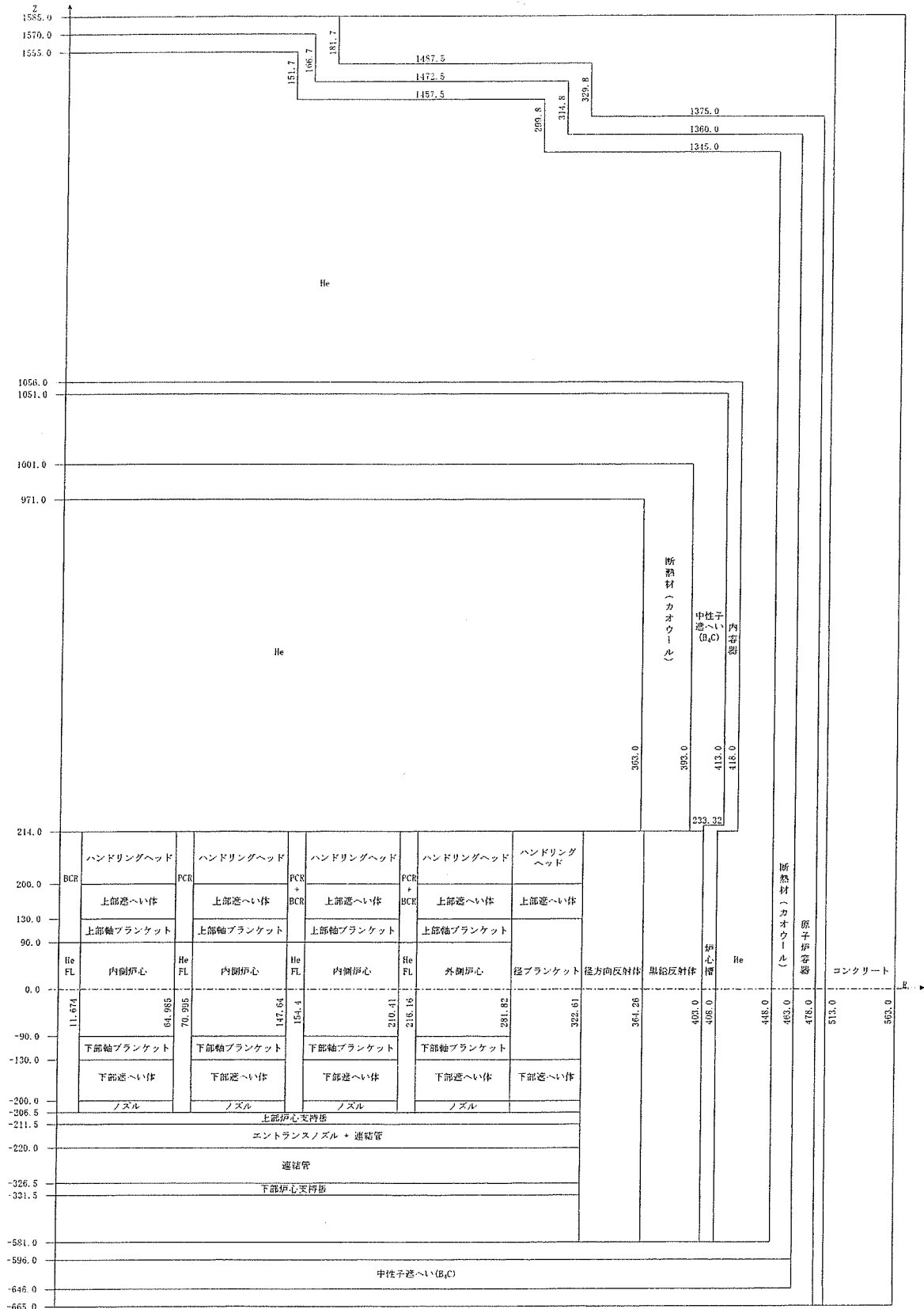


図7-1 実用化戦略ヘリウム希薄炉 2次元モデル図

(単位: cm)

図 4.1.2-6 中性子束、ガンマ線束分布計算モデル図

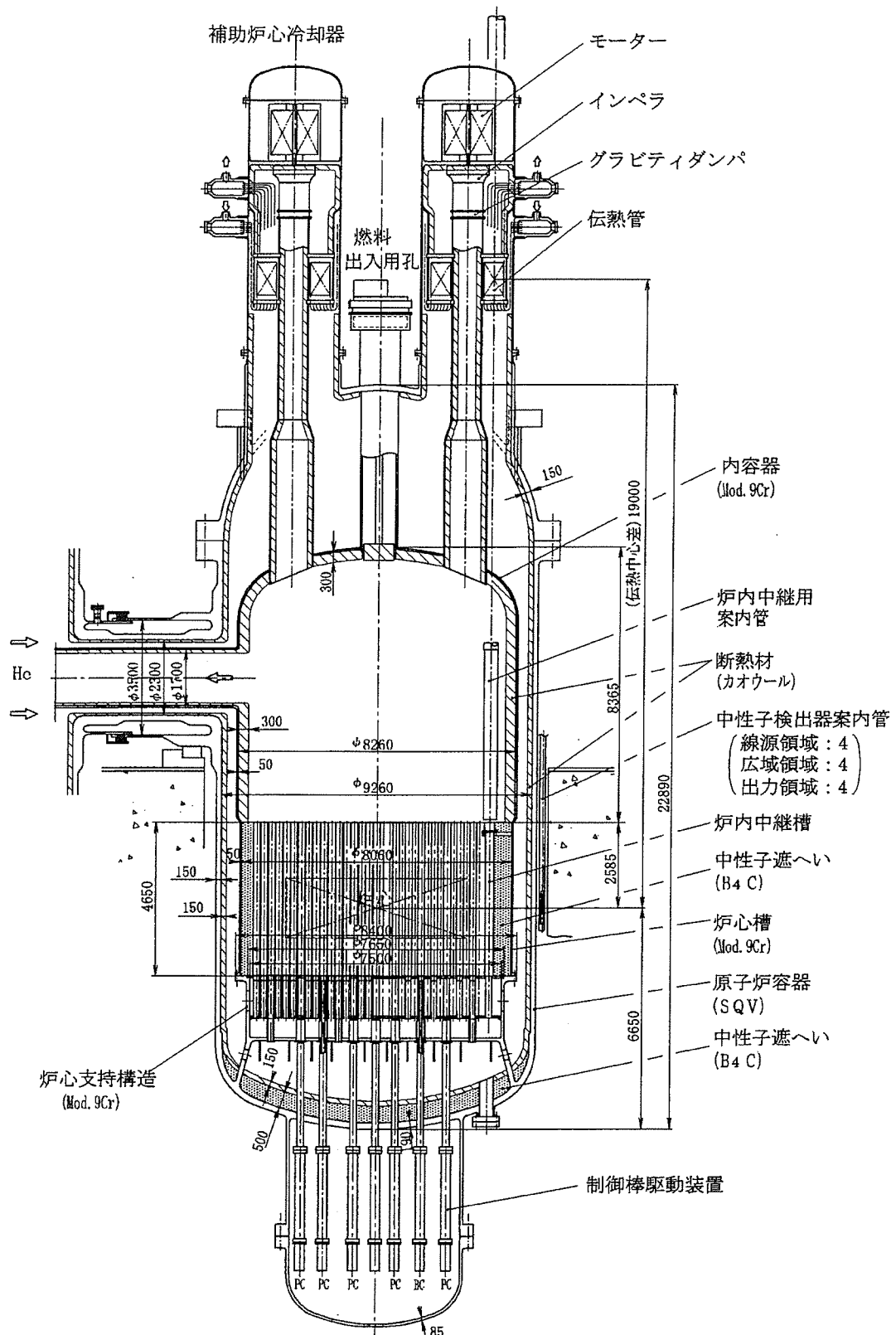


図 4.1.2-7 中性子検出器の取付位置

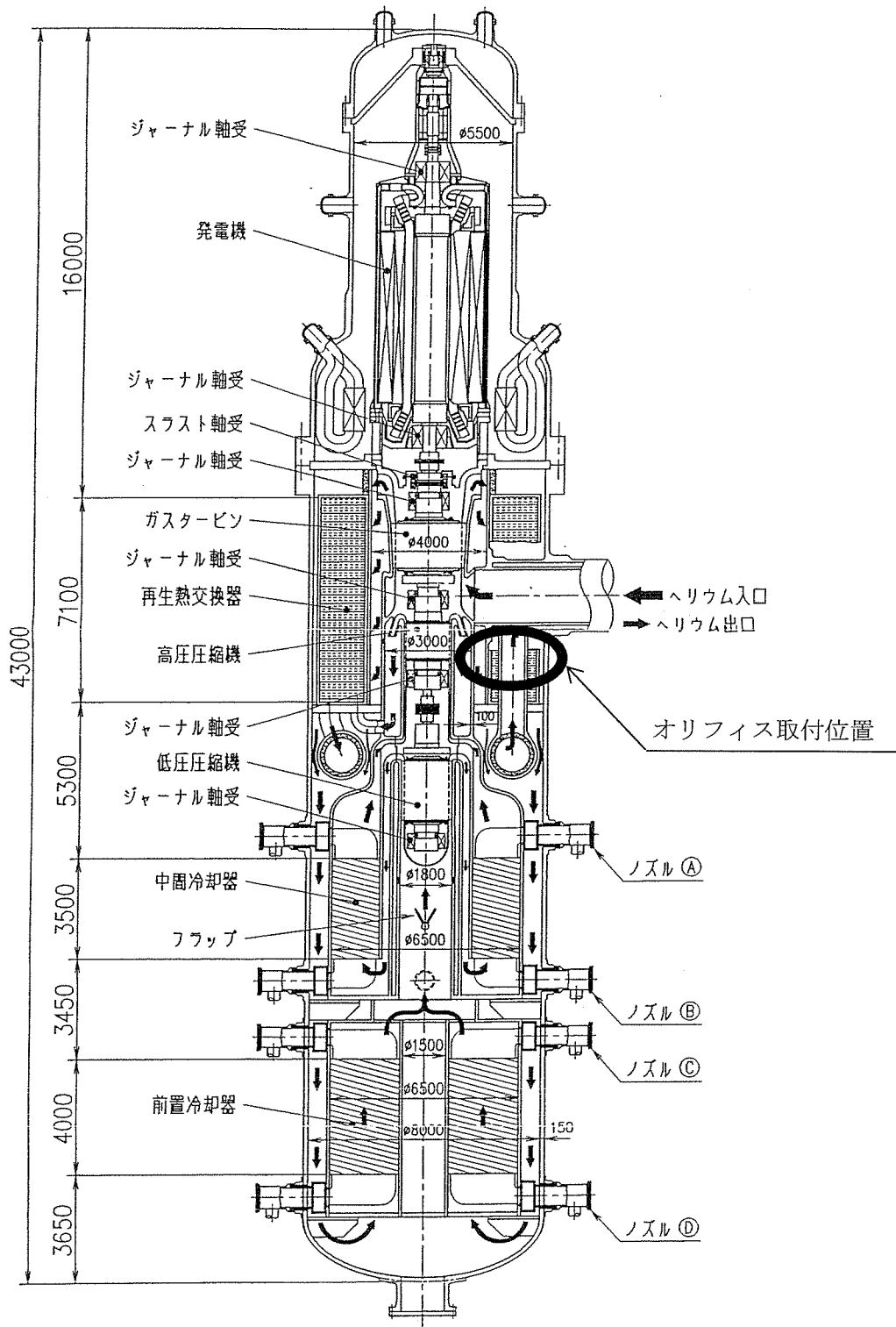


図 4.1.2-8 原子炉冷却材流量計測オリフィスの取付位置

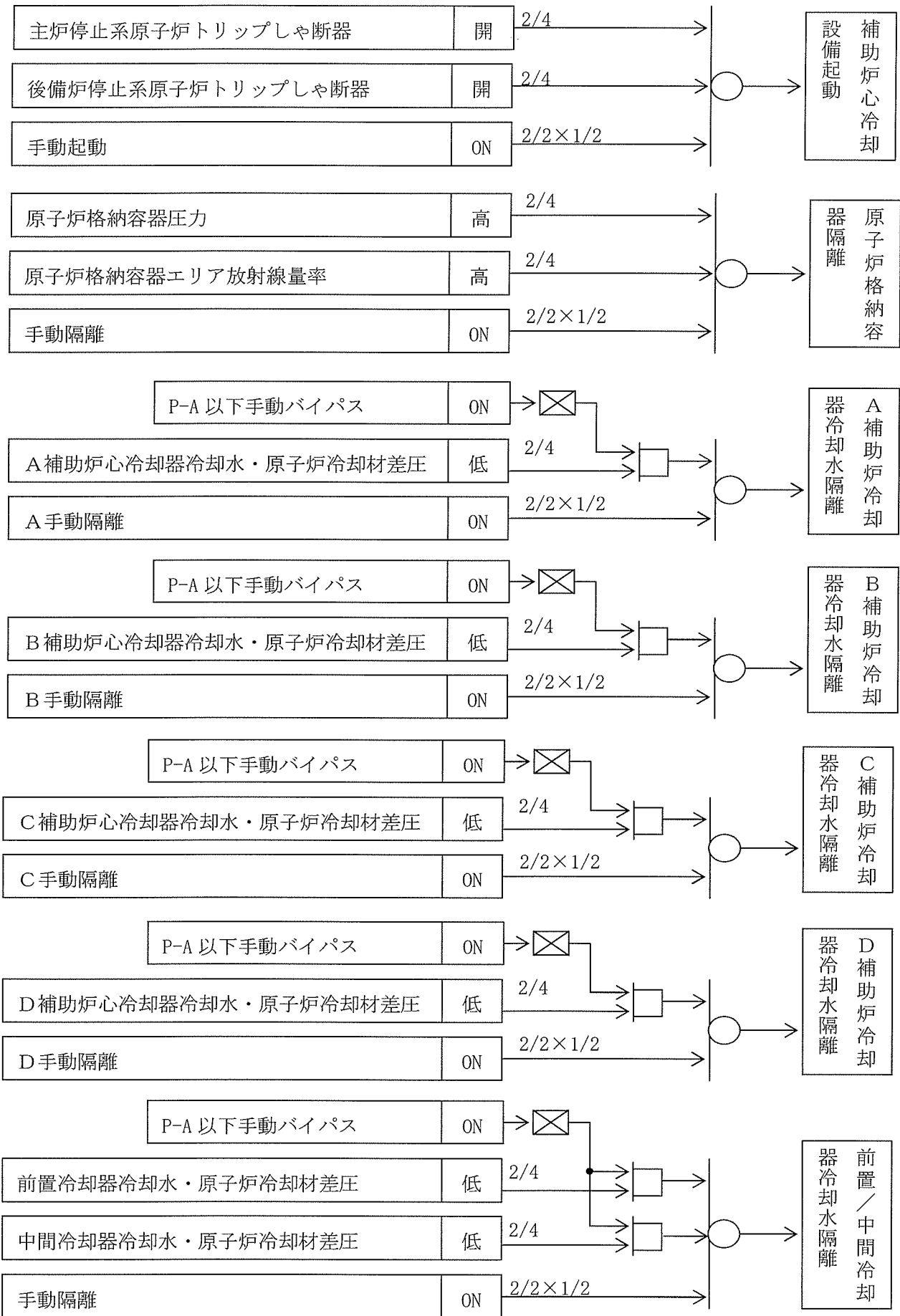


図 4.1.2-9 工学的安全施設作動ロジック図

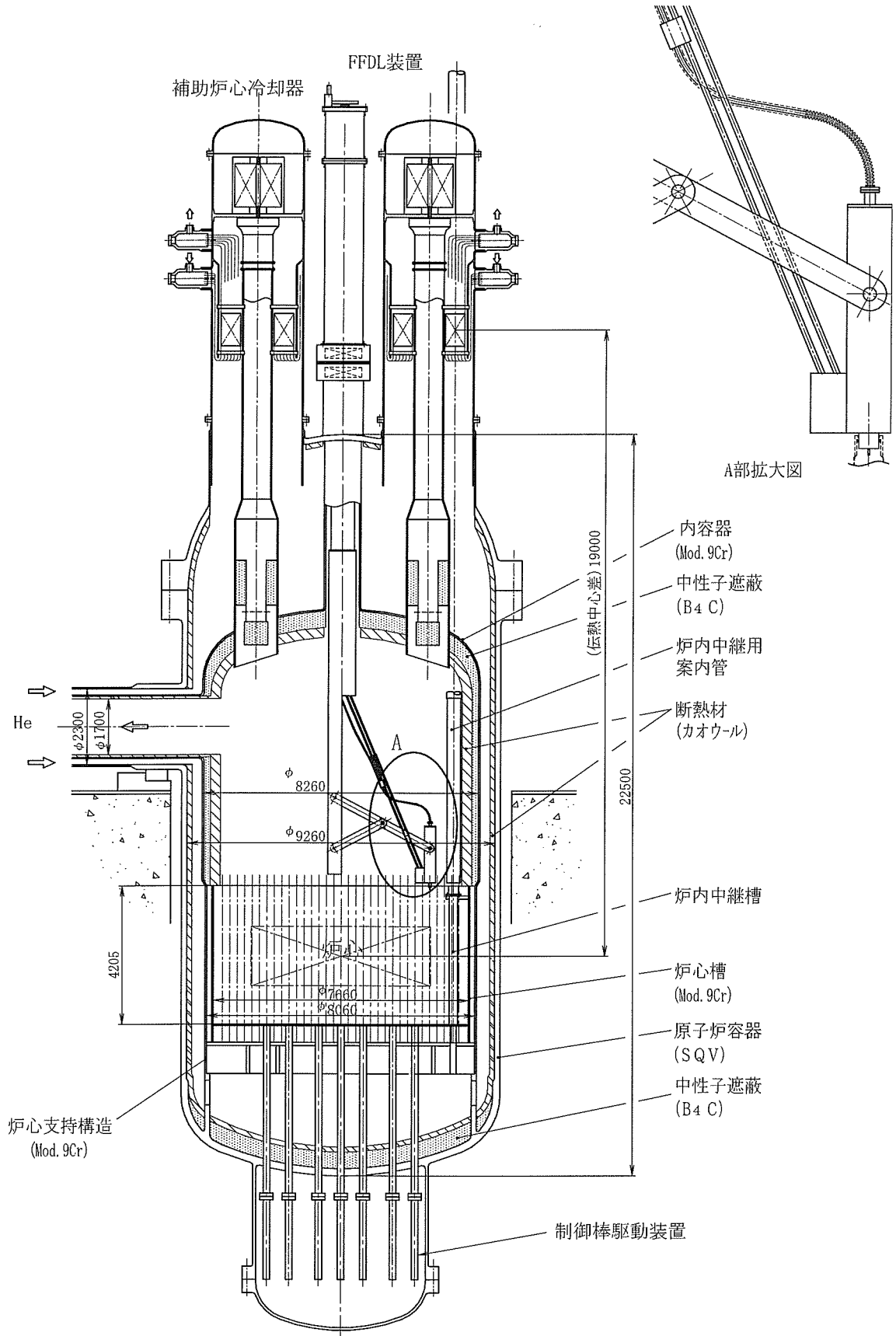


図 4.1.2-10 破損燃料位置検出 SHIPPING 装置の概念

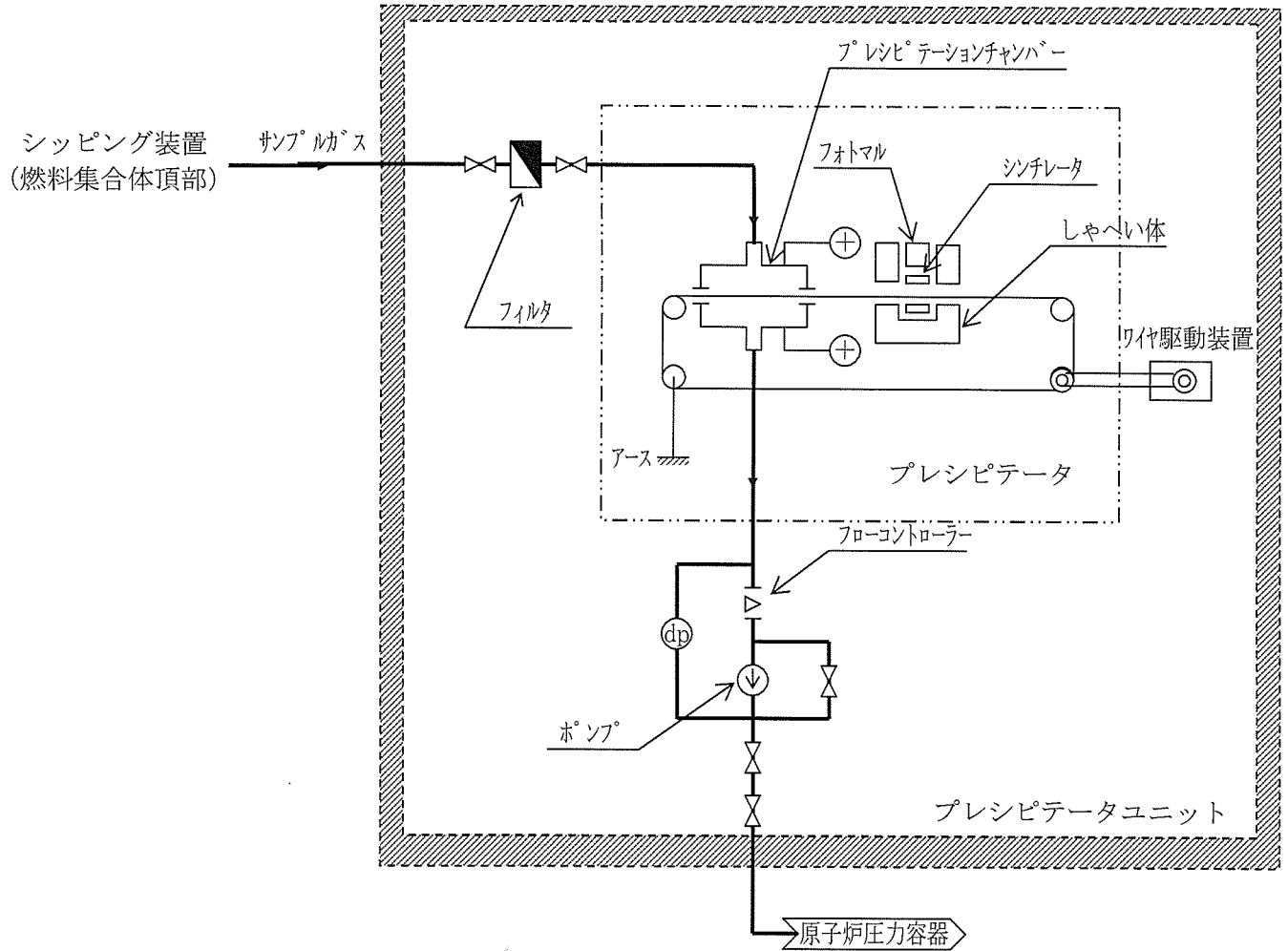


図 4.1.2-11 プレシピテータの概念

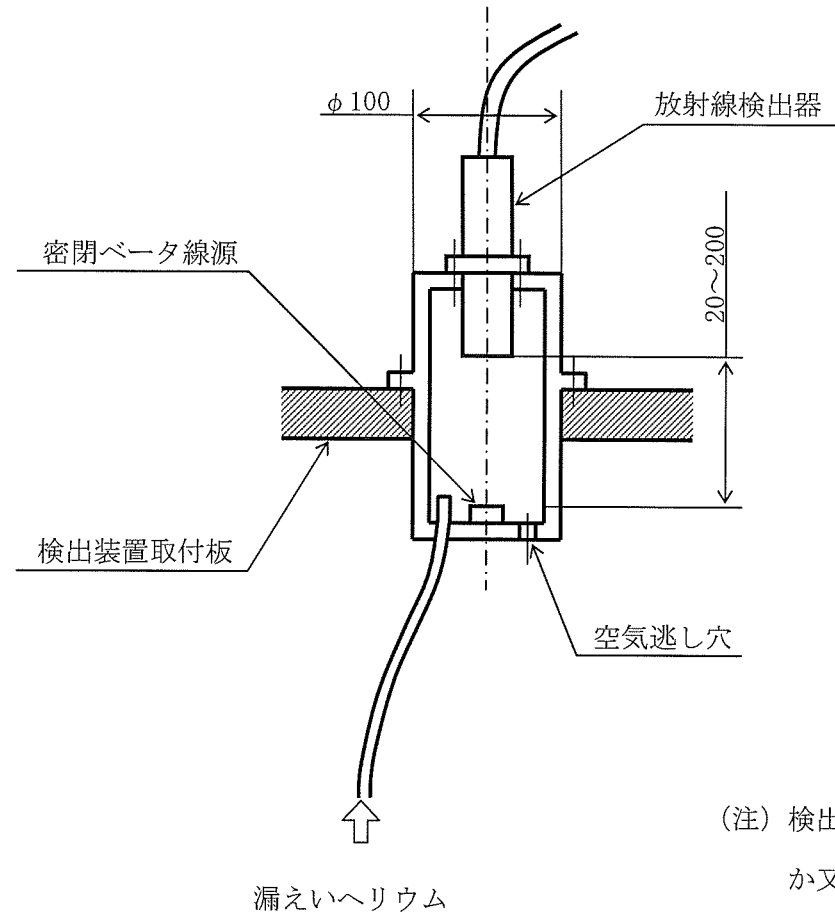


図 4.1.2-12 放射線アクティブ法漏えいヘリウム検出装置の概念

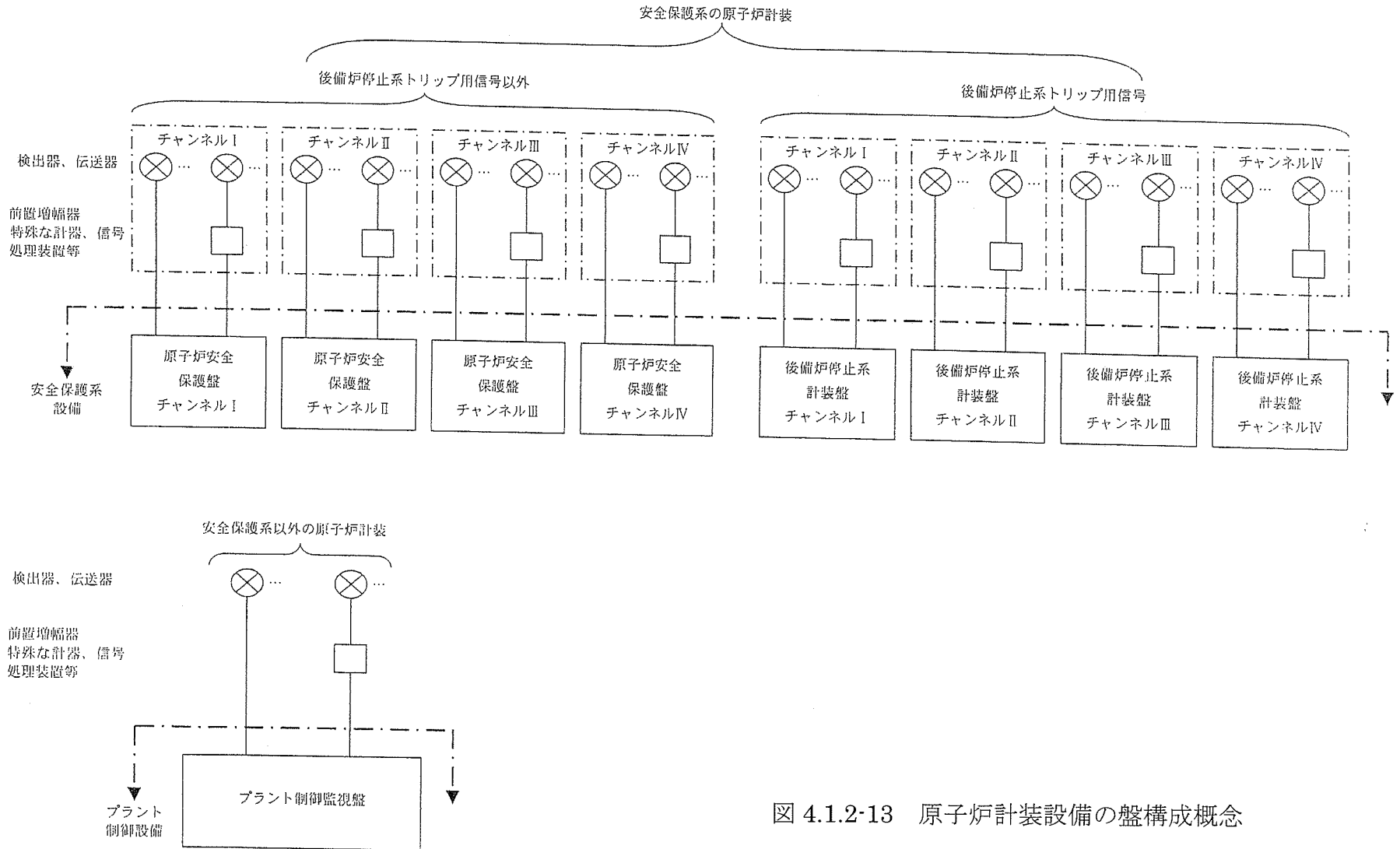


図 4.1.2-13 原子炉計装設備の盤構成概念

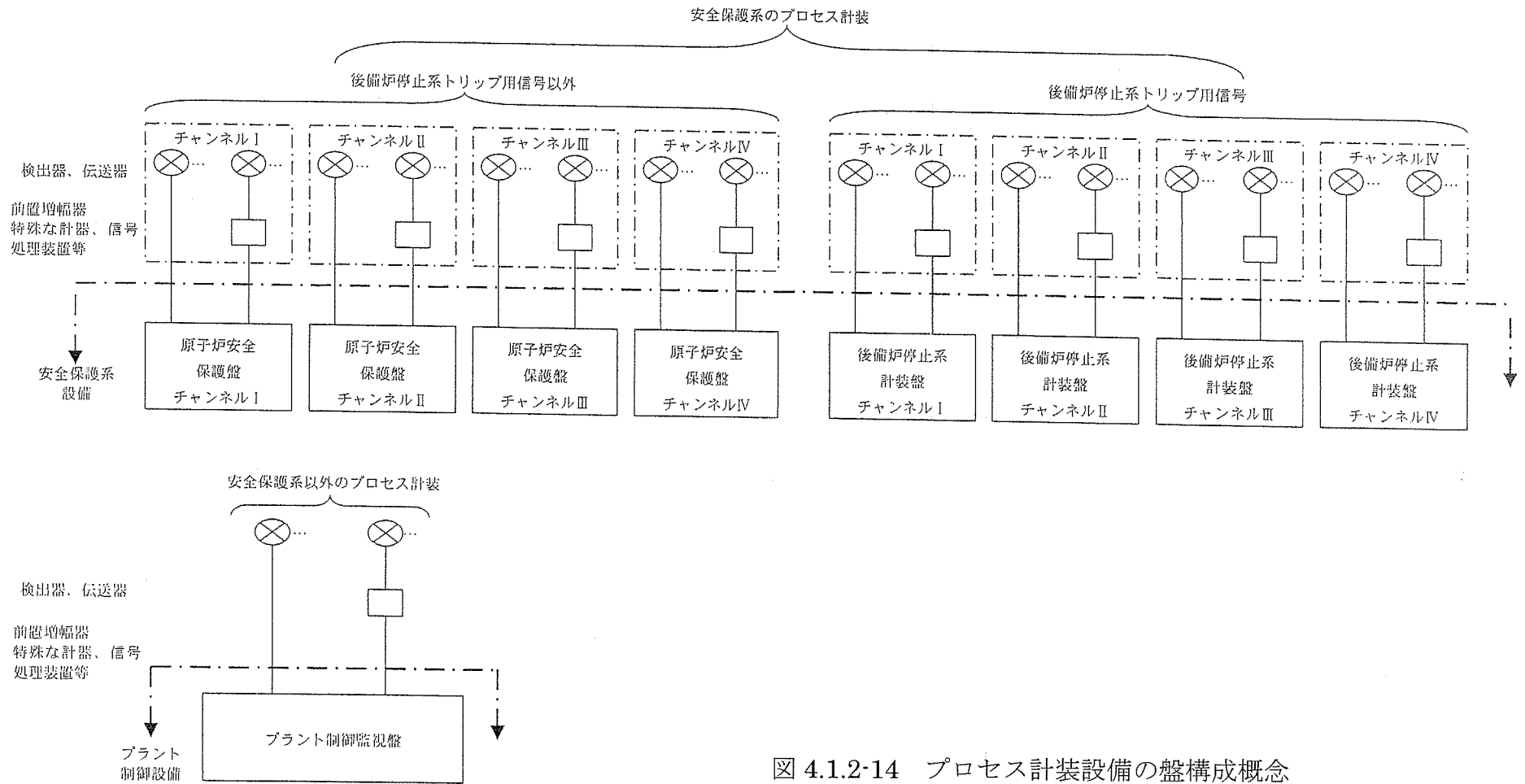


図 4.1.2-14 プロセス計装設備の盤構成概念

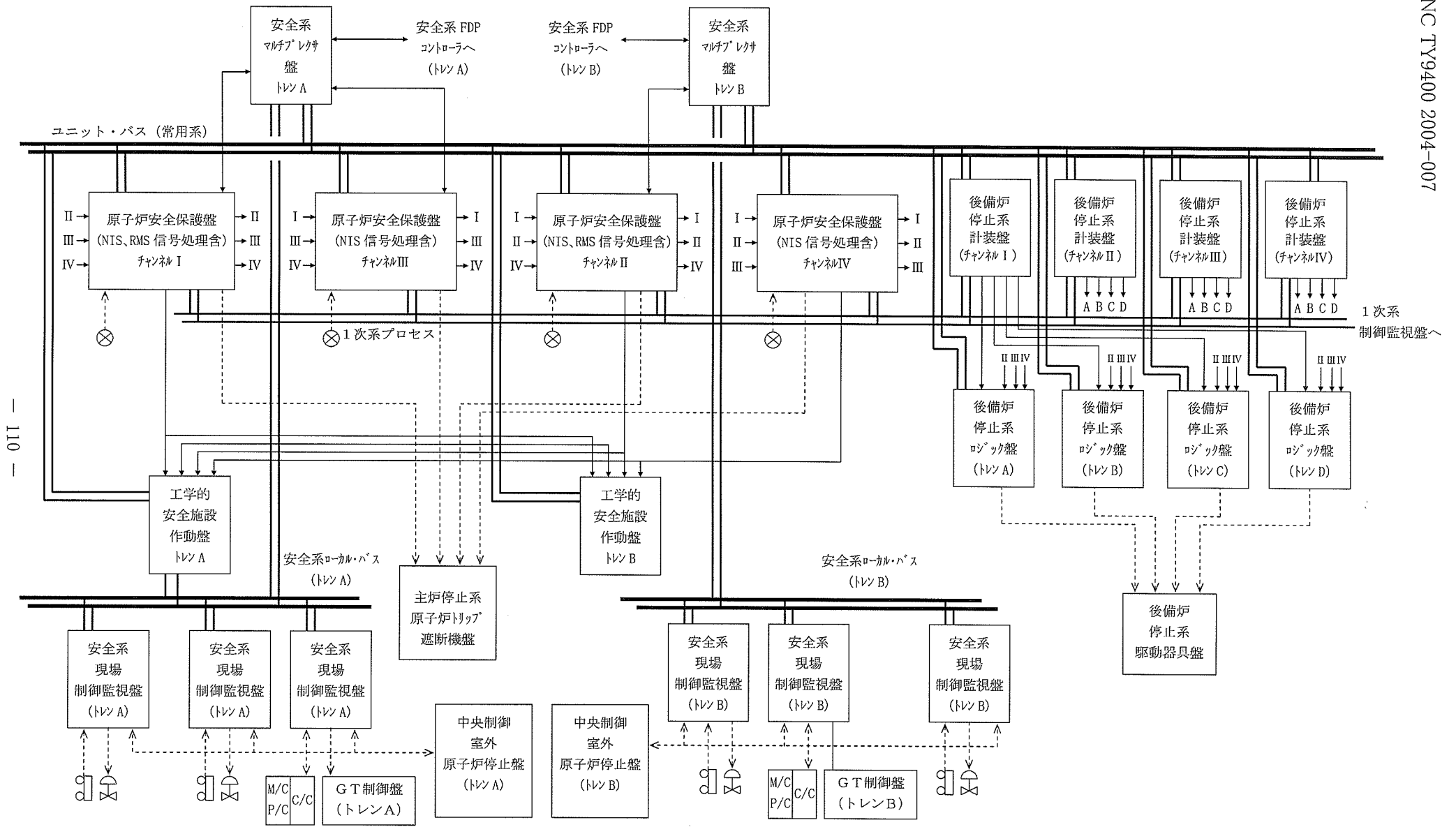


図 4.1.2-15 安全保護系設備の設備構成概念

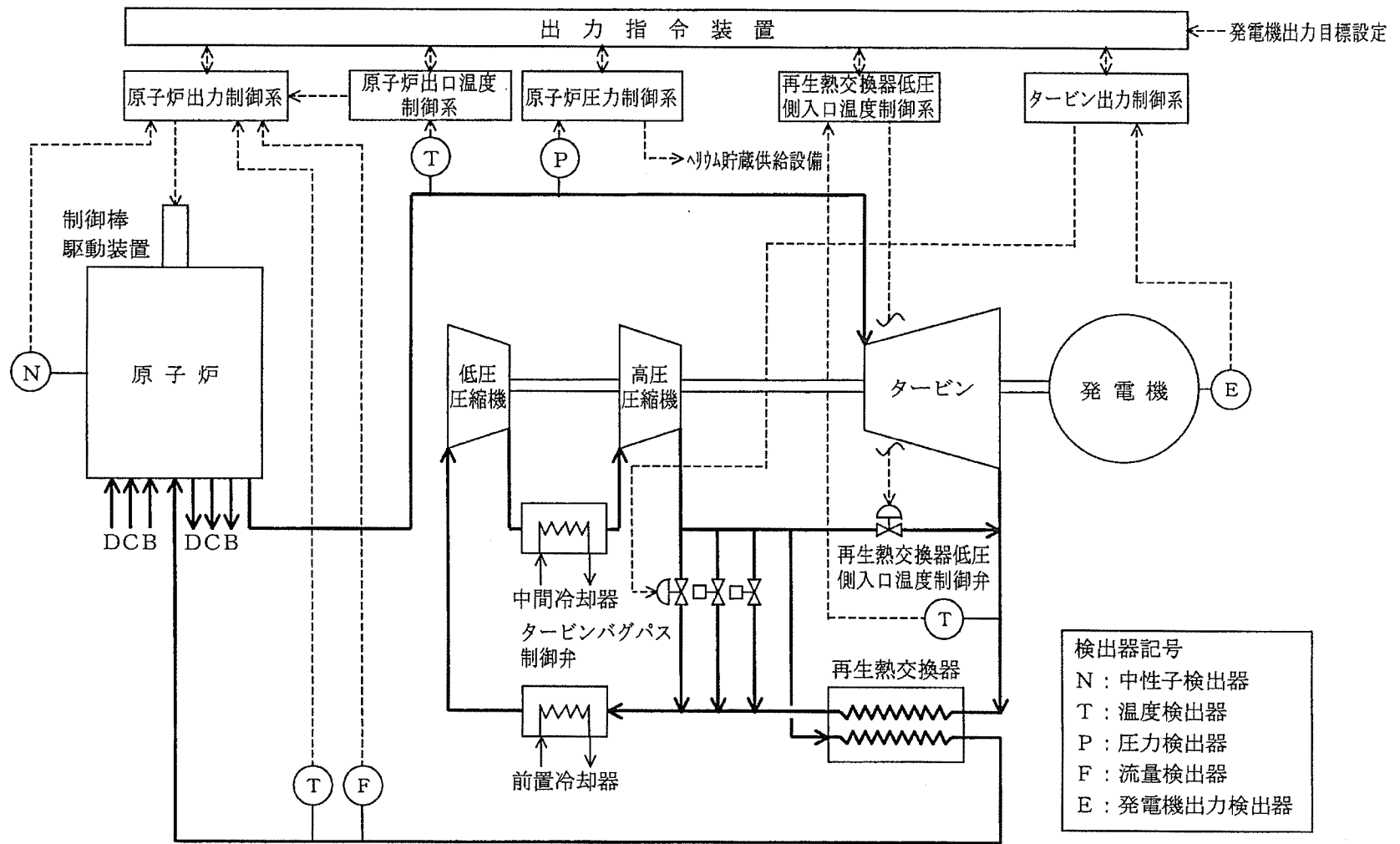


図 4.1.2-16 プラント制御系の構成概念

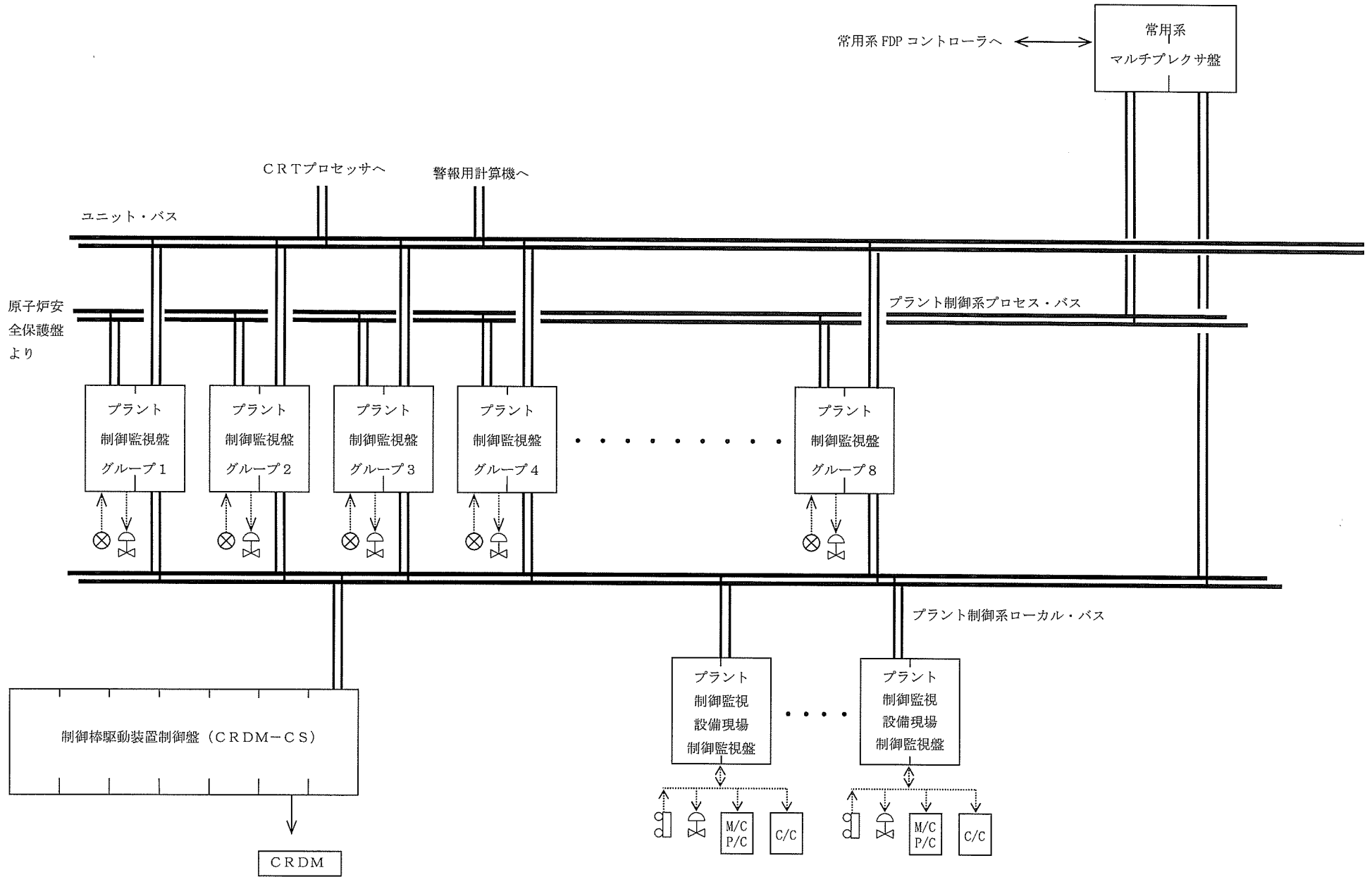


図 4.1.2-17 プラント制御設備の設備構成概念

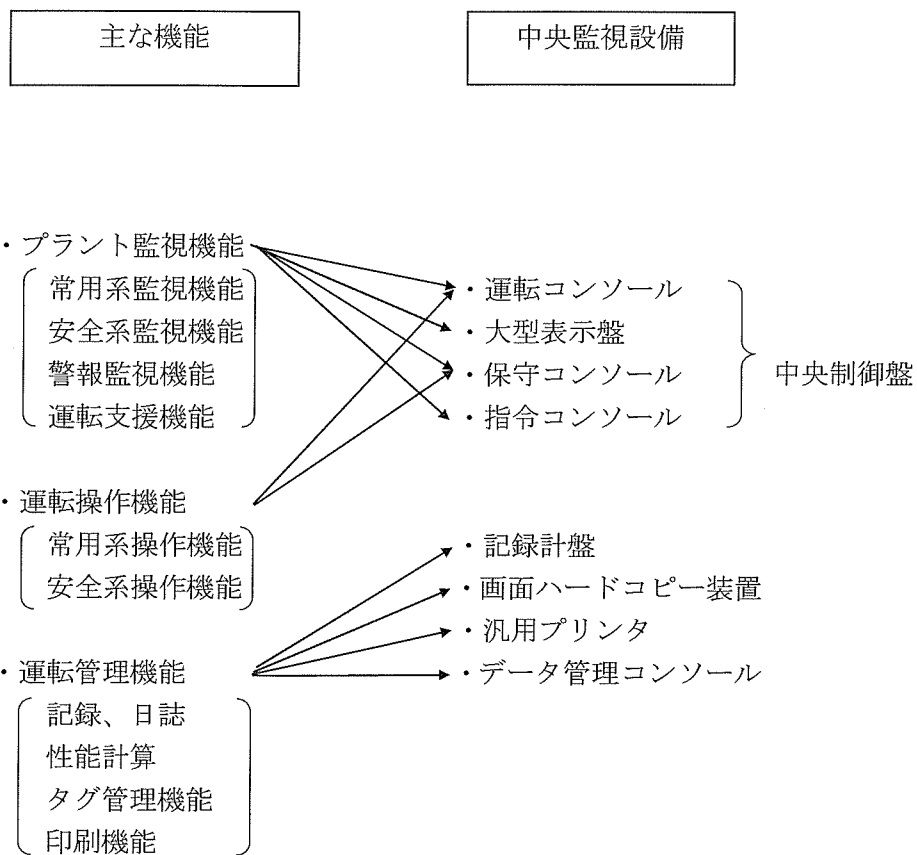


図 4.1.2-18 中央監視設備の機能

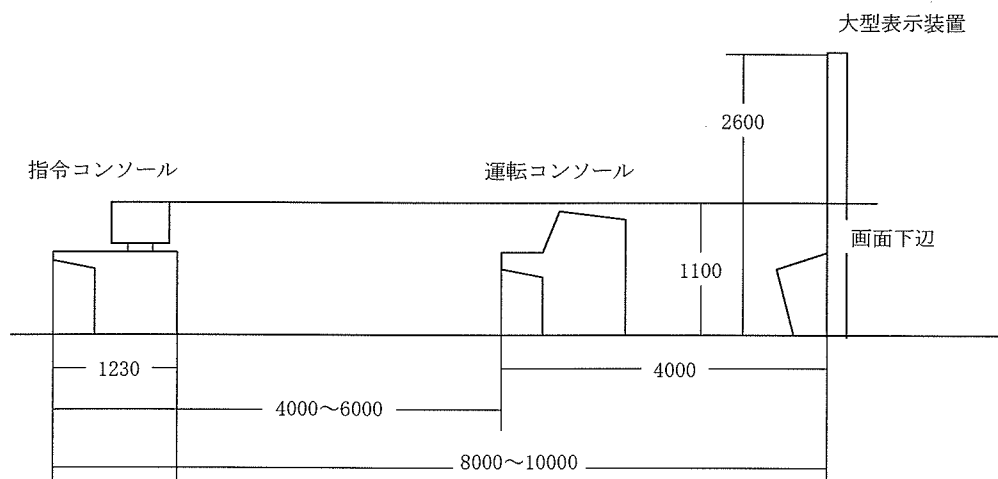
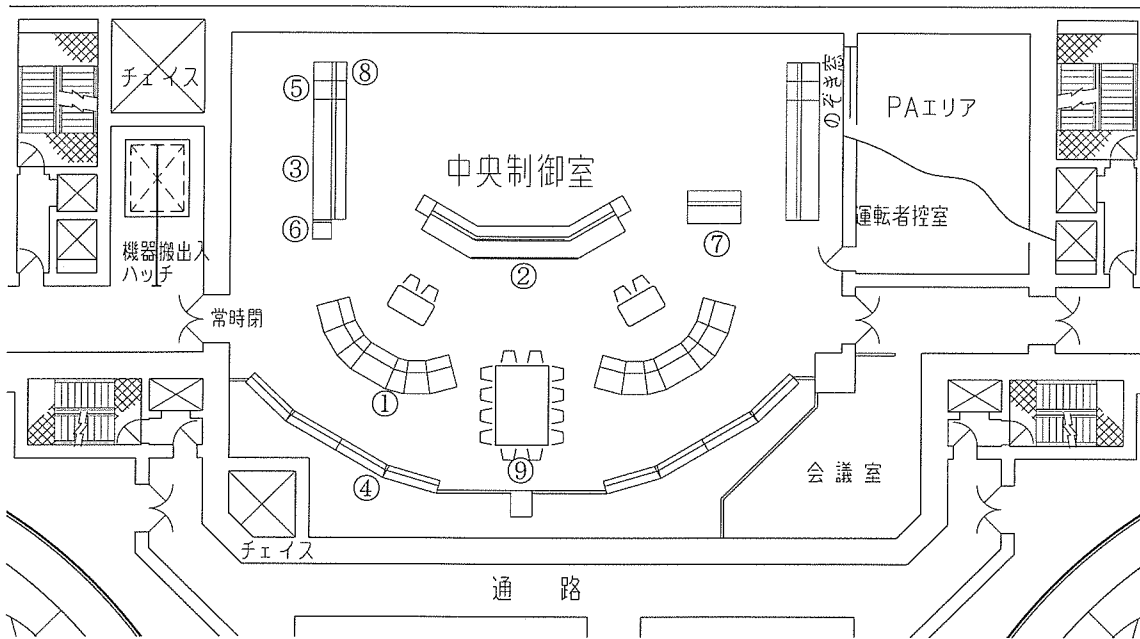


図 4.1.2-19 中央制御盤の位置関係



- ① 運転コンソール
- ② 指令コンソール
- ③ 保守コンソール
- ④ 大型表示盤
- ⑤ データ管理コンソール
- ⑥ CRT ハードコピー
- ⑦ 送電コンソール
- ⑧ ITV コンソール
- ⑨ 環境表示盤

図 4.1.2-20 中央制御室の盤配置概念

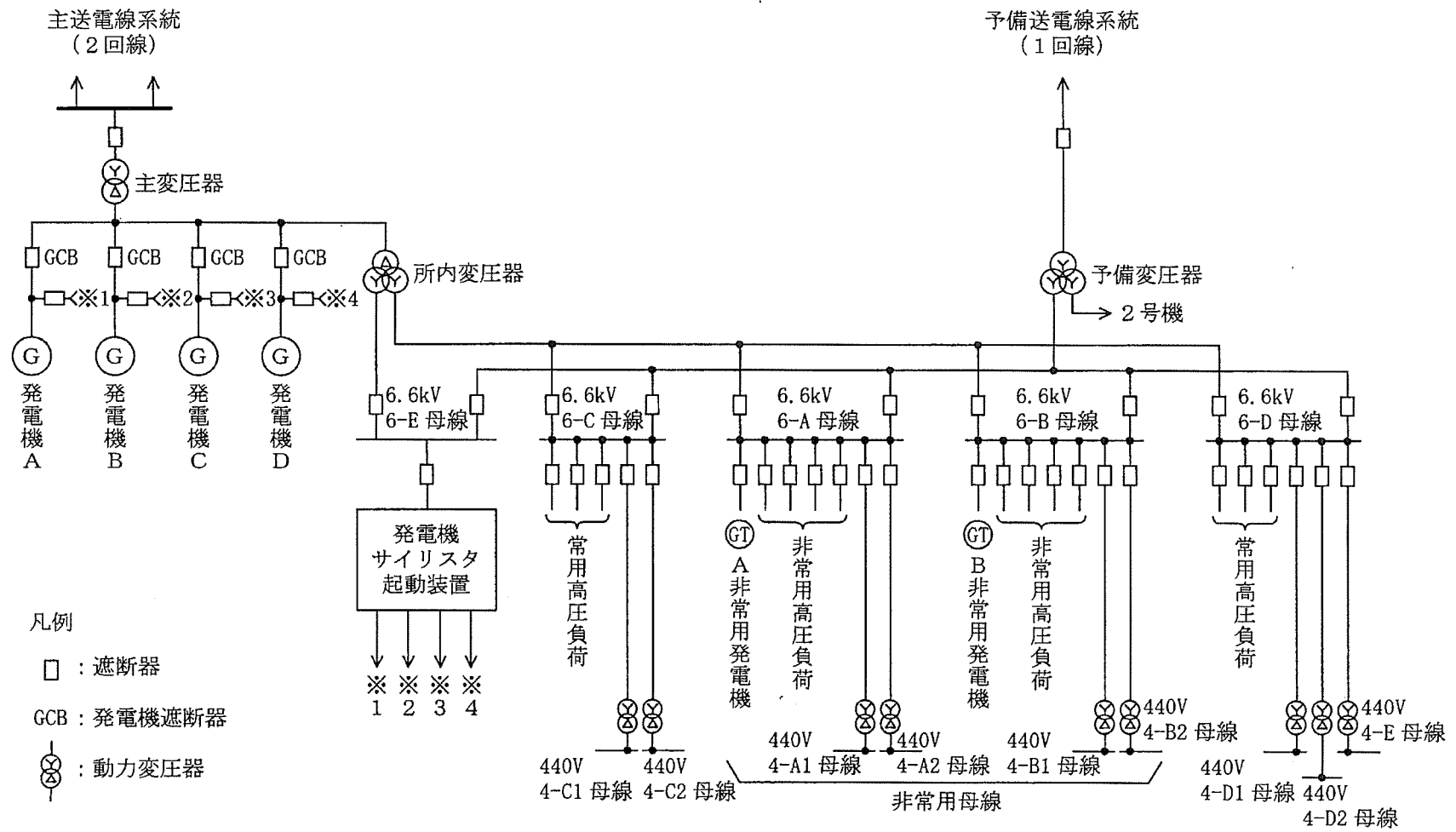


図 4.1.2-21 所内交流電源系統単線結線図

4. 1. 3 廃棄物処理設備

(1) 目的

環境負荷低減を図ったプラント概念を構築することを目的として、ヘリウムガス冷却炉の廃棄物処理設備の系統概念等を設定する。

(2) 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物処理施設は、ヘリウムガス冷却炉の原子炉施設で発生する放射性廃棄物を処理する施設である。本施設は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（昭和53年12月28日、通商産業省令第77号）の範囲を十分守って廃棄又は保管を行うとともに、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方を参酌して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆の線量当量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減することを目的とする。

放射性廃棄物処理施設については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の規定に基づき設計管理を行うことはもとより、発電所周辺の一般公衆の総量当量を合理的に達成できる限り低くするため、廃棄物の原子炉施設外への放出に際しては、厳重な管理を行い、周辺監視区域外での空気中又は水中の放射性物質の濃度が、管理目標値を超えないようにする。

気体廃棄物としては、気体廃棄物処理設備及び換気空調設備からの排気がある。前者は活性炭フィルタを通すことにより、放射能を十分減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら、排気筒から放出する。後者は、原子炉格納施設、原子炉建家などの換気空調設備からの排気であり、これらは微粒子フィルタなどを通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

液体廃棄物は、原則として蒸発濃縮装置及び脱塩塔で処理し、蒸留水は、再使用するか、又は試料採取分析を行い放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。またその際発生する濃縮廃液は固化し、固体廃棄物として取り扱う。放射性物質の濃度のごく低い廃液を環境に放出する場合には、放水口における水中の放射性物質の濃度が許容値以下になるようにする。

固体廃棄物としては、濃縮廃液、使用済樹脂、雑固体、使用済フィルタ、使用済制御棒などがある。これらのうち、使用済制御棒などは使用済燃料貯蔵プールに貯蔵するが、その他はドラム詰めあるいは梱包後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

(3) 放射性廃棄物処理施設の設備構成

放射性廃棄物処理施設は、気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備に大別される。放射性廃棄物処理施設の系統概念図を図4.1.3-1に示す。これらの廃棄物処理設備は、次のような基本機能を有する。

(i) 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備は、設備機器の廃ガス及び換気空調設備の排気を処理する。

設備機器の廃ガスは、高放射性気体廃棄物と低放射性気体廃棄物に区別して回収する。ヘリウム純化設備の再生オフガスなどの高放射性気体廃棄物は、減衰タンクに貯留して放射能を減衰させた後、低放射性気体廃棄物処理系の活性炭フィルタを通して放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。低放射性気体廃棄物は、活性炭フィルタを通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

換気空調設備の排気はフィルタを通して排気筒に放出する。

(ii) 液体廃棄物処理設備

液体廃棄物は、その発生源により区別して回収し、一時貯留した後、放射性物質の濃度に応じて処理方法を選択する。

放射性物質の濃度が濃度限度以下である場合は、一般排水溝へ放出する。

放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合は、原則として廃液蒸発濃縮装置及び脱塩塔で処理し、蒸留水は再使用するか、または、試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、放射性物質濃度を監視しながら放出する。

(iii) 固体廃棄物処理設備

固体廃棄物は、その種類及び放射能レベルに応じて区分し、ドラム缶などの容器に収納した後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵する。また、使用済制御棒などは使用済燃料貯蔵プールに貯蔵する。

(4) 廃棄物処理施設の設備概要

気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備の設備概要は次のとおりである。

(i) 気体廃棄物処理設備

(a) 概要

気体廃棄物処理設備は、純化設備、燃料取扱・貯蔵設備などからの廃ガス及び換気空調設備の排気を処理する。

気体廃棄物処理設備の系統概念図を図 4.1.3-2 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、減衰及び大気への放出を行うもので、高放射性気体廃棄物処理系、低放射性気体廃棄物処理系及び管理区域の換気空調設備排気系から構成する。

高放射性気体廃棄物と低放射性気体廃棄物の種別は次のとおりである。

① 高放射性気体廃棄物

ヘリウム純化設備の CuOT・MST (酸化銅反応筒・モレキュラーシーブトラップ)、コールドトラップの再生オフガスなど

② 低放射性気体廃棄物

燃料取扱設備の燃料交換時における置換ガス、使用済燃料取扱設備で発生した気体廃棄物など。

高放射性気体廃棄物処理系では、高放射性気体廃棄物を減衰タンクに一時貯留し短半減期核種を崩壊減衰させた後、低放射性気体廃棄物処理系へ送る。低放射性気体廃棄物処理系では、高放射性気体廃棄物処理系からの気体廃棄物及び低放射性気体廃棄物を、フィルタユニットを通して、微粒子、放射性よう素などを除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

さらに、換気空調設備排気系は、原子炉格納容器減圧装置の排気及び原子炉建家の排気を処理する。

(b) 気体廃棄物の発生源

本発電所における気体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

(ア) 機器からの排気

原子炉の運転に伴い、燃料取扱設備の置換ガスなどの低放射性気体廃棄物、ヘリウム純化設備の再生オフガス、ヘリウムサンプリング設備のオフガスなどの高放射性気体廃棄物が発生する。高放射性気体廃棄物は、減衰タンクに一時貯留して短半減期核種を崩壊減衰させた後、低放射性気体廃棄物とともにフィルタユニットを通した後に、排気筒から放出する。

(イ) 原子炉格納施設、原子炉建家などの換気空調設備からの排気

① 原子炉格納施設の換気系からの排気

原子炉格納容器内に従業員が立ち入る場合などに、必要に応じて格納容器減圧装置によって換気を行う。

また、格納容器減圧装置により、原子炉の運転中及び停止直後にフィルタユニットを通して原子炉格納容器内の間欠排気を行う。

換気に伴う排気は、原子炉格納容器モニタにより放射性物質の濃度を確認し、微粒子フィルタにより粒子を除去した後、排気筒モニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。

② 原子炉建家の換気系からの排気

原子炉建家内のヘリウム内包機器からの漏えいがあれば、その中の放射性物質が換気に伴う排気中に混在することになるので、換気空気は、微粒子フィルタにより粒子を除去した後、排気筒モニタにより放射性物質の濃度を監視しつつ、排気筒から放出する。

(c) 気体廃棄物処理設備の設計方針

気体廃棄物処理設備は、次の方針により設計する。

① 気体廃棄物処理設備は、気体廃棄物を適切にろ過、貯留、減衰及び管理するこ

とにより、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できるようにする。

- ② 気体廃棄物処理設備は、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出できる設計とする。
- ③ 低放射性気体廃棄物は、フィルタユニットにより微粒子、放射性よう素などを除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出するようにする。
- ④ 高放射性気体廃棄物は、減衰タンクに一定期間貯留することにより、放射能を減衰できるようにする。
- ⑤ 換気空調設備の排気は、フィルタを通してろ過した後、排気筒に放出する。

(d) 気体廃棄物処理設備の主要設備

気体廃棄物処理設備を構成する主要設備は次のとおりである。

① 廃ガス圧縮機

廃ガス圧縮機は、廃ガスを減衰タンクに圧送するためのものであり、圧縮機本体、冷却器などから構成する。

② 減衰タンク

減衰タンクは、高放射性気体廃棄物を圧縮して貯留し、放射能を減衰させる。減衰タンクは、廃ガスを 30 日間貯留できる容量とする。

③ フィルタユニット

フィルタユニットは、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵し、低放射性気体廃棄物処理系及び高放射性気体廃棄物処理系並びに換気空調設備排気系から発生する気体廃棄物から、微粒子、放射性よう素などを除去する。

(e) 気体廃棄物の放出量

気体廃棄物の推定放出量を表 4.1.3-1 に、放出量推定根拠を添付資料 4.1.3 に示す。

(ii) 液体廃棄物処理設備

(a) 概要

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る。貯留した液体廃棄物は、放射性物質の濃度が濃度限度以下である場合は一般排水溝へ放出し、濃度限度を超える場合は蒸発濃縮処理によって放射性物質の濃度を下げた後放出する。液体廃棄物処理設備の系統概念図を図 4.1.3-3 に示す。

(b) 液体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがある。これらの中に含まれる主な放射性物質は、原子炉冷却材中に放出された核分裂生成物である。

① 燃料取扱及び貯蔵設備の廃液

使用済燃料、制御棒などの洗浄廃液

② 放射性廃棄物処理施設の廃液

固体廃棄物処理設備廃液、液体廃棄物処理設備廃液

③ 建物ドレン

床ドレン、機器ドレン

④ 洗濯排水

洗濯排水、手洗排水、シャワードレン

(c) 設計方針

液体廃棄物処理設備は、次の方針により設計する。

- ① 液体廃棄物のろ過、蒸発処理、イオン交換処理などにより実用可能な限り、放射性物質の濃度を低減する。
- ② 液体廃棄物の性質によって、専用の処理系統を設ける。
- ③ 液体廃棄物の貯蔵、再使用及び放出管理を行い、環境への放射性物質の放出を実用可能な限り少なくする。そのため処理水は一時タンク貯蔵し、試料採取分析を行って放射性物質の濃度が十分低いことを確認するとともに、放水口からの放出に当たっては排水モニタで監視する。
- ④ 液体廃棄物処理設備の機器は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺にせきを設け、液体廃棄物が管理区域外へ漏出することを防止する。また漏えいした液体廃棄物は、建物ドレン系統で回収し処理する。
- ⑤ 廃液は、大別して次の2つの処理系統により処理する。
 - ・ 設備廃液及び建物ドレン処理系統
 - ・ 洗濯排水処理系統

設備廃液及び建物ドレン処理系統では、放射性物質の濃度が比較的高い廃液を処理する。設備廃液及び建物ドレン処理系統は、廃液受入タンク、廃液蒸発濃縮装置、脱塩塔などから成り、蒸留水は、その液質により再使用、再処理あるいは放出する。廃液は、廃液受入タンクにて中和処理後、廃液蒸発濃縮装置により溶存固形分を濃縮分離する。蒸留水は、脱塩塔を通した後、廃液モニタタンクに送り、ここで放射性物質の濃度が十分低いことを確認後、タービン冷却水で混合希釈して、放水口から放出する。蒸留水の一部は、機器洗浄用水などとして再使用する。

洗濯排水処理系統は、洗濯排水受入タンク、処理装置、選択排水モニタタンクなどから成る。洗濯廃水は、洗濯排水受入タンクに受け入れた後、処理装置を通して洗濯排水モニタタンクに送り、放射性物質の濃度が十分低いことを確認後、タービン冷却水で混合希釈して放水口から放出する。

- ⑥ それぞれの廃液槽を収納している室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質

が漏えいしにくい構造にし、漏えいの拡大を防止するために床面及び出入口などには、必要に応じてせきなどを設けることとする。

- ⑦ それぞれの廃液槽には、漏えい検知装置などを設け、万一漏えいが生じた場合でも、早期発見することにより、漏えいの拡大を防止できるようにする。

(d) 液体廃棄物の発生量

液体廃棄物の年間推定発生量は、表 4.1.3-2 に、発生量の推定根拠を添付資料 4.1.3 に示す。

(e) 主要設備

液体廃棄物処理設備を構成する主要設備は次のとおりである。

① 廃液受入タンク

廃液受入タンクは、燃料取扱及び貯蔵設備廃液、建物ドレン及び放射性廃棄物処理施設廃液などを受け入れる。

② 廃液蒸発濃縮装置

廃液蒸発濃縮装置は、燃料取扱及び貯蔵設備廃液、建物ドレン及び放射性廃棄物処理施設廃液などを処理する。蒸留水は、脱塩塔に送る。濃縮廃液は廃液濃縮液タンクに送り、固体廃棄物として処理する。

③ 脱塩塔

脱塩塔は、廃液蒸発濃縮装置からの蒸留水を更に浄化する。

④ 廃液モニタタンク

廃液モニタタンクは、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、建物ドレン、放射性廃棄物処理施設廃液などの処理された蒸留水を貯蔵する。貯蔵された蒸留水は、試料採取分析し、液質を確認後、再使用、再処理あるいは放出する。

⑤ 洗濯排水受入タンク

洗濯排水受入タンクは、洗濯排水を受け入れる。

⑥ 洗濯排水処理装置

洗濯排水処理装置は、洗濯排水をろ過などで浄化する。

⑦ 洗濯排水モニタタンク

洗濯排水モニタタンクは、排水受入タンクからの排水を貯蔵し、試料採取分析にて液質を確認後、再処理あるいは放出する。

⑧ 廃液移送ポンプ

各廃液槽内の廃液を一般排水溝へ放出するか、又は処理系に移送するために使用する。

(iii) 固体廃棄物処理設備

(a) 概 要

固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の回収、分類、ドラム缶などの容器への収納

及び一時保管を行う。ドラム缶などの容器への収納及び操作に際しては、放射性物質の散逸などを防止する。また、使用済みの可動反射体ブロック、制御棒などの高レベル β γ 固体廃棄物については貯蔵保管する。固体廃棄物処理設備の系統概念図を図 4.1.3-4 に示す。

(b) 固体廃棄物の種類

原子炉の通常運転時において発生する固体廃棄物には、次のものがある。

- ① 高レベル β γ 固体廃棄物
使用済の可動反射体ブロック、制御棒など
- ② 使用済フィルタ
換気空調設備のフィルタ、気体廃棄物処理設備のフィルタなど
- ③ 低レベル β γ 固体廃棄物
布、紙などの雑固体廃棄物
- ④ 可燃性あるいは不燃性の雑固体
- ⑤ ヘリウム純化設備再生冷却器ドレンの固化体
- ⑥ 使用済燃料貯蔵プール冷却系などの脱塩塔使用済樹脂

(c) 設計方針

固体廃棄物処理設備は、次の方針により設計する。

- ① 使用済の可動反射体ブロック、制御棒などの高レベル β γ 固体廃棄物は、使用済み燃料貯蔵プールに貯蔵保管する。
- ② 上記の①項以外の高レベル及び低レベル β γ 固体廃棄物は、原則としてドラム缶などの容器に収納し、固体廃棄物貯蔵庫にて保管する。
- ③ ドラム缶などの容器への収納、操作に際しては、放射性物質の散逸などが防止できるように考慮する。
- ④ 固体廃棄物処理設備は、ドラム詰め操作に際し、従業員の被ばくをできるだけ少なくするように、十分な遮へいを行うとともに、遠隔操作可能な設計とする。
- ⑤ 固体廃棄物を安全に貯蔵するために、固体廃棄物貯蔵庫を発電所敷地内に設置する。

(d) 固体廃棄物の処理方法

各固体廃棄物の処理方法は次のとおりとする。

- ① 換気空調設備及び気体廃棄物処理設備などのフィルタ類
ポリエチレン包装などにより放射性物質の放散防止の処置を行った後、固体廃棄物貯蔵庫へ移送する。
- ② 可燃性あるいは不燃性の雑固体
カートン詰め後、ポリエチレン包装し、固体廃棄物貯蔵庫へ移送する。
- ③ ヘリウム純化設備再生冷却器ドレンの固化体

本固化体はヘリウム純化設備再生冷却器ドレンを固化処理したもので、容器内に密封した後、固体廃棄物貯蔵庫へ移送する。

④ 蒸発濃縮装置濃縮廃液

濃縮廃液は、遠隔操作でアスファルト固化しドラム詰めにする。

⑤ 使用済樹脂

使用済樹脂は、遠隔操作でアスファルト固化しドラム詰めにする。

⑥ 雑固体廃棄物（布、紙、ポリエチレン、工具、ガラス器具、小物部品など）

圧縮可能なものは、ベイラによって圧縮減容し、ドラム詰めにする。

⑦ 使用済の可動反射体ブロック、制御棒など

使用済燃料貯蔵プールに貯蔵する。

(e) 主要設備

固体廃棄物処理設備を構成する主要設備は次のとおりである。

① 廃樹脂タンク

廃樹脂タンクは、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。

② 濃縮液タンク

濃縮液タンクは、廃液蒸発濃縮装置からの蒸発濃縮装置濃縮廃液を貯蔵する。

③ 洗濯排水受入タンク

洗濯排水受入タンクは、洗濯排水を受け入れ、貯蔵する。

④ アスファルト固化装置

アスファルト固化装置は、蒸発濃縮装置濃縮廃液及び使用済樹脂をアスファルト固化し、ドラム詰めにする。

⑤ ベイラ

ベイラは、放射性物質で汚染された紙、布、ポリエチレン、工具、ガラス器具、小物部品などの低レベル放射性固体廃棄物を、ドラム缶内で圧縮減容する。

⑥ 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は、鉄筋コンクリート構造の建物で、建物内には出入監視所などを設ける。

(f) 固体廃棄物の発生量

固体廃棄物の種類別推定発生量を表 4.1.3-3 に、発生量の推定根拠を添付資料 4.1.3 に示す。

(5) まとめ

ヘリウムガス冷却炉の廃棄物処理設備の系統概念を設定した。

表 4.1.3-1 気体廃棄物の発生量（原子炉 1 ユニット当たり、推定値）

No.	発生源	放射能レベル	年間発生量 (m ³ [normal]/y)	備考
1. 気体廃棄物処理設備からの放出廃ガス				
1	純化設備 コールドトラップ 再生時廃ガス	高	1800	
2	純化設備 CuOT・MST 再生 時廃ガス	高	4900	
3	サンプリング設備サンプリ ング廃ガス	高	350	
4	燃料交換時置換ガス	低	80	
2. 換気空調装置からの放出廃ガス				
1	格納容器減圧装置 (通常運転時)	低	70000	
2	格納容器減圧装置 (定検時)	低	240000	
3	原子炉建家排気装置	低	1.6×10 ⁹	

表 4.1.3-2 液体廃棄物の発生量（原子炉 1 ユニット当たり、推定値）

No.	発生源	放射能レベル	年間発生量 (m ³ /y)	備考
1	建物ドレン	低	200	
2	燃料取扱・ 貯蔵設備洗浄廃液	低	5	
3	ランドリドレン	低	700	

表 4.1.3-3 固体廃棄物の発生量（原子炉 1 ユニット当たり、推定値）

No.	発生源	放射能レベル	年間発生量 (m ³ /y)	備考
1	換気空調設備・気体廃棄物 処理設備のフィルタ類	低	50	
2	使用済み樹脂	低	10	
3	濃縮廃液	低	2	
4	雑固体	低	20	200 L ドラム缶 100 本相当
5	使用済み制御棒	高	5	
6	使用済み可動反射体ブロッ ク	高	2	

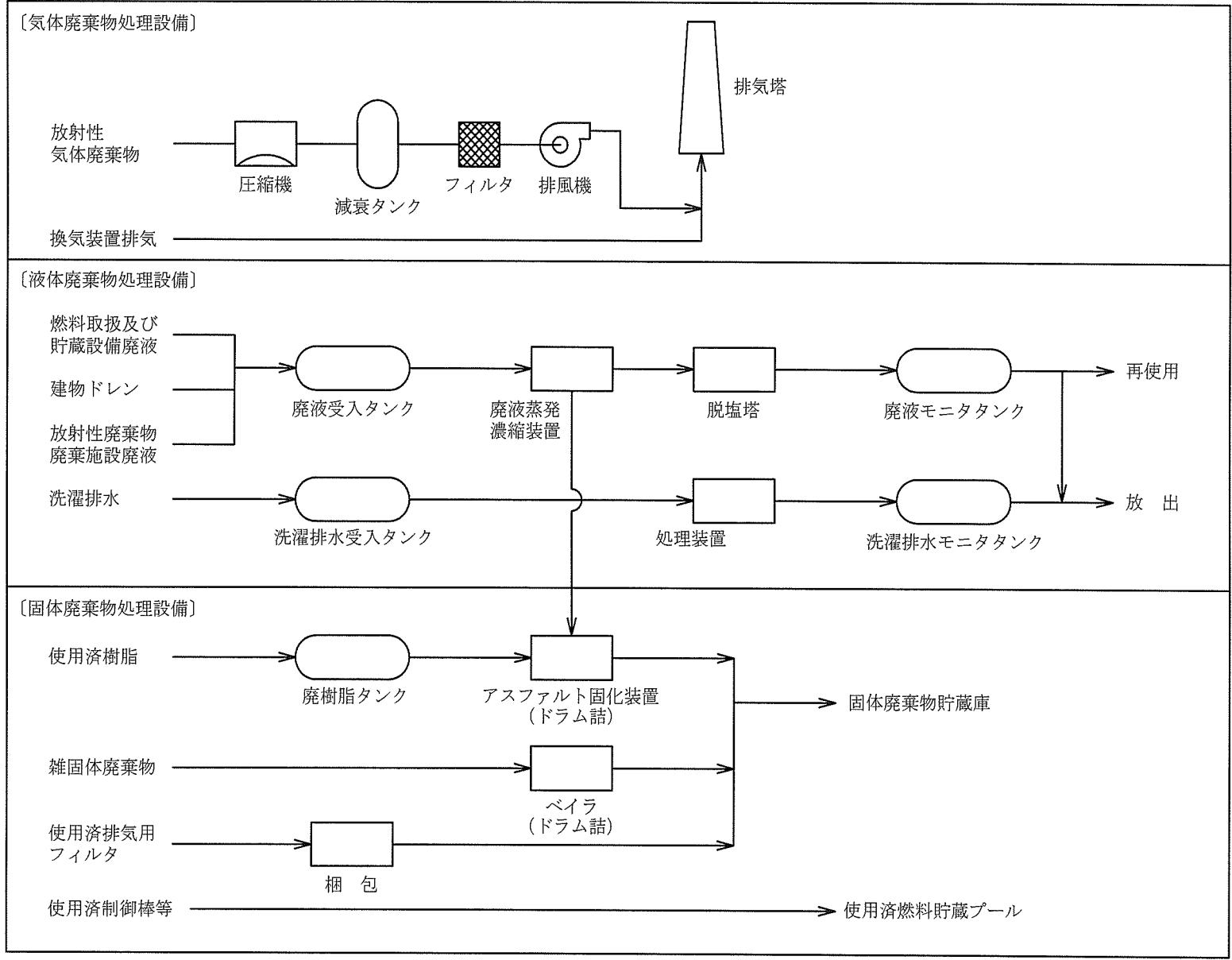
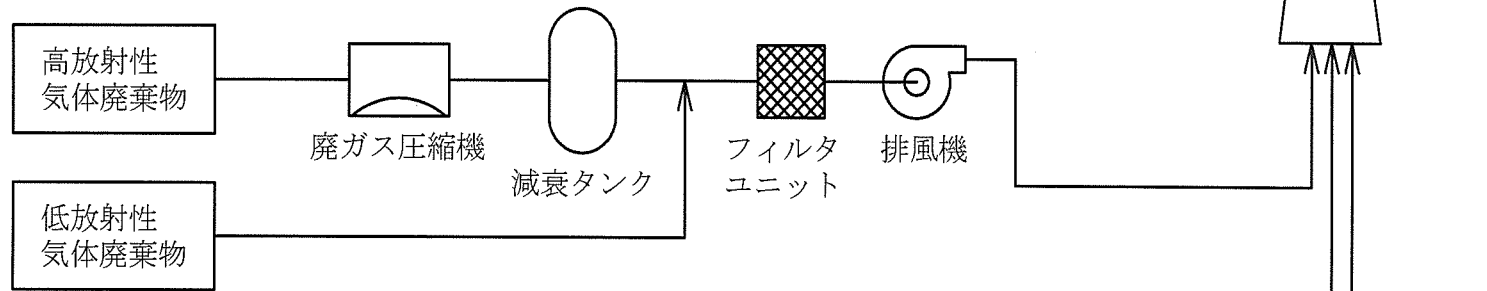


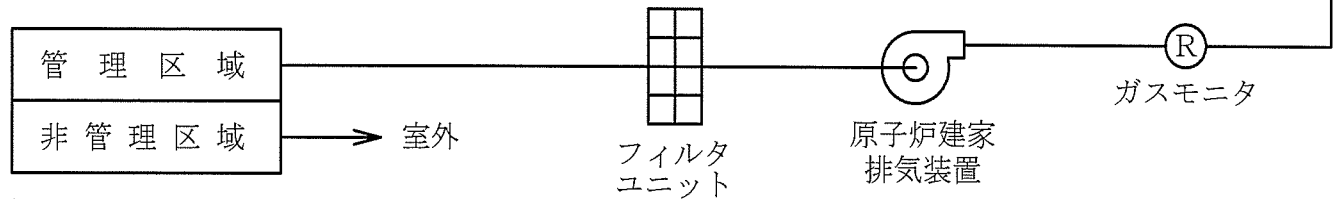
図 4.1.3-1 放射性廃棄物処理施設系統概念図

1. 気体廃棄物処理設備からの排気



2. 換気空調設備からの排気

(1) 原子炉建家の排気



(2) 原子炉格納施設の排気

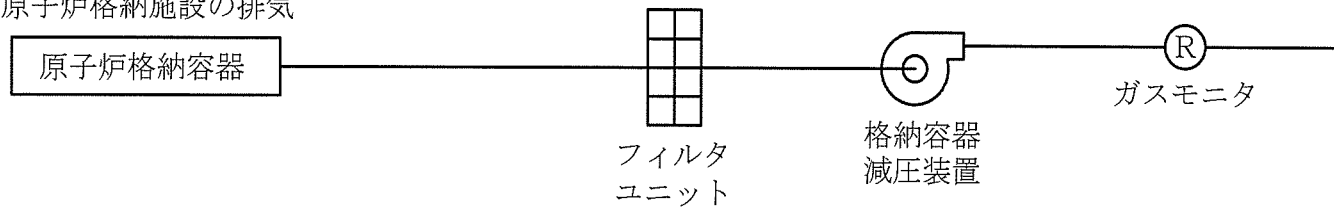


図 4.1.3-2 気体廃棄物処理設備系統概念図 (換気系を含む)

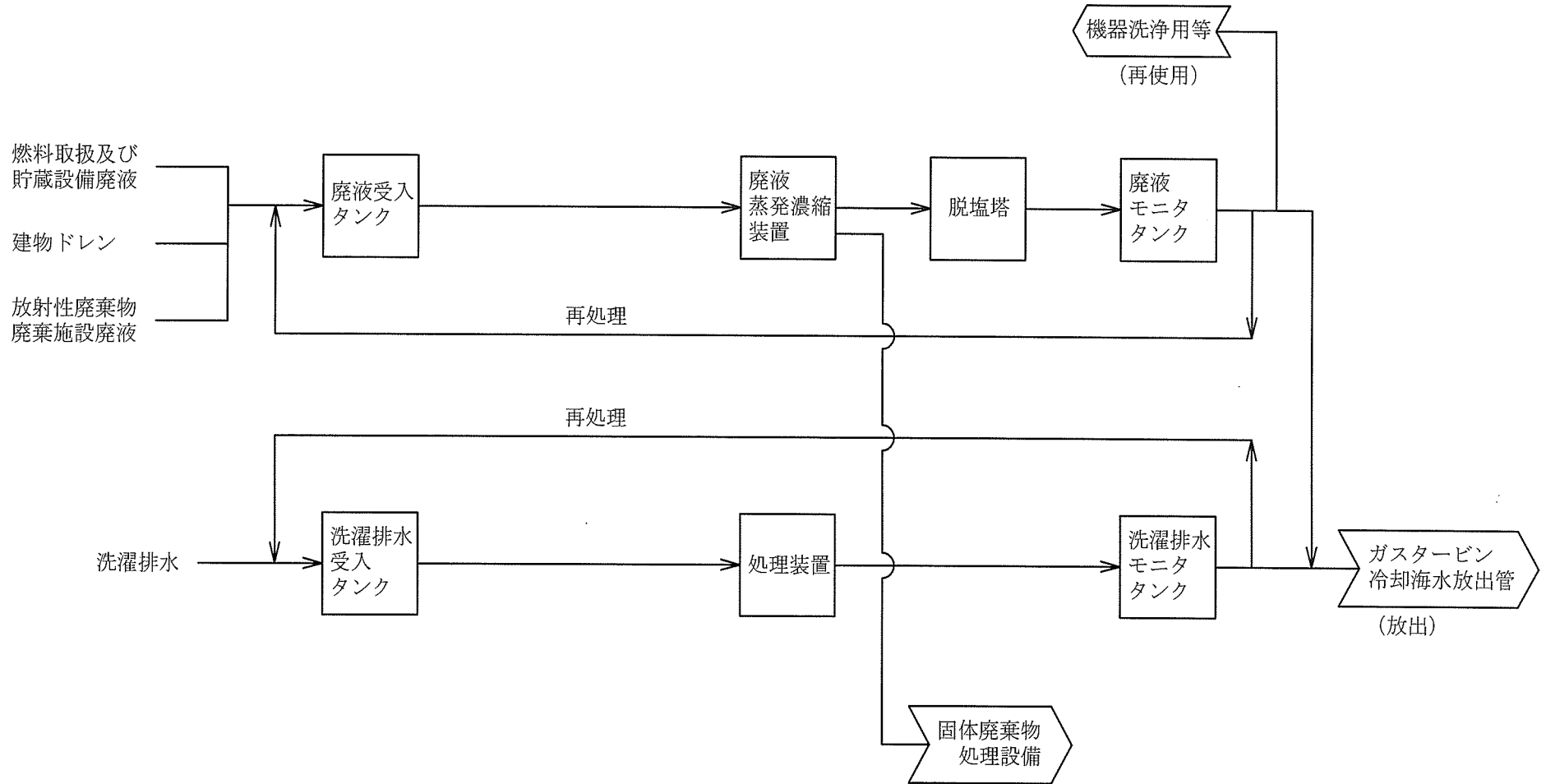


図 4.1.3-3 液体廃棄物処理設備系統概念図

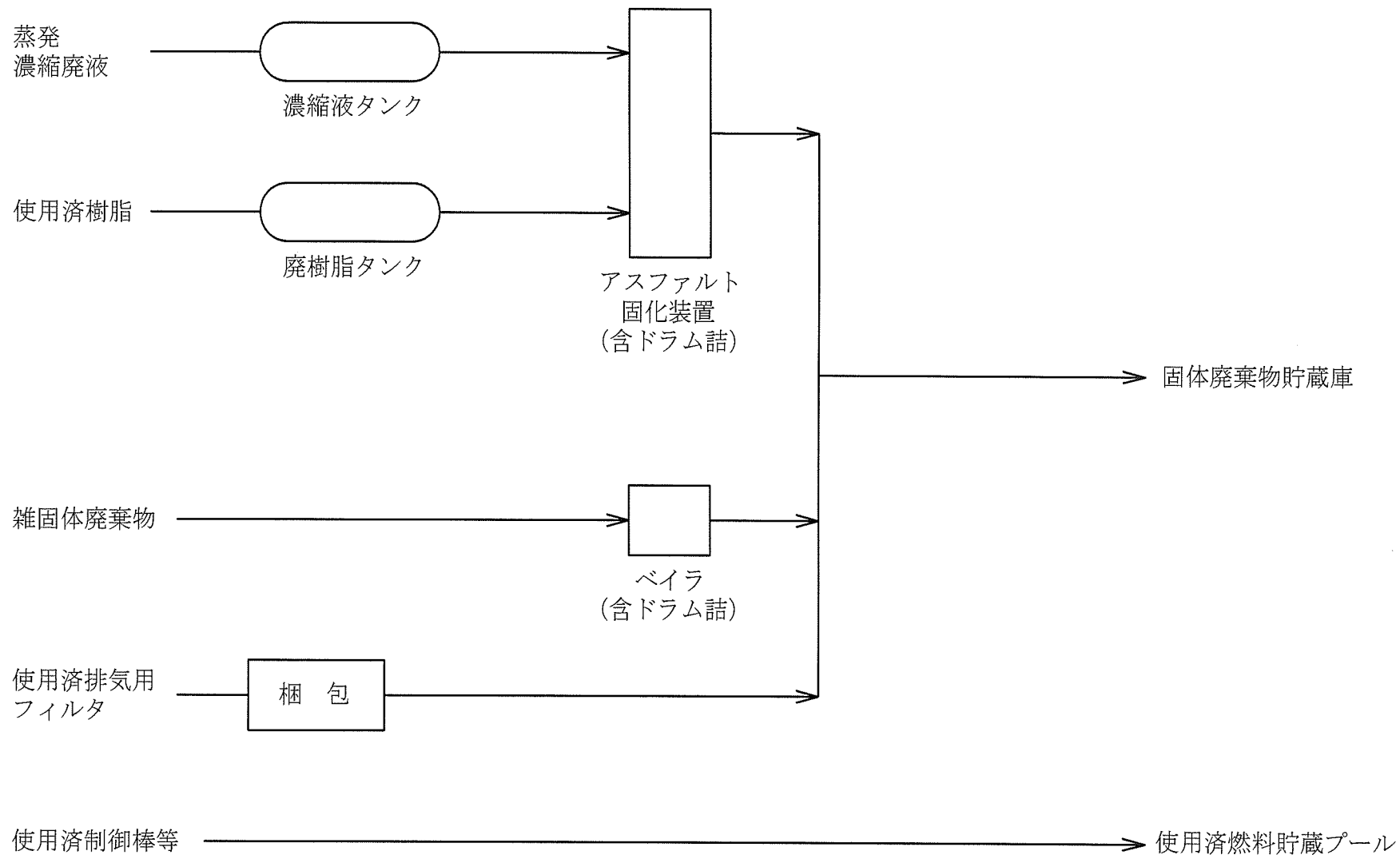


図 4.1.3-4 固体廃棄物処理設備系統概念図

4. 1. 4 格納設備

(1) 目的

被ばく評価の検討において立地事故の周辺公衆被ばく線量を評価した結果、コンファインメント設備の設置が必要であることがわかった。この検討結果を原子炉格納設備設計に反映する。

(2) 原子炉格納設備の見直し

被ばく評価の結果より、以下のような原子炉格納設備への要求がある。

① 鋼製原子炉格納容器

原子炉格納容器漏えい率 0.2%/day (鋼製格納容器)

② コンファインメント及び非常用ガス処理系

事故時の被ばく評価結果では、表 4.1.4-1 に示すようにコンファインメント無しでは成立しない。そのため、コンファインメントと非常用ガス処理系の設置必要である。

(3) 原子炉格納バウンダリの考え方の整理

上の要求条件に示す通り、軽水炉と同様な鋼製原子炉格納容器、コンファインメント（軽水炉のアニュラス相当）及び非常ガス処理系が必要となる。

(a) 原子炉格納容器バウンダリ範囲

1) 原子炉格納容器の設計条件

- ・ 最高使用圧力：0.59MPa(gauge)（最高使用圧力の考え方は添付資料 4.1.4 参照）
- ・ 最高使用温度：300°C
- ・ 漏えい率：0.1%/day^{*1}

(*1：被ばく評価では、漏えい率 0.2%/day と保守的に設定している)

2) 原子炉格納容器バウンダリ

原子炉格納容器バウンダリ図を図 4.1.4-1 に示す。

(b) コンファインメントエリアの設定

原子炉格納容器を取り囲むエリアをコンファインメントエリアとして設定した。

コンファインメントエリアの図を図 4.1.4-2 に示す。

(c) 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系は、コンファインメントエリア内を事故時負圧に保ち、原子炉格納容器貫通部から漏えいしてくる放射能をチャコールフィルタユニットを通してスタックより放出する機能を有する。

以下に主要仕様を示す。

1) 換気風量 2600 m³/h

換気風量は、コンファインメント容積に必要排気回数（6回/day：実証炉設計を参

考に算出)を乗算して算出した。なお、必要排気回数については、実証炉設計を参考に、設備容量が過大にならないことを考慮し、かつ、被ばく線量判断基準を満足することを確認した上で、3回/day(ファン容量100%)を設定し、安全系であるため100%×2台として、6回/dayを設定した。なお、被ばく低減の観点から、排気風量を一定とすると、循環流量すなわちフィルタ通過容量を大きくする必要があるが、この流量を大きくしても次第に被ばく線量は頭打ちとなる経過があるため、合理的な設備容量とすることを考慮し、上記の設定とした。

2) 設備構成

- ・非常用ガス処理系換気ファン : 2台(100%×2台)
- ・非常用ガス処理系換気フィルターユニット : 1基

(4) まとめ

被ばく評価による安全設計要求に基づき、原子炉格納容器バウンダリ範囲、コンファイメントエリア及び非常用ガス処理系の仕様設定を行った。

表 4.1.4-1 立地評価での被ばく評価結果

		被ばく線量 (Sv)			判断基準との比(-)		
		外部γ線による 全身に対する線量	成人甲状腺線量		判断基準 全身 (0.25Sv)	判断基準 成人の甲状腺 (3Sv)	
		希ガス 100%	よう素 50%	よう素 100%	希ガス 100%	よう素 50%	よう素 100%
	格納容器内線源 (炉内存在量に対する割合)						
コンファインメント	有り	1.54E-03	2.96E-01	5.92E-01	6.14E-03	9.87E-02	1.97E-01
	無し	8.24E-03	8.63E+01	1.73E+02	3.30E-02	2.88E+01	5.76E+01

注) 事故評価は1基分である。また、燃料破損率0.1%での評価結果である。

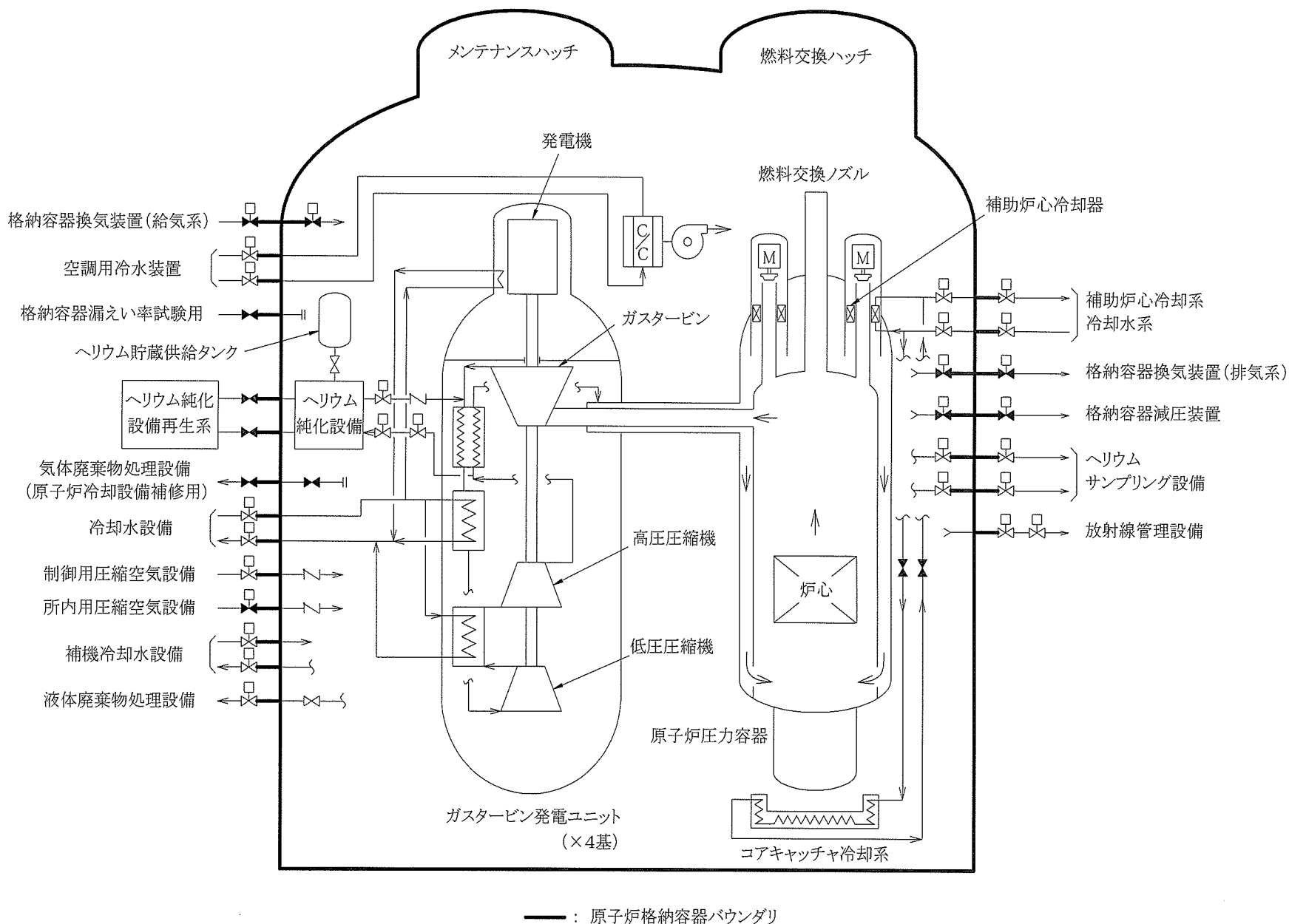
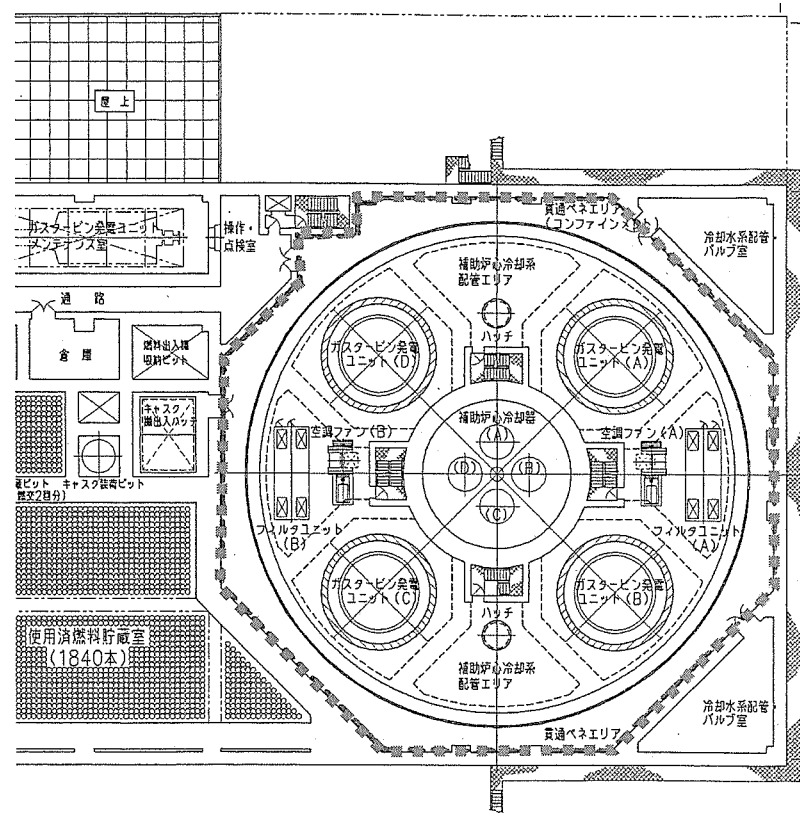
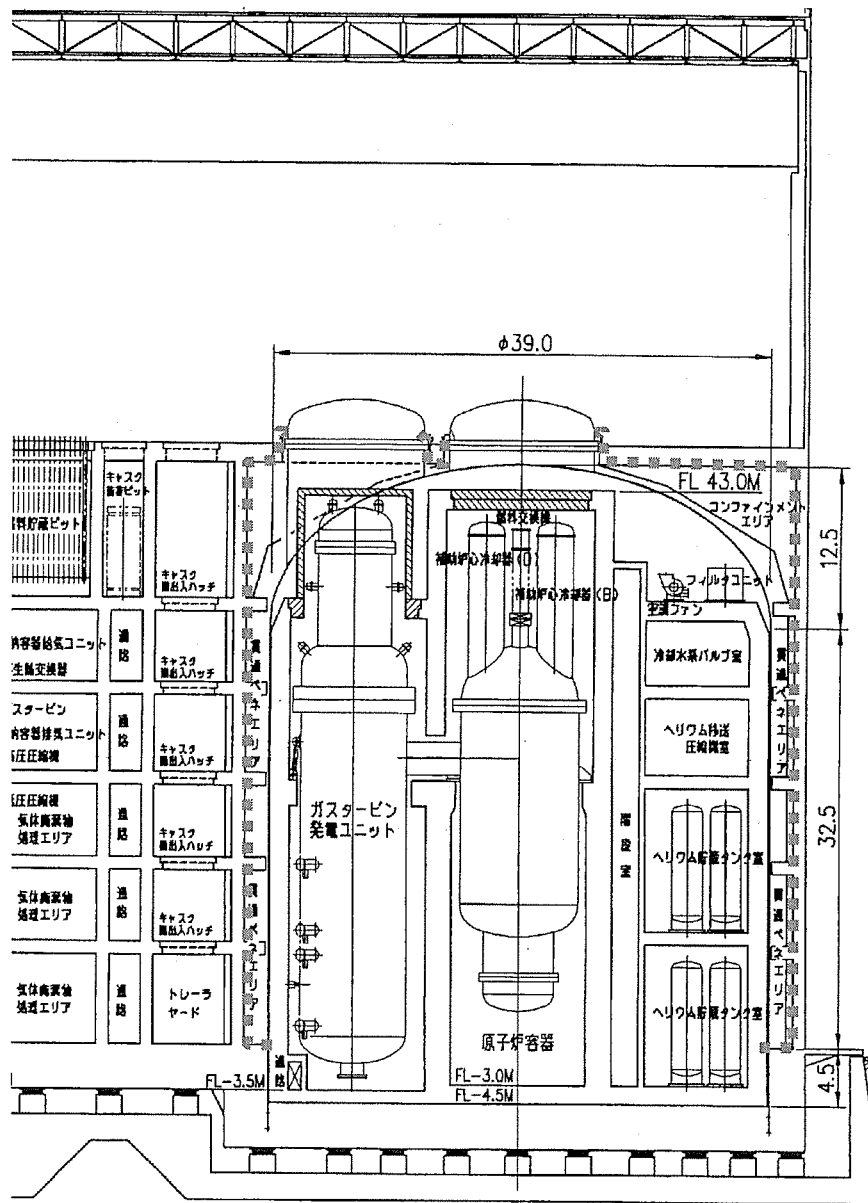


図 4.1.4-1 原子炉格納容器バウンダリ説明図



コンファインメントエリア

図 4.1.4-2 コンファインメントエリア図

4. 1. 5 コアキャッチャー

本概念では、炉心損傷防止能力強化を追求しており、ATWS や減圧事故にスクラム失敗を重ねた条件でも炉心損傷回避できる可能性がある。ここでは、炉心損傷を考慮してもその影響緩和を適切に図ることができる合理的な方策について検討を行った。本概念についての炉心損傷事象推移評価はこれまで行われていないため、ここでの検討は、その概要を定性的に把握し、有効かつ合理的なコアキャッチャーに代表される対策設備概念をどのようにすべきかを検討する位置づけである。炉心損傷の起因となる事象としては様々なものが考えられるが、ここでは、それを特定せず、異常状態において核的停止しやすい本概念の特徴を踏まえて、炉停止状態での除熱喪失を想定した崩壊熱による炉心損傷過程を取り上げ検討した。

昨年度は、炉心部、原子炉容器下部及び格納容器内原子炉キャビティのそれぞれの場所について、燃料が熔融し移行する過程における臨界性と冷却性について評価し、再臨界を回避しつつ損傷炉心の長期安定冷却達成が可能なサクセスシナリオが描ける見通しとコアキャッチャー等の対策設備概念について検討し、以下の結果を得ている。

① 炉心崩壊シナリオ

[炉心部]

- ◆ 崩壊熱レベルでは、燃料と被覆材、構造材はほぼ同じ温度で上昇するため、燃料熔融に先行して構造材が崩壊し未熔融燃料が流出する可能性がある。熔融燃料は燃料集合体の内管の破損に伴って内管を通過して炉容器下部に落下する。
- ◆ 炉心崩壊過程での再臨界発生は現状知見からは否定できないが、内管が有効な燃料排出経路として期待できることから、厳しい再臨界は回避できる可能性がある（今後評価が必要）。

[炉容器下部]

- ◆ 除熱手段の確保が困難であり、かつ、多量の燃料が堆積した場合、再臨界となるので損傷炉心の原子炉容器内保持は困難。原子炉容器底部破損に伴い熔融燃料が原子炉キャビティ内に落下する。
- ◆ 熔融燃料の排出を促進するため、原子炉容器底部に熔融燃料排出ノズルを設ける方策が考えられる。
- ◆ 再臨界発生の可能性があるが、作動流体となる液体冷却材が存在しないため、周囲の構造材に作用する機械的エネルギーは問題とならない可能性がある（今後評価が必要）。

[格納容器内]

- ◆ 原子炉キャビティに落下した燃料はコアキャッチャー容器に収納され、保持・冷

却される。

[窒化物燃料の熱解離の影響]

- ◆ 全燃料が解離した場合にも、バウンダリの健全性評価上問題となることはない見通し。

② コアキャッチャー概念

上記シナリオに適合しうる概念として、格納容器内の原子炉キャビティ内に設置するキャッチパンタイプのコアキャッチャー概念を検討した。一例として、グラファイト、 B_4C 層を設けた鋼製容器内に熱媒体として鉛ビスマスを充填し、鉛ビスマス中に冷却水管を埋め込む構造案を示した。

以上の検討結果を踏まえ、今年度は、この概念をより具体化するため、炉心損傷の事象推移評価上重要となる原子炉容器下部での燃料挙動に関する検討とコアキャッチャー構造に関する検討を実施した。

(1) 原子炉容器下部での燃料挙動に関する検討

想定している崩壊熱による発熱条件下では、炉心の昇温は緩慢であり、炉心構造材である SiC が強度を失った段階で燃料集合体は崩壊し、被覆粒子燃料は燃料集合体のエントランスノズルを通過して原子炉容器底部に落下するものと推定される。原子炉容器底部では、落下してきた燃料粒子と崩壊構造材が瓦礫状に堆積することとなる。瓦礫内の燃料は除熱されないため昇温を続けやがて熔融する。熔融した燃料は瓦礫内を沈降し、原子炉容器底部の断熱層に接した状態の燃料熔融プールを形成することが推定される。原子炉容器底部は、熔融燃料プールからの熱負荷によって熱的に弱い部分で熔融貫通し、そこから熔融燃料が流出して原子炉容器室下部に設置したコアキャッチャーに移行し、そこで未臨界状態を維持しつつ保持冷却される。

原子炉容器底部には、ISI 検査孔(図 4.1.5-1 参照)を設置することが検討されており、これが燃料流出経路として有効に機能しうることを期待されるので、ここでは、熔融燃料が ISI 検査孔を熔融貫通する挙動を、汎用非線形有限要素法コード FINAS を用いた熱伝導計算によって評価した。また、熔融燃料が原子炉容器底部を熔融貫通して燃料流出するまでの間、原子炉容器底部には燃料熔融プールが形成されることとなるので、その臨界性について、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて評価した。結果を以下に示す。

(i) ISI 検査孔熔融貫通挙動

(a) 概 要

事故後に崩壊熱によって炉心が溶融すると、デブリは原子炉容器底部に落下して堆積する。デブリは原子炉容器底部に設けられた排出管（ISI 検査孔）にその上面のカオウール断熱材を溶断して侵入し、次にその排出管下部壁を溶断して原子炉容器下部のコアキャッチャーに集められる。ここでは、排出管の温度解析を行い、燃料排出の見通しを次の 2 段階に分けて検討した。

第 1 段階：排出管上部カオウール断熱材の溶断

第 2 段階：排出管下部壁の溶断

(b) 計算モデル

計算モデルを図 4.1.5-2 に示す。排出管を中心とした 2 次元軸対称モデルである。原子炉容器から上は半径 300 mm の範囲までとし、そこで断熱条件（その外は同温度の条件と等価）とした。また排出管外面からの放熱は無視した。

予備解析の結果、排出管上部のカオウール断熱材の厚さは全体部の厚さ 150 mm よりかなり薄くしないと溶断に時間がかかりすぎるために 80 mm とした。また排出管下部については、予備解析の結果、排出管から原子炉容器及び下部フランジへの熱の放散が溶断の時間を支配するので、デブリ用スペースをできるだけ大きくとり、かつ溶断想定部以外はボロンカーバイトで断熱することとした。

解析は汎用非線形構造解析システム FINAS を使用して行った。第 1 段階及び第 2 段階の解析では、それぞれこのモデルの上半部又は下半部を使用した。主対象であるカオウール断熱材と排出管壁はそれぞれ 2 層に分割し、1 層毎に溶融の判定を行い、溶融した場合はデブリに置き換わるものとした。

計算に使用した物性値を表 4.1.5-1 に示す。崩壊熱データは、表 4.1.5-2 の値を使用した。崩壊熱は第 1 段階の起点ではデブリが原子炉容器底部に到達する炉停止後 2500 秒の値を、第 2 段階の起点ではデブリが排出管下部に侵入する炉停止後 3500 秒の値を使用した。なお、デブリは炉心中の金属分のみと考え、その体積は通常時の炉心の 43% とした。初期温度は、原子炉容器底部に堆積したデブリを 2800°C、その他の部分を 400°C とした。

(c) 計算結果

第 1 段階の計算結果としての各部温度の時間変化を図 4.1.5-3 に示す。時間の零点は炉停止 2500 秒後である。カオウールは、下面温度が約 600 秒から上昇し始め、900 秒程度でその融点に達して溶断する。デブリ温度はカオウールへの伝熱のために約 2650°C に低下するが、カオウール溶断時には 2900°C まで再上昇する。なお、溶断後は

デブリが流出せずにそのまま滞在するとしているので、溶断後の経過は参考である。

第 2 段階の計算結果としての各部温度の時間変化を図 4.1.5-4 に示す。時間の零点は炉停止 3500 秒後である。約 250 秒後に排出管上面温度が鋼の融点に達して溶融が始まる。約 600 秒後に排出管外面も融点に達して溶断する。この間鋼の溶融熱のために温度上昇速度が低下する。溶断時点でデブリの温度は 2300℃まで低下し、その後ゆるやかに回復して行く。溶断後はデブリが流出せずにそのまま滞在するとしているので、溶断後の経過は参考である。

(d) 窒化物燃料の場合の排出の可能性について

上記においては、窒化物燃料が解離して金属燃料になった状態を想定した。しかし、平成 14 年度の検討においては、窒化物燃料の解離は、燃料の融点近傍では、ほとんど進行しないという見通しがなされている。

したがって、溶融燃料の性状としては、溶融窒化物燃料の場合についても考慮しておく必要がある。融点近傍にある窒化物燃料が ISI 検査孔に侵入する場合、その先端付近にて固化する可能性が考えられる。しかし、一旦先端が固化したとしても、ISI 検査孔が溶融脱落した後は吸熱源が減るので、固化燃料の再溶融により落下する可能性はある。また、窒化物燃料の熱伝導度は金属燃料と同程度であり、熱容量は金属燃料より大きいので、固化する際の潜熱放出を考慮すると、上記と同じ条件で窒化物燃料を想定した解析を実施した場合、燃料温度は、今回よりも高くなることが考えられる。

(ii) 原子炉容器底部での臨界性

(a) 概要

昨年度の検討結果から、溶融燃料が 100%の充填率で炉心と同じ直径で円筒状に堆積した場合、炉心インベントリの 50%で再臨界となることが分かっている。燃料プール形成から流出開始までに 30 分程度かそれ以上の時間がかかるとの上記(i)の結果を考慮すると、原子炉容器底部に 100%インベントリの溶融燃料プールが形成される可能性を考慮しても再臨界とならないようにしておく必要がある。このためには臨界とならない形状で溶融燃料が原子炉容器底部に溜まるように、耐熱材料ブロックを原子炉容器底部に設置することが考えられる。このため、未臨界を維持可能なブロック形状をサーベイした。

(b) 計算条件

取出し平均燃焼度 120GWd/t の横方向流冷却被覆粒子燃料炉心を対象として、溶融燃料が、原子炉容器底部に落下堆積した場合の臨界性について解析した。溶融燃料の受け皿は 2 つのケースを検討した。

- 原子炉容器底部には炉心燃料の重金属、Ti、FP が全量落下する。
- 熔融燃料の組成重量比は、重金属 72.0%、Ti22.5%、FP5.5%である。核分裂性 Pu 富化度は 12.6wt%である。
- 原子炉容器底部は厚さ 300mm のグラファイト、側部に 160mm の厚さのカオウール ($\text{Al}_2\text{O}_3 : \text{SiO}_2 = 47 : 53$ 、密度 2.6g/cc) がある。

受け皿を 1 段とする場合

- 原子炉容器底部がコーン（円錐）形状で、コーンの高さは 36.6cm とした。この高さは燃料全量が堆積した場合の高さに等しい。図 4.1.5-5 参照。
- 熔融燃料は直径 730.4cm の広さに拡がり、一様な平面となるように堆積すると想定した。

受け皿を 2 段とする場合

- 1 段目は円筒状の皿あるいは底をコーン状とした皿、2 段目は原子炉容器底部（下部の受け皿）が円錐状の形状とした。
- 吸収材無しの場合と吸収材を 1 段目の皿の下部あるいは上部に配置した場合を検討した。吸収材は天然ボロンの炭化ホウ素 (B_4C) とした。
- 1 段目と 2 段目の距離は 150cm とし、これを 50cm、100cm、200cm に変えたケースを検討した。

(c) 計算方法

- ①コード：連続エネルギーモンテカルロコード MVP
- ②温度寸法：炉心燃料温度は 2200°C、寸法は常温

(d) 解析結果

MVP の計算条件と解析結果を表 4.1.5-3~5、図 4.1.5-5、図 4.1.5-6 に示す。

(ア) 1 段の受け皿のケース（表 4.1.5-3）

1) 熔融燃料の量と臨界性

炉心燃料の全量が堆積した場合にも実効増倍率は 1.14、堆積量が炉心全量の 60% で未臨界 ($k\text{-eff}=0.994$) となる。

2) 円錐の高さと臨界性

円錐状の高さを変えた場合の臨界性への影響を評価した。円錐の高さを高くするに従い、実効増倍率は大きくなった。炉心全量が平板の底面に一様な厚さで堆積した場合の実効増倍率は 1.08 となった。

(イ) 2 段の受け皿のケース

1) 吸収材無し、一段目の皿の形状を変えた場合（表 4.1.5-4）

1 段目の皿を底部の平坦なものとし、ここに炉心全量の 50% が堆積する。残り

50%は2段目の皿に堆積する。1段目の皿を容積を同じとし、直径と高さの割合を変えて臨界性を計算した。1段目の皿と2断面の皿の距離は150cmとする。

厚さを14.5cmから16.1cmの範囲で変えても全体の実効増倍率は1.013から1.015に分布し、その影響は小さく、いずれも臨界であった。

2) 吸収材を配置した場合 (表 4.1.5-5)

1段目の皿の底部をコーン状に変更し、①B₄C無し、②1段目の受け皿の下部にB₄Cを配置、③体系の上部にB₄Cを配置、④1段目の受け皿の下部及び体系の上部にB₄Cを配置の4ケースについて臨界性を計算した。

1段目の受け皿の下部にB₄Cを配置した効果は大きく、約7% Δk実効増倍率を下げることができる。この結果、炉心全量が50%ずつ2つの皿に堆積した場合に実効増倍率は0.954であり、未臨界であった。

(ウ) 2つの皿の距離

2つの皿の距離と臨界性の関係について検討した。吸収材無しの場合の結果を表4.1.5-4に、吸収材有りの場合の結果を表4.1.5-5に示す。吸収材無しの場合に2つの皿の距離を200cmから100cmにすると、実効増倍率は1.002から1.027に大きくなる。また吸収材有りの場合に2つの皿の距離を150cmから50cmにした場合は、実効増倍率は0.954から0.970になるものの、2つの皿の距離50cm程度でも未臨界は確保できる。

(e) まとめ

原子炉容器底部に円錐形状の耐熱ブロックを設置した場合を想定し、臨界計算を実施したが、100%インベントリを想定した場合、燃料プールの最大深さは平板よりも深くなるため逆に臨界になりやすい結果となった。熔融燃料を2段に分割して溜める構造を想定し、未臨界となる形状をサーベイした結果、上段底面に中性子吸収材を設置することにより未臨界とできることがわかった。今後は、これに対応する構造概念を具体化していく必要がある。

(2) コアキャッチャー構造に関する検討

(i) 概要

昨年度提案した概念の構造見直しを行った。基本構造と外形寸法上の変更はない。昨年度の概念では、スチール構造内部の伝熱媒体として鉛ビスマスを選定していたが、製作、据付の面で手間がかかることからグラファイトに変更した。また、熔融燃料落下時

の荷重に耐えられるようにスチールボックス内に縦リブ構造を設置した。概念図を図 4.1.5-7 に示す。冷却性について評価した結果、昨年度と同様炉停止後 1 時間に相当する 37MW の崩壊熱を除去可能であることが確認できた。また、熔融燃料の落下荷重に耐え、熱膨張歪みに対する健全性も確保される見通しを得た。

(ii) 崩壊熱除去系でのコアキャッチャー冷却可能性の検討

コアキャッチャー内に堆積した熔融燃料の崩壊熱の崩壊熱除去系での除熱の可能性及び自然循環での冷却水流量の確保可能性について検討する。

(a) 計算モデル

図 4.1.5-8 に冷却水系の圧損計算モデルを示す。

(b) 圧損計算及び自然循環力評価

本系統構成での冷却水系の圧損及び自然循環力（冷却水の温度差によるヘッド）を求めた結果を表 4.1.5-6 に示す。ここで、高温側の冷却水温度は崩壊熱除去系冷却水系の通常加圧圧力である 5 MPa の飽和温度 265°C に余裕を見て 250 °C とした。また、低温側の冷却水温度は、空気冷却器ヒートバランスから決まる 146 °C とした。

表 4.1.5-6 に示すとおり、冷却水流量と自然循環力がバランスする流量は 72t/h である。

次に、この流量での崩壊熱除去系空気冷却器の伝熱計算を行った結果を表 4.1.5-7 に示す。同表においては、平成 15 年度において、空気冷却器の伝熱面積を平成 12 年度の設計にて設定した値の 2 倍にした設備設計の結果を反映した（ヒートバランスは、平成 12 年度との比較で設定した）。

表 4.1.5-7 に示すとおり、空気冷却器入口冷却水系温度を 250°C とすると、冷却水出口温度は 148 °C となり、空気冷却器 1 基当たりの除熱量は 9.4 MW となる。

したがって、崩壊熱除去系 4 系統での除熱量は、 $9.4 \times 4 = 37.6$ MW となり、コアキャッチャー内の熔融燃料の崩壊熱 37.5 MW を除熱することが可能である。

(iii) コアキャッチャー構造材の強度評価

(a) 熔融燃料落下に対するコアキャッチャー強度の検討

デブリが液体状であるとすれば、そのコアキャッチャーへの落下時の衝突は完全非弾性衝突と考えることができる。この場合、コアキャッチャーに加わる力は流入

する下向き運動量に等しいので

$$F = (\rho Au) \cdot u = (14140 \times 0.126 \times 17) \times 17 = 514894 \text{ N}$$

F : コアキャッチャーに加わる力 (N)

ρ : デブリ密度 (=14140 kg/m³)

A : デブリ流断面積 (=0.126 m² (半径 0.2 m を想定))

u : デブリのコアキャッチャーへの衝突速度 (=17 m/s)

ここで、熔融燃料のコアキャッチャーへの衝突速度は、落下初期速度（原子炉圧力容器の熔融燃料排出ノズルの流出速度）及び同排出ノズルからコアキャッチャー・キャッチパンまでの落下距離（約 10 m）を考慮して

$$u = u_0 + \sqrt{2gh} = 3 + \sqrt{2 \times 9.8 \times 10} = 17 \text{ m/s}$$

u_0 : 原子炉圧力容器排出ノズル部流出流速 (m/s)。ここでは 3 m/s とする。

g : 重力の加速度 (m/s²)

h : 排出ノズルからキャッチパンまでの落下距離 (m)

衝突位置（キャッチパン上）での圧力は、この力を落下デブリ流の断面積で割った値となる。すなわち

$$P = \frac{F}{A} = \frac{514894}{0.126} = 4.086 \times 10^6 \text{ Pa} \approx 4.09 \text{ MPa}$$

P : キャッチパンに加わる圧力 (Pa)

コアキャッチャーを構成している各層にはこの圧力に等しい圧縮応力が生ずる。各層の圧縮強度は次のとおりであり、発生圧縮応力より十分大きい。よって、熔融燃料落下に対して、コアキャッチャーの強度は確保されると考えられる。

グラファイト	27.4 MPa
B ₄ C	323 MPa (引張強さと同じとした。)
鋼	400 MPa (引張強さと同じとした。)
原子炉格納容器コンクリート	19.6 MPa

(b) コアキャッチャー鋼材（ライナー）強度の検討

コアキャッチャーの強度部材である鋼材（ライナー）の強度について検討する。鋼材の降伏強さと歪みの関係は次式で表される。

$$\varepsilon_{\max} = \frac{1-\nu}{E} \sigma$$

ε_{\max} : 鋼材の許容歪み (m/m)

ν : 鋼材のポアソン比 (=0.33)

E : 鋼材のヤング率 (=2.1×10⁶ kg/cm²)

σ : 鋼材の降伏強さ (=5000 kg/cm²)

また、鋼材の肉厚方向の温度差と歪みの関係は次式で表される。

$$\varepsilon_{\max} = \alpha \cdot \Delta T$$

α : 鋼材の線膨張係数 (=11×10⁻⁶ 1/°C)

ΔT : 鋼材の肉厚方向温度差 (°C)

許容温度差は

$$\Delta T = \frac{1-\nu}{\alpha E} \sigma = \frac{1-0.33}{11 \times 10^{-6} \times 2.1 \times 10^6} \times 5000 = 145^\circ\text{C}$$

一方、上述のコアキャッチャーの温度計算の結果から、厚さ 2 cm の鋼材の温度差は、223-214=9 °Cである。よって、鋼材の健全性は維持され则认为られる。

(3) まとめ

炉停止状態からの崩壊熱による炉心損傷の進展過程を想定し、事故影響のプラント内終息を可能としうる設備対策について検討を行った。昨年度の検討により、原子炉容器内の事象終息の困難性と対策設備の合理化の観点から、キャッチパンタイプの炉外コアキャッチャー概念が提案されており、これに適合しうる事象推移の検討とコアキャッチャー概念の具体化のための検討を進めた。主要な結果を以下に示す。

炉外コアキャッチャー概念成立のためには、原子炉容器底部での損傷燃料移行過程において、再臨界防止を図りつつ、原子炉容器破損部を通じた燃料排出を達成する必要がある。原子炉容器底部に設置された ISI 検査孔は有効な燃料排出経路となりうるが、その熔融貫通までには、熔融燃料が ISI 検査孔上部に接触してから少なくとも 30 分程度かかる。昨年度の炉心崩壊挙動の予備解析より、炉心崩壊開始から 10 分程度のうちに全炉心が崩壊する可能性が示されていることから、全炉心燃料が原子炉容器底部に堆積した状態を想定しても再臨界とならない燃料配置を確保する必要がある。この要求を満足するためには、原子炉容器底部に臨界防止のための構造を設置する必要があり、B₄C を内蔵した黒鉛製 2 段構造は全炉心燃料に対して再臨界防止可能であるとの結果を得たが、その原子炉容器内

構造物としての概念具体化は材料選定を含めて今後の課題である。

昨年度提案した概念の構造見直しを行った。基本構造と外形寸法上の変更はない。昨年度の概念では、スチール構造内部の伝熱媒体として鉛ビスマスを想定していたが、製作、据付の面で手間がかかることからグラファイトに変更した。また、熔融燃料落下時の荷重に耐えられるようにスチールボックス内に縦リブ構造を設置した。

表 4.1.5-1 物性値データ

項目	密度	比熱	熱伝導率	融点	融解熱
単位	kg/m ³	J/(kg·K)	W/(m·K)	℃	J/kg
デブリ(注1)	14140	214	30.0		
カオウール	2600	1047	(注2)	1800(注4)	
グラファイト	1730	2000	36.0		
ボロンカーバイト	2520	1050	1.2		
鋼	7850	540	27.0	1535(注3)	2.72×10 ⁵ (注3)

注1：金属燃料のデータ

注2： $0.0383+0.0001163 \times \theta_{av}$ θ_{av} ：平均温度(℃)

注3：理科年表のFeのデータ

注4：別冊化学工業 28-22 高温材料工学〔Ⅱ〕（化学工学社）

表 4.1.5-2 崩壊熱のデータ

時間 (秒)	崩壊熱割合 (%)	時間 (秒)	崩壊熱割合 (%)
1	6.392	1000	2.275
10	5.288	2000	1.874
100	3.664	3000	1.650
200	3.195	5000	1.418
300	2.951	7000	1.280
500	2.663	10000	1.168
700	2.477	20000	0.997

表 4.1.5-3 原子炉容器底部の溶融燃料堆積時の臨界性評価 (受け皿 1 段の場合)

計算条件							計算結果	
溶融燃料の形状	計算ケース	円錐高さ	堆積量*	高さ	半径	体積	k-eff	誤差
		hc (cm)	V/Vm	h (cm)	r (cm)	V (cc)		
円錐状の底部に堆積	1	36.6	100%	36.6	365.2	1.02E+07	1.1437	0.035%
平板の底部に堆積	2	0.0	100%	24.4	365.2	1.02E+07	1.0780	0.033%
円錐状の底部に堆積	3	36.6	80%	31.7	365.2	8.17E+06	1.0774	0.035%
	4	36.6	60%	26.6	365.2	6.13E+06	0.9944	0.042%
	5	43.9	100%	39.0	365.2	1.02E+07	1.1581	0.033%
	6	51.2	100%	41.3	365.2	1.02E+07	1.1711	0.035%

* 堆積量：溶融体積(炉心全量)を100%とする。

計算体系：ケース1の体系を図4.1.5-5に示す。

表 4.1.5-4 原子炉容器底部の溶融燃料堆積時の臨界性評価 (受け皿 2 段の場合)

計算条件							計算結果	
溶融燃料の形状	計算ケース	2つの皿の	堆積割合	1段目の受け皿 (上)			k-eff	誤差
		距離	上/下	直径	高さ	容積		
		L (cm)	(%/%)	d (cm)	hu (cm)	V (cc)	-	-
一段目は円筒、二段目は円錐状	7	150	50/50	635	16.1	5.11E+06	1.0152	0.037%
	8	150	50/50	651	15.3	5.11E+06	1.0126	0.039%
	9	150	50/50	662	14.8	5.11E+06	1.0129	0.039%
	10	150	50/50	670.8	14.5	5.11E+06	1.0132	0.038%
	11	200	50/50	662	14.8	5.11E+06	1.0027	0.038%
	12	100	50/50	662	14.8	5.11E+06	1.0270	0.036%

* 堆積量：溶融体積(炉心全量)を100%とする。

計算体系：図 4.1.5-6 参照。

表 4.1.5-5 原子炉容器底部の溶融燃料堆積時の臨界性評価（受け皿 2 段、吸収材有りの場合）

計算条件							計算結果	
溶融燃料の形状	計算ケース	2 つ皿の	吸収材の有無		一段目の受け皿（上）		k-eff	誤差
		距離	一段目の皿	体系上部	直径	高さ		
		L (cm)	の下部		d (cm)	hu (cm)		
1 段目は円錐状、2 段目は円錐状	13	150	無し	無し	662	22.2	1.0226	0.036%
	14		有り	無し			0.9541	0.038%
	15		無し	有り			1.0131	0.040%
	16		有り	有り			0.9537	0.039%
	17	100	有り	無し			0.9606	0.041%
	18	50	有り	無し			0.9706	0.040%

* 堆積量：溶融体積(炉心全量)を100%とする。

計算体系：ケース 16 の体系を図 4.1.5-6 に示す。

表 4.1.5-6 自然循環時の冷却水圧損

項目		①コキヤツク出口～DHRSh合流部		②DHRSh合流部～空気冷却器		③空気冷却器		④空気冷却器出口～コキヤツク冷却系分岐部		⑤コキヤツク冷却系分岐部～コキヤツク入口		⑥コキヤツク冷却水管	
		個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N
配管呼び径		200ASch40		200ASch40				200ASch40		200ASch40		100ASch80	
配管内径 d	m	0.1999		0.1999		0.01986		0.1999		0.1999		0.0971	
流路断面積 A	m ²	0.031		0.031		0.00031		0.031		0.031		0.007405	
流路数 n		1		1		264		1		1		1	
流量 G	t/h	72		72		72		72		72		72	
流量 Q	m ³ /h	90		90		83		78		78		83	
入口圧力 P1	MPaG	5.3 (=P10)		5.064		4.906		4.905		5.080		5.351	
入口圧力	MPa[abs]	5.4		5.2		5.007		5.006		5.181		5.452	
温度	℃	250		250		196		142		142		196	
冷却水密度 ρ	kg/m ³	800.54		800.27		871.92		926.85		926.95		872.25	
流速 v=Q/3600/A/n	m/s	0.80		0.80		0.28		0.69		0.69		3.10	
冷却水動粘性係数 ν	m ² /s	1.34E-07		1.34E-07		1.58E-07		2.08E-07		2.08E-07		1.58E-07	
レイノルズ数 Re=vd/ν		1.19E+06		1.19E+06		3.53E+04		6.60E+05		6.60E+05		1.91E+06	
配管材質		炭素鋼		炭素鋼		炭素鋼		炭素鋼		炭素鋼		炭素鋼	
管粗さ e	μm	46		46		46		46		46		46	
相対粗さ e/d		0.00006		0.00006		0.00058		0.00006		0.00006		0.00012	
摩擦係数 λ		0.0125		0.0125		0.0242		0.01342		0.01342		0.01210	
配管長さ L	m	50		40		72		40		50		200	
$\Delta P1 = \lambda (L/d) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.00020		0.00016		0.00075		0.00015		0.00018		0.02605	
等価管長	L/D	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N	個数	L/D×N
逆止弁	135							1	135				
玉型弁	340							1	340	1	340		
等価管長合計								475		340			
$\Delta P2 = \lambda (L/D) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa							0.00140		0.00100			
損失係数	ζ	個数	ζ×N	個数	ζ×N	個数	ζ×N	個数	ζ×N	個数	ζ×N	個数	ζ×N
エルボ	0.21	2	0.42	20	4.20			20	4.20	20	4.20		
180° ベンド	0.4					7	2.80					15	6.00
流量計オリフィス	20							1	20				
損失係数合計			0.420		4.200		2.800		24.200		4.200		6.000
$\Delta P3 = \zeta \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa		0.00011		0.00107		0.00010		0.00530		0.00092		0.0251
合計圧力損失 $\Delta P = \Delta P1 + \Delta P2 + \Delta P3$	MPa		0.0003		0.0015		0.0024		0.0092		0.0113		0.0511
圧力損失積算値	MPa		0.0003		0.0015		0.0024		0.0092		0.0113		0.062
出入口ハット差 b(下がる方向が正)	m		-30.0		-20.0		0.0		20.0		30.0		0.0
ハット差積算値	m		-30.0		-50.0		-50.0		-30.0		0.0		0.0
ハット差による損失 $\Delta Ph = \rho g h \times 10^{-6}$	MPa		-0.2355		-0.1570		0.0000		0.1818		0.2727		0.0000
ハット差による損失積算値	MPa		-0.2355		-0.3925		-0.3925		-0.2107		0.0620		0.062
出口圧力 $P2 = P1 - \Delta P + \Delta Ph$	MPaG		5.0642		4.9060		4.9051		5.0801		5.3507		5.2995
出口圧力検算 $P2 = P10 - \Delta P_{total} + \Delta Ph_{total}$	MPaG												5.2995

表 4.1.5-7 空気冷却器での除熱量

条件

項目	記号	単位	従来 (平成12年度設計)		伝熱面積2倍化 (平成15年度設計)	
			強制循環	自然循環	強制循環	自然循環
交換熱量仮定値		MW			36.3	9.4
伝熱面積	A	m ²			14889	14889
交換熱量	Q	MW	27.3	8.25		
冷却水圧力		MPa[gage]	5.0	5.0	5.0	5.0
冷却水出入口平均温度仮定値		°C			187	196
冷却水比熱		kcal/(kg・°C)			1.05	1.06
冷却水側入口温度	t1	°C	250	250	250	250
冷却水側出口温度	t2	°C	150	150	124	142
冷却水出入口平均温度		°C	200	200	187	196
空気出口温度仮定値		°C			200	244
空気出入口平均温度仮定値		°C			120	142
空気流量		kg/h			810615	162919
空気比熱		kcal/(kg・°C)			0.24	0.24
空気側入口温度	T1	°C	40	40	40	40
空気側出口温度	T2	°C	160	220	200	244
空気出入口平均温度		°C	100	130	120	142
高温側温度差=t1-T2	DT1	°C	90	30	50	6
低温側温度差=t2-T1	DT2	°C	110	110	84	102
対数平均温度差	ΔT	°C	99.7	61.6	66	34
空気比熱	Cp	kcal/(kg・°C)	0.24	0.24		
空気流量	W	kg/h	810615	162919		
冷却水流量		kg/h	235000	71000	235000	72000
伝熱管裸管径	Dr	m	0.0254	0.0254	0.0254	0.0254
伝熱管内径	Di	m	0.01986	0.01986	0.01986	0.01986
伝熱管ピッチ	p	m	0.0667	0.0667	0.0667	0.0667
伝熱管本数	N		132	132	132	132
空気冷却器幅(縦)仮定値		m	9	9		
空気冷却器幅(横)仮定値		m	9	9		

結果

空気通過流路断面積	S	m ²	50.15	50.15	50.15	50.15
空気流量	G	kg/(m ² ・s)	4.49	0.90	4.49	0.90
空気側伝熱係数	ho	kcal/(m ² ・h・°C)	974	437	974	437
冷却水動粘性係数	ν	m ² /s	1.6E-07	1.6E-07	1.6E-07	1.6E-07
冷却水密度		kg/m ³	867	867	882	872
冷却水体积流量		m ³ /s	0.075	0.023	0.074	0.023
冷却水流速		m/s	1.840	0.556	1.809	0.561
冷却水レイノルズ数	Re		235436	71132	219466	70643
冷却水熱伝導率	λi	kcal/(m・h・°C)	0.573	0.573	0.580	0.575
冷却水プラントル数	Pr		0.908	0.908	0.951	0.920
水側伝熱係数	hi	kcal/(m ² ・h・°C)	12665	4861	12341	4879
伝熱管外/内表面積比	α		21.5	21.5	21.5	21.5
管内汚れ係数	r _{fi}	m ² h°C/kcal	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002
管壁熱抵抗	r _w	m ² h°C/kcal	0.00007	0.00007	0.00007	0.00007
総括熱抵抗	1/K	m ² h°C/kcal	0.0312	0.0619	0.0313	0.0619
熱通過率	K	kcal/(m ² ・h・°C)	32.0	16.2	31.9	16.2
必要伝熱面積	A	m ²	7360	7132		
伝熱管単位伝熱面積	a	m ² /m	1.55	1.55	1.55	1.55
伝熱管必要長さ	l _T	m	4749	4601		
空気流れ方向伝熱管管列数	n		4	4	8	8
空気冷却器必要寸法(縦横)	L	m	8.9	8.8		
空気冷却器寸法決定値(縦横)		m	9.0	9.0		
伝熱面積決定値		m ²	7444	7444		
交換熱量	Q	MW			36.3	9.4

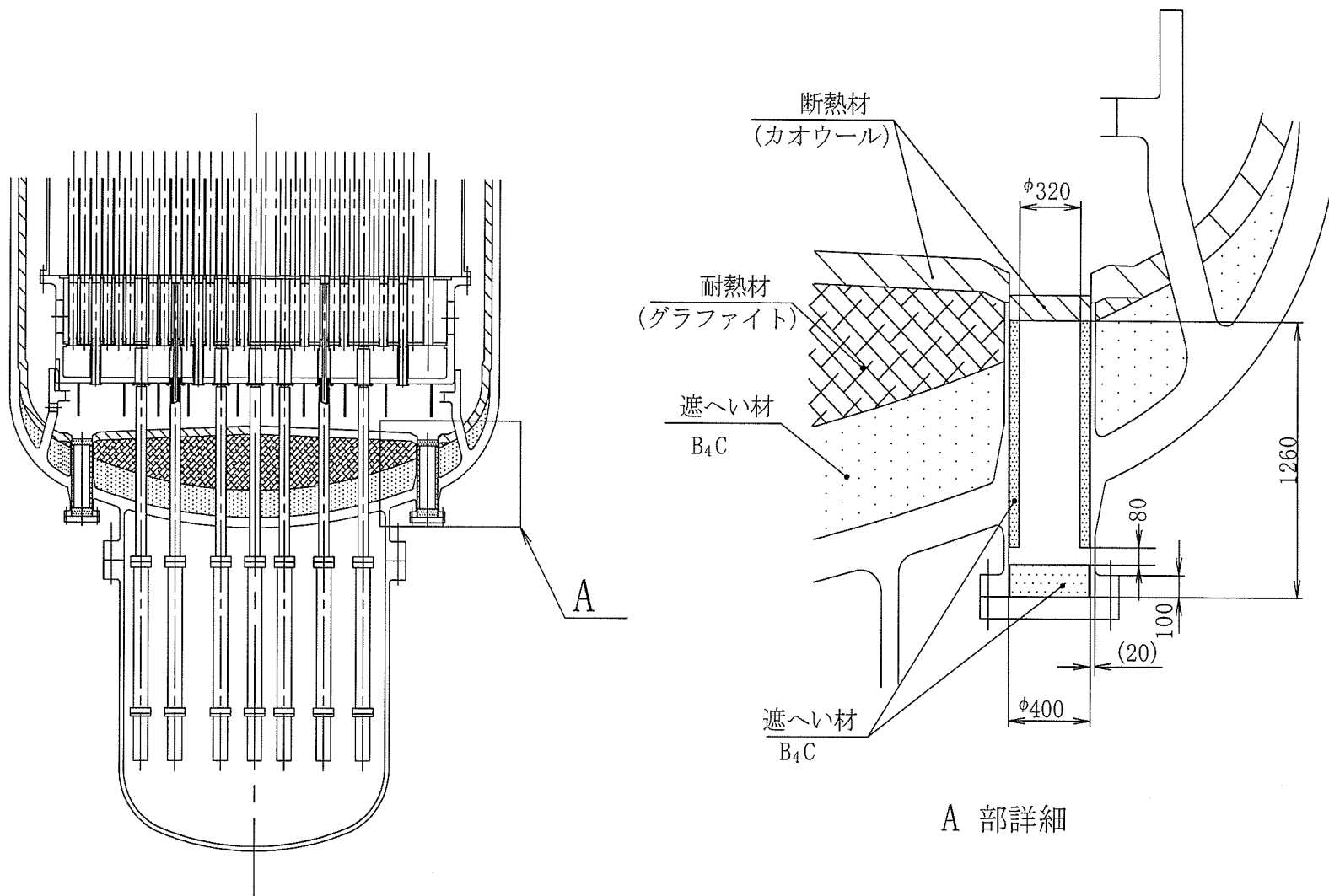


図 4.1.5-1 溶融燃料流出を考慮した ISI 検査孔の概念

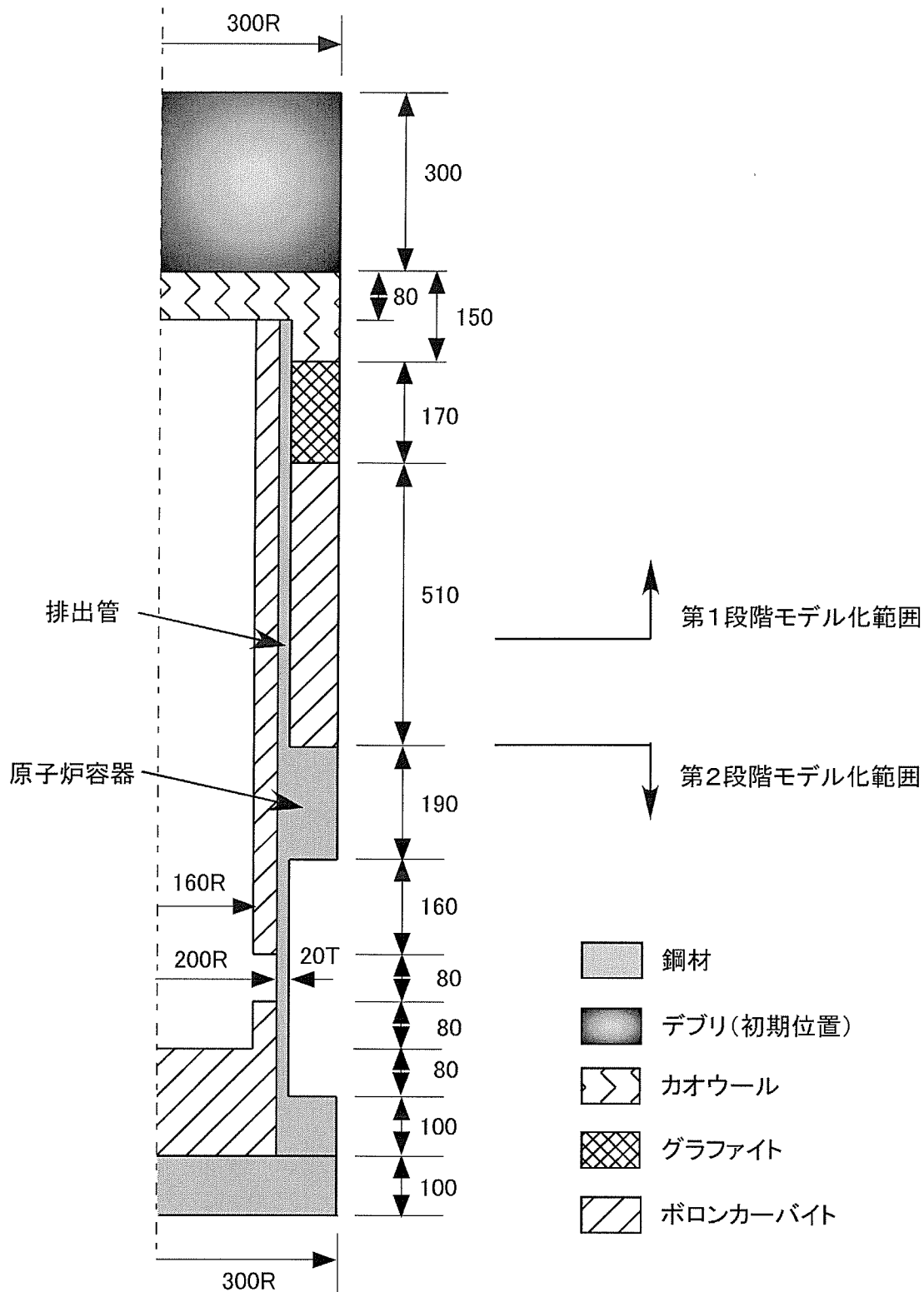


図 4.1.5-2 計算モデル

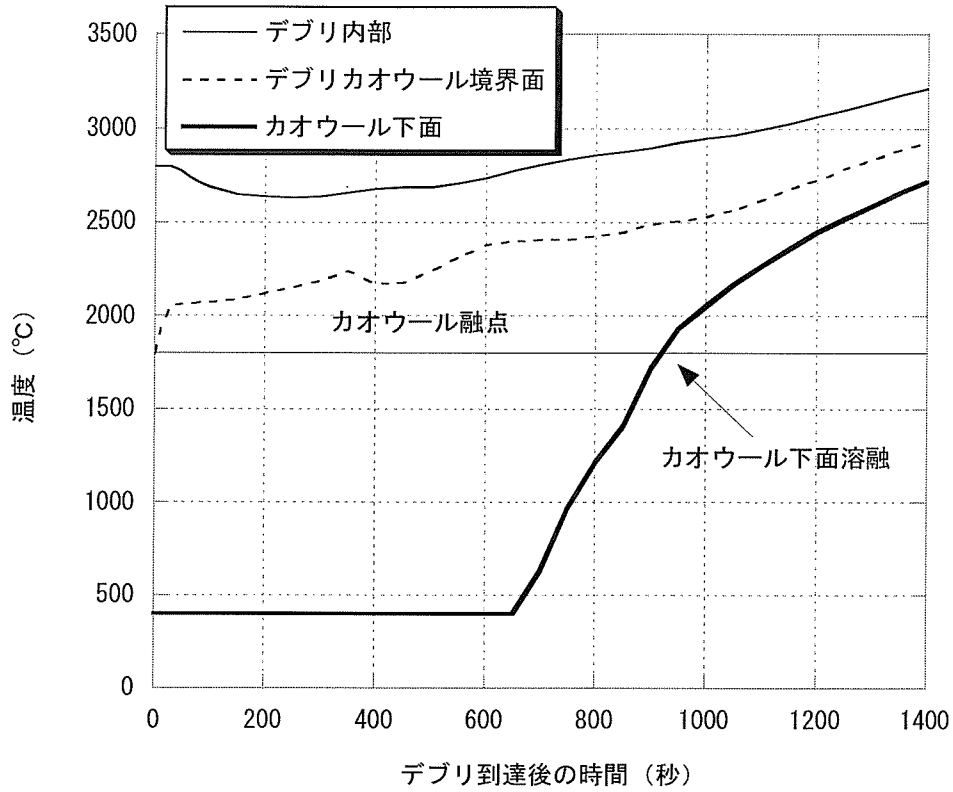


図 4.1.5-3 第1段階温度変化状況

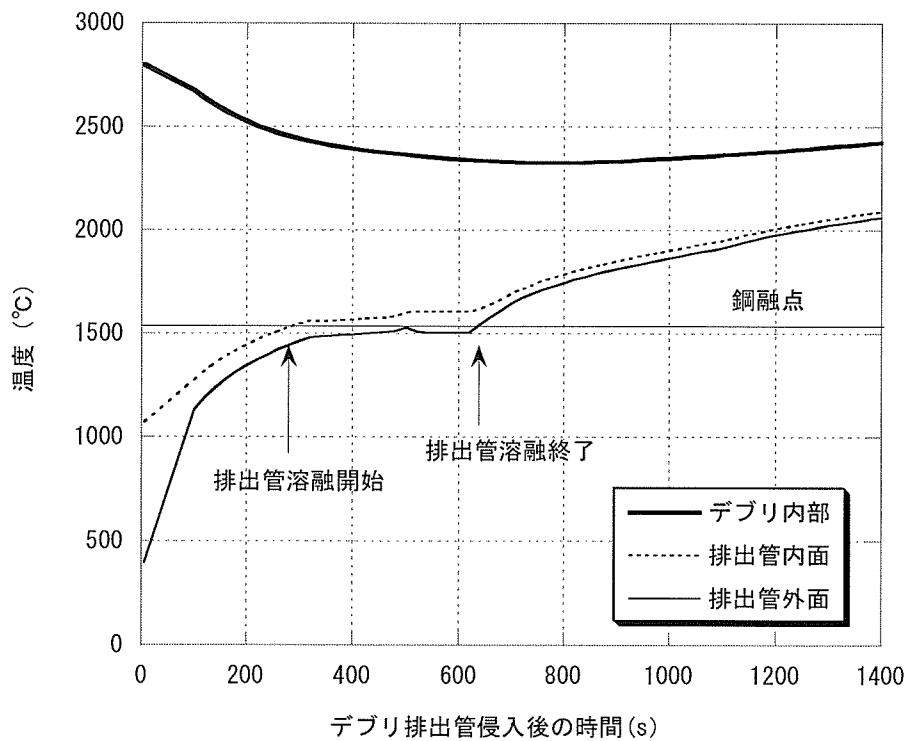
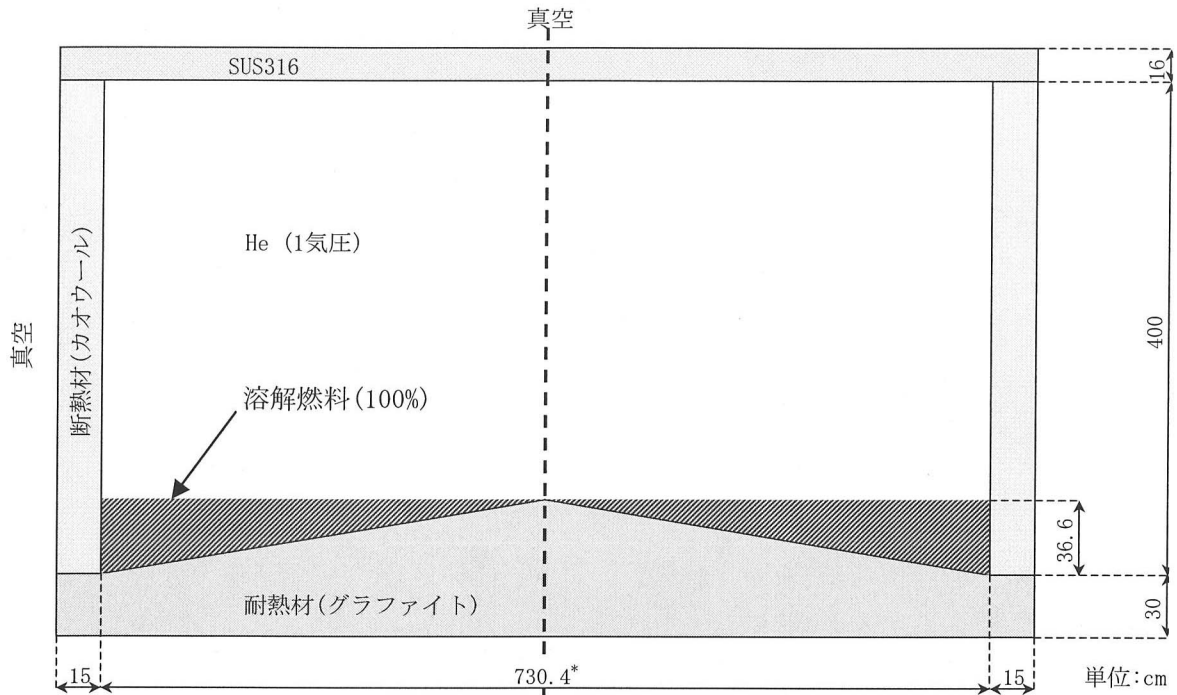
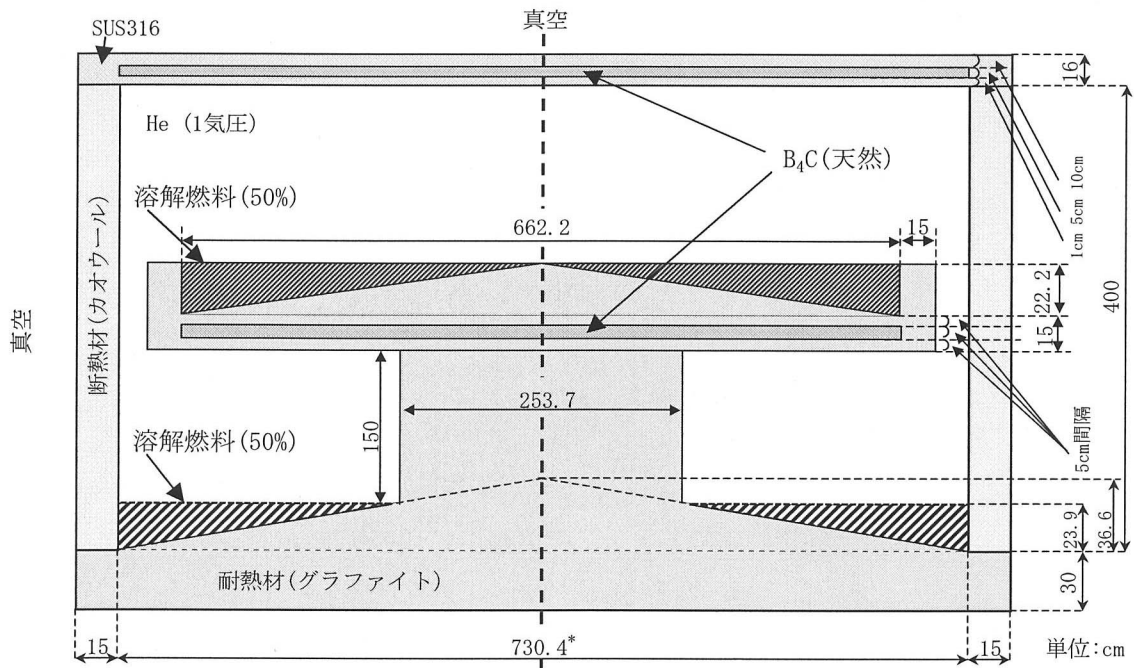


図 4.1.5.-4 第2段階温度変化状況



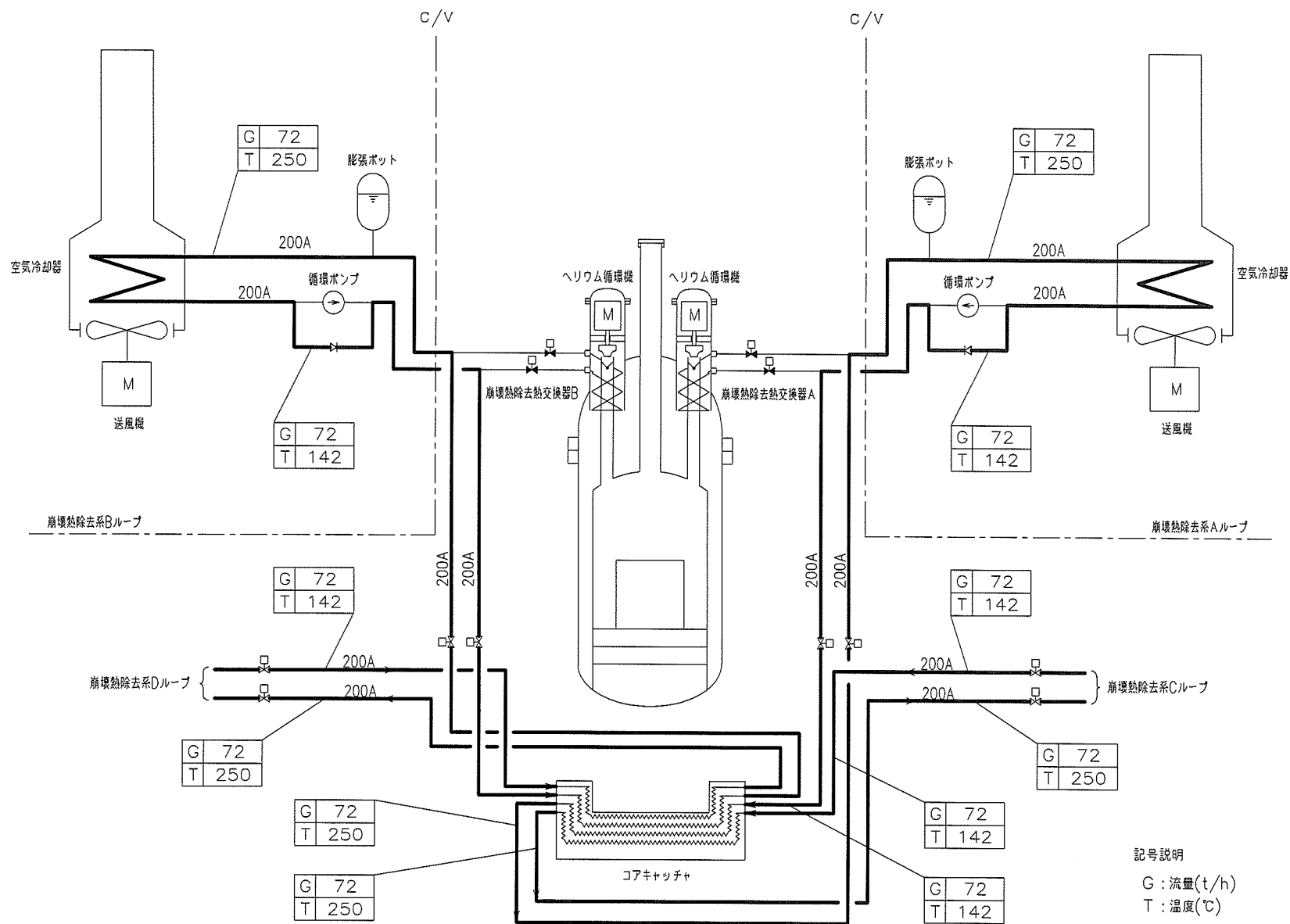
* 径方向遮へい体までの集合体体数(976+3体)の等価直径。

図 4. 1. 5-5 臨界計算の体系(円錐高さ 36. 6cm、炉心燃料の 100%が堆積)



* 径方向遮へい体までの集合体体数(976+3体)の等価直径。

図 4. 1. 5-6 臨界計算の体系(一段目の受け皿の下部及び体系の上部に B₄C を配置)



4. 1. 6 補助炉心冷却系

(1) 目的

ヘリウムガス冷却炉には、補助炉心冷却機として4基のDHXが設置される。このDHXは強制循環及び自然循環時において必要な除熱量を稼ぐ必要があるが、特に自然循環時の流量確保が重要になる。

そこで、次の(2)項の条件を満足できるDHX構造概念を検討する。

(2) DHX 設計条件

DHXの設計条件は以下のとおりである。

- ・強制循環時に27.3MW/基の除熱ができること。
- ・上記運転時に必要な流量を循環できること。
- ・自然循環時に8.25MW/基の除熱ができること。
- ・上記運転時にDHX圧損が32.3Pa程度であること。
- ・減圧事故時の冷却材圧力(背圧)は0.5MPa(gauge)とすること。
- ・原子炉圧力容器上部に設置できること。

DHXの仕様及び詳細な設計条件を表4.1.6-1、表4.1.6-2にそれぞれ示す。

(3) DHX 構造概要

補助炉心冷却系系統概念図及び原子炉容器に設置されたDHX配置概念図を図4.1.6-1に示す。

DHXは崩壊熱除去運転時に炉心からのヘリウムガスを冷却するため、以下の要素より構成される。

- ・炉心からのヘリウムガス流路
- ・グラビティダンパ
- ・ヘリウムガス循環機
- ・DHXコイル

通常運転時はDHXコイル側が炉心入口圧力であり、炉心出入口差圧0.2MPaによりグラビティダンパが閉じ、流路を構成しない。減圧事故時等、差圧が解消するとグラビティダンパは開となり、ヘリウムガス循環機によりヘリウムがDHXコイル廻りを流れ、除熱を行う。

なおDHXコイル部については、表4.1.6-1で設定されている。

この仕様では、DHXコイルはヘリカルコイル形状で、最内径で1000mm、最外径で2170mmの10層で構成される。

伝熱管は以下の仕様のフィンチューブである。

フィン高さ：1.42mm

フィン厚さ：0.3mm

フィン隙間：1.29mm
フィン外径：34.64mm
伝熱管外径：31.8mm
伝熱管内径：24.8mm

(4) DHX 構造検討

これまでの検討に基づき、DHX 構造を検討した。構造図を図 4.1.6-3 に示す。

DHX は原子炉容器上に配置するため、外径を 2900mm 以下とし、容器内面には断熱材を設けている。

DHX コイルは表 4.1.6-1 に示す仕様に基づき、DHX 外径 2900mm 内に配置したが、高温のヘリウムガスと、冷却水を対向流とするためにコイルはダウンカマを設け、一旦コイルの下部まで導いた後に反転し、コイル状に上昇していく。またダウンカマ部で熱交換をすると有効伝熱部に入る際の温度差が小さくなり、伝熱性能が低下するため環状空間内にダウンカマを設置できるように Y ピースでシュラウドを設けた。伝熱管は管板構造により DHX 外部に引き出され、入口側はシュラウドの Y ピースより下部に、ダウンカマの伝熱管配置も考慮して 2 分割の管板とした。

ダクト寸法は既述のように、コイル最内径 1000mm から、呼び径 900 とした。

ダクト内には通常時にヘリウムガスを流さず、DHX の運転時にのみ流路を形成できるように、グラビティダンパを設ける。これは通常時には炉心出入口の差圧により閉じており、流路を形成しないが、差圧が無くなりヘリウムガス循環機が起動するとグラビティダンパは開となり、ヘリウムガスは炉心よりダクトを通り DHX コイルにより冷却される。

グラビティダンパは通常時 850℃の条件に曝されており、DBA として 1250℃、及び BDBA の条件として 1750℃においても、開動作を行うことが要求される。そのため、モータ駆動などの機械的な駆動部を有する構造では対応が出来ないため、カウンターウェイトにより、差圧が無くなった場合に受動的に開動作を行うダンパ（グラビティダンパ）を採用することとした。

グラビティダンパの動作を図 4.1.6-4 に示す。

グラビティダンパはダクト内に設置されるため、2 枚の羽根で円形羽根を構成する。通常時にはダンパの上部の圧力が高いため、差圧により上から下に圧力がかかり、ダンパは閉じているが、差圧が無くなるとカウンターウェイトにより、羽根が軸を中心に回転し開動作を取る。

(5) ヘリウムガス循環機の検討

DHX は BDBA の条件で自然循環除熱が要求されるが、ヘリウムガスの密度変化が小

さいため自然循環力ヘッドは非常に小さく、DHX は低圧損設計が指向される。DHX コイルは配置上許されるほぼ最大径の設定となっており、コイル段数も十分少ない低圧損設定となっている。

よって、ここでは、圧力損失の内、大きな割合を占めるヘリウムガス循環機のインペラ部に対し、必要な流量を確保でき、かつ、インペラ停止時に自然循環圧損を小さくできるヘリウムガス循環機の検討を行う。

(i) 自然循環時圧力損失の算出

自然循環時の圧力損失に関しては、DHX の圧力損失は 32.3Pa 程度を要求されている。このうち表 4.1.6-1 に示すように DHX のコイル部圧損は 14.71Pa のため、コイル部以外の自然循環時圧力損失は 17.6Pa 以下とする。ここでは各部の圧損を 15Pa 以下にすることを目標にする。

表 4.1.6-3 に自然循環時及び強制循環時の圧力損失算出の条件をまとめる。この条件においてインペラの外径及び出口幅をパラメータとして圧損を計算した結果を図 4.1.6-2 に示す。

図に示すようにインペラ外径を大きくすると圧損を小さくでき、同じインペラ出口幅の条件では圧損を小さくできる。ここで圧力損失の目標値 15Pa 以下とできる条件は、インペラ外径 1.5m では 0.20m、1.25m では 0.25m、1.00m では 0.35m である。ここで、配置上、インペラ外径を極力小さくし、かつ回転数を少なくできるものとして、外径 1.25m、出口幅、0.25m を選定した。

このときの各部の圧損計算結果を表 4.1.6-4 に示す。

圧力損失は以下の部位に分割して実施した。

- ・ダクトへの吸い込み部分（縮流圧損）
- ・ダクト内摩擦損失
- ・グラビティダンパの開時損失
- ・インペラ部分の損失
- ・インペラの出口部損失（拡大圧損）

表に示すように、圧力損失の合計値は制限値として設定した 15Pa 以下とすることができた。

(ii) 必要揚程の算出

上記のインペラを設計するにあたり必要な揚程を算出した。

算出は、以下の部位に分割して表 4.1.6-3 の条件に基づき、強制循環時の圧力損失を算出した。

- ・ダクトへの吸い込み部分（縮流圧損）
- ・ダクト内摩擦損失
- ・グラビティダンパの開時損失

- ・インペラ出口部損失（拡大圧損）
- ・DHX コイル部圧損
- ・炉心圧損

ここで DHX コイル部圧損は、強制循環時 DHX 圧損 382.4Pa とした。また炉心圧損は通常運転時の圧損 0.2MPa から流量及び密度比を用いて換算した。

圧力損失の算出結果を表 4.1.6-5 に示す。算出の結果、強制循環時に必要な揚程は 2056.3Pa となった。これより

インペラ外径：1.25m

インペラ出口幅：0.25m

羽枚数：12 枚

インペラ出口角度：45°

とすると、回転数は 2100rpm となった。

(6) 主要課題の抽出

(i) グラビティダンパ

グラビティダンパについて、従来の実績は

流速：20～30m/s

温度：300～400℃

程度である。

これに対し本設計の仕様では

流速：約 55m/s

温度：850℃（通常待機時）

である。

流速が早いと、ダンパが開の状態での羽根のビビリが懸念され、羽根の流力設計が必要となる。また高温に対しては、構造材の材料選定もさることながら、閉時のシーリング性及び軸受けでの固着などが課題となる。そのため以下の項目について研究開発による開発が必要である。

- ・耐熱材料
- ・高温に耐えるシール材料
- ・高温に耐える軸受け
- ・高流速に対する流力設計

また、与えられた差圧条件でダンパが開とできるような最適なカウンターウェイト設計も必要である。

(ii) インペラの高温設計

インペラは DHX の運転時に 1250℃のガスを循環させる必要がある。

温度的にはガスタービンの燃焼ガス温度よりは低いですが、現状の耐熱材料では冷却無しでの仕様は困難である。そのためガスタービン翼のようにインペラ内部から低温のヘリウムを吹き出し冷却する対策、又は今後の材料開発により、カーボンコンポジット等の耐熱材料を使用する必要があるが、製作性、コスト等の課題を解決していく必要がある。

(7) 安全性向上のための設備対応

減圧事故時の自然循環による除熱特性を向上させるため、補助炉心冷却系の構造を一部見直した。具体的には、DHX の伝熱面積を昨年度までの設計に対し 1.5 倍とし、空気冷却器の伝熱面積を 2 倍にしたことである。

添付資料 4.1.6(1)に DHX の伝熱面積増加について、添付資料 4.1.6(2)に空気冷却器の伝熱面積増加について記載した。

(8) まとめ

補助炉心冷却系の DHX 構造概念等の概念設計を行った。

表 4.1.6-1 DHX 仕様

項目		単位	強制循環時	自然循環時
交換熱量		MW	27.3	8.25
He 温度	入口	℃	1250	1750
	出口	℃	460	320
冷却水温度	入口	℃	150	150
	出口	℃	250	250
伝熱管ピッチ	径方向	m	0.065	
	縦方向	m	0.065	
伝熱管	層数		10	
	本数		67	
	最外周コイル径	m	2.17	
	最内周コイル径	m	1	
	有効伝熱部高さ	m	1.47	
	伝熱管長(1本分)	m	16.92	
伝熱面積		m ²	88.4	
流量	He	t/h	24	4
	冷却水	t/h	235	71
圧損	He(伝熱管外)	MPa	0.00001471	0.0003824
	冷却水	MPa	0.02963	0.00271

表 4.1.6-2 DHX の設計条件

項 目		減圧事故時強制循環	減圧事故時自然循環
1 系統あたり交換熱量(MW)		54.6	33
DHX 運転基数		2	4
DHX 1 基あたり交換熱量(MW)		27.3	8.25
1 系統あたりヘリウム流量(t/h)		48	16
流 量(t/h)	ヘリウム	24	4
	冷却水	235	71
入口／出口温度 (°C)	ヘリウム	1250／460	1750／320
	冷却水	150／250	150／250
圧 力 (MPa(gauge))	ヘリウム	0.5	0.5
	冷却水	8.5	8.5

表 4.1.6-3 圧力損失計算条件

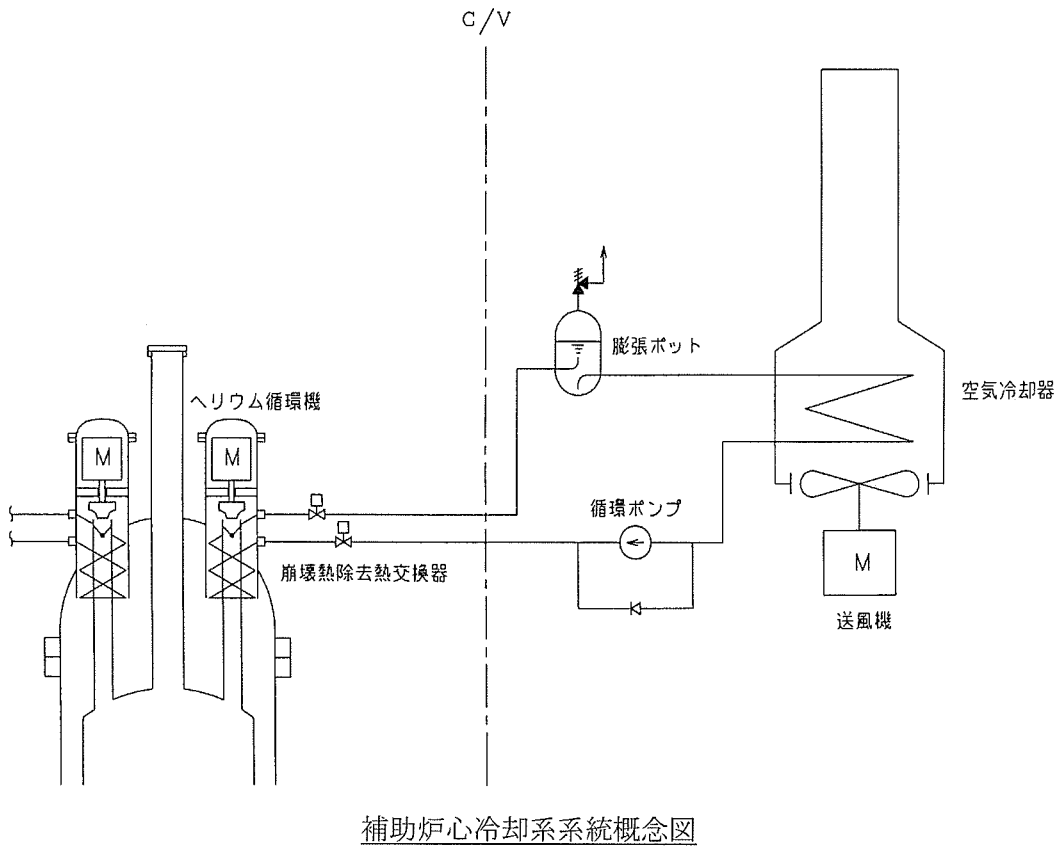
	自然循環時	強制循環時
質量流量	1.1 kg/s (4 t/h)	6.7 kg/s (24 t/h)
圧力	0.6 MPa	0.6 MPa
温度	1750°C (2023K)	1250°C (1523K)
ヘリウム密度	0.1427 kg/m ³	0.1893 kg/m ³
体積流量	7.7085 m ³ /s	35.39 m ³ /s

表 4.1.6-4 自然循環時圧損

部 位	圧損係数	流速(m/s)	圧力損失(Pa)
ダクトへの吸い込み部分	0.02	12.16	0.211
ダクト内摩擦損失	0.025	12.16	0.294
グラビティダンパの開時損失	0.52	12.16	5.486
インペラ部分の損失	0.36	12.16	3.80
インペラの出口部損失	1.0	7.85	4.40
合計(DHX コイル部を除く)			14.19

表 4.1.6-5 強制循環時圧損

部 位	圧損係数	流速(m/s)	圧力損失(Pa)
ダクトへの吸い込み部分	0.02	55.83	5.90
ダクト内摩擦損失	0.0173	55.83	5.59
グラビティダンパの開時損失	0.52	55.83	153.4
インペラの出口部損失	1.0	36.05	123.0
DHXコイル部圧損	—	—	382.4
炉心圧損	—	—	1386
合 計			2056.3



補助炉心冷却系系統概念図

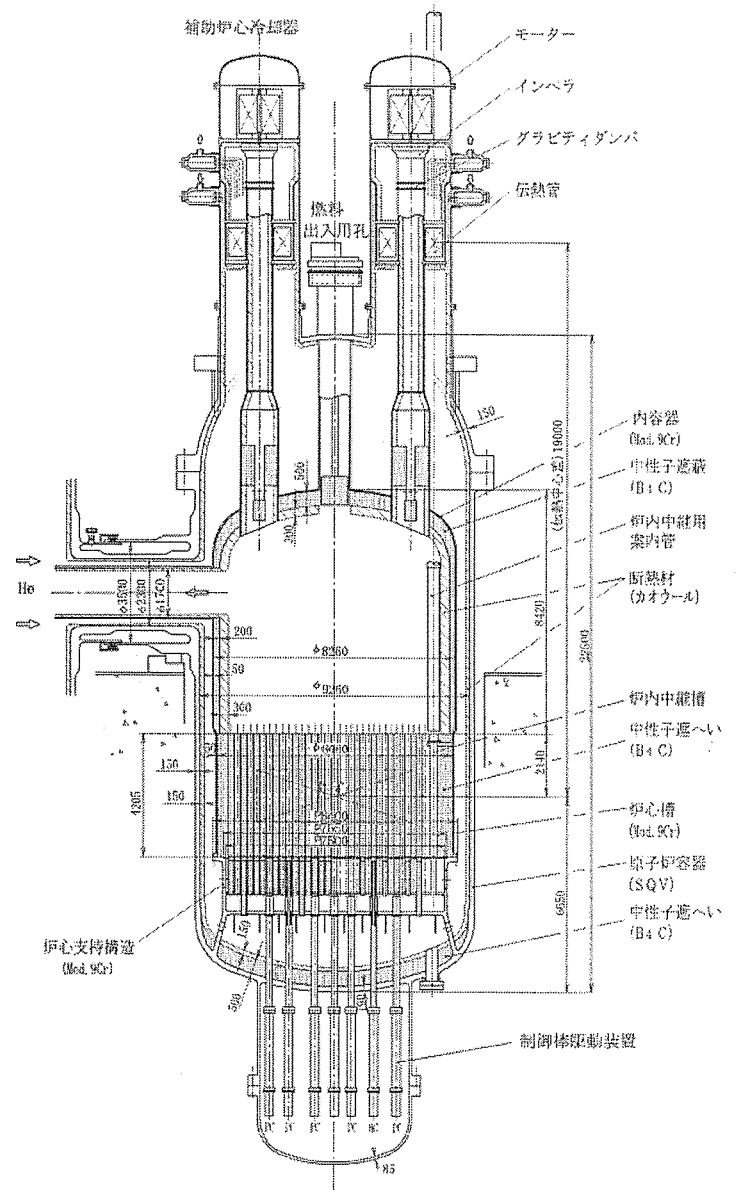
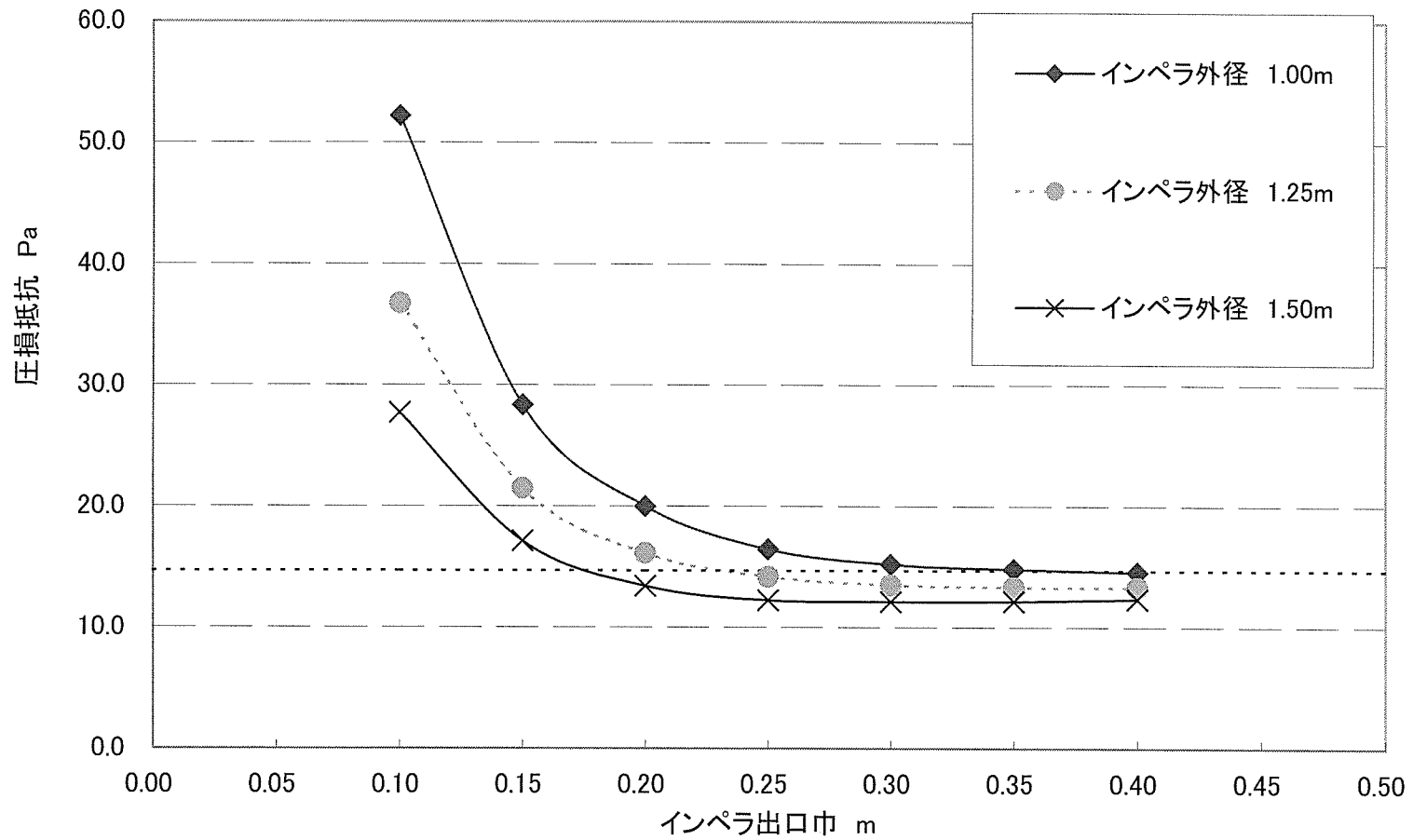


図 4.1.6-1 DHX 配置概念図



インペラ出口巾と圧損抵抗

図 4.1.6-2 インペラ出口幅と圧損の関係

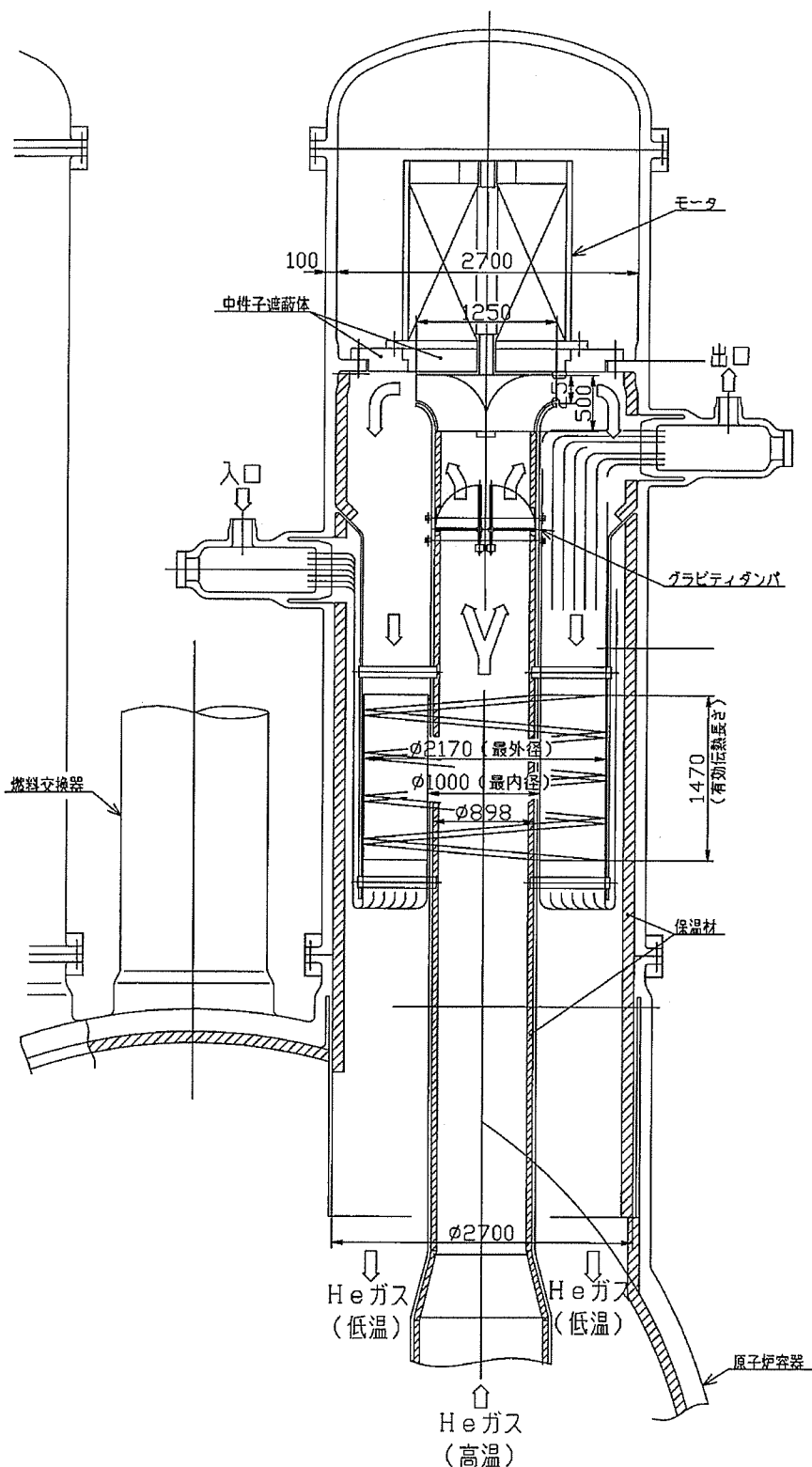


図 4.1.6-3 DHX 構造図

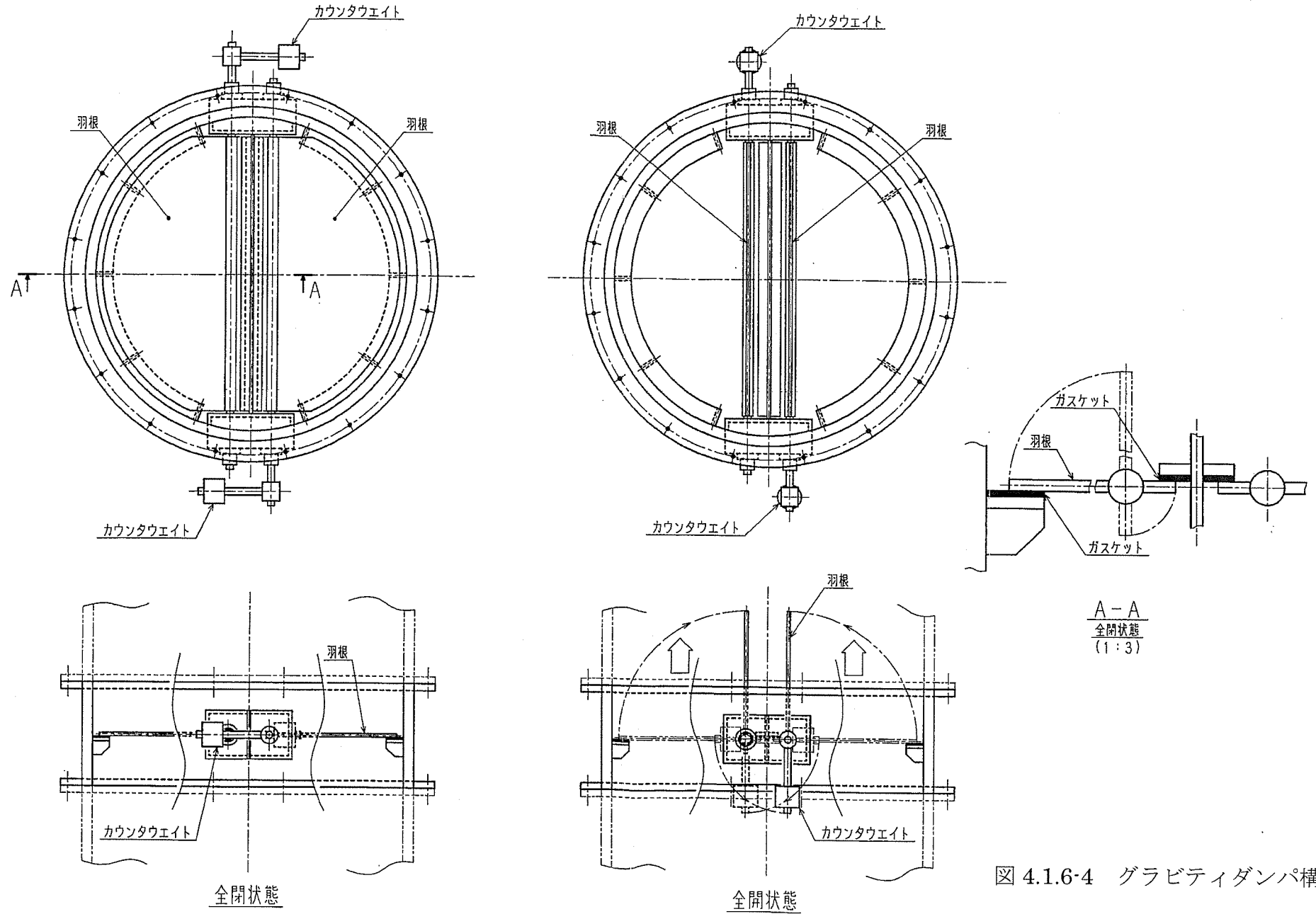


図 4.1.6-4 グラビティダンパ構造

4. 1. 7 燃料取扱設備

(1) 目的

平成 12 年度に検討されたヘリウムガス冷却炉の燃料交換フロー概念に基づき、以降の炉心検討結果を受けて使用済燃料の除熱性の見直しを行い、本概念が除熱の観点から成立することを確認する。

(2) 燃料取扱システム基本概念

燃料取扱システムの基本概念を図 4.1.7-1 に、また、取扱う燃料集合体構造概念を図 3-3 に示す。図 4.1.7-2 に炉内中継案内管などの燃料交換概念図を示す。

使用済燃料は炉心中央部に設置した燃料交換機によって炉心上部に吊り上げた後、炉心外周部に設けた炉内中継槽に移送し仮置きする。この間の冷却は、プラント定検時の崩壊熱除去系（補助炉心冷却器 4 基のうち 2 基）によるヘリウム循環流によって行なう。炉内中継槽に仮置きした燃料集合体は燃料出入機の昇降装置によって、燃料取替用孔（伸縮式案内管）を通り、燃料出入機の収納筒内部に収納する。燃料出入機による移送中は、燃料収納筒の外面を大気強制冷却により除熱する。使用済燃料貯蔵水プールでは、ヘリウムガスを充填した円筒密封容器に使用済燃料を装荷し、密封容器外面を燃料プール水の自然循環流で除熱する。以上、原子炉サイトでの使用済燃料の取扱いは、全行程をヘリウムガス雰囲気中で行なう。

(3) 除熱性評価

燃料取扱工程のうち、①炉心上部移送時、②炉内中継槽案内管内部、③燃料出入機移送時、④使用済燃料貯蔵プール装荷時の各工程での通常取扱時あるいは全交流電源喪失時の除熱評価を行ない熱的成立性の確認を行った。

(i) 炉心上部移送時の除熱評価（通常取扱時）

原子炉停止後、最大発熱集合体が炉心から吊上げられ、原子炉容器上部プレナム部に吊られた状態を想定し、集合体軸方向最大発熱位置に着目して径方向 1 次元伝熱評価を行なった。評価は燃料コンパートメント外管表面のみで除熱されるものとし、コンパートメント内部からの冷却材流入による除熱は考慮しないものとした（燃料コンパートメント内管内部は断熱条件）。

(a) 評価条件

1) 集合体崩壊熱量

最大発熱集合体の崩壊熱量（不確かさ 10% 考慮）の経時変化を図 4.1.7-3 に示す。燃料交換は炉停止 22 日後を想定した。この場合の最大発熱集合体の崩壊熱量は 11.4 kW である。図 4.1.7-4 に炉停止 22 日後の最大発熱集合体の線出力分布を

示す。最大線出力は炉心中央位置で 67.6 W/cm である。

2) 冷却条件

補助炉心冷却器 4 基のうち、定検時に運転する 2 基による強制循環運転を想定する。

冷却材圧力：	大気圧 (0.1MPa)
冷却材入口温度：	100°C
冷却材流量：	13.33 kg/s (48.0t/hr)

(b) 評価方法

1) 炉心上部ヘリウムガス平均温度

原子炉停止 22 日後の炉心領域でのヘリウムガスの平均温度上昇は、下式より $\Delta T_{\infty} = 72.5$ °C となり上部プレナム部の平均ガス温度を約 173.0°C と想定した。

$$\Delta T_{\infty} = \frac{Q}{C_p \cdot W} \quad (4.1.7-1)$$

Q : 発熱量 5.0 MWt

W : 流量 13.33 kg/s

C_p : ヘリウム比熱 5.2 kJ/kg.K

2) 燃料コンパートメント外筒外面温度

燃料コンパートメント外表面の温度上昇は、補助炉心冷却器 2 基の強制対流による除熱と輻射による放熱を考慮して下式より求めた。

$$q = Nu \cdot \frac{\lambda}{De} (T_w - T_{\infty}) / l + \varepsilon \cdot \sigma \cdot (T_w^4 - T_{\infty}^4) \quad (4.1.7-2)$$

q : 熱流束 [W/cm²]

$Nu = 0.022 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.5}$

λ : ヘリウム熱伝導度 [W/cm.K]

De : 等価直径 [cm]

l : コンパートメント周長 [cm]

ε : 放射率 (SiC=0.8)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (=5.67032×10⁻¹² W/cm².K⁴)

T_w : コンパートメント外面温度

$T_{\infty} = 173$ °C (=100+72.5 °C)

式 4.1.7-2 を T_w について解くと、冷却材と燃料コンパートメント外面の温度差は $\Delta T_{film} = 254.7$ °C となる。伝熱は輻射が支配的であり除熱の 85% を占める。

3) 燃料最高温度

最大発熱部のコンパートメント外管(SiC)を含む燃料充填層の温度上昇を下記条件で評価した。

SiC 熱伝導度 :	$K_{SiC} = 78.0 \text{ W/m.K}$
燃料充填層実効熱伝導度 :	$K_s = 2.77 \text{ W/m.K}$ [注 1]
粒子充填率 :	60% (空隙率 0.4)
コンパートメント外面温度 :	427.2 °C (=173.0+254.7 °C)

[注 1] 粒子充填層の実効熱伝導度は、巨視的にみて粒子の固相部(被覆粒子燃料)と粒子間隙の気相部(ヘリウムガス)を理想化した伝熱モデル(層状型モデル)⁵⁾を適用した。図 4.1.7-5 に固相に窒化物燃料の熱伝導度を、気相にヘリウム熱伝導度を適用した実効熱伝導度の空隙率依存性を示す。なお、被覆層(TiN)の熱伝導度(17.2 W/m.°C)は窒化物燃料の熱伝導度(15.7 W/m.°C)に比べて大きいため、固相熱伝導度を窒化物燃料の熱伝導度で保守側に評価した。

図 4.1.7-6 に燃料コンパートメントの径方向温度分布を示す。燃料充填層の温度上昇は $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

燃料交換時の補助炉心冷却器 2 基によるヘリウム強制循環流により、炉心上部に位置する燃料集合体外面を冷却した場合の燃料最高温度は、

$$T_{fuel} = T_{\infty} + \Delta T_{film} + \Delta T_{fuel} = 173.0 + 254.7 + 114.3 = 541.5 \text{ }^\circ\text{C}$$

であり、熱的制限値(1600°C)以下である。

(ii) 炉心上部移送時の除熱評価(全電源喪失時)

燃料集合体を炉心上部で移送中に全電源喪失事象が発生した場合の取扱中の燃料最高温度を評価した。

(a) 評価条件

1) 冷却条件

全電源喪失の発生により、補助炉心冷却器 4 基が自然循環運転モードとなり、炉内の循環流により燃料コンパートメント外面が冷却されることを想定した。

冷却材温度 : 500°C [注 1]

冷却材流量 : 0.0095kg/s [注 2]

[注 1] 安全解析の全電源喪失(補助炉心冷却器 4 基の自然循環除熱)の解析結果によると、炉心の平均チャンネル出口温度が 10000 秒(2.8hr)後の時点で 500°C 以下となり、本評価では保守側に 500°C を設定した。

[注 2] 安全解析に於けるホットチャンネルの流量は 0.012kg/s、径方向出力ピーキング係数は 1.27 である。これらの関係から平均流量を 0.0095kg/s に設定した。

2) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 燃料コンパートメント外筒外面温度

燃料コンパートメント外表面の温度上昇は、自然対流による除熱と輻射による放熱を考慮して式 4.1.7-2 より求めた。この結果、膜熱伝達温度上昇は $\Delta T_{film} = 104.5^\circ\text{C}$ である。なお、除熱は輻射伝熱がほとんどを占める。

2) 燃料最高温度

最大発熱部のコンパートメント外筒を含む燃料充填層の温度上昇は前項の結果から $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

燃料交換時に全電源喪失事象が発生し、補助炉心冷却器 4 基が自然循環運転モードに至った場合、炉心上部に位置する燃料集合体の燃料最高温度は、

$$T_{fuel} = T_{\infty} + \Delta T_{film} + \Delta T_{fuel} = 500.0 + 104.5 + 114.3 = 718.8 \text{ }^\circ\text{C}$$

であり、熱的制限値 (1600°C) 以下である。

(iii) 炉内中継槽案内管内 (昇降装置停止時)

炉心上部から燃料出入機へ吊上げる際、中継槽案内管内部で昇降装置が何らかの原因で停止した場合の最高温度を評価した。

(a) 評価条件

1) 構造体系

燃料案内管の仕様寸法は以下を想定した。また、材料は SUS304 材を想定した。

案内管外直径 : 600 mm

案内管内直径 : 580 mm

2) 冷却条件

案内管の外表面は補助炉心冷却器 2 基の運転により案内管自身が 173°C に保持されていることを想定した。また、案内管内部のヘリウムは停留状態を想定した。

3) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 案内管肉厚内温度上昇

案内管の肉厚内の温度上昇は下式により評価した。

$$\Delta T_c = \frac{q}{2\pi \cdot \lambda_{sus}} \cdot \ln\left(\frac{r_o}{r_i}\right) \quad (4.1.7-3)$$

r_o : 案内管外半径 [cm]

r_i : 案内管内半径 [cm]

λ_{sus} : SUS 熱伝導度 [W/cm \cdot °C] (= $0.00013 \cdot T_c + 0.132$)

上式より案内管肉厚内の温度上昇は $\Delta T_{sus} = 1.7^\circ\text{C}$ である。

2) 燃料コンパートメント外筒外面温度

案内管内部のヘリウム層の温度上昇は、ヘリウムガスの熱伝導と輻射を考慮して下式で求めた。

$$q = \frac{2\pi \cdot \lambda_{He}}{\ln\left(\frac{r_o}{r_i}\right)} (T_w - T_\infty) / l + \alpha \cdot \sigma \cdot (T_w^4 - T_\infty^4) \quad (4.1.7-4)$$

q : 熱流束 [W/cm²]

λ_{He} : ヘリウム熱伝導度 [W/cm.K]

r_o 、 r_i : 案内管外半径、内半径 [cm]

α : 放射率 (SiC=0.8)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (=5.67032×10⁻¹² W/cm².K⁴)

T_w : コンパートメント外面温度

$T_\infty = 174.7^\circ\text{C}$

式 4.1.7-4 を T_w について解くと、案内管内部のヘリウム層温度上昇は $\Delta T_{He} = 264.3^\circ\text{C}$ となる。

3) 燃料最高温度

最大発熱部のコンパートメント外管を含む燃料充填層の温度上昇は前項の結果から $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

使用済燃料を炉心上部から燃料出入機へ吊上げる際、昇降装置が何らかの原因で停止した場合の燃料最高温度は、

$$\begin{aligned} T_{fuel} &= T_{in} + \Delta T_{sus} + \Delta T_{He} + \Delta T_{fuel} \\ &= 173.0 + 1.7 + 264.8 + 114.3 = 552.8^\circ\text{C} \end{aligned}$$

であり、熱的制限値 (1600°C) 以下である。

(iv) 炉内中継槽案内管内 (全電源喪失時)

燃料集合体が炉内中継槽案内管を通過中に全電源喪失事象が発生した場合の燃料最高温度を評価した。

(a) 評価条件

1) 構造体系

構造体系は前項と同じ寸法体系で評価した。

2) 冷却条件

炉内中継槽案内管の外面は補助炉心冷却器 4 基の自然循環運転により 500°C が保持されていることを想定した。また、案内管内部のヘリウムは停留状態を想定

した。

3) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 案内管肉厚内温度上昇

案内管肉厚内の温度上昇は前項と同様で、 $\Delta T_{sus} = 1.7^\circ\text{C}$ である。

2) 燃料コンパートメント外筒外面温度

案内管内部のヘリウム層内の温度上昇は、前項と同様にヘリウムガスの熱伝導と輻射を考慮して式 4.1.7-4 で求めた。但し、 $T_\infty = 502.0^\circ\text{C}$ とした。

式 4.1.7-4 を T_w について解くと、案内管内部のヘリウム層温度上昇は $\Delta T_{He} = 98.8^\circ\text{C}$ となる。除熱の輻射寄与分は 97% である。

3) 燃料最高温度

最大発熱部のコンパートメント外管を含む燃料充填層の温度上昇は前項の結果から $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

使用済燃料を炉心上部から燃料出入機へ吊上げる際、全電源喪失事象が発生した場合の燃料最高温度は、

$$\begin{aligned} T_{fuel} &= T_{in} + \Delta T_{sus} + \Delta T_{He} + \Delta T_{fuel} \\ &= 500.0 + 1.7 + 98.8 + 114.3 = 714.8^\circ\text{C} \end{aligned}$$

であり、熱的制限値 (1600°C) 以下である。

(v) 燃料出入機内 (通常取扱時)

燃料出入機の燃料収納部の構造は図 4.1.7-7 に示すように 2 重管構造とし、内筒の内部にヘリウムガスを密封し、内筒と外筒の間に空気を送風して内筒外面を強制冷却するものとする。収納筒外筒の周囲は原子炉建屋内の大気を想定する。

(a) 評価条件

1) 構造体系

燃料収納筒の仕様寸法は以下とした。また、材料は SUS304 を想定した。

収納筒外管内直径 : 700 mm

収納筒内管内直径 : 300 mm

収納筒内管外直径 : 280 mm

収納筒内筒外面には伝熱特性を改善するため縦型フィンを想定し、フィンによる熱伝達率の改善はフィンがない場合の 3 倍を想定した。

2) 冷却条件

空気による強制冷却条件は以下を想定した。

空気流速	20m/s
空気入口温度	40℃

3) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 収納筒内筒内面温度

図 4.1.7-4 に示す集合体線出力分布を用いて、式 4.1.7-1 から空気の温度上昇を評価した。また、収納筒内管の温度上昇は下式で評価した。

熱伝達領域：

$$\Delta T_{film} = \frac{q}{\pi \cdot D \cdot h_{film}} \quad (4.1.7-5)$$

$$h_{film} = \frac{\lambda_{Air}}{De} \cdot Nu$$

$$Nu = 0.022 \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.5}$$

ΔT_{film} : 膜熱伝達温度上昇 [W/cm².K]

q : 線出力 [W/cm]

λ_{Air} : 空気熱伝導度 [W/cm.K]

De : 等価直径

熱伝導領域：

$$\Delta T_c = \frac{q}{2\pi \cdot \lambda_{Air}} \cdot \ln\left(\frac{r_o}{r_i}\right) \quad (4.1.7-6)$$

r_o : 収納筒外筒内半径 [cm]

r_i : 収納筒内筒外半径 [cm]

図 4.1.7-8 に空気及び収納筒内外面の軸方向温度分布を示す。各部の最大温度上昇値は以下に示す通りである。

空気の温度上昇： 1.6 °C

膜熱伝達部温度上昇： 70.0 °C

内筒肉厚内温度上昇： 5.1 °C

これらの結果から内筒内面の最大温度上昇は **76.7 °C** となる。

2) 燃料コンパートメント外筒外面温度

収納筒内筒の充填ヘリウム層の温度上昇は、ヘリウムガスの熱伝導と輻射を考慮して式 4.1.7-4 で求めた。但し、 $T_w = 116.7$ °C (内筒内面最高温度 = 40.0+76.7 °C) とした。式 4.1.7-4 を T_w について解くと、収納筒内筒の充填ヘリウム層内の温度上昇は $\Delta T_{He} = 279.5$ °C となる。

3) 燃料最高温度

最大発熱部のコンパートメント外管を含む燃料充填層の温度上昇は前項の結果から $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

燃料出入機内の充填ヘリウム雰囲気中の燃料集合体を、収納筒外部から空気強制冷却（流速 20m/s）した場合の燃料最高温度は、

$$T_{fuel} = T_m + T_{Air} + \Delta T_{film} + \Delta T_{sus} + \Delta T_{He} + \Delta T_{fuel}$$

$$= 40.0 + 1.6 + 70.0 + 5.1 + 279.5 + 114.3 = 510.5 \text{ }^\circ\text{C}$$

であり、熱的制限値（1600°C）以下である。

(vi) 燃料出入機内（空気強制冷却停止時）

全電源喪失により燃料出入機内でブロワによる空気強制冷却が不能となった場合を想定し、燃料収納筒外面を原子炉補助建屋内の大気自然循環で除熱した場合の燃料最高温度を評価した。

(a) 評価条件

1) 構造体系

燃料収納筒の仕様寸法は前項(v)と同じとした。また、収納筒内筒外面には伝熱特性を改善するためフィンを想定し、フィンによる熱伝達率の改善はフィンがない場合の3倍を想定した。

2) 冷却条件

収納筒外面の大気自然循環を想定した。雰囲気温度は 20°C 一定とした。

3) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 収納筒外筒表面温度

簡易的に軸方向一様熱流束（最大発熱部の値）を想定し、以下の自然対流熱伝達式⁶⁾により外筒表面温度 T_w を求めた。

$$q = \frac{Nu \cdot \lambda}{x} \cdot (T_w - T_\infty) \quad (4.1.7-7)$$

$$Nu_x = C_2 \left(\frac{V_\infty}{V_w} \right)^{0.17} \cdot (Gr_x^* \cdot Pr)^{1/5}$$

$$C_2 = \left(\frac{Pr}{4 + 9\sqrt{Pr} + 10 \cdot Pr} \right)^{1/5}$$

$$Gr_x^* = Gr_x \cdot Nu_x$$

$$Gr_x = \frac{g \cdot \beta (T_w - T_\infty) \cdot x^3}{\nu^2}$$

$$Nu_x = \frac{q \cdot x}{(T_w - T_\infty) \cdot \lambda}$$

$$\beta = \frac{1}{T_\infty}$$

添字 w は管外面、 ∞ は周囲流体、 m は膜部、 x は評価位置を示す。

q	: 熱流束	[W/m ²]
λ	: 空気の熱伝導度	[W/m.K]
ν	: 空気の動粘性係数	[m ² /s]
ρ	: 空気の密度	[kg/m ³]
Pr	: プラントル数 [-]	
x	: 伝熱面長さ (炉心発熱領域相当長 = 2.5m)	
T_∞	: 大気温度 (=20°C)	
g	: 重力加速度 (=9.807 m/s ²)	
β	: 体積膨張係数 [K ⁻¹]	

発熱領域上部の伝熱面温度上昇は、最大発熱部の熱流束で評価した場合 $\Delta T_{film} = 500.3^\circ\text{C}$ (平均熱流束による評価では 373°C) となる。

2) 収納筒外筒肉厚内温度上昇

収納筒外筒の肉厚内温度上昇は式 4.1.7-3 により評価した。肉厚内温度上昇は $\Delta T_{sus} = 16.8^\circ\text{C}$ である。

3) 収納筒内筒と外筒間 (空気層) の温度上昇

空気の熱伝導と輻射を考慮して下式により内筒外面温度 T_w を求めた。

$$q = \frac{2\pi \cdot \lambda_{Air} (T_w - T_\infty) / l + \alpha \cdot \sigma \cdot (T_w^4 - T_\infty^4)}{\ln\left(\frac{r_o}{r_i}\right)} \quad (4.1.7-8)$$

q	: 熱流束	[W/cm ²]
λ_{Air}	: 空気の熱伝導度	[W/cm.K]
r_o, r_i	: 内筒外半径、外筒内半径 [cm]	
α	: 放射率 (SUS=0.45)	
σ	: ステファン・ボルツマン定数 (=5.67032 × 10 ⁻¹² W/cm ² .K ⁴)	
T_w	: 内筒外面温度	
T_∞	= 537.1 °C (20.0+500.3+16.8°C)	

式 4.1.7-7 を T_w について解くと、収納筒内の空気層内の温度上昇はほとんどが輻

射伝熱（寄与率 99%）により $\Delta T_{Air} = 107.7 \text{ }^\circ\text{C}$ となる。

4) 収納筒内筒肉厚内温度上昇

収納筒内筒の肉厚内温度上昇は外筒と同様に式 4.1.7-3 により評価すると $\Delta T_{sus} = 3.4 \text{ }^\circ\text{C}$ である。

5) 収納筒内部ヘリウム層の温度上昇

b.項 ii と同様に輻射を考慮して内筒外面温度 T_w を求めた。内筒内部のヘリウム層内の温度上昇は空気層の温度上昇分 ($T_\infty = 648.2 \text{ }^\circ\text{C}$) を考慮して T_w を求めると、 $\Delta T_{He} = 59.5 \text{ }^\circ\text{C}$ となる。また、最大発熱部の燃料充填層の温度上昇は前項の結果と同様に $\Delta T_{fuel} = 114.3 \text{ }^\circ\text{C}$ である。

(c) 結果

燃料出入機内部で全電源喪失の発生により大気による強制冷却ができなくなった場合の燃料最高温度は、

$$\begin{aligned} T_{fuel} &= T_{in} + \Delta T_{film} + \Delta T_{sus} + \Delta T_{Air} + \Delta T_{sus} + \Delta T_{He} + \Delta T_{fuel} \\ &= 20.0 + 500.3 + 16.8 + 107.7 + 3.4 + 61.5 + 114.3 = 824.0 \text{ }^\circ\text{C} \end{aligned}$$

であり、熱的制限値 ($1600 \text{ }^\circ\text{C}$) 以下である。

(vii) 使用済燃料貯蔵水プール装荷時

(a) 評価条件

1) 構造体系

ヘリウムガスを充填したステンレス製の密封容器に使用済燃料を装荷する。寸法仕様は、燃料出入機の収納筒内筒と同一寸法を想定した。

密封容器外径	$\phi 300 \text{ mm}$
密封容器内径	$\phi 280 \text{ mm}$

2) 冷却条件

貯蔵プール水による自然循環冷却のみを想定した。プール水は使用済燃料貯蔵プールの循環系により $40 \text{ }^\circ\text{C}$ が保持されるものとした。

3) 発熱条件

前項と同様に炉停止 22 日後の最大発熱集合体を評価対象とした。

(b) 評価方法

1) 密封容器外面温度

簡易的に一様熱流束（最大発熱部の値）を想定し、以下の自然対流熱伝達式⁶⁾により密封容器の外面温度 T_w を求めた。

$$q = \frac{Nu \cdot \lambda}{x} \cdot (T_w - T_\infty) \quad (4.1.7-9)$$

$$Nu_x = C_2 \left(\frac{\nu_\infty}{\nu_w} \right)^{0.17} \cdot (Gr_x^* \cdot Pr)^{1/5}$$

$$C_2 = \left(\frac{Pr}{4 + 9\sqrt{Pr} + 10 \cdot Pr} \right)^{1/5}$$

$$Gr_x^* = Gr_x \cdot Nu_x$$

$$Gr_x = \frac{g \cdot \beta (T_w - T_\infty) \cdot x^3}{\nu^2}$$

$$Nu_x = \frac{q \cdot x}{(T_{w_x} - T_\infty) \cdot \lambda}$$

$$\beta = \frac{(\rho_\infty - \rho_m)}{\rho_m \cdot (T_m - T_\infty)}$$

添字 w は管外面、 ∞ は周囲流体、 m は膜部、 x は評価位置を示す。

q : 熱流束 (=7173) [W/m²]

λ : 熱伝導度 [W/m.K]

ν : 動粘性係数 [m²/s]

ρ : 密度 [kg/m³]

Pr : プラントル数 [-]

x : 伝熱面長さ (炉心発熱領域相当長=2.5m)

T_∞ : プール水温度 (=40°C)

g : 重力加速度 (=9.807 m/s²)

β : 体積膨張係数 [K⁻¹]

発熱領域上部の伝熱面温度上昇は、最大発熱部の熱流束で評価した場合 $\Delta T_{film} = 25.6^\circ\text{C}$ (平均熱流束による評価では 19°C) となる。

2) 密封容器肉厚内温度上昇

最大線出力部における密封容器肉厚内温度上昇は、式 4.1.7-7 より $\Delta T_c = 5.3^\circ\text{C}$ である。

3) 燃料コンパートメント外筒外面

最大線出力部における密封容器内部の充填 He 層の温度上昇は、 $T_\infty = 70.9^\circ\text{C}$ とし前項と同様の評価により、 $\Delta T_{He} = 317.1^\circ\text{C}$ となる。

4) 燃料コンパートメント外筒外面

最大発熱部のコンパートメント外管を含む燃料充填層の温度上昇は前項の結果と同じであり、 $\Delta T_{fuel} = 114.3^\circ\text{C}$ となる。

(c) 結果

使用済燃料を水プール貯蔵ラック内に装荷し、ヘリウム密封容器外面の自然対流伝熱で除熱した場合、最も厳しくなる装荷直後の燃料最高温度は、

$$\begin{aligned} T_{fuel} &= T_{in} + \Delta T_{film} + \Delta T_c + \Delta T_{He} + \Delta T_{fuel} \\ &= 40.0 + 25.6 + 5.3 + 317.1 + 114.3 = 502.3 \text{ } ^\circ\text{C} \end{aligned}$$

であり、熱的制限値 1600°C 以下である。

(4) まとめ

平成 12 年度に検討されたヘリウムガス冷却炉の燃料交換フロー概念に基づき、使用済燃料取扱時の燃料最高温度について、集合体軸方向最大発熱位置に着目した径方向 1 次元伝熱評価などの簡易手法によって算出し、燃料最高温度の熱的制限値 (1600°C) と比較した。以下のような結果を得た (除熱条件などは表 4.1.7-1 参照)。

・ 炉心上部取扱時 (通常時)	542 °C
・ 炉心上部取扱時 (全電源喪失時)	719 °C
・ 炉心上部→燃料出入機移送時 (昇降機スティック時)	553 °C
・ 炉心上部→燃料出入機移送時 (全電源喪失時)	715 °C
・ 燃料出入機移送時 (通常時)	511 °C
・ 燃料出入機移送時 (全電源喪失時)	824 °C
・ 使用済燃料貯蔵水プール装荷時(装荷直後)	503 °C

以上の結果から、燃料集合体を炉心から引抜き、使用済燃料貯蔵水プールに装荷するまでの全行程区間において全電源喪失事象が発生しても、燃料最高温度は熱的制限値 (1600°C) 以下であり、使用済燃料の熱的健全性は確保できる見通しであることを確認した。

表 4.1.7-1 使用済燃料取扱い時の燃料最高使用温度

取扱行程	運転状態	燃料最高温度 [°C]	除熱方法	主冷却材
炉心上部取扱時	通常時	542	補助炉心冷却器2基運転による強制循環による燃料コンパートメント外管の直接冷却 流量：13.33kg/s (0.1MPa)	ヘリウム ガス
	全電源喪失時	719	補助炉心冷却器4基の自然循環流による燃料コンパートメント外管の直接冷却 流量：0.0095kg/s	
炉心上部 → 燃料出入機移送時 (炉内中継槽案内管内部)	異常時 (昇降機停止)	553	案内管外面の炉内循環流による冷却と案内管内部での放射伝熱	
	全電源喪失時	715	補助炉心冷却器4基の自然循環流による案内管外面の冷却	
燃料出入機による移送時	通常時	511	ヘリウムガスを充填した燃料収納筒外面（フィン付）を大気強制冷却により間接冷却する 空気流量：7.09kg/s (0.1MPa)	空気
	全電源喪失時	824	燃料収納筒外筒外面の大気自然対流除熱および放射伝熱	
燃料貯蔵プール装荷直後	通常時	502	ヘリウムガスを充填した使用済燃料貯蔵容器外面の自然循環プール水による間接冷却	水

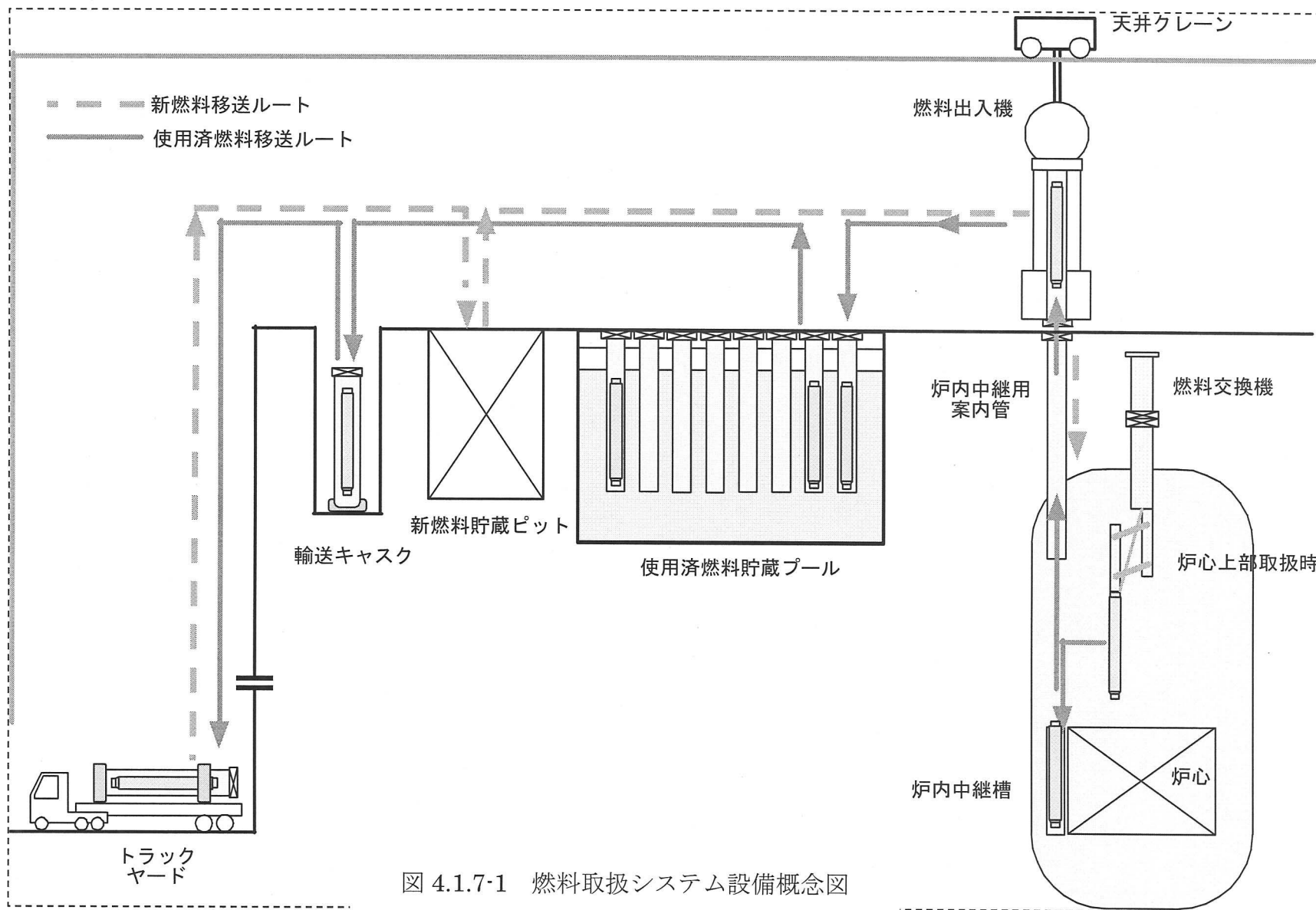
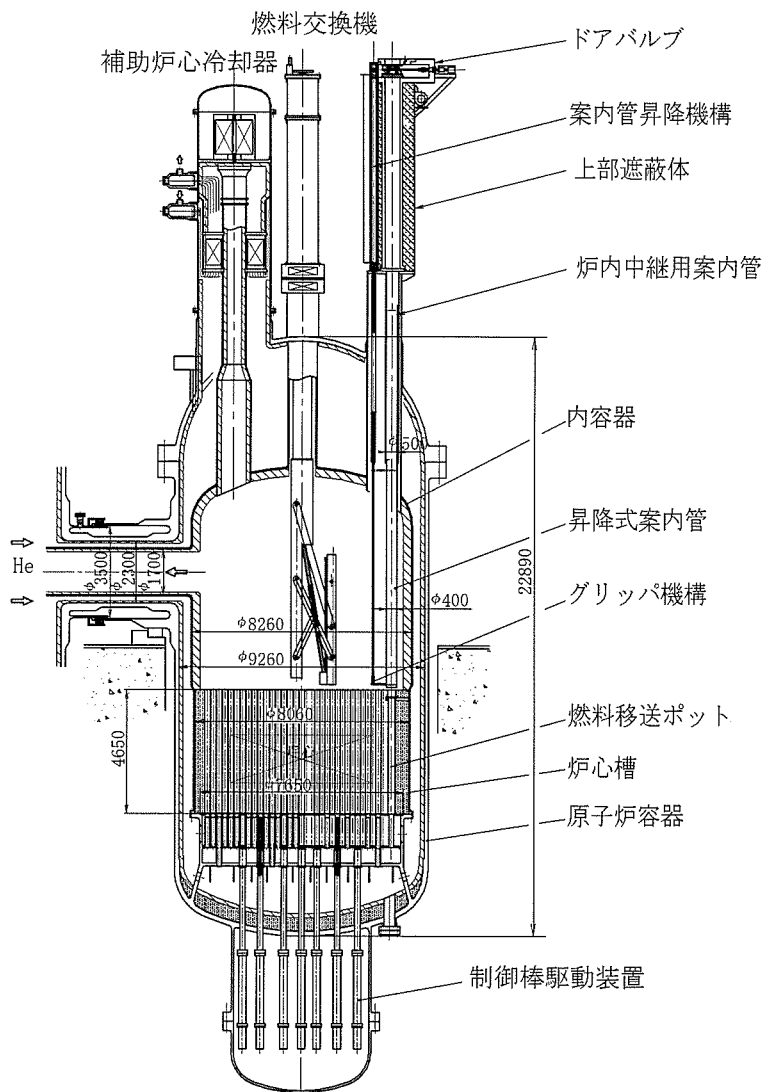
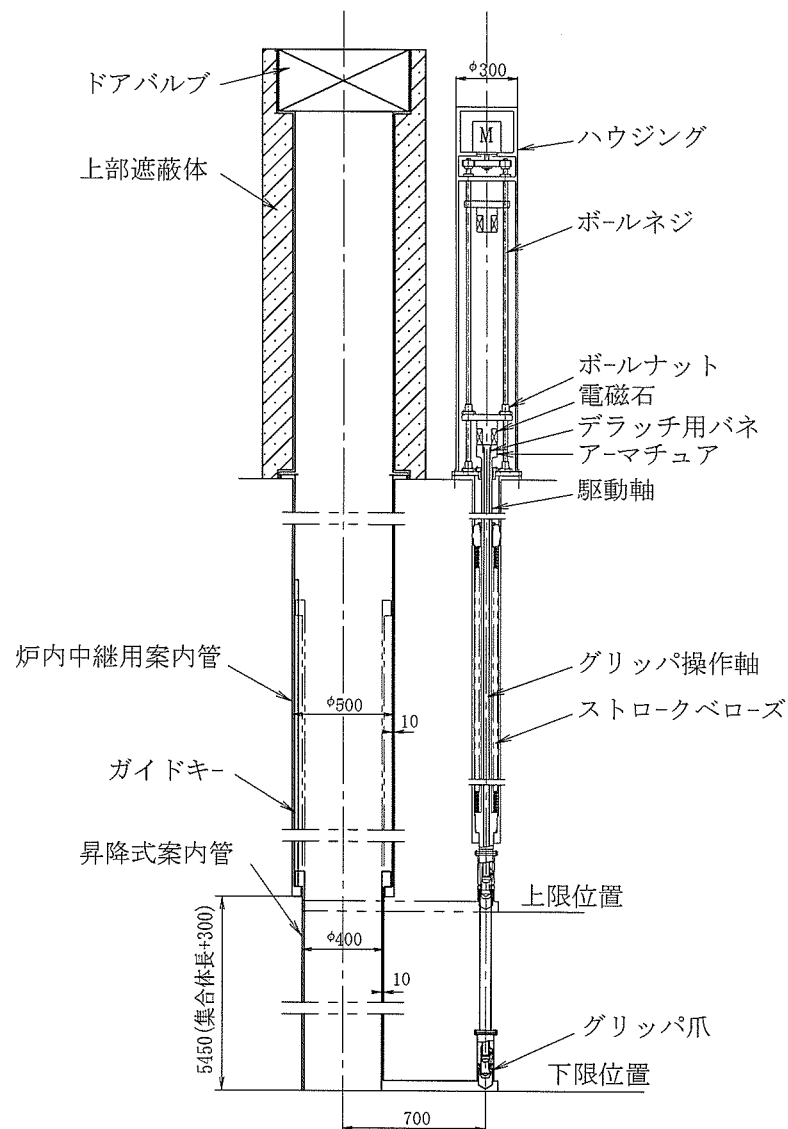


図 4.1.7-1 燃料取扱システム設備概念図



原子炉縦断面図
(燃料交換時)



昇降型炉内中継用案内管概念図

図 4.1.7-2 燃料交換概念図

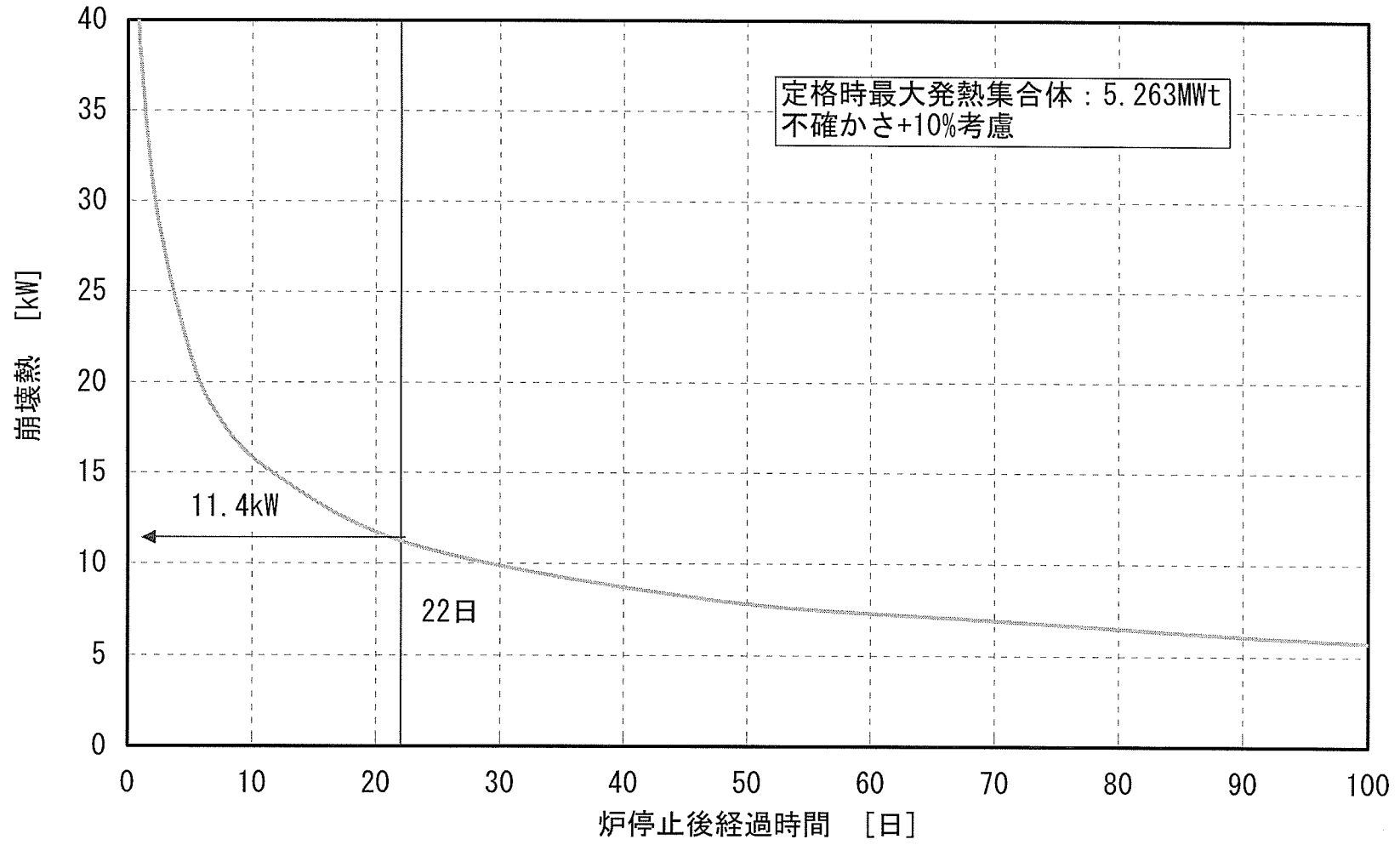


図 4.1.7-3 崩壊熱の経時変化

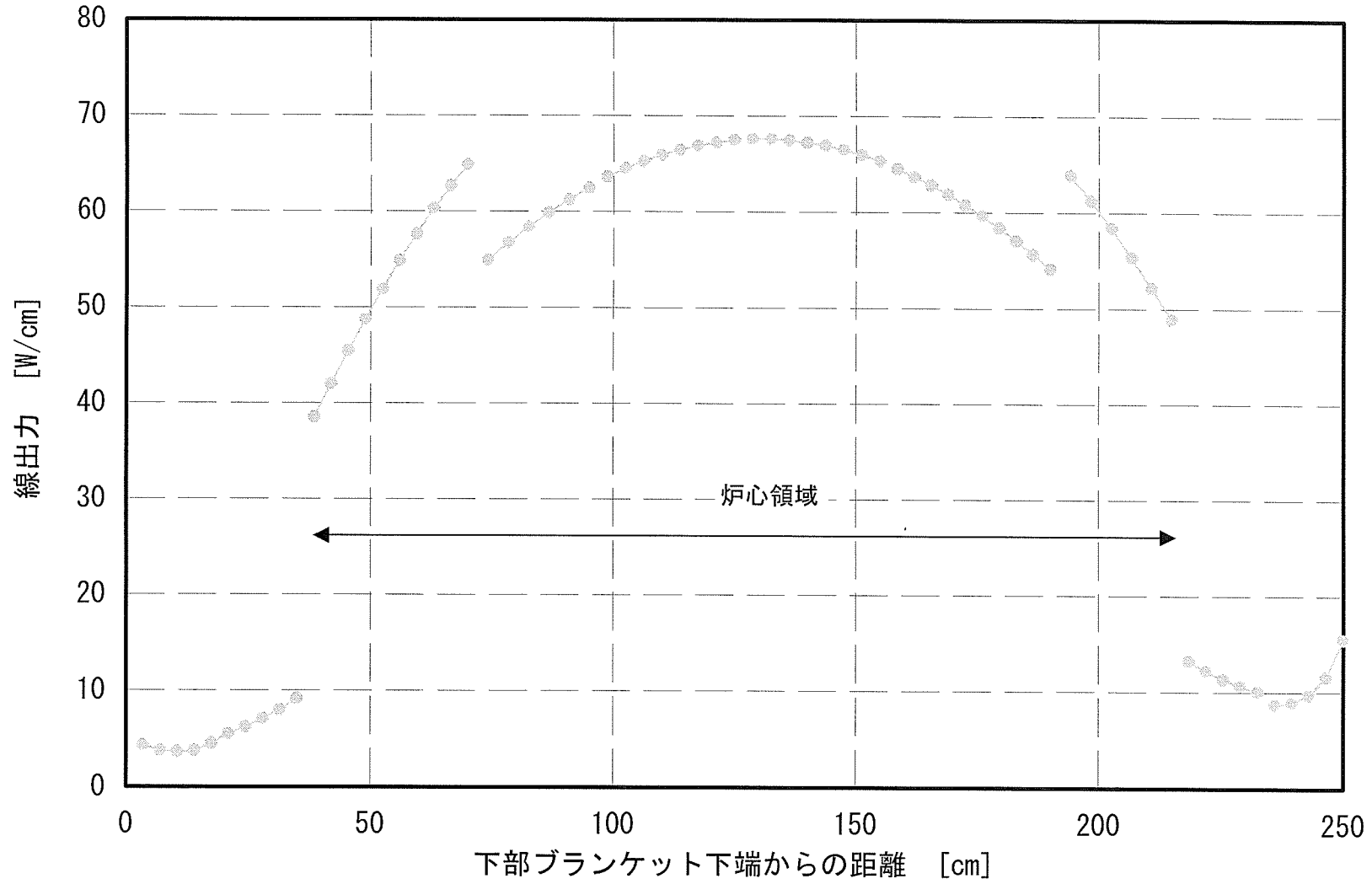


図 4.1.7-4 最大発熱燃料集合体の軸方向出力分布（炉停止 22 日後）

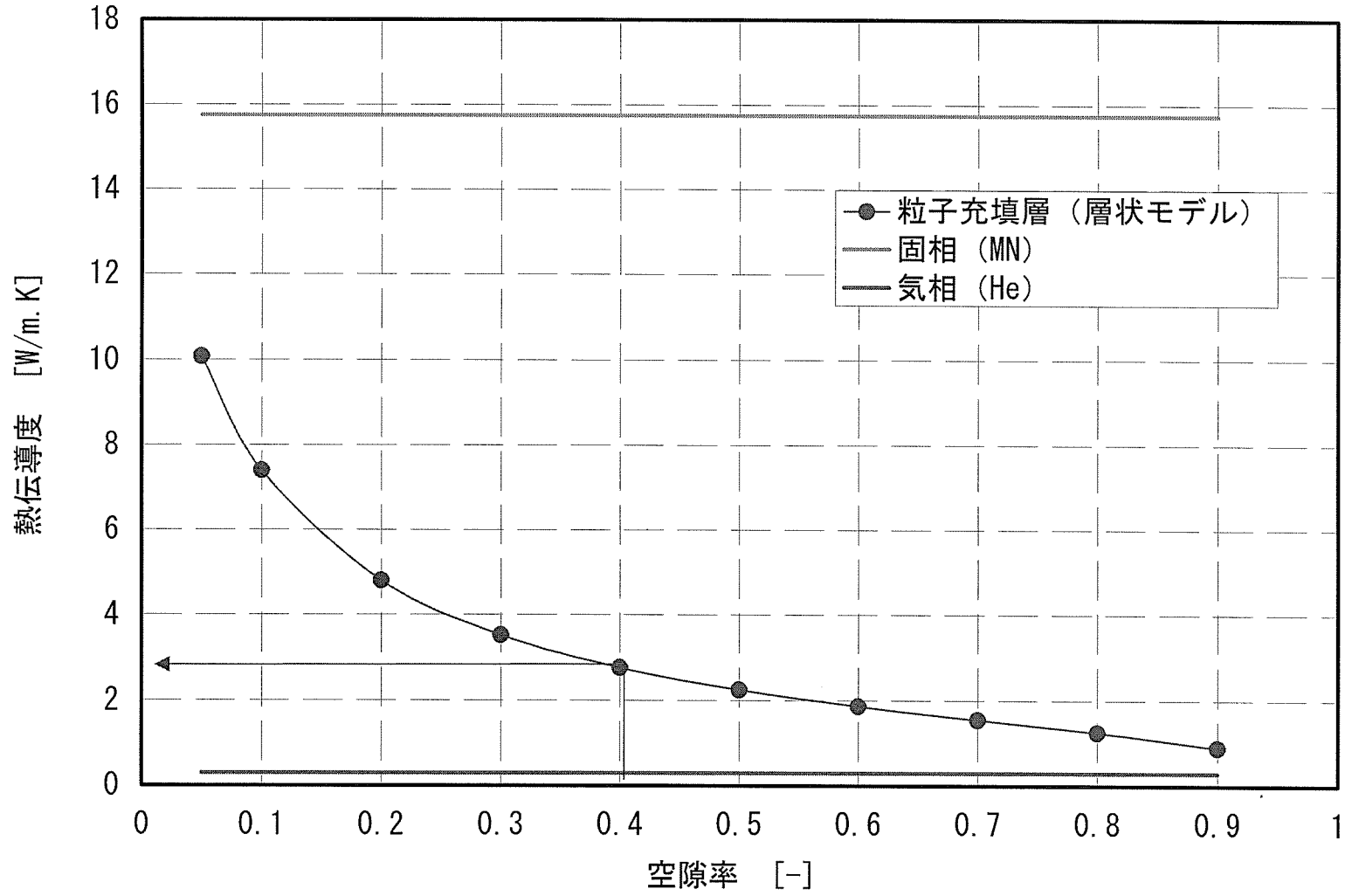


図 4.1.7-5 粒子燃料層の空隙率と実効熱伝導度との関係

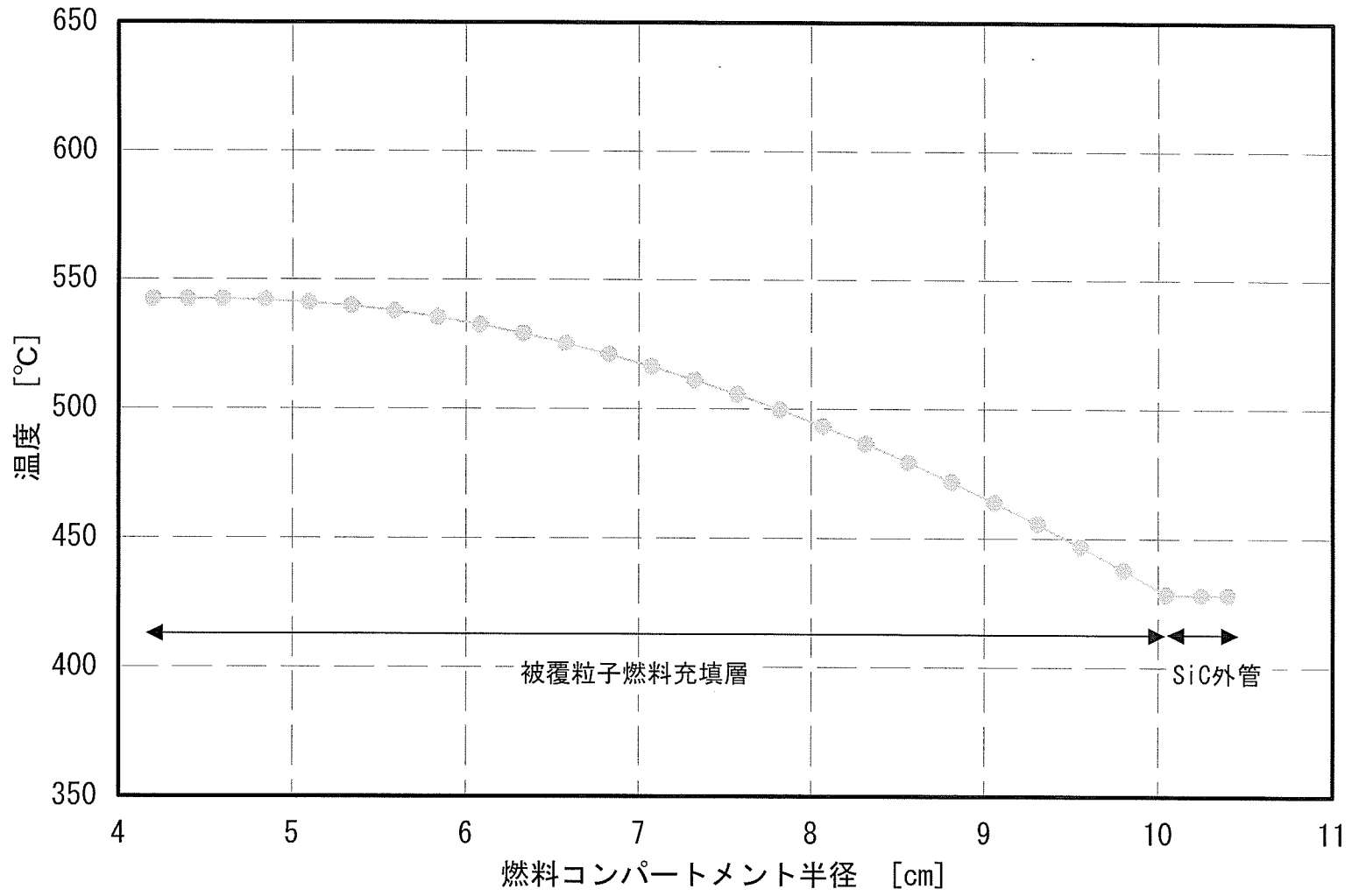


図 4.1.7-6 被覆粒子燃料充填層径方向温度分布

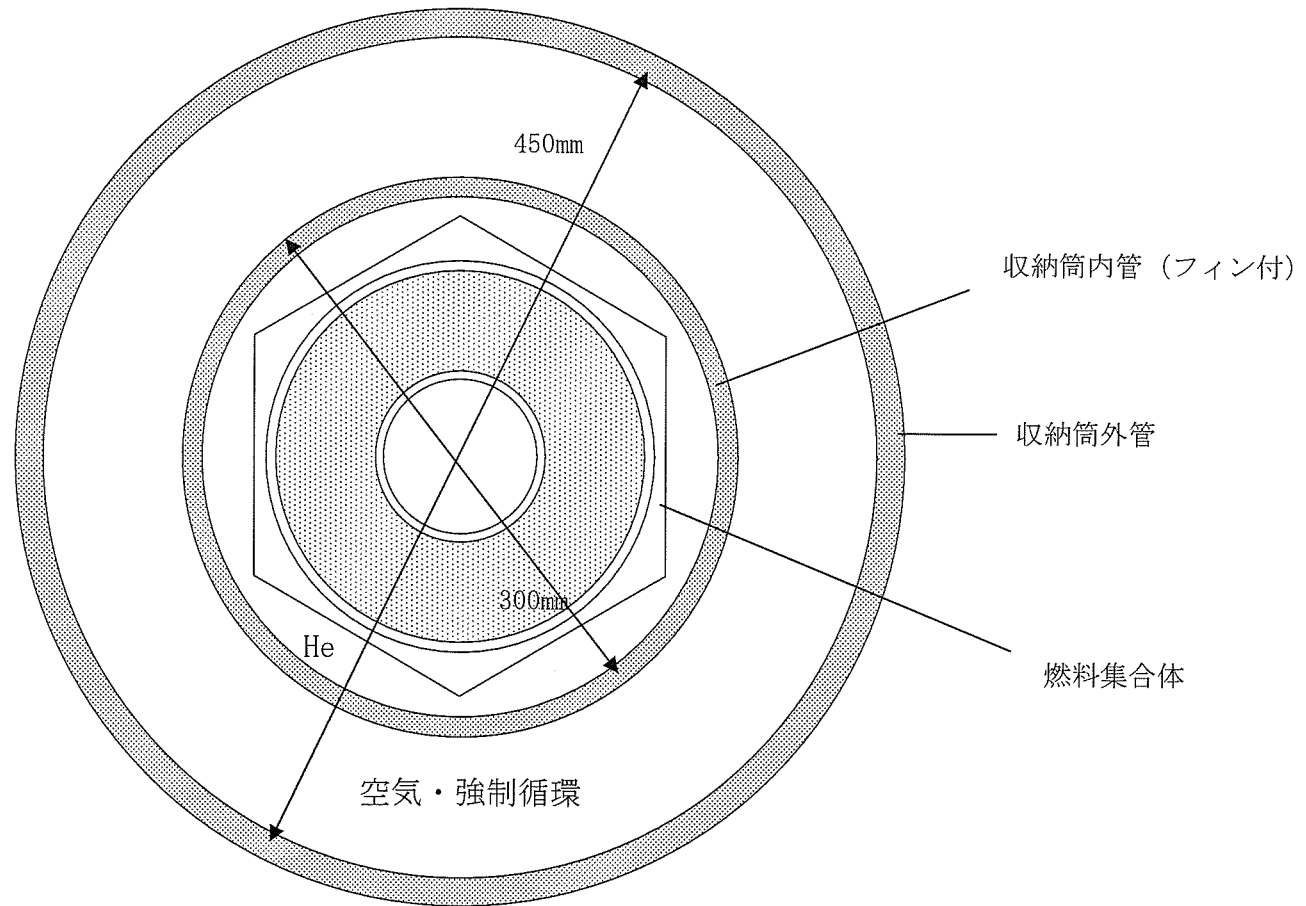


図 4.1.7-7 燃料出入機・燃料収納筒断面概念図

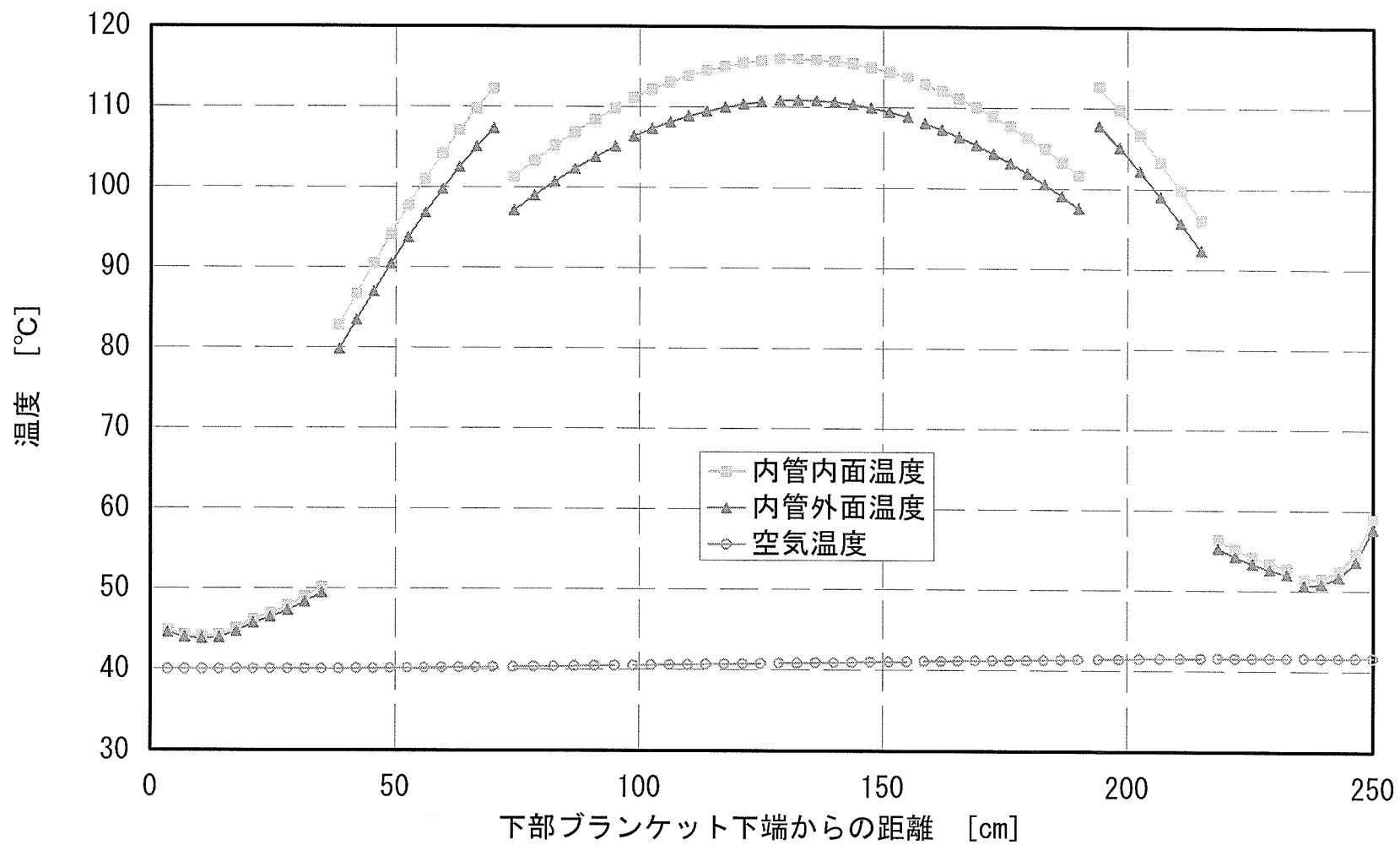


図 4.1.7-8 空気及び内管内外面の軸方向温度分布

4. 1. 8 その他の設備

(1) ガスタービン

(i) ヒートバランスの設定

原子炉の出入口温度及び原子炉出口圧力については、ガスタービンの設計例を基に定めた。上記に基づき、ガスタービンのサイクル計算を行ない、ガスタービン回りのヒートバランス及びガスタービンサイクル効率を算定した。また、原子炉入口温度を変えた場合、及び原子炉出口圧力を変えた場合のガスタービンサイクル効率の影響についても評価を行なった。

(a) ガスタービン回りヒートバランス

ガスタービン回りヒートバランスの検討条件は以下の通り

① 原子炉出力	2400 MWt (600MWt/基×4タービン)
② 原子炉入口温度	460°C
③ 原子炉出口温度	850°C
④ 原子炉入口圧力	6.2 MPa
⑤ 冷却材流量	1184 t/h (296MWt/基×4タービン)
⑥ タービン断熱効率	93.5%
⑦ 圧縮機断熱効率	90%
⑧ 再生熱交換器温度効率	95%
⑨ 発電機効率	98.5%

以上の条件に基づく計算結果を図 4.1.8-1 のヒートバランス*図に示す。

* 本ヒートバランスでは、原子炉の圧損を 0.2MPa、ガスタービンの各部の圧損を既応の設計例にもとづき算定した。

(b) 原子炉入口温度及び原子炉出口圧力のガスタービンサイクル効率への影響評価

原子炉入口温度、原子炉出口圧力は既存の設計例から 460°Cと 6MPa としているが、原子炉入口温度を上げた場合、原子炉出口圧力を更に下げた場合（減圧事故時の正の反応度投入を少なくする。）のガスタービンサイクル効率への影響を評価した。表 4.1.8-1 にその結果を示す。

(ii) 系統検討

原子炉冷却系の系統検討を行い、系統仕様、系統構成図、機器仕様及び原子炉冷却系の系統概念図を作成した。

(a) 系統説明

原子炉冷却系の系統図を図 4.1.8-2 に示す。

原子炉冷却系は4ループのガスタービン設備より構成される。

ガスタービン設備は原子炉より発生する熱エネルギーを電気エネルギーに変換する設備で、タービン、発電機、低圧コンプレッサー、高圧コンプレッサー、再生熱

交換器、前置冷却器、中間冷却器より構成される。

炉心を出た高温の冷却材により、タービンを回して発電を行う。減圧、減温されたヘリウムは再生熱交換器で熱交換され、更に前置冷却器で冷却されて低圧コンプレッサーに入り、そこで昇圧される。昇圧により温度が上昇したヘリウムは中間冷却器で冷却され、高圧コンプレッサーにより所定の圧力まで昇圧されて、再生熱交換器で所定の温度まで昇温されて原子炉入口に送られる。

(b) 系統仕様

先に設定したヒートバランスに基づき、原子炉冷却系の系統仕様を以下の通り定めた。

① 原子炉熱出力	2400 MWt
② 発電機端電気出力	1124 MWe
③ 原子炉出口冷却材温度	850°C
④ 原子炉入口冷却材温度	460°C
⑤ 原子炉冷却材圧力	6.0 MPa
⑥ 原子炉冷却材流量	1184 kg/s
⑦ 冷却材	ヘリウム
⑧ ガスタービン設備基数	4 基

(c) ガスタービン設備仕様

(ア) 設備基本仕様

系統数	4 系統/ユニット
熱交換量	600 MWt/系統
発電機端電気出力	281 MWe
サイクル効率	46.8%
冷却材	ヘリウム
冷却材流量	296 kg/s/系統
原子炉出口冷却材圧力	6.0 MPa
原子炉出口冷却材温度	850°C
原子炉入口冷却材温度	460°C

(イ) タービン

数量	1 基/系統
作動ガス	ヘリウム
入口ガス温度	850°C
入口ガス圧力	6.0 MPa
出口ガス圧力	2.0 MPa
ガス流量	296 kg/s

回転数	3600 rpm
(ウ) 圧縮機	
数量	2 基/系統
入口ガス温度	35°C
入口ガス圧力	1.91 MPa
出口ガス圧力	6.35 MPa
ガス流量	296 kg/s
回転数	3600 rpm
(エ) 発電機	
数量	1 基/系統
型式	3 相交流縦置き型
発電機出力	281 MWe
回転数	3600 rpm
雰囲気	ヘリウムガス
(オ) 再生熱交換器	
数量	1 基/系統
型式	プレートフィン型
交換熱量	510.2 MWt
(カ) 前置冷却器	
数量	1 基/系統
型式	ヘリカルコイル水冷式
交換熱量	170.6 MWt
(キ) 中間冷却器	
数量	1 基/系統
型式	ヘリカルコイル水冷式
交換熱量	142.6 MWt
(iii) 縦置きガスタービンの構造検討	
(a) 検討の前提条件	
(ア) 熱物質収支	
	5.3.1 項で設定した 600MWt/ループ×4 ループ構成の原子炉冷却系であり、熱物質収支は図 4.1.8-1 に示すとおりである。
(イ) ターボマシンの構成	
	図 4.1.8-3 に示すように、ガスタービン (GT)、低圧圧縮機 (LPC)、高圧圧縮機 (HPC)、発電機 (G) をすべて直結した 1 軸型式のターボマシンとし、これを縦置きに配置する。

(ウ) 動力変換容器の構成

前項のターボマシン及び再生熱交換器、前置冷却器、中間冷却器の各熱交換器を内蔵する縦型円筒容器とし、水平の二重管によって原子炉容器と接続する。

(エ) ターボマシンの保守方法

従来の産業用ガスタービンはターボマシンのみを横置きに設置する型式であり、保守は半割れに分割できる各部のケーシングを開放し、その場で保守するか回転部等を取り外して保守することができる。一方、本方式では動力変換容器内にターボマシン及び熱交換器を一体で縦置き設置するものであり、動力変換容器内でターボマシンを分解・開放することは困難であるため、保守時には内部のターボマシンをケーシングごと容器外に取り出す構造とする。

(b) 構成機器の仕様

ヘリウムガスタービンシステムについては米国・ロシアの GT-MHR、南アフリカの PBMR、日本（日本原子力研究所）の HTGR-GT などの検討例があるが、ここでは 1 ループあたりの熱出力が等しい GT-MHR⁷⁾及び HTGR-GT^{8),9)}を参考にして各構成機器の仕様を設定した。

1) ガスタービン

ガスタービンの仕様一覧を表 4.1.8-2 に示す。本システムでは、ガスタービンと圧縮機を組合せたターボマシンが原子炉冷却材のヘリウムを循環させる循環機の役目をはたすとともに発電機を駆動するドライバとなる。ガスタービンの入口温度は 850℃であり、事業用火力発電ガスタービンのような冷却翼とする必要はない。圧力比は通常の産業用ガスタービンに比べ小さいが作動ガスがヘリウムであるためエンタルピー落差が大きく、段数は多くなる。

2) 圧縮機

圧縮機の仕様一覧を表 4.1.8-3 に示す。圧縮効率を高めるため、圧縮機を低圧圧縮機と高圧圧縮機に分け、途中で中間冷却器を設置して高圧圧縮機の入口温度を低圧圧縮機入口温度と同じにする。タービンと同様に圧縮機の圧力比は小さいが、ヘリウムの物性上段数は多くなる。したがって、軸系設計の面からも高圧・低圧に分離し、中間に軸受を設ける必要がある。なお、ガスタービン及び圧縮機を支持する軸受はヘリウム雰囲気中に設置することになるため油軸受は使用できず、磁力により支持する磁気軸受の適用が必要である。

3) 発電機

発電機の仕様一覧を表 4.1.8-4 に示す。シール性の問題から発電機を動力変換容器の外に設置することが出来ないため、本発電機はヘリウム雰囲気中で作動することになる。したがって、通常的大型発電機で使用される水素ガス冷却方式ではなくヘリウムガス冷却器を有する構造となる。また、ターボマシンと同様に軸受

には磁気軸受の適用が必要である。

ガスタービンの起動時には、起動用サイリスタにより発電機を使用した起動を行う。ガスタービンを発電機により回転させた後、原子炉出力を上昇させ、ヘリウムガスエンタルピーがタービンの回転に十分な状態になった後にヘリウムガスによりタービン回転を行う。

停止は起動の逆手順で行い、原子炉出力を低下させていくと回転数が下がり、600rpm程度で起動用サイリスタによる強制回転に引き継ぐ。その間はあわせて除熱も行うことができる。その後原子炉を停止させ、崩壊熱除去は補助炉心冷却系のみで行い、サイリスタによるタービン回転も停止することによりタービンは停止する。

4) 再生熱交換器

再生熱交換器の仕様一覧を表 4.1.8-5 に示す。再生熱交換器はガスタービンの排熱を回収し、高圧圧縮機から出たヘリウムガスを加熱して原子炉入口温度まで昇温するための熱交換器である。再生熱交換器は高圧側/低圧側共にヘリウムガスが流れるガス/ガス熱交換器であること、プラント熱効率を低下させないよう温度効率を高くする必要があり、プレートフィン型の高効率コンパクト熱交換器を適用する。プレートフィン型はロウ付けにより製作するため 1 ユニットの大きさに制約が生じる。そのため、動力変換容器内での位置を考慮して 6 ユニットの並列配置とした。

5) 前置冷却器

前置冷却器の仕様一覧を表 4.1.8-6 に示す。前置冷却器は圧縮機の効率を高めるため、再生熱交換器で排熱回収したガスタービン排気を更に冷却して圧縮機入口温度を下げる熱交換器である。動力変換容器内配置を考慮して装置高さを低く抑えることができ、断面形状が円環状となるヘリカルコイル型水冷熱交換器とした。伝熱管は多層構造のヘリカルコイルを千鳥状に配置し、すべての伝熱管長さが同一になるよう考慮している。

6) 中間冷却器

中間冷却器の仕様一覧を表 4.1.8-7 に示す。中間冷却器は低圧圧縮機と高圧圧縮機の上に設置し、高圧圧縮機の効率を高めるため低圧圧縮機出口ヘリウムガスを冷却する熱交換器である。前置冷却器と同様に動力変換容器内配置を考慮してヘリカルコイル型水冷熱交換器とした。

(c) 動力変換容器内配置の検討

(ア) 基本的考え方

動力変換容器内には、ガスタービン、圧縮機、発電機、再生熱交換器、前置冷却器、中間冷却器を配置する。これらの機器の中で、ガスタービン、圧縮機、発

電機は保守の頻度が比較的高いため、これらの保守性を優先して配置する必要がある。これらの機器が縦置きであることを考えると保守スペースを動力変換容器上方にとることが合理的であり、上方へ引き抜ける構造が妥当である。また、電気的な接続が必要な発電機を上方に、熱交換器との接続が必要なターボマシンを下方に設置する。回転体である発電機及びターボマシンは容器中心軸上に置き、対称な流路接続となるように配置する。ターボマシンと流路の接続は保守性の点からGT-MHRで検討されているピストンリングシールを用いたはめ込み方式とする。

(イ) 動力変換容器内配置

動力変換容器構造図を図 4.1.8-3 に示す。

1) ターボマシン配置

ターボマシンは上からガスタービン、高圧圧縮機、低圧圧縮機の順に 1 軸で接続し、発電機軸との接続部付近に全荷重を支持するスラスト軸受を設ける。また、ガスタービン上部、ガスタービン～高圧圧縮機間、高圧圧縮機～低圧圧縮機間、低圧圧縮機下部の計 4 カ所に回転軸のぶれを抑制するためのジャーナル軸受を設ける。

発電機軸も同様に発電機本体の上部及び下部にジャーナル軸受を設ける。

ガスタービンの入口は原子炉と接続する水平二重管の内側を流れる高温のヘリウムガスが流入するため、水平二重管の延長線上付近に配置する。

2) 熱交換器配置

ガスタービン及び高圧圧縮機に接続する再生熱交換器はターボマシンの外側に配置し、側面の低圧側入口をガスタービン出口に、反対側側面の低圧側出口を前置冷却器へ向かう流路に、下部の高圧側入口を高圧圧縮機出口に、同じく下部の高圧側出口を水平二重管外側の円環状流路に接続されるリングヘッドにそれぞれ接続する。

低圧圧縮機と高圧圧縮機の間に入る中間熱交換器は低圧圧縮機の外側下方に配置する。低圧圧縮機出口から出たヘリウムガスの流路を折り返して中間冷却器より内側の流路を通り中間冷却器下部へ接続し、中間冷却器胴側をヘリウムガスが下から上へ流れるように流路を構成する。中間冷却器の上側へ出たヘリウムガスは上方へ向かい、高圧圧縮機入口へ接続する。

前置冷却器は中間冷却器の下側へ配置する。再生熱交換器を出た低圧側ヘリウムガスが動力変換容器胴の内側の流路を下って前置冷却器の下側から流入し、前置冷却器胴側を下から上へ流れ、前置冷却器の上部へ出た後容器中心軸付近の円柱型ダクトへ入る。このヘリウムガスを円柱型ダクトの上部に配置した低圧圧縮機が吸引する。なお、フラップは一系統のガスタービン停止時に他系統からの逆

流を防止するためにこの円柱型ダクト内に設置する。

また、前置冷却器及び中間冷却器の冷却水配管は各冷却器の上下に位置するリング状の水室から各2本を容器外へ引き出す。(ノズルA：中間冷却器入口冷却水、ノズルB：中間冷却器出口冷却水、ノズルC：前置冷却器入口冷却水、ノズルD：前置冷却器出口冷却水)

(ウ) 動力変換容器仕様

上記配置検討の結果、動力変換容器の仕様は次のようになる。

- ① 設計温度：350℃
- ② 設計圧力：2.4MPa
- ③ 容器内径：8.0m
- ④ 容器板厚：0.15m
- ⑤ 容器高さ：43m
- ⑥ 材 質：低合金鋼 (SQV)

(エ) ヘリウムガスの流れ

以下にヘリウムガスの流れを上流側から下流側に向かって示す。

- ① 原子炉出口高温ヘリウム→水平二重管内側流路→ガスタービン入口
- ② ガスタービン内上昇→ガスタービン出口→再生熱交換器側面低圧側入口
- ③ 再生熱交換器側面低圧側出口→容器胴内側流路下降→前置冷却器下部入口
- ④ 前置冷却器内上昇→前置冷却器出口→円柱型ダクト上昇
→フラップ→低圧圧縮機入口
- ⑤ 低圧圧縮機内上昇→低圧圧縮機出口→中間冷却器内側流路下降
→中間冷却器下部入口
- ⑥ 中間冷却器内上昇→中間冷却器出口→高圧圧縮機入口
- ⑦ 高圧圧縮機内上昇→高圧圧縮機出口→再生熱交換器下部高圧側入口
- ⑧ 再生熱交換器下部高圧側出口→リングヘッド
→水平二重管外側円環状流路→原子炉入口

(オ) 保守方法

保守手順を図 4.1.8-4 に示す。主な手順は次のようになる。

- ① 発電機収納部のフランジを開放して発電機上部の支持構造物を取り外し、動力変換容器のフランジを開放して発電機収納部を上方へ取り外す。
- ② 発電機下部のケーシングを開き、発電機軸とターボマシンの軸との間のカップリングを開放して発電機をケーシングごと上方へ取り外す。
- ③ ターボマシンをケーシングごと上方へ引き抜き取り外す。

取付けは上記の逆の手順で実施する。

なおタービンの引き抜き保守に際しては、系統内の放射能の影響が考えられる

ため、ヘリウムガスの流出を防止するための簡易キャスクなどが必要となる。

(iv) 原子炉冷却系の主要課題抽出

(a) 構成機器の主要課題

実用化に向けての各構成機器の主要課題を以下に示す。

1) ガスタービン及び圧縮機

作動流体がヘリウムガスであるため、径に比べ翼の高さが低く、かつ段数が多くなるという特徴を持ち、大型の装置は実績がない。したがって、実用化に向けては実寸の装置による性能評価が必要である。

また、軸系振動及び保守性の観点からガスタービン及び圧縮機の軽量化が必要である。

2) 発電機

国内の発電機メーカーでは縦置き的大型発電機は実績も設計例もないため、本検討では米国－ロシアの GT-MHR 計画を参考にしたが、固定子支持構造、回転子、軸受等が従来の横置き型発電機と異なると考えられるため、新規開発が必要である。また、冷却方式については、従来技術の水冷却／水素冷却／空気冷却方式は本プラントが直接サイクルでガスタービンが格納容器内に收容されているため、採用出来ない。冷却媒体にヘリウムガスを用いることを検討しているが、技術開発の実績もないため、新規開発が必要である。

3) 再生熱交換器

プレートフィン型熱交換器は中小型規模では実績のある装置であるが、積層したフィン及びプレートをロウ付けによって接合し伝熱部を構成するため、大型構造物のロウ付けによる製造技術の確認・検証が必要である。

また、高圧側／低圧側の温度差・圧力差によるプレートフィンの構造健全性評価が必要である。

4) 前置冷却器及び中間冷却器

ヘリカルコイル型熱交換器は原研 HTTR などで使用実績のある装置であり、他の構成機器に比べ技術的課題は少ないが、多数の伝熱管をヘリカルコイル状に成形し、多層に積層して製造するため、効率のよい製造技術開発がコスト低減の観点から必要である。

(b) 縦置き配置の主要課題

縦置き配置とする場合の配置上、構造上の主要課題を以下に示す。

1) 磁気軸受

縦置き 1 軸型ではスラスト磁気軸受 1 個とジャーナル磁気軸受 6 個の構成となる。横置きでは荷重を分散して支持できるが、縦置きでは全荷重を 1 個のスラスト軸受で支持する事になり、大容量のスラスト磁気軸受の開発が必要である。(実

績があるスラスト磁気軸受の容量は約 25ton に対し、150ton クラスの開発が必要) また停止時、及び停電時に使用される補助軸受けに関しては従来のものよりも高い強度が要求されるため、セラミックスボール製軸受けの開発が必要である。

2) 軸系振動

発電機、ガスタービン、圧縮機を直結したロータは発電機軸とターボマシン軸をリジッドカップリングで接続する形となり、全長は約 27m である。このような軸系の振動特性は不明であるが、振動制御の困難な振動モードが定格回転数以下に多数含まれる可能性があり、軸系振動の詳細な解析と振動制御方法の検討が不可欠である。

また、ターボマシンをケーシングごと引き抜く構造とすると軸受剛性が低下する恐れがあり、これも軸系振動に不利に働くため、軸受剛性を高める構造の検討が必要である。

3) 動力変換容器構造

本検討ではターボマシンと流路の接続を GT-MHR で検討されているピストンリングシールによるはめ込み方式としたが、フランジによる配管接続とは異なり、シール部からのリークが無視できないレベルになると考えられる。ピストンリングシールの径は 3m 程度のため分割型 (セグメンテッドタイプ) となり真円度の確保も難しくなることが考えられるため、流路隔壁とのシール性を評価し、リーク量を最小とする構造の検討が必要である。

また、流路を構成する隔壁の支持方法、組立方法及び動力変換容器全体の製作手順、輸送・据付方法等を詳細に検討する必要がある。

(c) 課題に対する従来の実績

上記の課題に対し、従来実績の有無及び実績のあるものについてはそのレベルについて調査した。結果を以下に示す。

1) ガスタービン及び圧縮機

閉サイクルヘリウムガスタービン発電は非常に特殊であり、1969 年に竣工した独国の EVO (Energieversorgung Oberhausen) ヘリウムタービンプラント (天然ガスを燃料とし、間接的にヘリウムを加熱した。ターボマシン型式は横型) が唯一の実績である。計画出力は 50MWe であったが、系統圧損の問題やヘリウムリークの問題によって達成できたのは約 30 MWe であった。

EVO の失敗以降、閉サイクルヘリウムガスタービン発電プラントは建設されることはなかったが、高い効率が得られる点が注目されて近年米国ーロシアの GT-MHR、南アフリカの PBMR、日本の HTGR-GT などの計画が進められている。

なお、これまでに独国及び米国で建設されたヘリウムガス冷却発電炉はすべて蒸気タービン発電プラントである。

2) 発電機

縦置き的大型発電機は国内に例がなく、発電機メーカーもどの程度まで実現可能かを把握できていない。海外ではGT-MHR、PBMR共に縦置きの発電機で計画しているが、実績を含めて詳細は不明である。

3) 再生熱交換器

再生熱交換器に適用するプレートフィン型熱交換器は化学プラント用途などで幅約0.6m×長さ約0.6m×高さ約1m程度のものが製作された実績があるが、使用圧力レベルが1MPa程度でありヘリウムガスタービンシステムで計画している再生熱交換器とはフィン形状、フィン高さ、要求強度条件等が異なっている。

4) 前置冷却器及び中間冷却器

原研HTTRの中間熱交換器(IHX)のヘリカルコイル部は外径約1.3m、高さ約5m、伝熱管本数約100本である。またもんじゅ蒸発器のヘリカルコイルは外径2.5m、高さ約5.4m、伝熱管本数140本である。

5) 磁気軸受

スラスト磁気軸受の実績ある容量は約25tonである。ちなみに、ジャーナル磁気軸受の実績は約5tonである。

6) 軸系振動

軽水炉の海水系などの縦置きポンプでは14m程度の軸長の実績がある。

7) 動力変換容器構造

セグメンテッドピストンリングシールの実績は不明である。

(2) ヘリウム貯蔵・供給設備

(i) 系統目的

ヘリウム貯蔵・供給設備は、原子炉冷却材であるヘリウムの貯蔵・供給及び圧力調整を行うための設備である。

(ii) 系統機能

- ① 原子炉起動前に原子炉冷却系にヘリウムを充填するとともに、原子炉停止後（定検時）に同系からヘリウムを回収・貯蔵する。
- ② 通常運転時に原子炉冷却系の圧力を所定の値に維持するため、同系にヘリウムを供給するとともに、同系からヘリウムを回収する。
- ③ ヘリウム純化設備のトラップ再生後に、再生系にヘリウムを充填する。

(iii) 系統仕様

本系統の系統概念を図 4.1.8-5 に示す。系統・機器主要目は以下の通りである。

系統数	1 系統
He 貯蔵量	23200 kg

(iv) 機器仕様

1) 貯蔵タンク

必要容量	1280 m ³
運用圧	0～15 MPa

2) ヘリウム移送圧縮機

基数	2 基
容量	260 m ³ /h
吸込圧／吐出圧	0.1 MPa／15 MPa

3) 供給タンク

必要容量	105 m ³
運用圧	0～15 MPa

4) 回収タンク

必要容量	105 m ³
運用圧	0～15 MPa

(v) 系統・機器容量等の検討

(ア) ヘリウムインベントリ

23200 kg

(イ) 貯蔵タンク必要容積

耐圧試験を見込んで 1.25 倍すると

$$23,200 \text{ kg} \times 1.25 \times \frac{1}{22.8} = 1,272 \approx 1,280 \text{ m}^3$$

(ウ) ヘリウム移送圧縮機容量

1 次 He 排出時の排出（体積）流量を吸収、圧縮できれば良い。（ヘリウムは、純化系を通して、排出、貯蔵する為、吸着不純物の脱離を避ける観点から、排出時の体積流量は通常時の純化系体積流量以下とする必要がある。）

$$Q = (\text{純化系流量}) / (\text{通常運転時 He 比重量}) = 2320 \text{ (kg/h)} / 9.2 \text{ (kg/m}^3\text{)} \\ = 252 \text{ m}^3/\text{h} \approx 260 \text{ m}^3/\text{h} \text{ とする。}$$

(エ) 供給タンク容量

1 次系圧力を $6.1 \pm 0.2 \text{ MPa}$ に制御するを目標とし、供給タンクからの 1 回の補給で $6.0 \rightarrow 6.2 \text{ MPa}$ ($\Delta P = 0.2 \text{ MPa}$) の 1 次系昇圧を可能にする。更に、加えて純化系再生時のヘリウム補給も合わせ行える様計画する。

1) 1 次系昇圧に必要な He 量

$$23200 \text{ kg} \times \frac{0.2}{6.0} = 773 \text{ kg}$$

2) 純化系再生時に必要な He 量

He 必要量は純化流量と運転圧に比例すると考え、HTTR の設計例を基に設定。

$$35.3 \text{ kg} \times \frac{2,320}{200} \times \frac{60}{41} = 600 \text{ kg}$$

3) $15 \rightarrow 6.4 \text{ MPa}$ の運用圧で供給できるものとする

$$(773 + 600) \times \frac{15}{15 - 6.2} = 2340 \text{ kg}$$

4) 供給タンク必要容量は、

$$V = \frac{2,340}{22.8} = 102.6 \approx 105 \text{ m}^3$$

(オ) 回収タンク容量

供給タンク容量と同じ 105 m^3 とする。

(3) ヘリウム純化設備

(i) 系統目的

ヘリウム純化設備は、原子炉冷却材であるヘリウム中の不純物の除去を行うことを目的とする。

(ii) 系統機能

ヘリウム純化設備は以下の基本的機能を持った設備とする。

- 1) 原子炉の燃料集合体及び原子炉冷却系の金属物の腐食を低減するとともに、原子炉冷却系内の循環放射能を低減するために、ヘリウム中の不純物を除去する。考慮する不純物は、通常運転時に原子炉冷却系内の断熱材等から放出される水分等の化学的不純物及び希ガス等の放射性物質とする。
- 2) ヘリウム貯蔵・供給設備による原子炉冷却材の供給及び回収時のヘリウムの移送を行う。
- 3) トラップで捕集された不純物を吸着材から分離し、トラップを再生する。

(iii) 系統仕様

本系統の系統概念を図 4.1.8-6 に示す。系統・機器主要目は以下の通りである。

系統数	1 系統
系統流量	2320 kg/h
運転法	純化系不純物除去機器 60 日間運転・切替 50 日間放射能減衰後、再生

(iv) 機器仕様

主要構成機器は以下の通りである。

プレチャコールトラップ	1 基
入口フィルタ	1 基
入口加熱器	1 基
酸化銅反応筒	2 基
冷却器	1 基
モレキュラーシーブトラップ	2 基
コールドチャコールトラップ	2 基
ガス循環機	2 基
流量	2320 kg/h
吸込圧	59 kg/cm ² G
吸出圧	61 kg/cm ² G
戻り加熱器	1 基
再生系加熱器	1 基
再生系冷却器	1 基

再生系ガス循環器	1基
真空ポンプ	1基

(v) 系統・機器容量等の検討

系統流量は先行炉の純化率 (0.1~0.3 回/h) を参考に設定する。

設定純化率 : 0.1 回/h

原子炉冷却材インベントリ : 23200 kg

したがって、純化流量は下記とする。

$$23200 \times 0.1 = 2320 \text{ kg/h}$$

(4) 冷却水設備

(i) 冷却水設備 (淡水系)

(ア) 系統目的

冷却水設備 (淡水系) は、ガスタービンに冷却水を供給することを目的とする。

(イ) 系統機能

冷却水設備 (淡水系) は、以下の基本的機能を持った設備とする。

- ① ガスタービンに冷却水を供給する。
- ② ガスタービンで受熱した冷却水を冷却器にて冷却する。

(ウ) 系統仕様

本系統の系統概念を図 4.1.8-7 に示す。系統・機器主要目は以下の通りである。

系統数	1 系統
全熱負荷	1272 MW
冷却水流量	47700 m ³ /h
冷却水供給温度	27°C

(エ) 機器仕様

1) 冷却器

交換熱量	1272 MW
出入口温度	淡水側 27°C / 50°C
	海水側 26°C / 20°C

2) ポンプ

基数	2 基 (50%×2)
定格流量	47700 m ³ /h
定格揚程	50 m

(ii) 冷却水設備 (海水系)

(ア) 系統目的

冷却水設備 (海水系) は、冷却水設備 (淡水系) に海水を供給することを目的とする。

(イ) 系統機能

冷却水設備 (海水系) は、以下の基本的機能を持った設備とする。

- ① 冷却水設備 (淡水系) の冷却器の冷却水として海水を供給する。
- ② 冷却水設備 (淡水系) の冷却器の受熱した海水を海に放出する。

(ウ) 系統仕様

本系統の系統概念を図 4.1.8-7 に示す。系統・機器主要目は以下の通りである。

系統数	1 系統
-----	------

海水流量	183000 m ³ /h
設計海水温度	20℃
海水戻り温度	26℃

(エ) 機器仕様

1) 海水ポンプ

基数	2基 (50%×2)
定格流量	91500 m ³ /h
定格揚程	35 m

表 4.1.8-1 原子炉入口温度及び原子炉出口圧力の
ガスタービンサイクル効率への影響評価

	原子炉入口温度	原子炉出口温度	原子炉出口圧力	ガスタービン サイクル効率
Reference ケース	460℃	850℃	6MPa	46.8%
ケース 1	470℃	850℃	6MPa	46.9%
ケース 2	480℃	850℃	6MPa	47%
ケース 3	500℃	850℃	6MPa	47.1%
ケース 4	460℃	850℃	5MPa	46%
ケース 5	460℃	850℃	4MPa	45%

ケース 1～ケース 3 は原子炉入口温度を下げたケースであるが、500℃まで上げたケースでも効率向上は高々0.3%程度向上で影響は小さい。一方、圧力を 1MPa 下げると 1%程度の効率低下となり安全上成立すれば、圧力は高い方が良い。

以上から、Reference ケースのヒートバランスはほぼ妥当なものと考えられる。

表 4.1.8-2 ガスタービン仕様一覧

項目		仕様
型 式		軸 流
基 数		1 基/ループ
流体名		ヘリウム
流 量		296kg/s
出入口温度	入口	850 °C
	出口	478 °C
出入口圧力	入口	6.0MPa
	出口	2.0MPa
圧力比		3.0
断熱効率		93.5%
タービン出力		573MWt
段 数		8 段
ロータ内径		2.3m
翼 長		0.08~0.17m
ロータ長		1.7m
ディスク材質		Inconel 706

表 4.1.8-3 圧縮機仕様一覧

項目		仕様（低圧圧縮機）	仕様（高圧圧縮機）
型式		軸流	軸流
基数		1基/ループ	1基/ループ
流体名		ヘリウム	ヘリウム
流量		296kg/s	296kg/s
出入口温度	入口	35℃	35℃
	出口	128℃	128℃
出入口圧力	入口	1.91MPa	3.47MPa
	出口	3.48MPa	6.35MPa
圧力比		1.8	1.8
断熱効率		90%	90%
段数		16段	17段
ロータ内径		1.6m	1.6m
翼長		0.1m	0.1m
ロータ長		2.1m	1.3m
ディスク材質		Ni-Cr-Mo-V鋼	Ni-Cr-Mo-V鋼

表 4.1.8-4 発電機仕様一覧

項目	仕様
型 式	3 相交流同期型
基 数	1 基/ループ
容 量	310MVA
冷却方式	ヘリウム冷却
発電機効率	98.5%
ロータ内径	1.1m
発電機外径	3.9m
発電機長さ	14.3m

表 4.1.8-5 再生熱交換器仕様一覧

項目		仕様
型式		プレートフィン型
基数		6基/ループ
交換熱量		85MW/基
流体名 (高圧側/低圧側)		ヘリウム/ヘリウム
流量 (高圧側/低圧側)		49.3kg/s/49.3kg/s
出入口温度 (高圧側/低圧側)	入口	128 °C/478 °C
	出口	460 °C/146 °C
対数平均温度差		18°C
温度効率		95%
入口圧力 (高圧側/低圧側)		6.35MPa/2.0MPa
フィンピッチ (高圧側/低圧側)		1.1mm/1.5mm
プレート厚さ (高圧側/低圧側)		0.5mm/0.5mm
伝熱部幅		0.89m
伝熱部長さ		0.94m
伝熱部高さ		7.2m
伝熱部材質		SUS316

$$\text{温度効率} = \frac{\text{高圧側出口温度} - \text{高圧側入口温度}}{\text{低圧側入口温度} - \text{高圧側入口温度}}$$

表 4.1.8-6 前置冷却器仕様一覧

項目		仕様
型式		ヘリカルコイル水冷型
基数		1基/ループ
交換熱量		171MW/基
流体名 (管側/胴側)		冷却水/ヘリウム
流量 (管側/胴側)		1773kg/s/296kg/s
出入口温度 (管側/胴側)	入口	27 °C/146 °C
	出口	50 °C/35 °C
対数平均温度差		35.4°C
入口圧力 (管側/胴側)		0.5MPa/1.96MPa
伝熱管外径		25.4mm
伝熱管本数		3802本
伝熱管長さ		16m/本
ヘリカルコイル層数		52層
最内周コイル径		1.7m
最外周コイル径		6.4m
伝熱部高さ		4.0m
容器材質		低合金鋼 (SQV)
伝熱管材質		SUS316

表 4.1.8-7 中間冷却器仕様一覧

項目		仕様
型式		ヘリカルコイル水冷型
基数		1基/ループ
交換熱量		143MW/基
流体名 (管側/胴側)		冷却水/ヘリウム
流量 (管側/胴側)		1485kg/s/296kg/s
出入口温度 (管側/胴側)	入口	27℃/128℃
	出口	50℃/35℃
対数平均温度差		30.7℃
入口圧力 (管側/胴側)		0.5MPa/3.48MPa
伝熱管外径		25.4mm
伝熱管本数		2568本
伝熱管長さ		18.5m/本
ヘリカルコイル層数		38層
最内周コイル径		3.4m
最外周コイル径		6.4m
伝熱部高さ		3.5m
容器材質		低合金鋼 (SQV)
伝熱管材質		SUS316

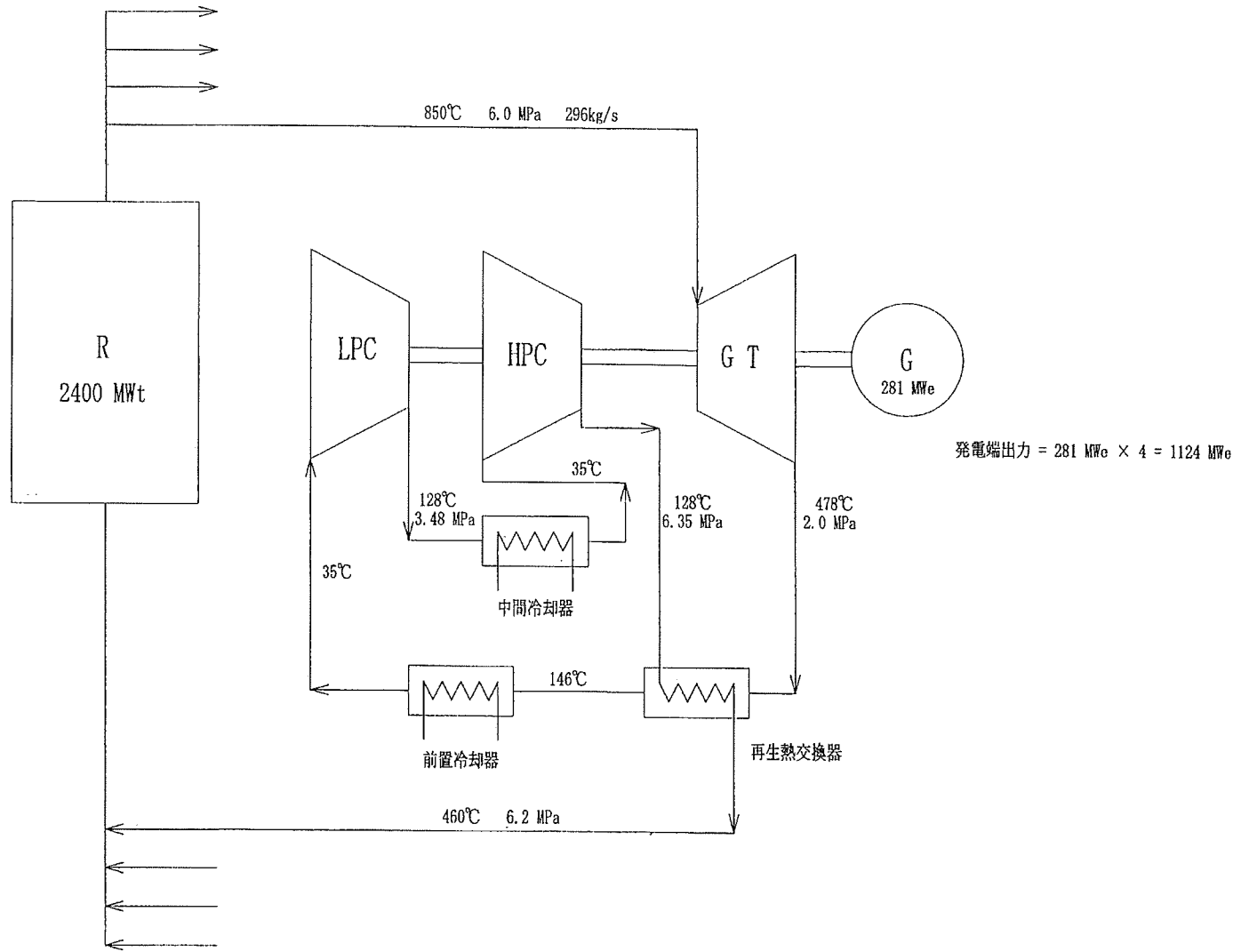


図 4.1.8-1 ガスタービン設備ヒートバランス図

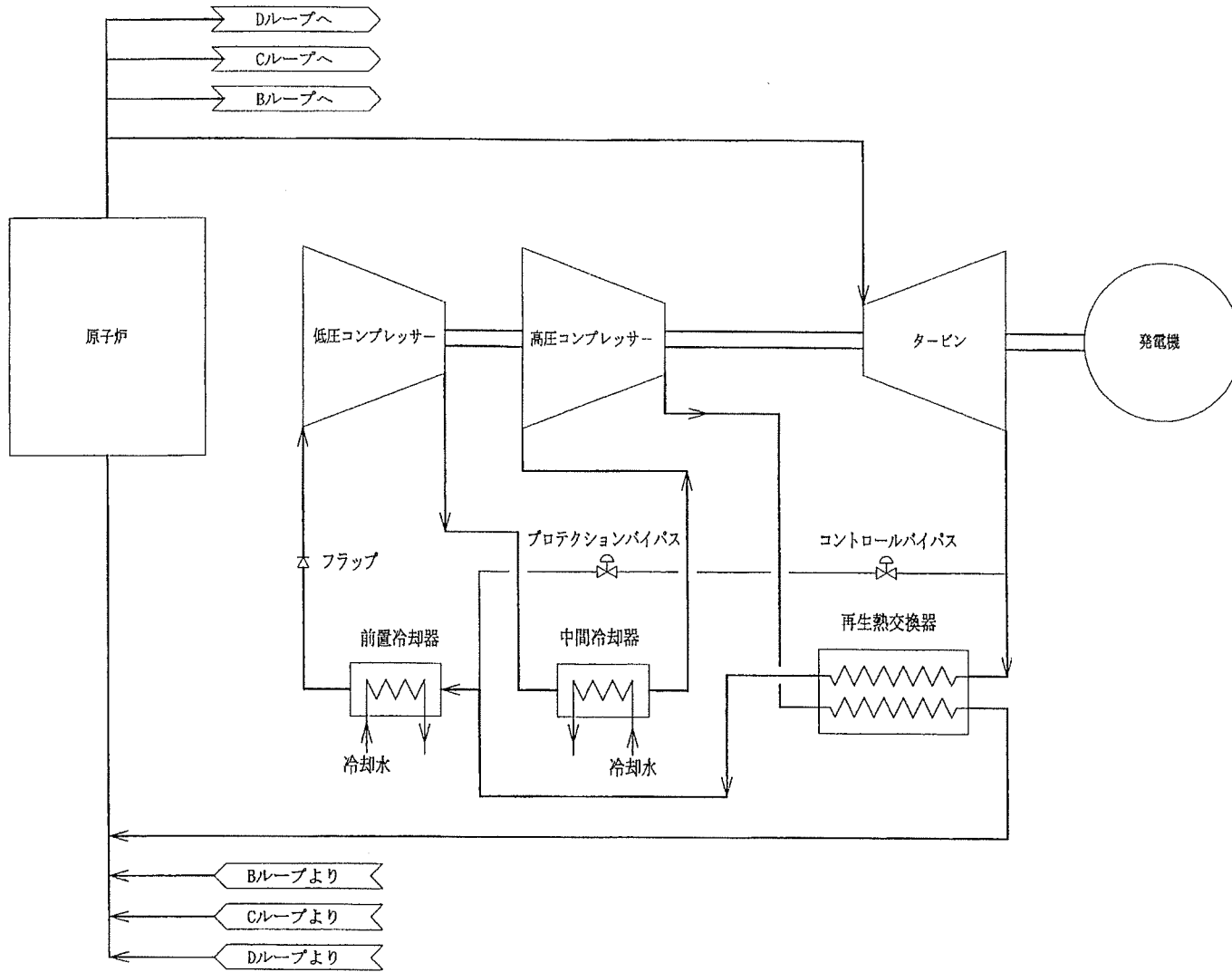


図 4.1.8-2 ガスタービン設備系統図

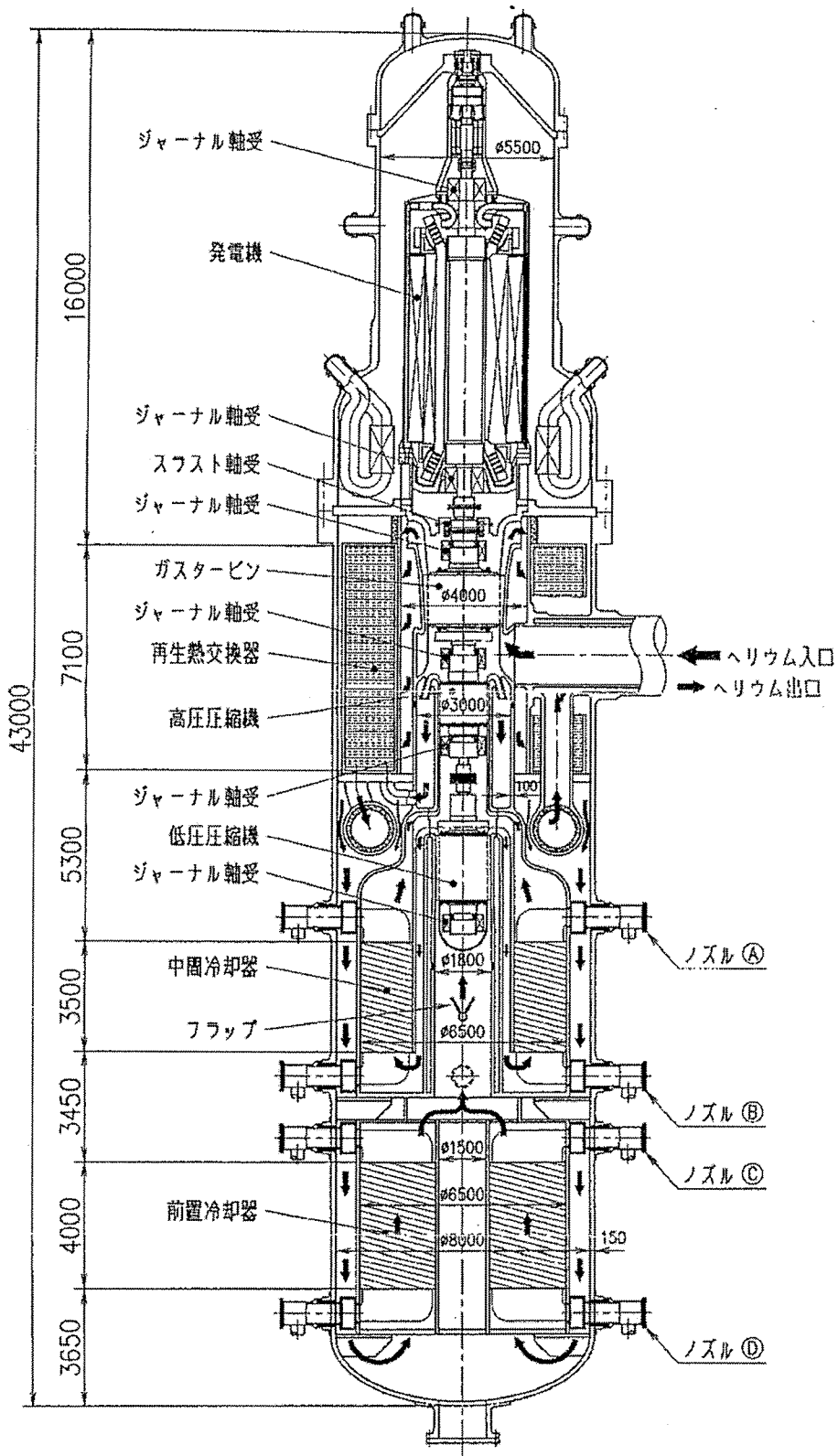


図 4.1.8-3 ガスタービン構造図

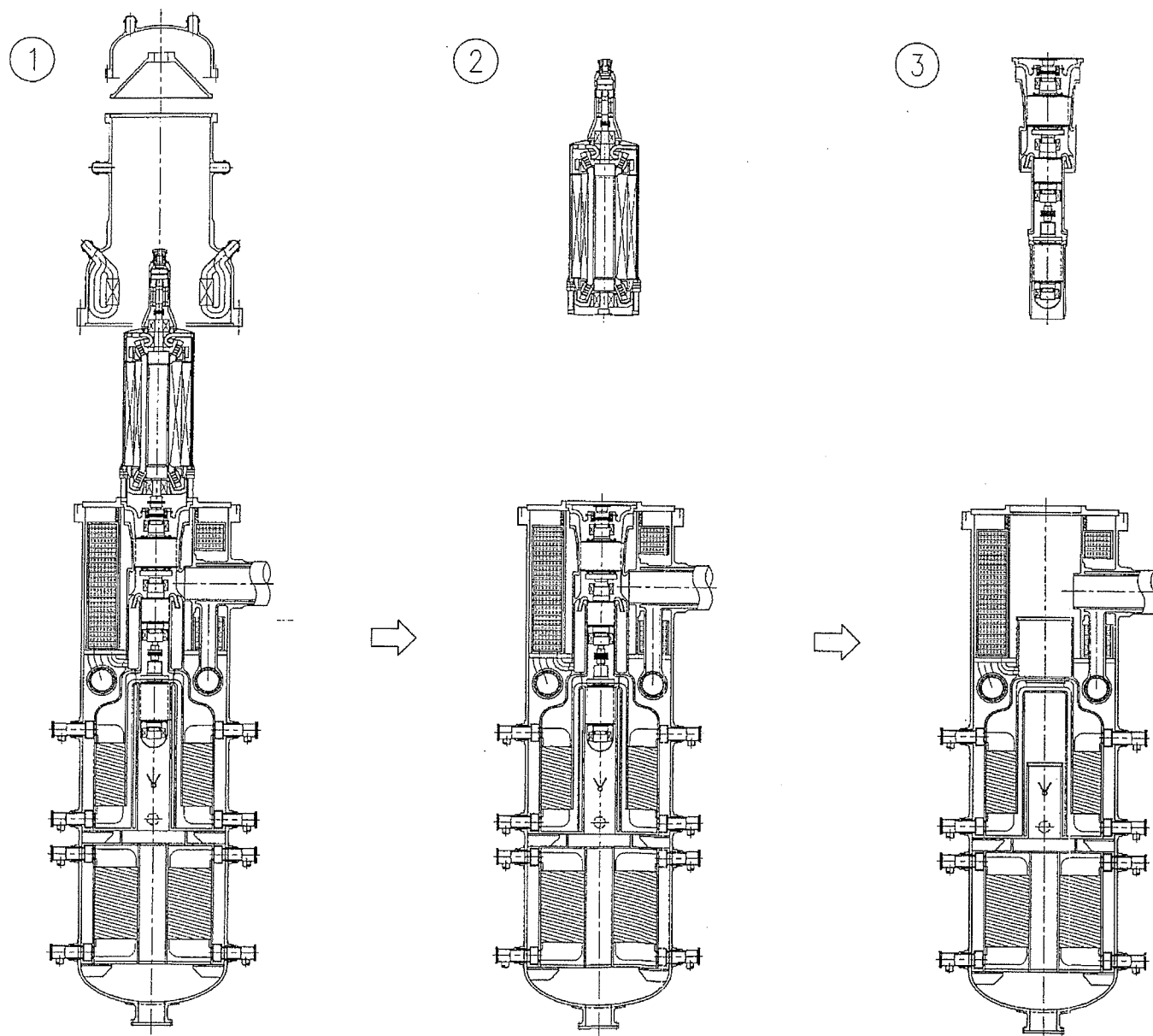


图 4.1.8-4 保守手順图

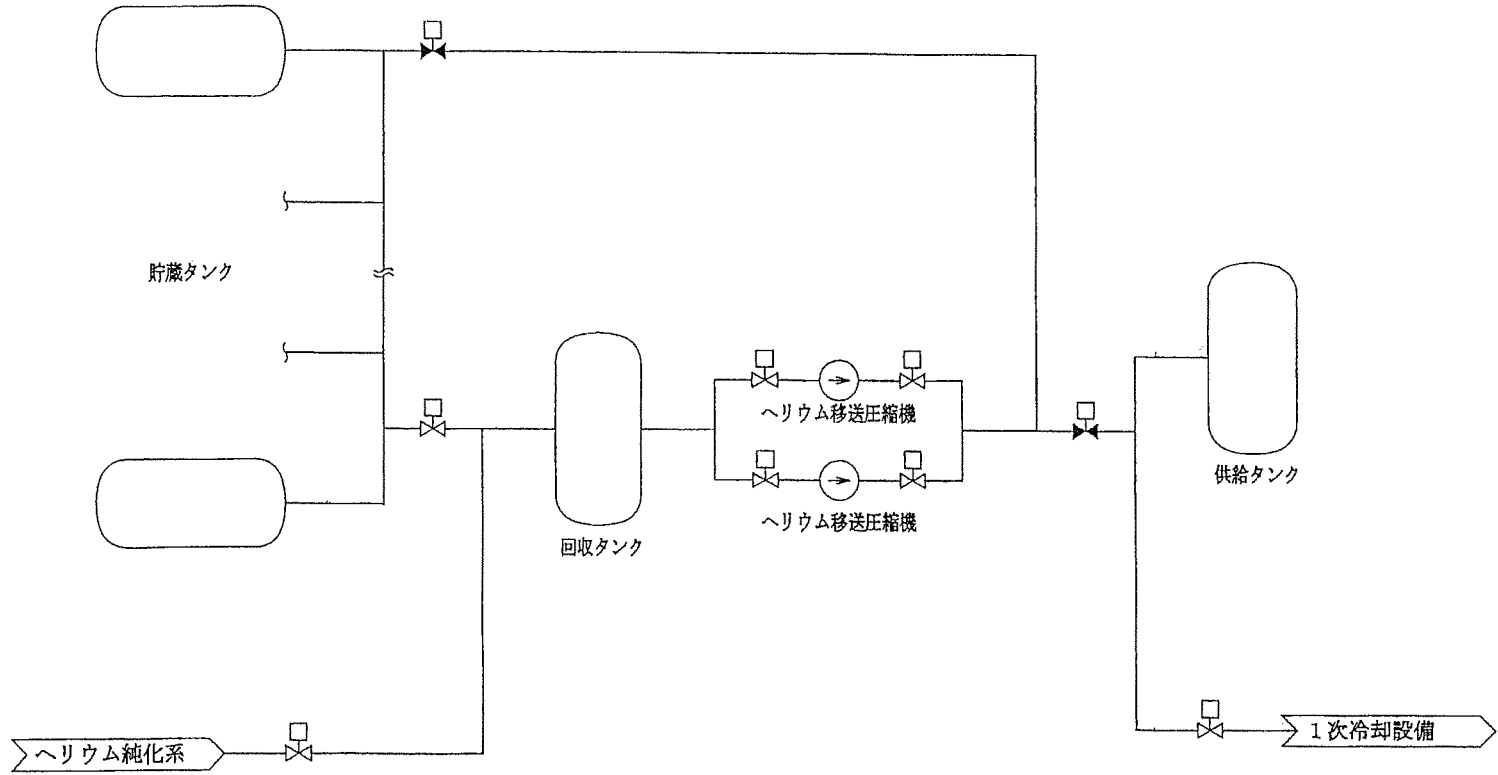


図 4.1.8-5 ヘリウム貯蔵・供給設備 系統図

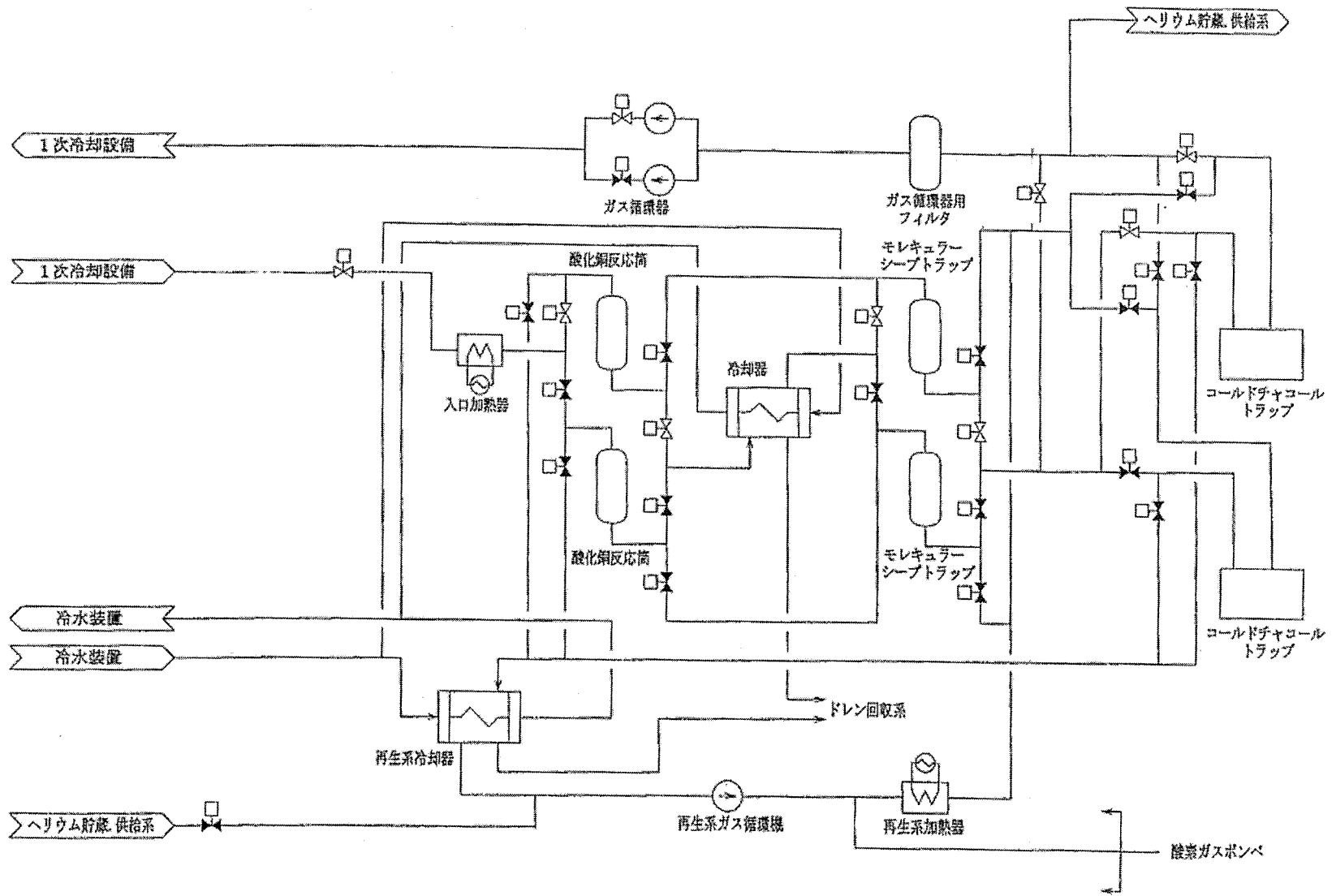
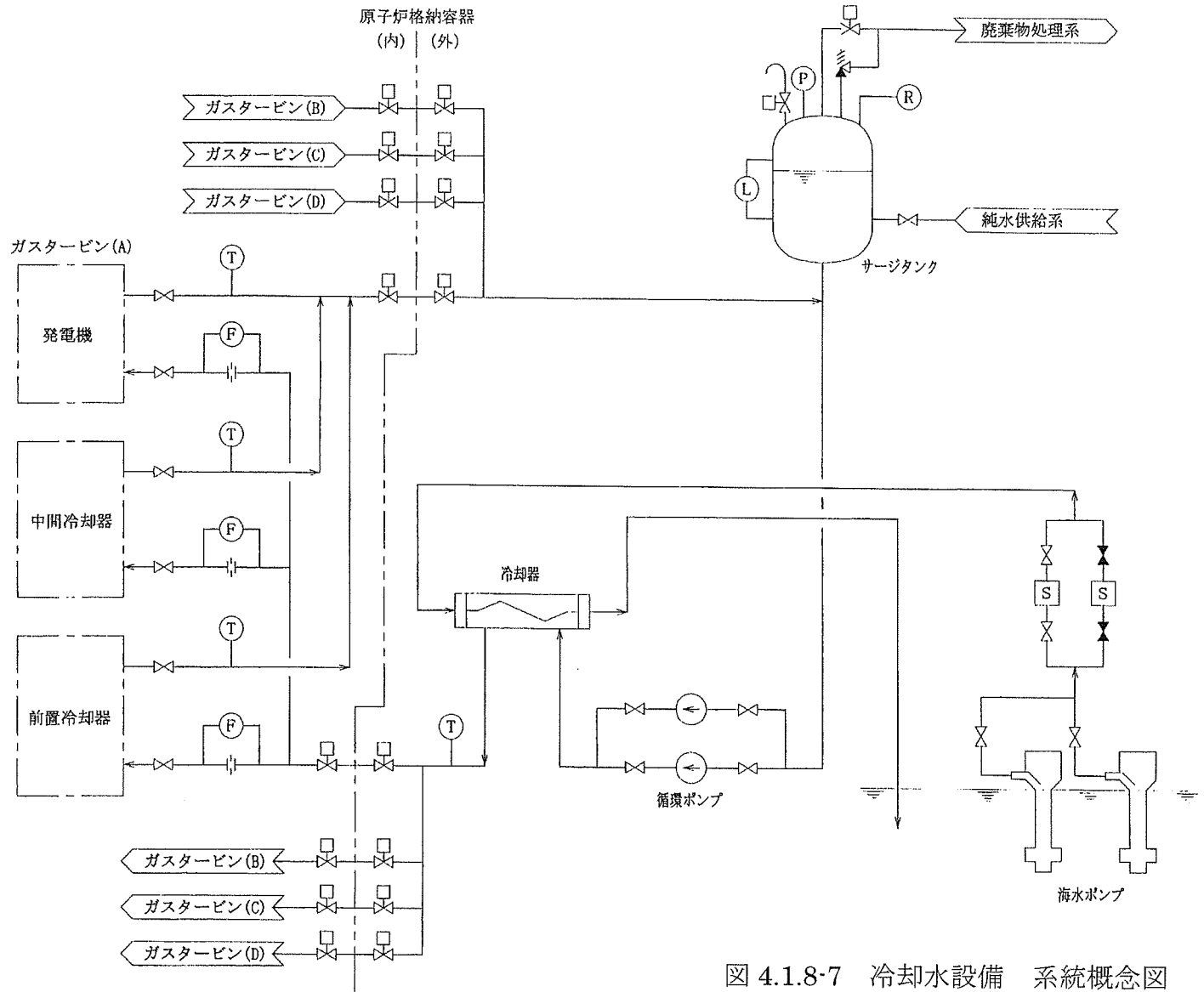


図 4.1.8-6 ヘリウム純化設備 系統図



4. 2 原子炉施設配置

(1) 目的

ヘリウムガス冷却炉のプラントの建屋配置設計については、フェーズ I にプラント概念の構築及び建設費低減の観点から、物量の削減を図った極力コンパクトで合理的な建屋配置の検討を行った。

その後、設備側の設計進捗により設備の変更等もあり、それらを反映した建屋配置の見直し検討を実施し、建屋配置の再構築を行う。

(2) 検討方針・検討条件

- ① 配置にインパクトのある主要機器類で、フェーズ I の配置設計時から変更のあった機器としては原子炉容器、動力変換容器があげられる。それぞれの外形寸法を図 4.2-1 と図 4.2-2 に示す。なお、図に示す原子炉容器構造図は中間評価時点の構造図で、平成 15 年度最終のものとは若干寸法が異なる部分がある（原子炉容器底部から上部鏡部までの高さ 22500mm が 22890mm に変更）が、配置設計に影響を与えることはない。
- ② 建設費低減の観点から、ツインプラントとして計画し設備の共用化等を行い物量の削減を図るものとする。
- ③ ヘリウムガス冷却炉プラントは、ガスタービン発電ユニットを直接原子炉に接続し発電するシステムであり、他の炉形式と異なりタービン建屋は不要である。
- ④ 原子炉格納容器は、強度的な観点及び物量削減の観点から鋼製円筒形格納容器を採用する。
- ⑤ 使用済み燃料は、収納管（貯蔵ラック）の中のガス中雰囲気で貯蔵され、その収納管の外側を水冷却する方式とする。貯蔵本数は、プラント全体（ツインプラント）で 2.5 炉心分を貯蔵できるものとして総数 1823 体以上とする（内側炉心 303 体、外側炉心 240 体、径方向ブランケット 186 体：計 729 体／1 炉心。制御棒は計 40 体）。

ちなみに、フェーズ I の使用済み燃料水プールの貯蔵本数は、4 炉心分（1 炉心分は 614 体）／1 プラント×2 として 8 炉心分で計 4912 体であった。

(3) 建屋配置の検討

原子炉建屋#1、原子炉建屋#2 と原子炉補助建屋は基礎一体として、建屋全体を 3 次元免震構造とするものとした。建屋水平免震のみでは上下地震加速度が 1G を超え、燃料集合体などの浮き上がりが生じ、落下時に破損する可能性があるため、3 次元免震装置を採用が必要である。

なお、1 号機・2 号機の共有設備等を収容した原子炉補助建屋を総称して“原子炉建屋”と呼称する。

各階の配置図を作成して配置検討を行った結果を図 4.2-3～図 4.2-12 に示す。また、

原子炉建屋全体配置におけるフェーズ I 配置計画と今年度配置計画の比較を図 4.2-13～図 4.2-15 に示す。

ツインプラントでの建屋全体寸法は、108m×57m×H83.5m である。原子炉建屋のフェーズ I 設計からの全体寸法は、高さ寸法で 5m 削減、平面長手寸法で 8m 増加、平面短辺寸法で 2m の増加となった（フェーズ I : 100m×55m(89.2m)×H88.5m）が、フェーズ I 設計では建屋本体部分に使用済燃料貯蔵施設部分の約 34m×28m×H35m の建屋が突き出した形状としていたが、平成 15 年度設計では、貯蔵本数が削減されたことから貯蔵施設を原子炉補助建屋内に取り込んで建屋形状をシンプルな形に出来た。

(i) 原子炉格納容器内配置

- ① 格納容器内には、原子炉容器、ガスタービン発電ユニット、ガス貯蔵タンクおよびヘリウムガス純化系設備等を収納する計画とした。原子炉容器と 4 系統のガスタービン発電ユニットは 2 重管構造の直管で接続され、ガスタービン発電ユニットの配管ノズルは、運転時の上下方向の熱膨張伸びが原子炉側配管ノズル部と極力同レベルの位置になるよう設定されたフローティングサポート構造で支持される。
- ② 格納容器寸法は、減圧事故時に空気のインリークを防止する必要から CV 内圧を周辺雰囲気より高く維持する観点でフェーズ I 設計より空間容積を削減するため CV 高さを低減した。また、原子炉容器及びガスタービン発電ユニットとも直径の縮小はあるものの高さが増加し、格納容器内配置としては上部空間エリアで吸収する計画とした。
- ③ 格納容器上部鏡部には、大型機器ハッチ 5 基を設置し、円筒側壁部にパーソナル・エアロック 2 基を階層の異なる 1 階と 5 階（本来ならば 6 階に設置が望ましいが CV の上部鏡のナックル部分にかかるため不可）のレベルに設置した。
- ④ ヘリウムガス貯蔵タンクは、プラントの起動、運転、停止時のヘリウムガスの貯蔵及び供給に使用するため、CV 内に設置した。貯蔵容量は、1 プラント分のヘリウムインベントリーの 1/2 の容量分を設置し、1 号機・2 号機の CV 内に設置した貯蔵タンクを合わせて 1 プラント分のインベントリーを賄う容量としている。
- ⑤ 格納容器内には、上記の他にヘリウム純化系の一部、CV 内空調設備等を収納する計画とした。

(ii) 原子炉建屋#1, 原子炉建屋#2 配置

- ① 原子炉格納容器を含む 44m 四方の外周の建屋を原子炉建屋 (#1, #2) と呼称する。円筒の鋼製格納容器の外周を八角形のコンクリート壁で囲った部分を CV 貫通部エリアとし、コンファインメントエリア（BWR の原子炉建屋、PWR のアニュラス部から二次格納施設）として通常時負圧雰囲気に保つ領域とした。
- ② コンファインメントエリアの八角形で形成するコンクリート壁の四隅の三角形の部屋には、冷却水系配管の引き廻しスペース及び階段室そして燃料貯蔵エリア等

の一部に使用するものとした。

- ③ 7Fのオペフロのコンクリートスラブは、下部に格納容器が存在するため、コンクリート床面を支える補強壁あるいは柱等の強度部材が設置できない片持ち床となっているため、格納容器と干渉しない範囲で外周壁からの補強リブを放射上に設ける計画とした。
- ④ オペフロ上には、CVの機器ハッチ（蓋）あるいはガスタービン発電ユニットを分解した時の発電機等の仮置きスペース等を配慮した。
- ⑤ 原子炉建屋外周壁の高所レベルに自然循環除熱を可能とするため、補助炉心冷却塔4系統と各々の膨張タンクを架構に組んで設置した。

(iii) 原子炉補助建屋内配置

- ① 原子炉補助建屋は、原子炉格納容器を含む外周44m×44m正方形の原子炉建屋を除くT字形の建屋であり、原子炉建屋（#1, #2）に挟まれた部分に、燃料貯蔵取扱設備、廃棄物処理設備、メンテナンス設備等の放射性物質を含む機器類等を収容した。原子炉建屋（#1, #2）と並行した細長いエリアに中央制御室を含む電気計測制御設備、非常用電源設備であるガスタービン発電機、換気空調設備、その他共用化の可能な補機設備関係の非放射性設備類の部屋を配置した。
- ② 原子炉建屋部分と補助建屋上部7階のオペフロ上部空間には、天井クレーンを建設費低減の観点から共用化して1台設けた。このオペフロ空間は、1・2号機共有のスペースである。
- ③ 燃料出入機は1号機と2号機の共用とし、建屋の天井クレーンで吊り上げられ、炉上部蓋上に設置されて燃料交換が行われる。そして取り出した使用済み燃料は、原子炉補助建屋のオペフロ上に設けた使用済み燃料貯蔵ピットの収納管内に収容され（収納管外側を冷却する間接水冷却プール）サイト外搬出までの期間、貯蔵される。水プール貯蔵エリアは、1、2号機分を共用とし、貯蔵容量は、2.5炉心分の1823体+17体の計1840体（フェーズI：8炉心分=4912体）のスペースで計画した。フェーズI計画より貯蔵本数の削減が図られたため、建屋のコンパクト化に寄与した。
- ④ ガスタービン発電ユニットのメンテナンス室を6階に設置した。
- ⑤ 13m×108mの細長いエリアには、電気計装設備、非放射性機器等を設置したが、1・2号機専用の安全系設備については、ほぼミラー配置で設置した。中央制御室については、大型表示盤を液晶画面方式に変更したため、薄型となり配置スペースの効率化に寄与した。

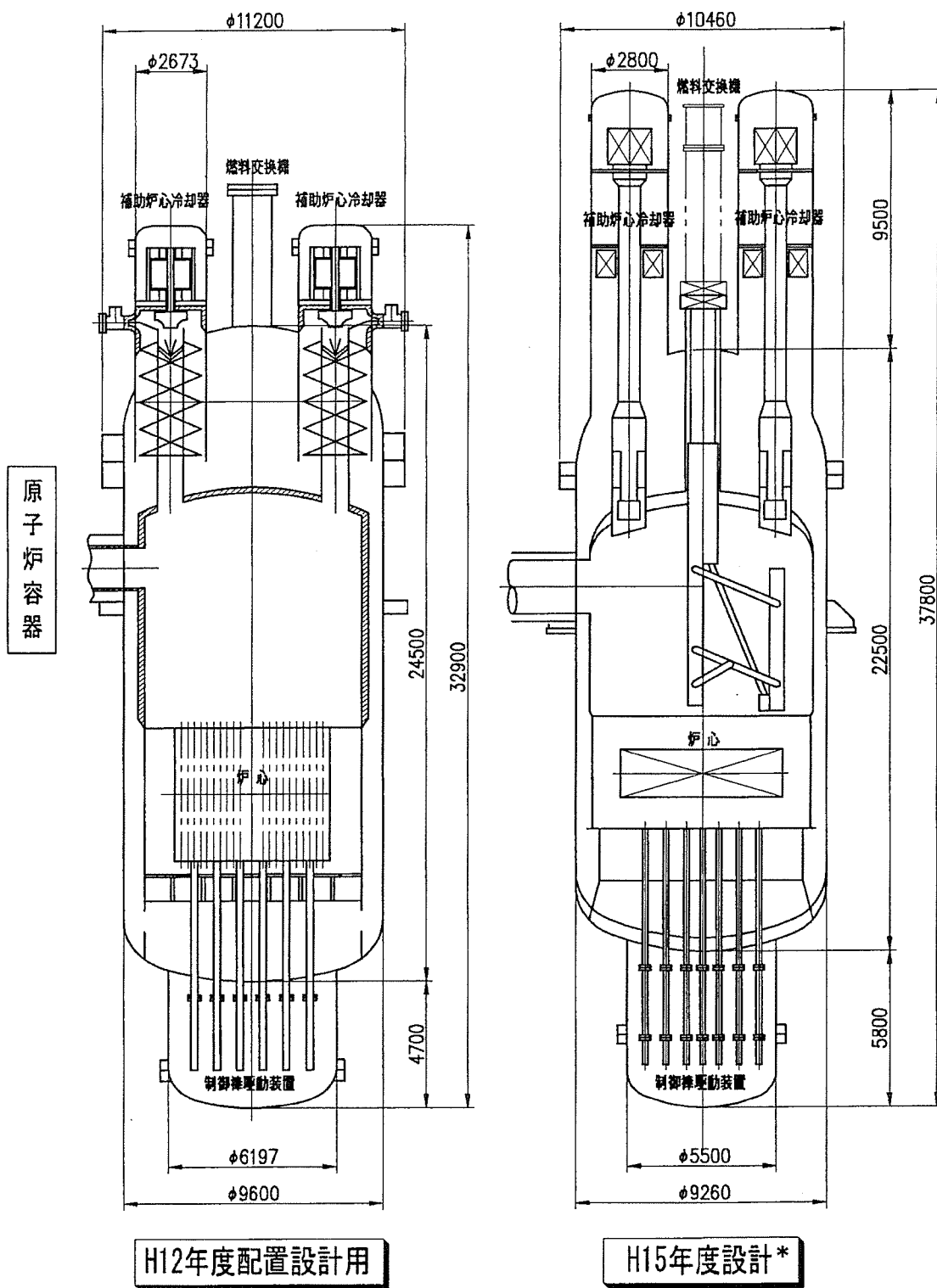
(4) まとめと今後の課題

配置設計の見直し検討の結果は、以下の通りである。

- ① ヘリウムガス冷却炉プラントの建屋・配置設計について、フェーズ I 後、設備側の設計進捗により設備の変更等もあった為、平成 15 年度は、それらを反映した建屋配置の見直し検討を実施し、各階毎の配置図を作成し、原子炉建屋配置をまとめた。
- ② ツインプラントでの原子炉建屋寸法は、108m×57m×H83.5m（補助建屋含む。フェーズ I：100m×89.2m×H88.5m・水プールを含む T 字形建屋の寸法）であり、原子炉建屋容積としては、約 43.6 万 m³（フェーズ I：約 45.3 万 m³）であり、1 プラント容積に換算すると約 21.8 万 m³（フェーズ I：約 22.7 万 m³）である。フェーズ I 計画より約 4%の削減が図られた。ヘリウムガス冷却炉では、タービン発電機が 21.8 万 m³の中に含まれており、他のプラント形式と比べ、独立のタービン建屋が不要な分、合理化されたプラントシステムであると考えられる（ちなみに、ナトリウム冷却大型炉 150 万 kWe の原子炉建屋容積は、R/B 13.6 万 m³+T/B 19 万 m³=32.6 万 m³である）。

また、建屋配置上の現状の課題としては、以下が挙げられる。

- ① 本プラントは、発電設備本体が全て CV 内に収められていることもあり、CV 内配置は、かなり狭隘なものとなっている。それに対して、補助建屋の下階層部分については、CV 内に比べ、ゆとりのあるものとなっている。配置設計の将来的な方向としては、もう少しバランスをとった配置とすることが望ましい。
- ② 建屋基礎の形状が凹凸を有したものとなっているが、3 次元免震装置の配置及び建設時の煩雑さを考慮すると平板形状とすることが望ましい。
- ③ 格納容器ドーム上のコンクリートスラグは、補強壁・柱等の強度部材が配置出来ないため、格納容器と干渉しない範囲で外周壁からの補強リブを放射状に設置しているが、構造強度上の検討が必要である。
- ④ 補助建屋内にガスタービン発電ユニットのメンテナンス室を設置したが、タービンユニットのメンテナンス方法等によっては、現状計画でのスペースが不足する可能性もある。今後、メンテナンス方法の明確化が必要である。



* : 中間評価時の設計

図 4.2-1 主要機器比較図 (原子炉容器)

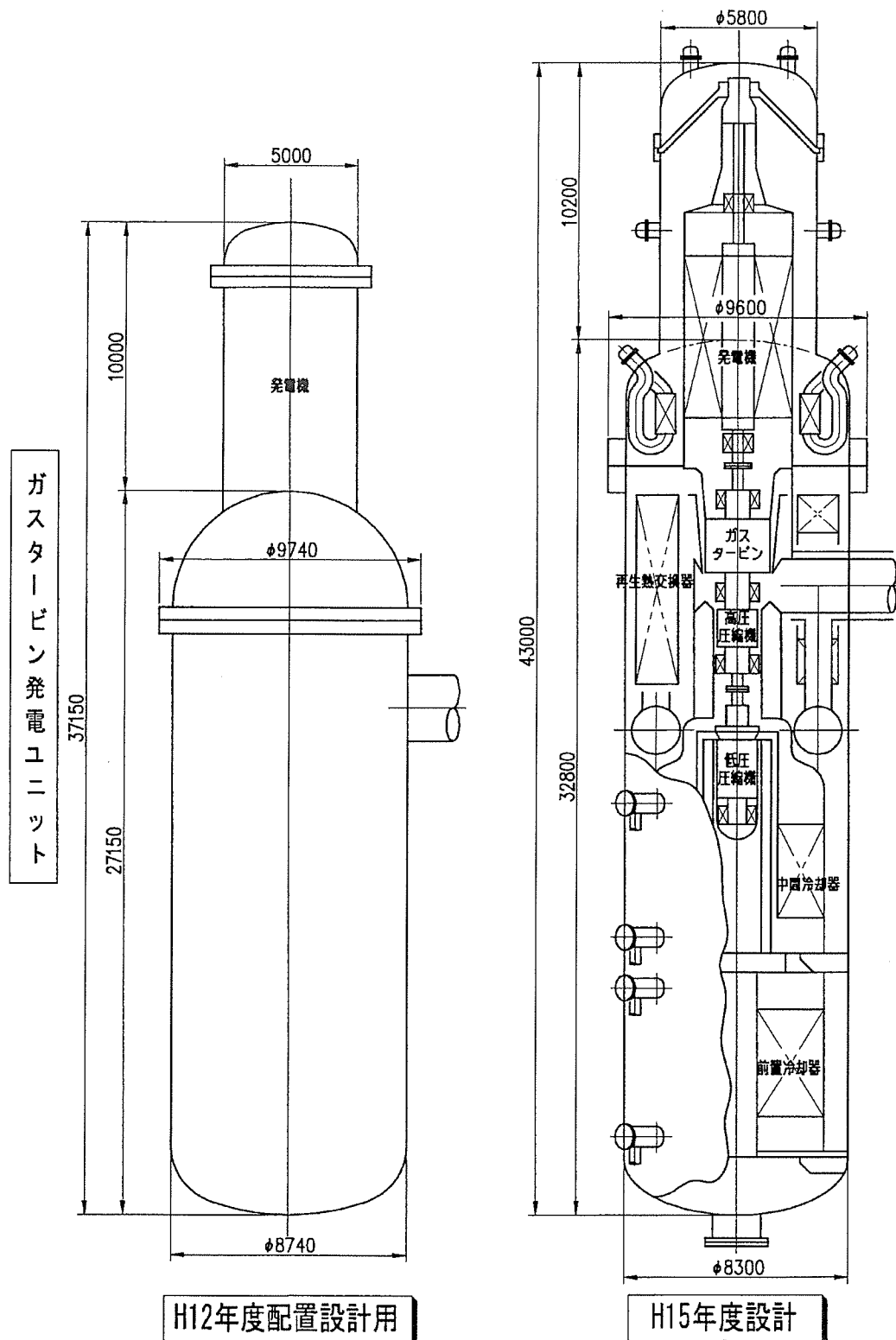


図 4.2-2 主要機器比較図 (動力変換容器)

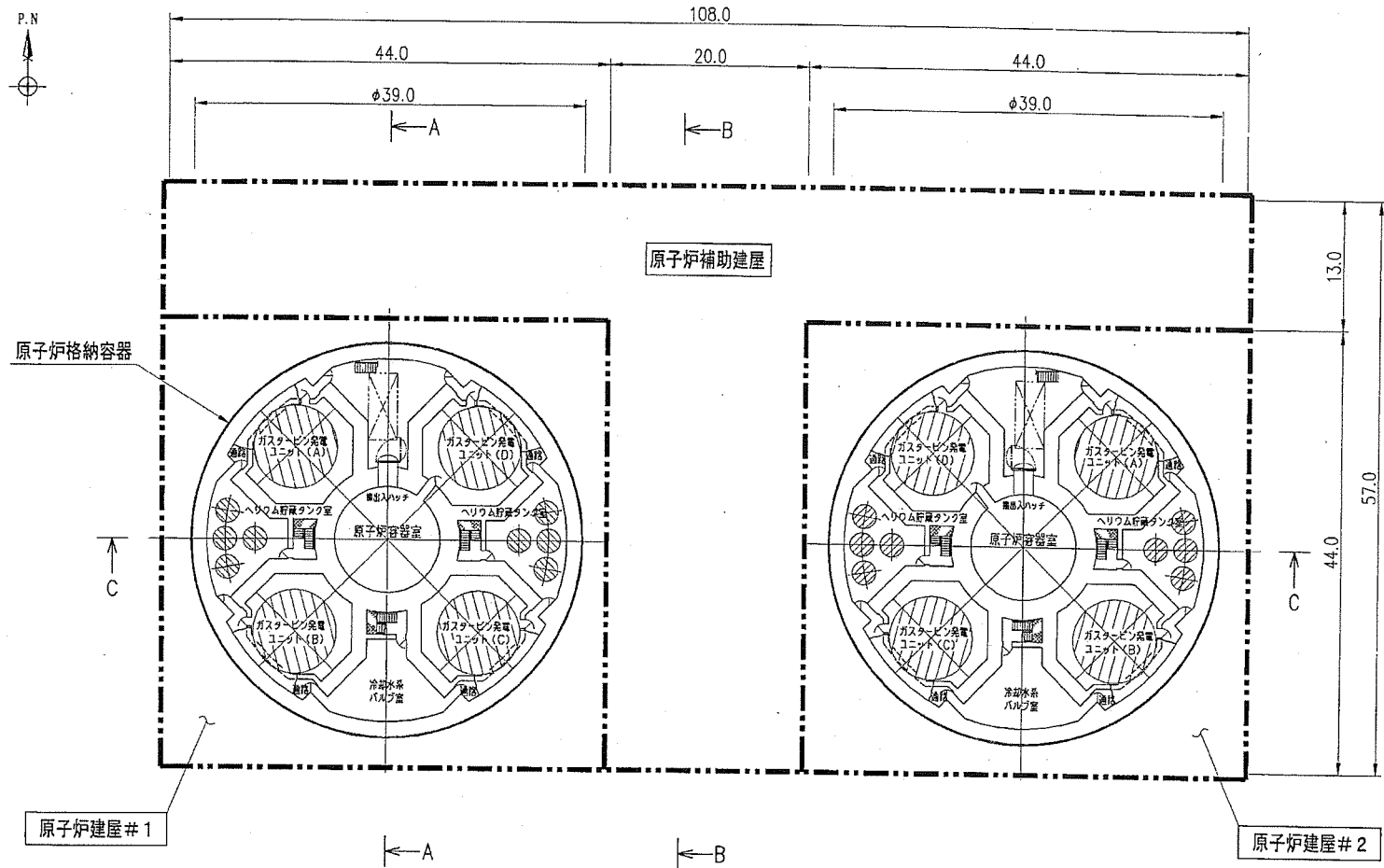


図 4.2-3 原子炉施設配置図 (平面・B1)

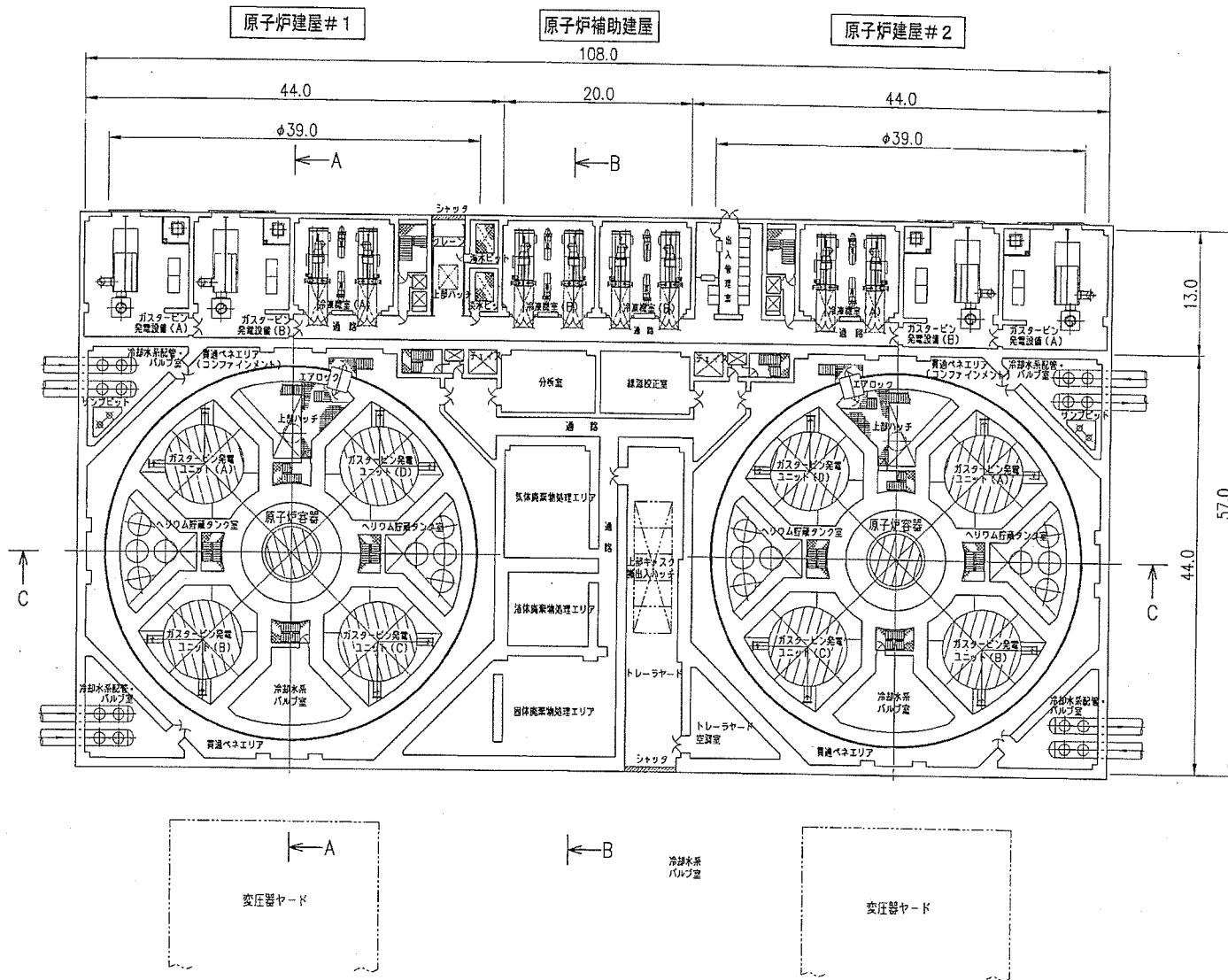


図 4.2-4 原子炉施設配置図 (平面・1F)

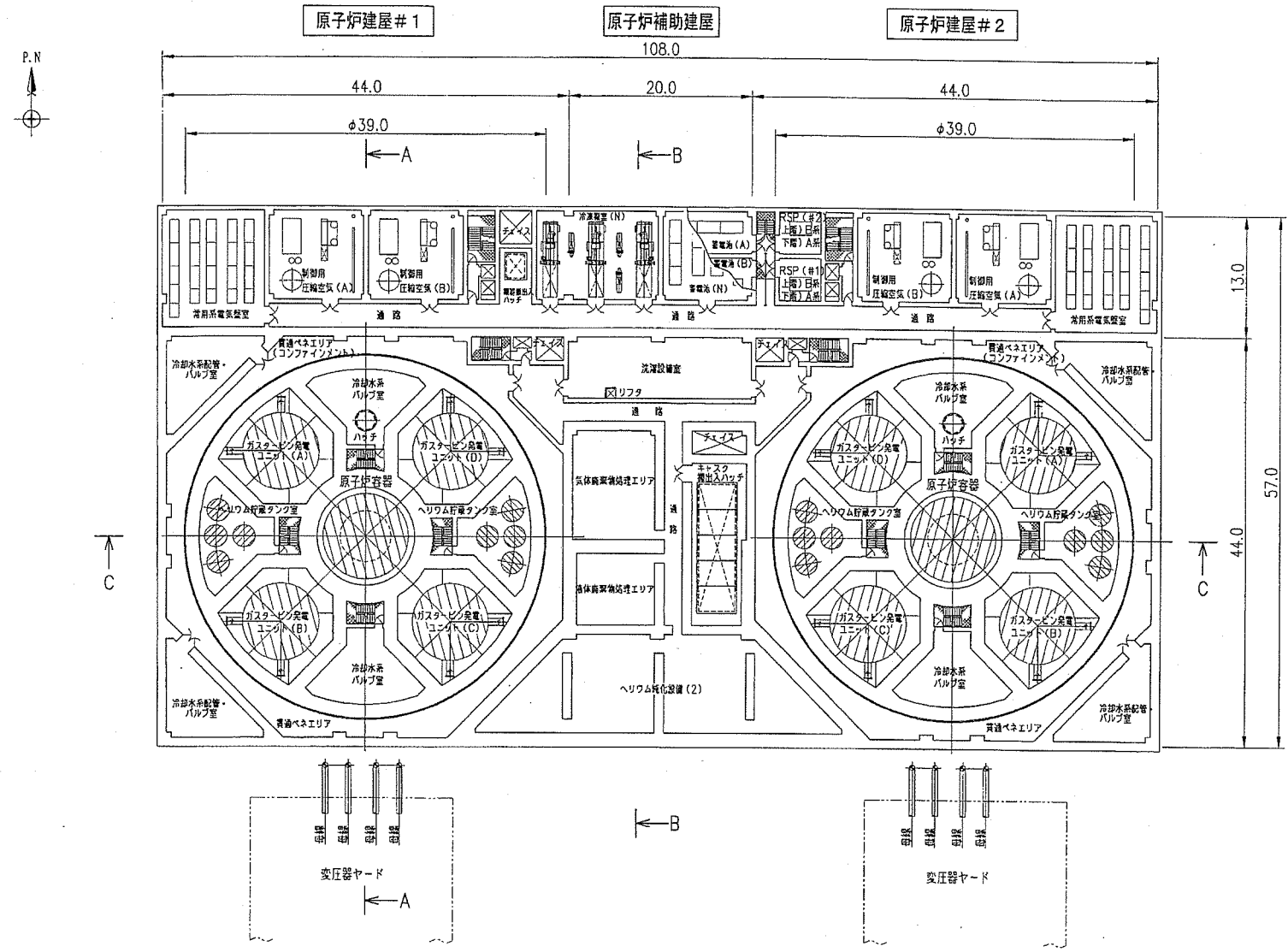


図 4.2-5 原子炉施設配置図 (平面・2F)

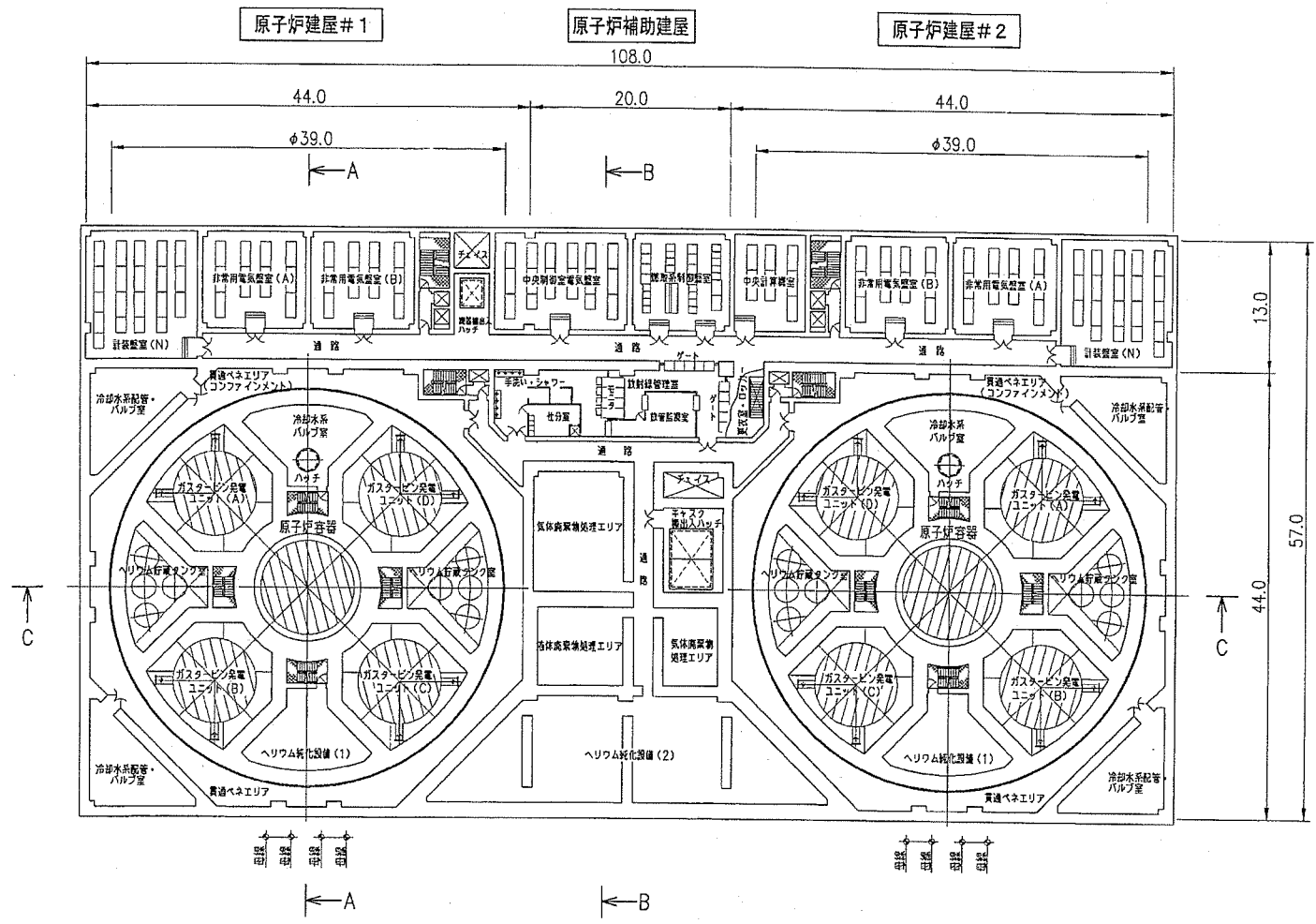
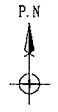


図 4.2-6 原子炉施設配置図 (平面・3F)

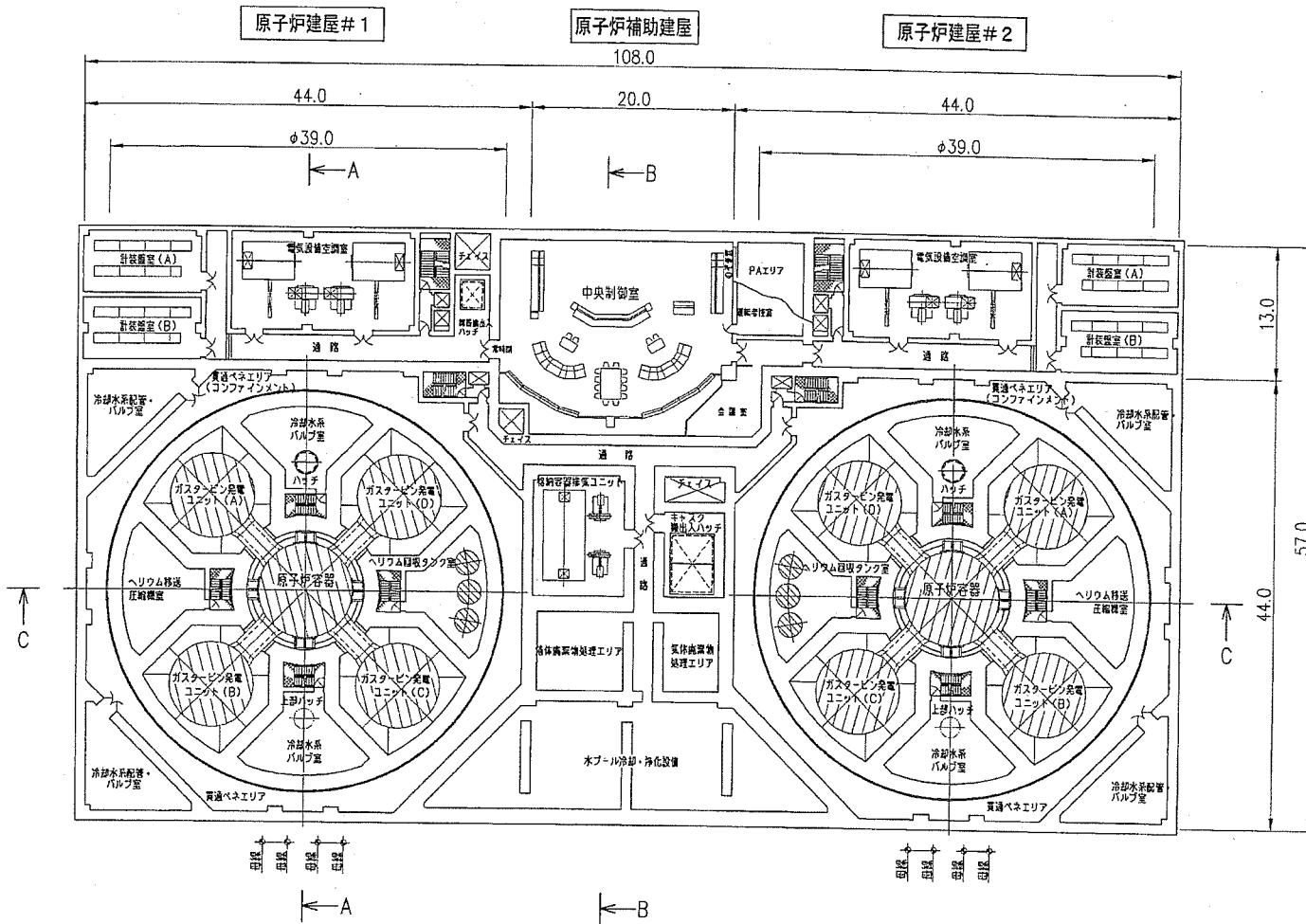


図 4.2-7 原子炉施設配置図 (平面・4F)

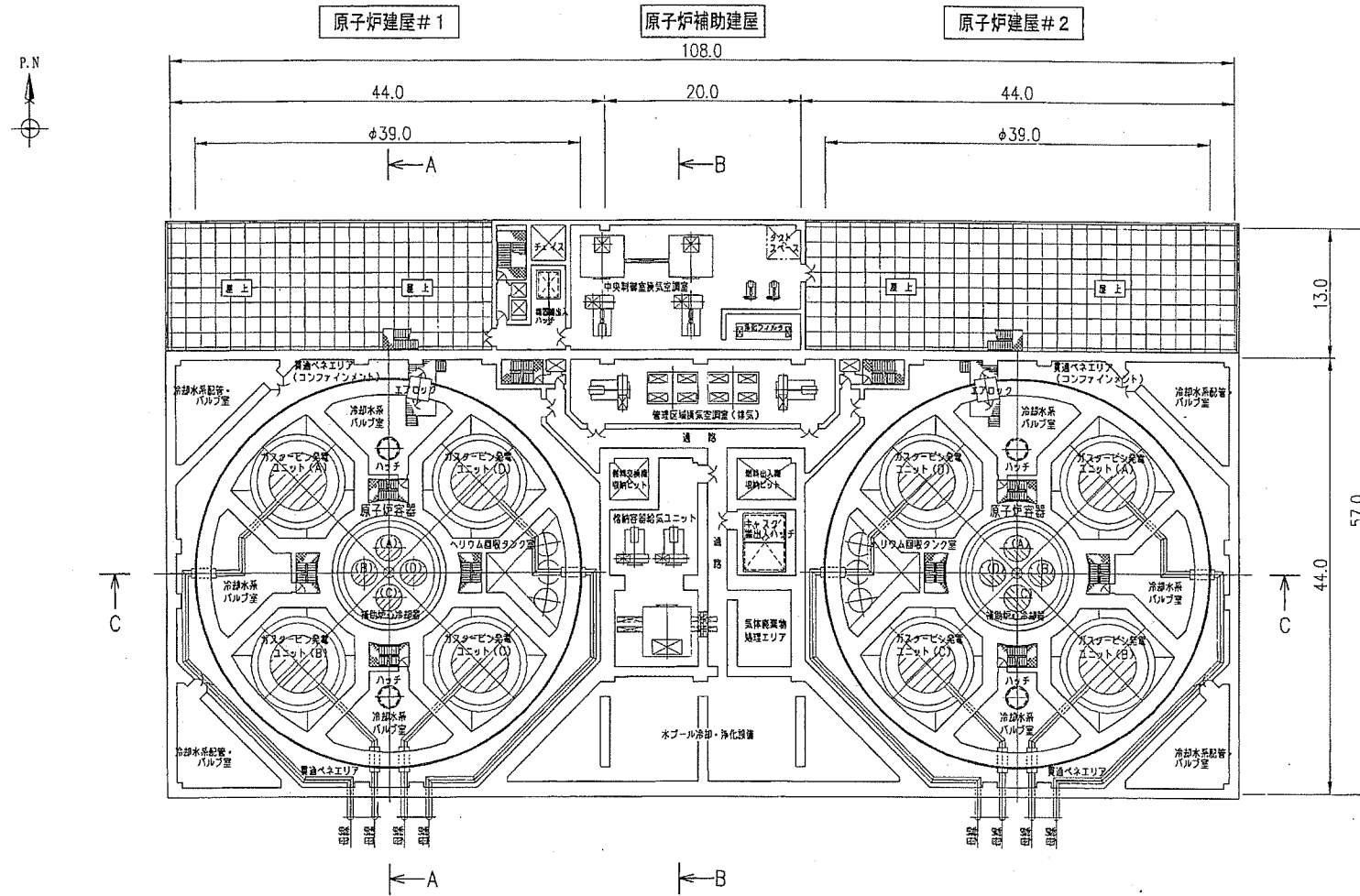


図 4.2-8 原子炉施設配置図 (平面・5F)

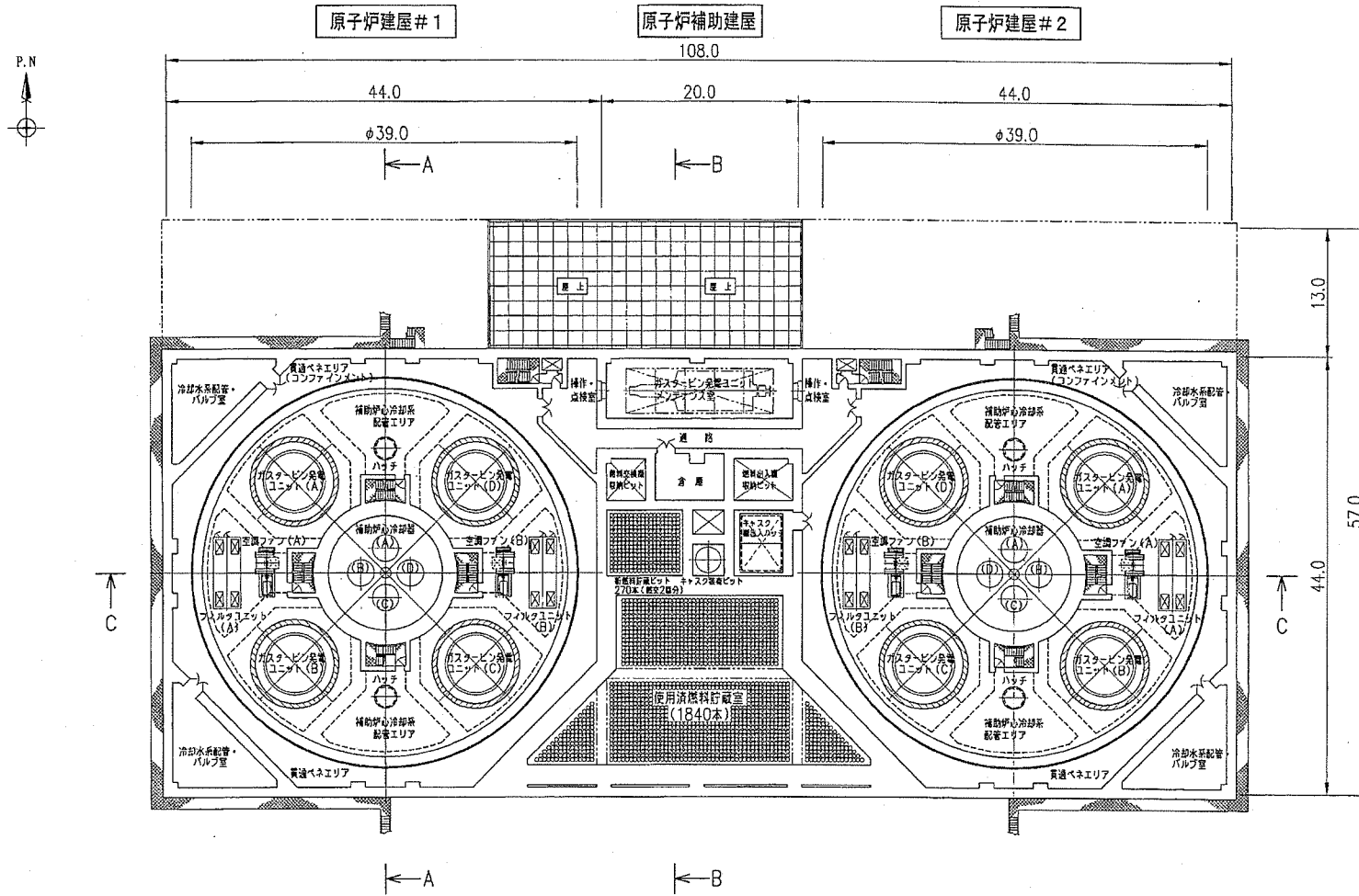


図 4.2-9 原子炉施設配置図 (平面・6F)

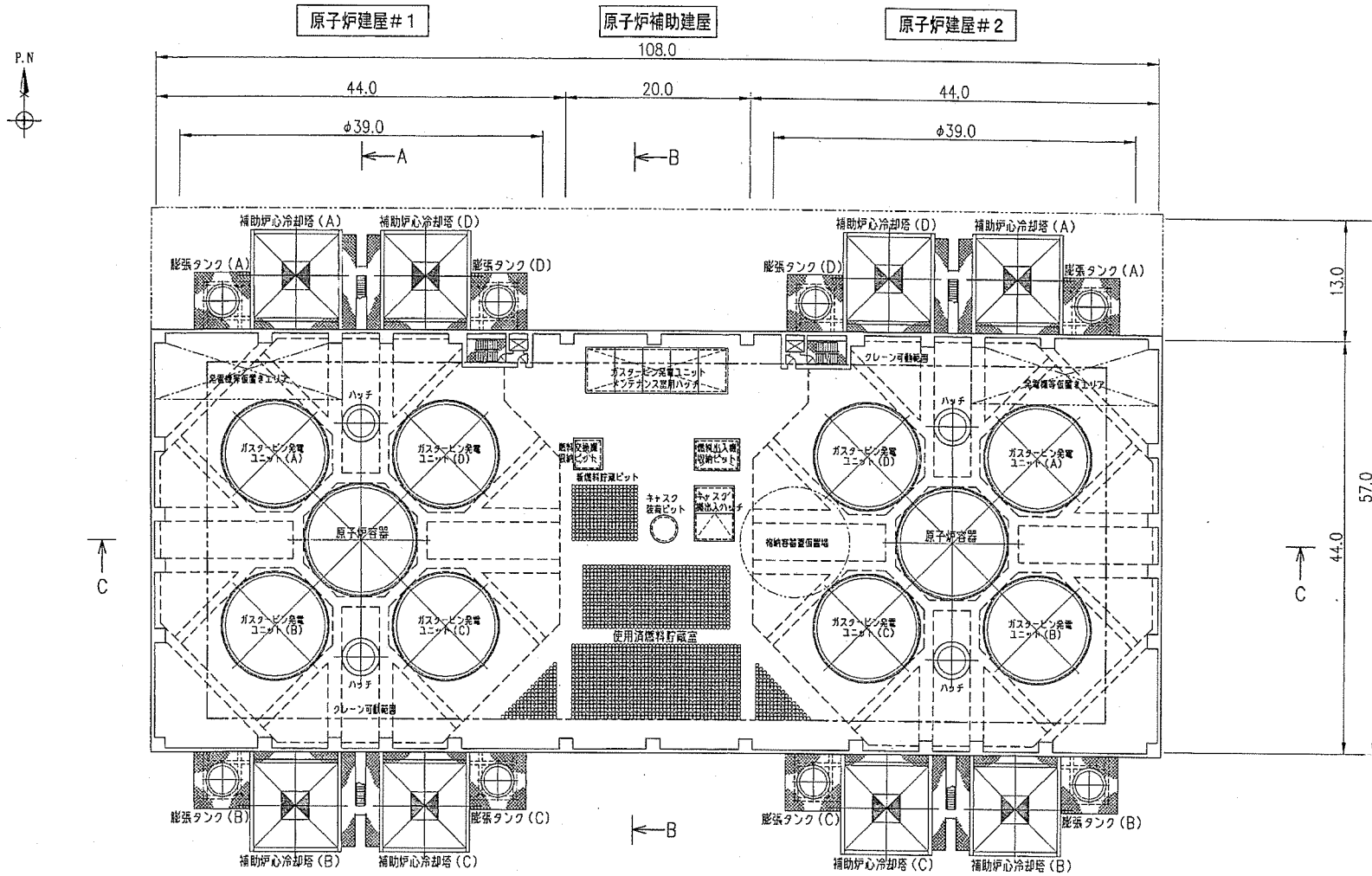


図 4.2-10 原子炉施設配置図 (平面・7F)

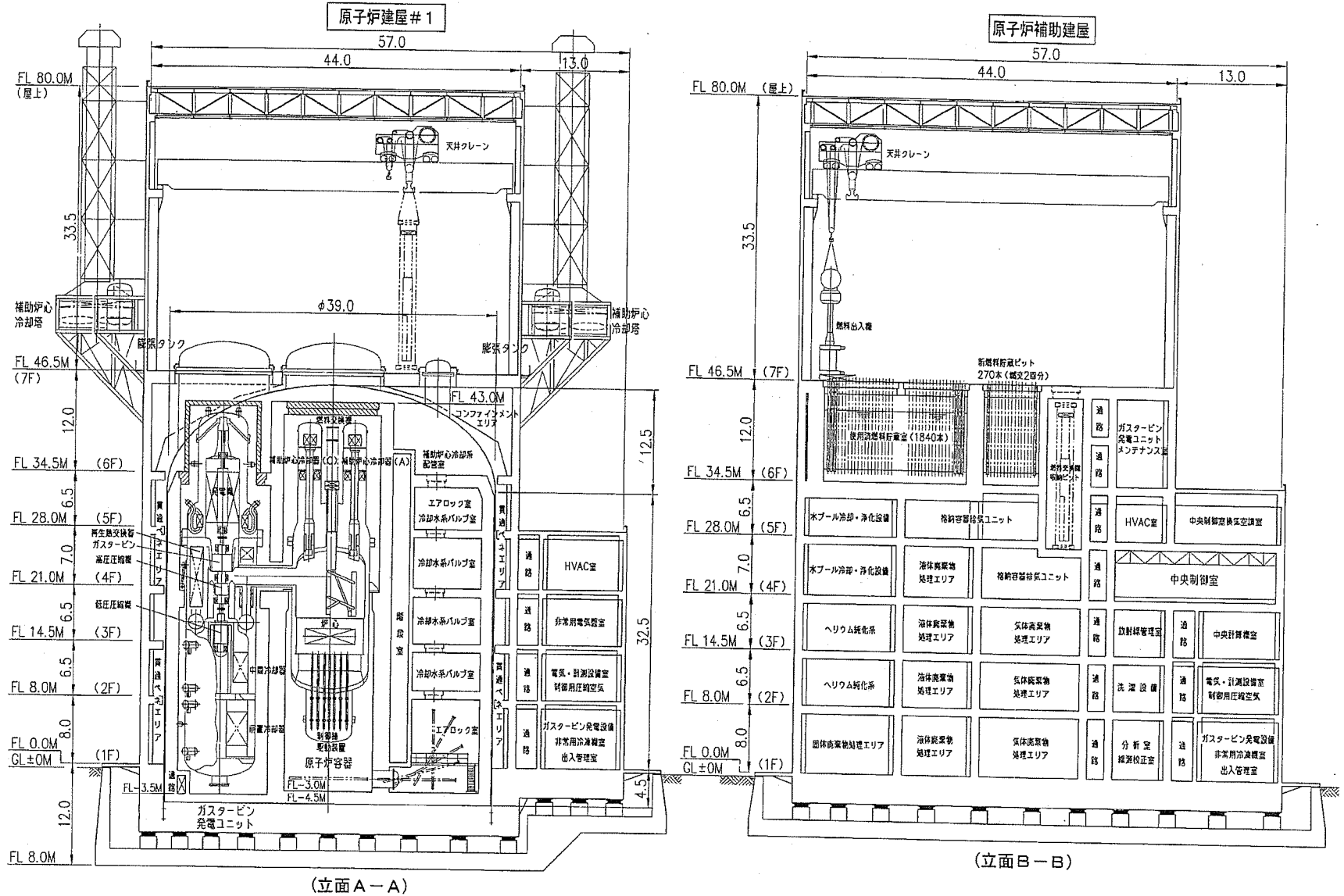


図 4.2-11 原子炉施設配置図 (立面 A-A, 立面 B-B)

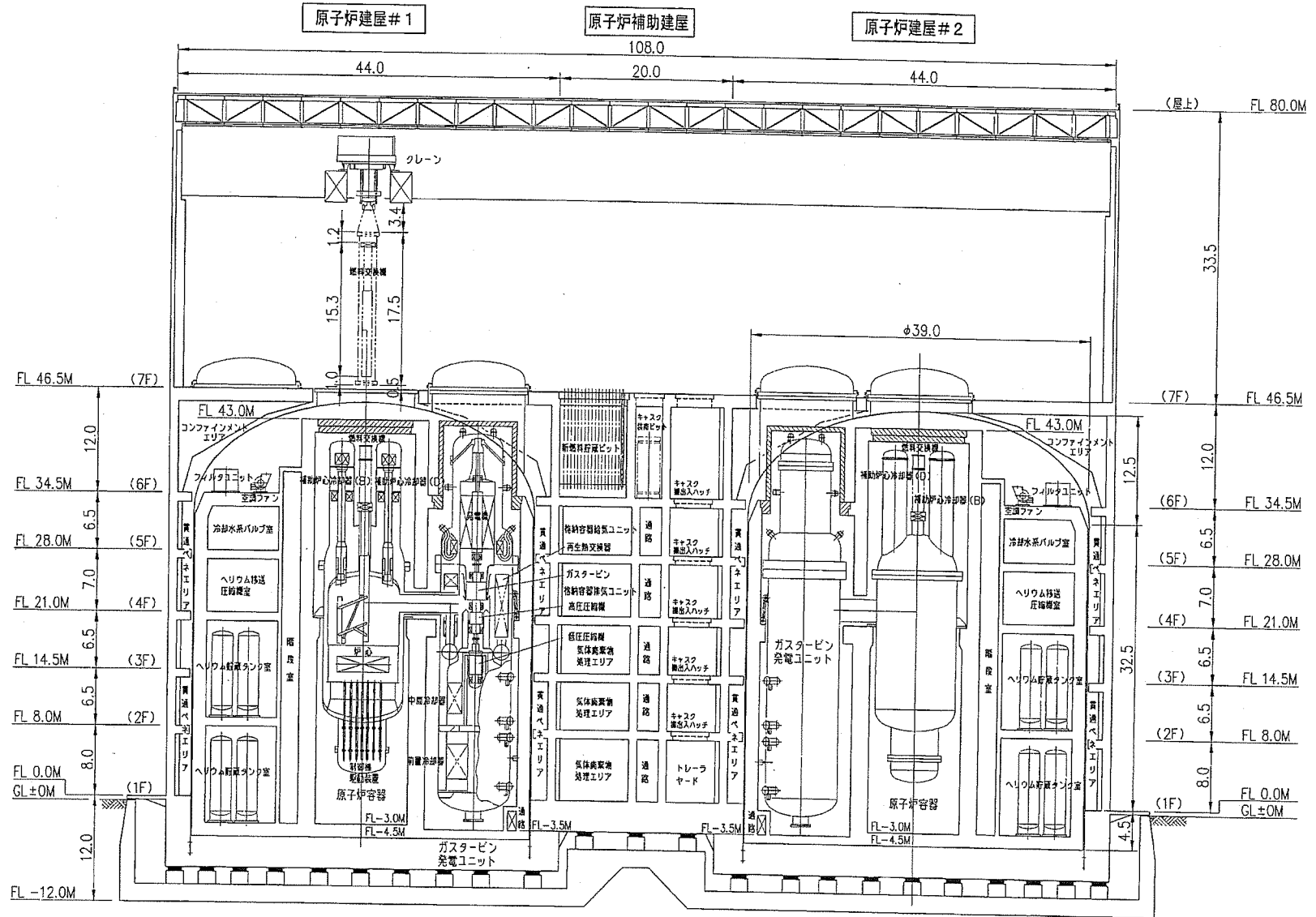


図 4.2-12 原子炉施設配置図 (立面 C-C)

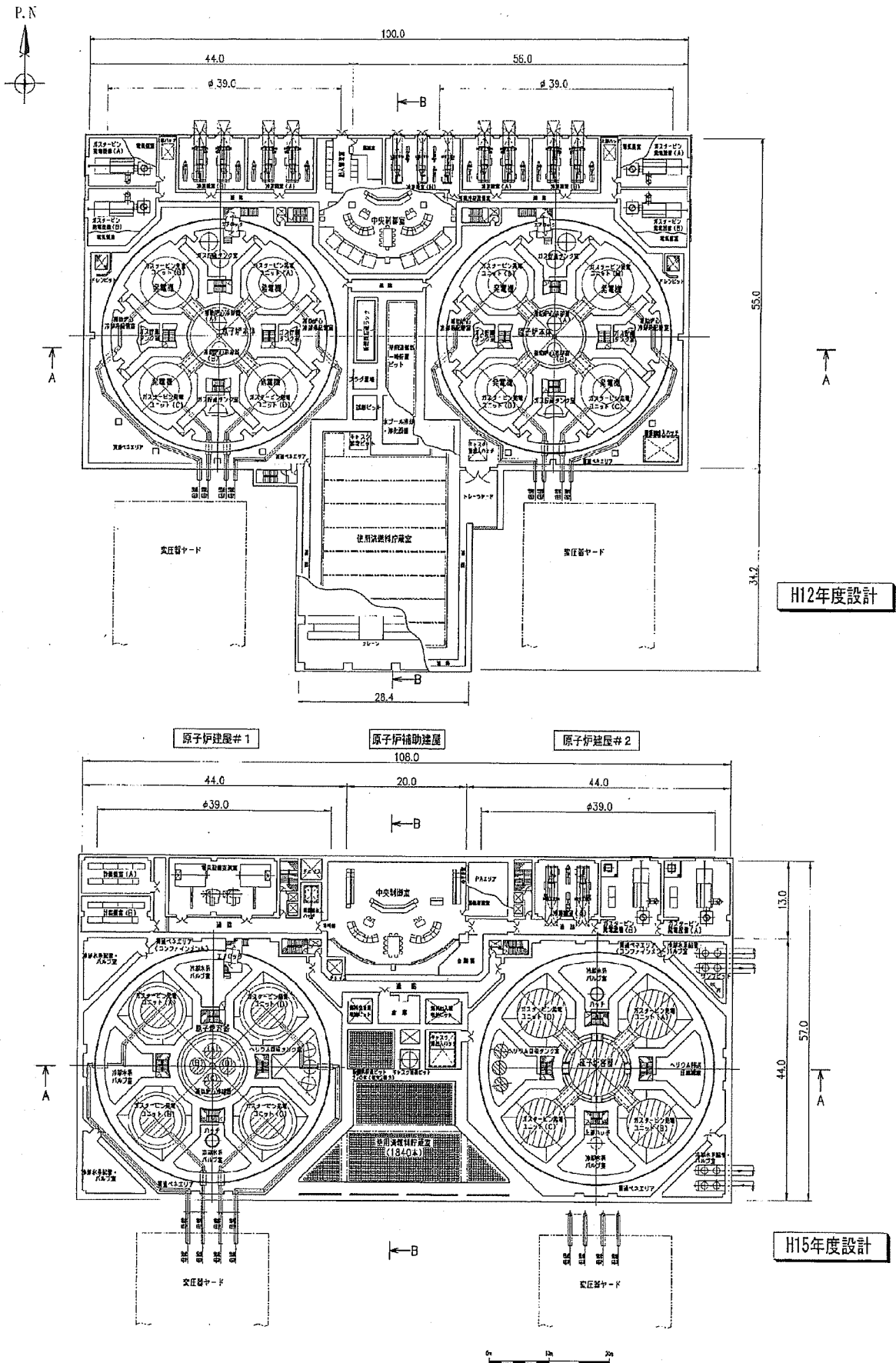


図 4.2-13 フェーズ I 設計—平成 15 年度設計比較図 (平面)

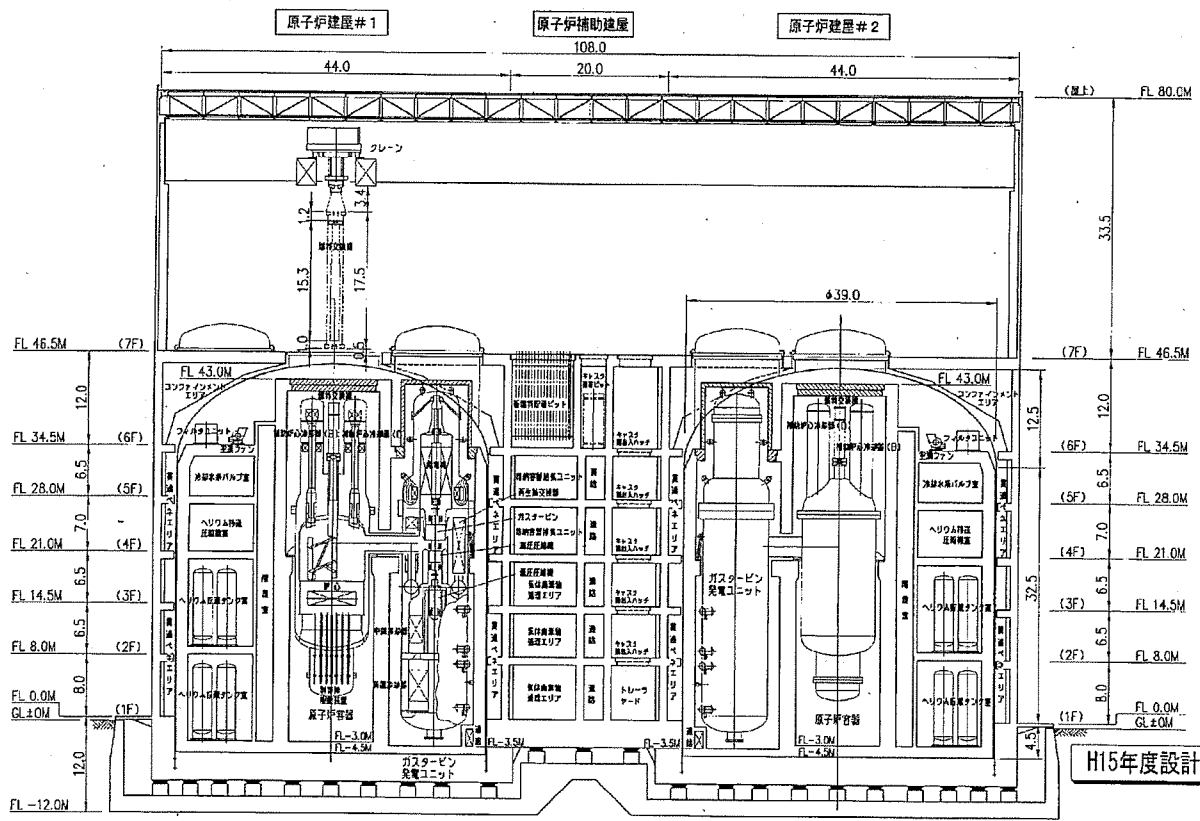
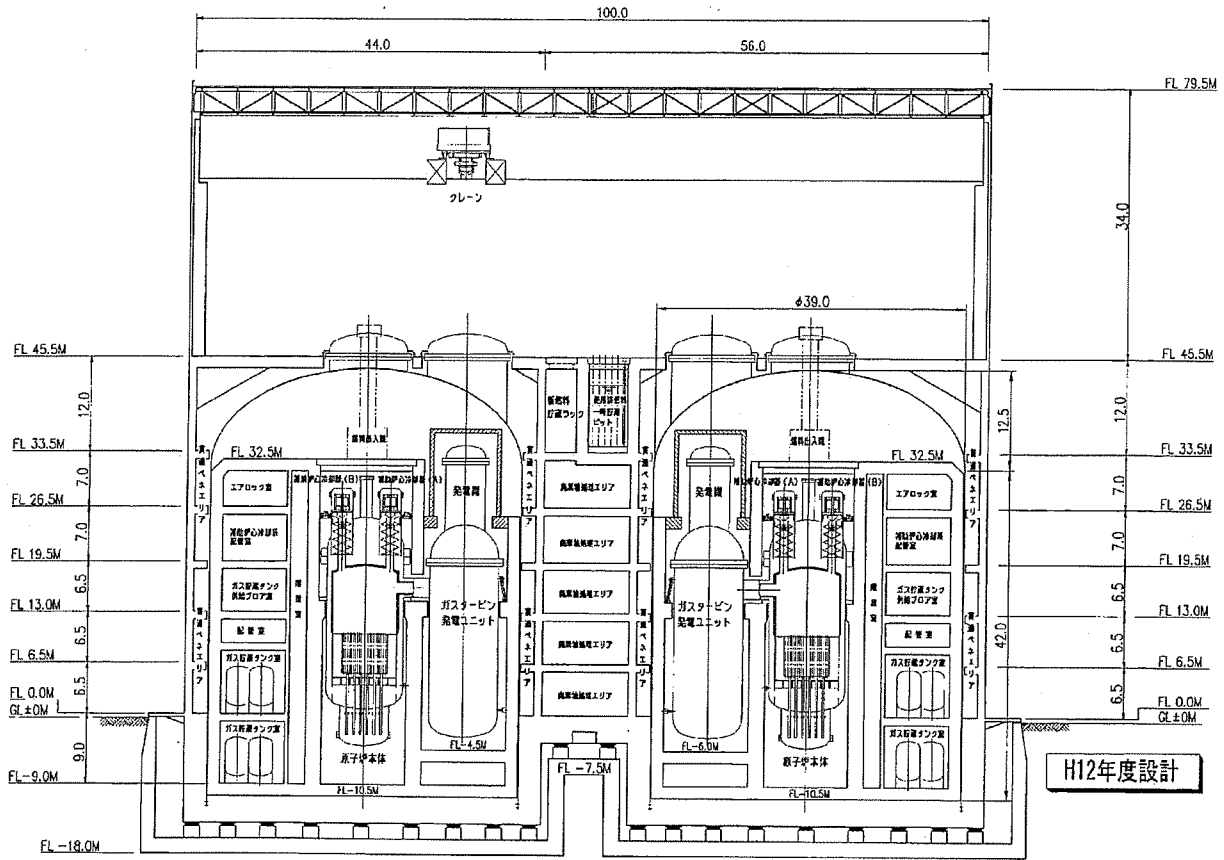


図 4.2-14 フェーズ I 設計—平成 15 年度設計比較図 (立面 A-A)

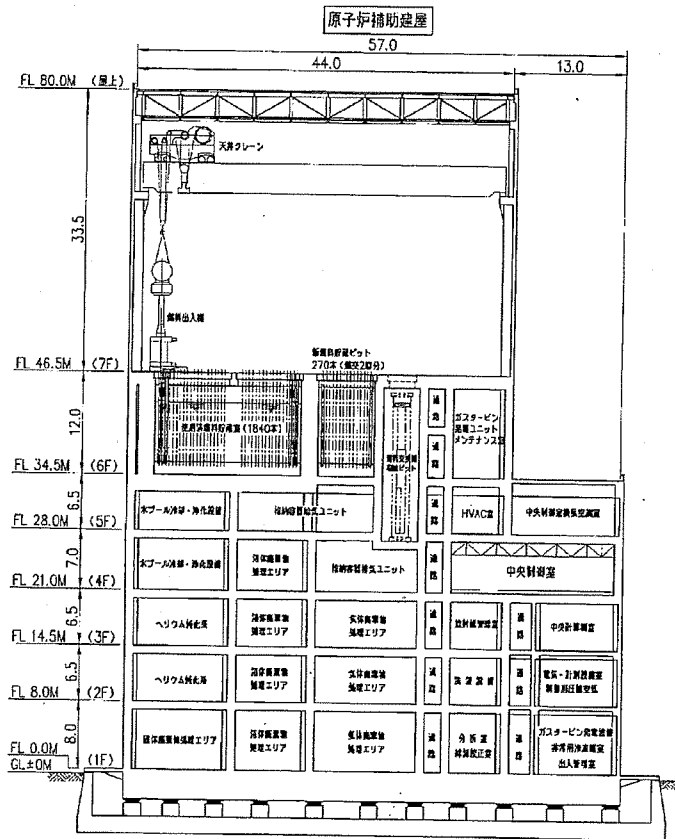
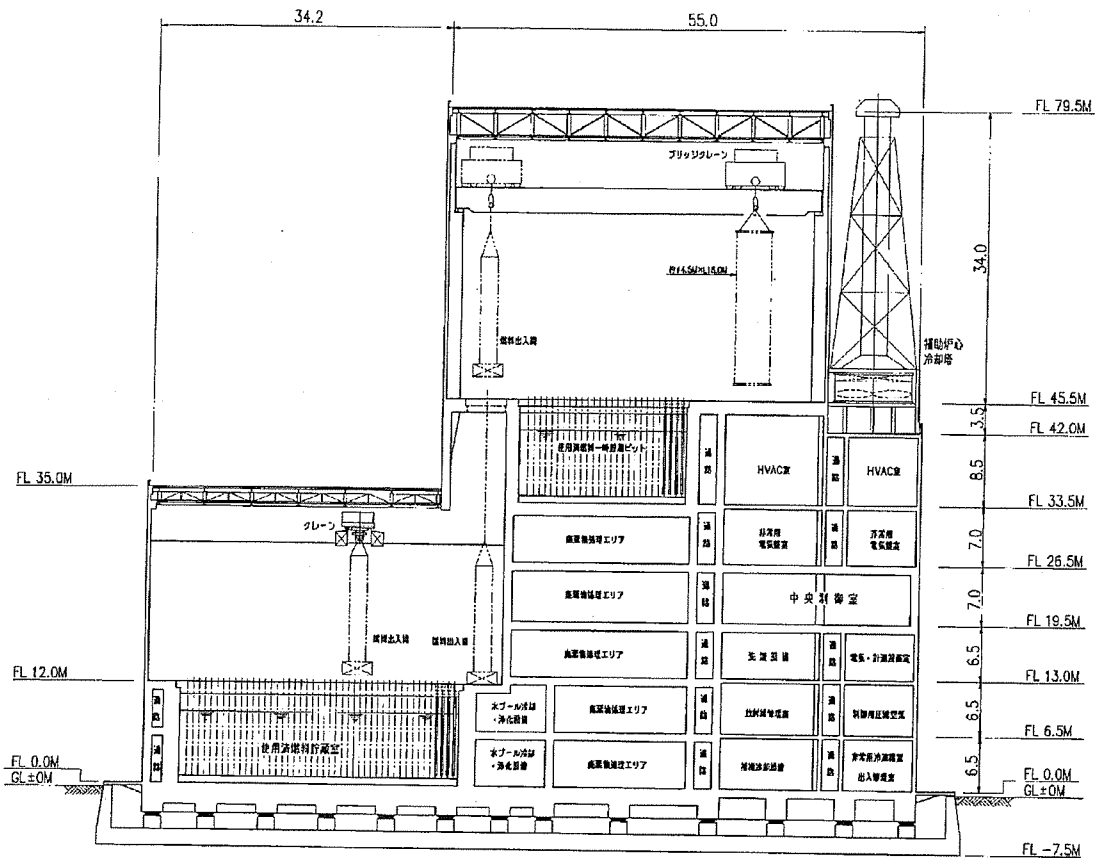


図 4.2-15 フェーズ I 設計—平成 15 年度設計比較図 (立面 B-B)

5. 総合評価用データの整備

総合評価用データの整備についての検討内容は次の通りである。

- ① ISI 方針、ISI アクセスルートなどの検討を行う。炉内構造物の取り出し手順について検討し、保守補修性を反映した原子炉構造などの見直しを行う。
- ② 定検工程の見直しを行う。
- ③ プラント起動・停止計画を検討する。
- ④ 運転廃棄物物量を概算する。また、原子炉周りの機器・コンクリートの放射化評価を行い、廃炉廃棄物物量を概算する。
- ⑤ プラント検討を通じて摘出された主要課題について、開発計画を検討する。
- ⑥ 経済性評価用データの整理を行う。

5. 1 保守・補修性評価

5. 1. 1 供用期間中検査及び補修方法

(1) 目的

- ① ヘリウムガス冷却炉特有の設備等を考慮しながら、軽水炉の供用期間中検査（ISI）基準である JEAC-4205「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」（日本電気協会）（以下「JEAC」という）に準拠したヘリウムガス炉 1 次系廻り機器に対する試験方法を設定する。
- ② 供用期間中検査及び補修方法（ISI&R）を考慮して原子炉構造概念を見直す。
- ③ ISI のアクセスルート確保に課題がある原子炉構造を対象にアクセスルートを設定する。
- ④ 原子炉構造の補修性確保の最も大きい課題と考えられる炉内構造物の取出し手順を設定する。
- ⑤ ISI 費用、補修費用を概算し、他プラント（ナトリウム冷却炉、軽水炉）との相対比較を行う。

(2) ISI 方針の検討

(i) 軽水炉の ISI 方針（試験方法）

JEAC に定められている ISI 項目を簡略化（ヘリウムガス冷却炉に該当しないと推定される項目を省略、複数の部位に同じ試験を行う場合はそれらを 1 つにまとめて記載、など）して表 5.1.1-1 に示す。また、同表の右端の欄には各試験の適用対象となるヘリウムガス冷却炉機器（周辺設備の設計が未検討であるため、全ては網羅してはいない）を記載した。

(ii) JEAC 基準の考え方に立脚しつつヘリウムガス炉の特徴を考慮した ISI 方針

(a) ヘリウムガス冷却炉の ISI 方針

表 5.1.1-2 にヘリウムガス炉 1 次系廻り機器に対する試験方法を JEAC に定める試験方法と対比させて示す。

なお、1 次系廻り機器以外の機器（格納容器、冷却水系機器など）の使用状況やアクセス性は軽水炉と概ね同じであると考えられ、したがって試験方法も同じになることから、ここでの検討対象からは除外した。

(b) ISI 方針設定の考え方

- 1) 耐圧設計を主体とする点では軽水炉とヘリウムガス炉は同じであるので、JEAC に合わせることを基本方針とした。
- 2) 軽水炉では、破損しても冷却材の補充が効く小口径管は、1 次系の耐圧部であっても第 1 種機器の範囲から外している。これは、バックアップがある場合は破損を許容する（検査を要求しない）考え方によるものと考えられる。

ヘリウムガス炉でバックアップを設けているのは1次系主配管のガードパイプとCRDM群の覆い構造である。したがって、バックアップ構造でカバーされている構造についてはJEACより低い試験内容とした。これらのバックアップ構造は第3種機器となるので、JEACに定める第3種機器の試験内容を適用する。

- 3) 非バウンダリの炉内機器で軽水炉には存在しないヘリウムガス炉固有の機器については、軽水炉の炉心支持構造（炉心領域外の内部取り付け物）の試験方法に合わせてVT-3を行うものとした。また、バウンダリ内の断熱構造についてもVT-3を行うものとした。

これらの非バウンダリ機器は、比較的大きなき裂や少数の取り付けボルトの脱落などが生じて、機能喪失までに余裕を有する設計をする（例えば取り付けボルトの本数に余裕を確保するなど）ため、VT-1は必要無くVT-3でも安全性は保たれると判断した。

【補足説明】

- a) 炉心支持構造や内容器などの非バウンダリ機器は、比較的大きなき裂があっても（内外差圧が小さいので大きな開口を生じることが無く、また剛性への影響も限定的なので）機能喪失に至ることは非常に考えにくい。したがって、これらの機器に対しては比較的大きなき裂や変形を検知できれば十分であると考えVT-3を適用することとしている。

- b) 断熱構造が機能喪失する状態を考えると、以下のようになる。

- ① 多くのボルトが破損して断熱材の脱落が生じる。
- ② ライナに大きなき裂が生じ脱落して断熱材も脱落する。
- ③ ボルトが断熱材の中で破断してライナが浮き上がり大きな隙間が生じて断熱材が移動する

これらが生じていないことは、ライナ側からの目視検査により以下を確認すればよいと考えた。

- ・ボルトの頭の脱落や緩みが生じていないこと
- ・ライナが脱落するような大きなき裂が生じていないこと
- ・ライナの大きな変形（浮き上がり）が生じていないこと

- c) 断熱構造へのアクセスに課題があるのは以下の3箇所である。

- ① 補助炉心冷却器周りの流路構造部
- ② 1次主配管の内管と外管の間
- ③ ガスタービン容器内面

①項については、モータやグラビティダンパーなどのメンテナンスのため流路構造部を取り外す際に検査を行うものとする。

②項については、狭い領域に入っていける搬送装置を開発する方針とする。

③項については、冷却器の伝熱管を外さないとアクセスできない領域がある。ISIのために伝熱管を切断して取り外すのは合理的ではない。そのため、これについては接近可能範囲に対して検査を行うものとする。断熱構造に異常が生じてガスタービン容器の健全性が損なわれる場合は、外面からの体積検査で検知できると考えられるため、断熱構造の検査が行えない範囲があっても安全性確保の点では大きな問題はない。

(4) ISI&R の検討

(i) ISI&R を考慮した原子炉構造概念の見直し

平成 14 年度までに設定した原子炉構造概念では、上述の ISI を行うためのアクセスルート確保や、炉内機器などの引抜補修を行う場合の引き抜き性や再組み立て性に課題があることが分かった。そこで ISI&R を考慮した原子炉構造概念の見直しを行った。それを変更箇所と変更理由を併せて図 5.1.1-2 に示す。

なお、ガスタービン容器については当初から内部構造物の引き抜きを行うことを前提とした考え方を採用しており、4.1.8 (1)項に記載がある。

(ii) 原子炉構造周りの ISI アクセスルート

図 5.1.1-1 に検討結果を示す。炉心槽の内側や連結管群内の領域などの元々アクセス不可能な領域を除いて、ほぼ全領域へのアクセス性を確保できた（ただし、検査対象箇所にアクセスできる装置の開発は今後の課題である）。

(iii) 補修のための炉内機器の引き抜き手順

炉内構造物などに破損が発生し全炉内機器の引き抜きが必要になった場合を想定して、その手順を検討した。その結果を図 5.1.1-3 に示す。一部の炉内機器を引き抜く場合は図 5.1.1-3 の手順の途中までを行えばよいことになる。

なお、図中に記載のように内容物を引抜く場合はガスタービン側から配管（内管）を引抜く必要がある。この場合は 4 基全てのガスタービンを引抜いた後で内管を引抜くことになる。

(5) ISI 及び補修費用について

(i) ISI 費用について

ISI について、ヘリウムガス冷却炉とナトリウム冷却炉あるいは軽水炉とを比較し、次に示す。

① 冷却材の特徴

ナトリウム冷却炉では、不透明で活性の強い液体ナトリウム中での手間の掛かる検査であるのに対して、ヘリウムガス冷却炉では全て気中での検査であるため、

ナトリウム冷却炉よりも検査の実施が容易である。

② 機器数

一般的に機器数が少ない方が検査期間を短縮できると考えられる。機器数を推定すると、ヘリウムガス冷却炉は2次系及び蒸気タービン系が無いことから、ナトリウム冷却炉よりも少ない。

③ サイクル長さ

ナトリウム冷却炉の資源型炉心は18ヶ月、経済型炉心は26ヶ月運転であるのに対し、ヘリウムガス冷却炉は20ヶ月運転である。なお、軽水炉では、日本では調整運転期間を除く13ヶ月運転であるが、米国では24ヶ月が大勢を占めている。

④ 電気出力

ナトリウム炉150万kWe、ヘリウムガス冷却炉110万kWe、軽水炉(ABWR)135万kWe程度となっている。

以上より、①～④の観点を総合的に勘案すると、検査装置や手順が具体化出来ない現時点で定量的な比較を行うのは難しいが、ヘリウムガス冷却炉のISI費用は、ナトリウム冷却炉より低く、軽水炉と同程度に近いレベルになる可能性があると考えられる。

(ii) 補修費用について

補修について、ヘリウムガス冷却炉とナトリウム冷却炉あるいは軽水炉とを比較し、次に示す。

① 冷却材の特徴

ナトリウム冷却炉では、目視検査が難しい、ナトリウム中へのアクセス性が良くない、比較的長い期間を要する(付着ナトリウムの処理、原子炉容器のナトリウムドレン、炉心退避など)などの課題を有している。それに対し、ヘリウムガス冷却炉ではナトリウム冷却炉ほど大きな課題は見られない。

② 機器数

一般的に機器数が少ない方が補修期間を短縮できると考えられる。機器数を推定すると、ヘリウムガス冷却炉は2次系及び蒸気タービン系が無いことから、ナトリウム冷却炉よりも少ない。

③ 補修期間

全炉心退避にかかる時間が、ヘリウムガス炉が1ヶ月程度に対し、ナトリウム冷却炉は燃料取出し作業に時間が掛かるため1年程度となっている。なお、軽水炉は1週間から10日程度である。

以上より、①～③の観点を総合的に勘案すると、故障の発生確率が不明なので粗い推定ではあるが、ヘリウムガス冷却炉の補修費用については、ナトリウム冷却炉より

低く、軽水炉と同程度に近いレベルになる可能性があると考えられる。

(6) その他の要考慮事項

炉心周りの遮へい検討の結果、1次系を循環しているFPの機器への沈着が線量率を高めているという評価結果が出た。これが保守補修性に影響を与えることが想定される。

今後、保守作業員の被ばく低減、メンテナンス性の観点から、さらなる炉心周りの遮へい強化、あるいは、メンテナンス手法の見直し（保守作業の遠隔自動化など）が必要であり、保守補修作業人工数が増加する（保守補修費用が増加する）、可能性も考えられる。

(7) まとめ

- ① 保守・補修性については、軽水炉のISI基準に準拠したヘリウムガス冷却大型炉の1次系周り機器に対する試験方法案を設定した（ヘリウムガス炉特有の機器については、個別に試験方法を設定した）。
- ② 原子炉構造を対象としたISIのアクセスルート概念を設定し、補修性に関連して炉内構造物の取出し手順について検討した。
- ③ ヘリウムガス冷却炉のISI費用および補修費用は、ナトリウム冷却炉より低くなり、軽水炉と同程度に近いレベルになるのではないかと推測される。

表 5.1.1-1 JEAC-4205 に定める軽水炉の ISI 項目と He ガス炉の対象機器

	機 器 (軽水炉)	部 位	試験方法	試験範囲	He ガス炉の対象機器	
第 1 種機器	炉心支持構造	炉心領域内の内部取付け物	VT-1	接近可能な溶接継手	・ 炉心槽 (溶接継手)	
		炉心領域外の内部取付け物	VT-3	接近可能な溶接継手	・ 内容器 (溶接継手)	
		炉心支持構造物 (RV から取出し可能)	VT-3	接近可能な表面	・ 炉心支持構造本体 (外面、底面)	
	容器	耐圧部分の溶接継手	体積	溶接継手	・ 原子炉容器 (耐圧部の溶接継手) ・ ガスタービン容器 (耐圧部の溶接継手)	
		耐圧部分の異材継手	体積及び表面	溶接継手	・ 該当機器なし	
		胴とフランジとの溶接継手	体積	溶接継手	・ 原子炉容器 (銅とフランジとの溶接継手) ・ ガスタービン容器 (銅とフランジとの溶接継手)	
		管台と容器との溶接継手	体積	溶接継手	・ 原子炉容器 (各管台と容器との溶接継手) ・ ガスタービン容器 (各管台と容器との溶接継手)	
		管台内面の丸みの部分	体積または表面	管台	・ 原子炉容器 (各管台内面の丸みの部分) ・ ガスタービン容器 (各管台内面の丸みの部分)	
		管台とセーフエンドの同種金属溶接継手				
		呼び径 100A (φ114.3) 以上	体積	溶接継手	・ 原子炉容器 (主配管の管台とセーフエンドの溶接継手) (補助炉心冷却器取付け部の円筒胴の管台とセーフエンドの溶接継手) (燃料交換機取付け部の円筒胴の管台とセーフエンドの溶接継手) (炉内中継用案内管取付け部の円筒胴の管台とセーフエンドの溶接継手) (ISI 検査孔の管台とセーフエンドの溶接継手) (CRDM 取付け部の管台とセーフエンドの溶接継手) ・ ガスタービン容器 (主配管の管台とセーフエンドの溶接継手) (冷却器用等の各ノズル部の管台とセーフエンドの溶接継手)	
		呼び径 100A 未満	表面	溶接継手	・ 該当機器なし	
		ソケット溶接継手	表面	溶接継手	・ 該当機器なし	
		CRDMハウジング	体積または表面	溶接継手	・ CRDMハウジング	
		容器の支持部材の容器への取付け溶接継手	表面	溶接継手	・ 該当機器なし (スカートによる容器の支持構造なし)	
		原子炉容器内部	VT-3	内部 (内容物を除去した状態で接近可能な炉心上部及び下部)	— (容器内面の断熱材の取外し不可)	
		ポンプケーシング内表面	VT-3	内表面	・ 該当機器なし	
	SG (1 次側) の管板と容器との溶接継手	体積	溶接継手	・ 原子炉容器 (補助炉心冷却器の管板と容器の溶接継手) ・ ガスタービン容器 (各冷却器の管板と容器の溶接継手)		
	配管	呼び径 100A 以上の溶接継手	体積		・ 主配管 (外管) の溶接継手	
		呼び径 100A 未満の溶接継手	表面		・ 該当機器なし	
		ソケット溶接継手	表面		・ 該当機器なし	
耐圧部分への支持部材の溶接継手		表面		・ 該当機器なし		

表 5.1.1-1 JEAC-4205 に定める軽水炉の ISI 項目と He ガス炉の対象機器

	機 器 (軽水炉)	部 位	試験方法	試験範囲	He ガス炉の対象機器	
	弁	呼び径 100A 以上の弁類の溶接継手	体積又は表面	溶接継手	・ 該当機器なし	
		呼び径 100A 未満の弁類の溶接継手	表面	溶接継手	・ 該当機器なし	
第 1 種機器	伝熱管	U チューブタイプの SG 伝熱管	体積	ホットレグ側 U ベンド部	・ 原子炉容器内の補助炉心冷却器の伝熱管 ・ ガスタービン容器内の各冷却器の伝熱管	
	圧力保持用ボルト締め付け部	直径 > 50mm				・ 原子炉容器 (上鏡と胴のボルト締め付け部) ・ ガスタービン容器 (本体胴フランジ部のボルト締め付け部)
		原子炉容器上蓋用				
		ナット	VT-1			
		ボルト	体積			
		フランジネジ穴のネジ部	体積			
		ワッシャ、ブッシング	VT-1			
		SG、ポンプ、配管等用				
		ボルト	体積			
		フランジ表面	VT-1			
	ナット、ブッシング	VT-1				
ワッシャ	VT-1					
直径 ≤ 50mm				・ 原子炉容器 (補助炉心冷却器上下の円筒胴フランジ部のボルト締め付け部) (燃料交換器取付け部のプラグのボルト締め付け部) (ISI 検査孔のプラグのボルト締め付け部) (CRDM ハウジングのボルト締め付け部) ・ ガスタービン容器 (上鏡用ボルト締め付け部)		
ボルト、ナット	VT-1					
全ての耐圧機器	圧力保持範囲	系の漏えい試験 VT-2		・ 1 次系の圧力保持範囲		
第 2 種容器 (鋼製)	格納容器	耐圧バウンダリ (接近可能範囲)	VT-4	表面	・ 格納容器 (耐圧バウンダリ (接近可能範囲))	
		貫通部溶接継手	VT-4	溶接継手	・ 格納容器 (貫通部溶接継手)	
		圧力保持用ボルト締め付け部	VT-4		・ 格納容器 (圧力保持用ボルト締め付け部)	
	耐圧バウンダリ	全体漏えい率試験	圧力保持範囲	・ 格納容器 (耐圧バウンダリ)		
	ベローズ、エアロック、二重シール部	局部漏えい率試験	圧力保持範囲	・ 格納容器 (ベローズ、エアロック、二重シール部)		
第 3 種機器	容器	耐圧部分の溶接継手				
		胴の周継手	体積	構造不連続部の溶接継手	・ 補助炉心冷却系の原子炉容器に接続された水室部の周継手 ・ CRDM 群の覆い構造の胴の周継手	
		胴と鏡板との溶接継手	体積	溶接継手	・ 補助炉心冷却系の原子炉容器に接続された水室部の胴と鏡板との溶接継手 ・ CRDM 群の覆い構造の胴の鏡板との継手	
		胴と管板との溶接継手	体積	溶接継手	・ 該当機器なし	
		容器 (公称肉厚 ≥ 12.7mm) と管台の耐圧部分の溶接継手				
	管台と胴との溶接継手	体積及び表面	配管系の終端部の管台	・ 補助炉心冷却系の原子炉容器に接続された水室部と管台の溶接継手		
	呼び径 300A を超える管台内面の丸みの部分	体積	配管系の終端部の管台	・ 該当機器なし		
	容器、配管、ポンプの支持部	支持部材取付け溶接継手	体積	溶接継手	・ 該当機器なし	
	圧力保持用ボルト (直径 > 50mm)	ボルト及びスタッド	体積	ボルト及びスタッド	・ CRDM 群の覆い構造のボルト	
	配管	呼び径 > 100A、公称肉厚 > 9.5mm	体積又は表面	溶接継手 (周、長手)	・ 主配管ガードパイプの溶接継手 ・ 補助炉心冷却系 (水系) 配管の溶接継手	
100A ≥ 呼び径 ≥ 50A、公称肉厚 > 5mm (耐圧部分)		表面	溶接継手 (周、長手)	・ 該当機器なし		

表 5.1.1-1 JEAC-4205 に定める軽水炉の ISI 項目と He ガス炉の対象機器

	機 器 (軽水炉)	部 位	試験方法	試験範囲	He ガス炉の対象機器
	ポンプ	ケーシング	表面	溶接継手	・補助炉心冷却系（水系）ポンプ
	弁	本体	表面	溶接継手	・補助炉心冷却系及びガスタービン側の冷却系（水系）配管の CV 隔離弁
	全ての耐圧機器	圧力保持範囲	系の漏えい試験 VT-2	圧力保持範囲	・主配管ガードパイプ ・補助炉心冷却系（水系）
第 4 種機器	圧力容器、配管	耐圧部分への支持部材取付け 溶接継手	VT-3	溶接継手	・ガスタービン側の冷却系配管（耐圧部分への 支持部材取付け溶接継手）
		圧力保持範囲	系の漏えい試験 VT-2	圧力保持範囲	・ガスタービン側の冷却系配管
支持 構造 物	第 1 種管の支持構造物		VT-3		・該当機器なし
	第 3 種及び第 4 種管の支持構造物 (耐震クラス A 及び As のもの)		VT-3		・補助炉心冷却系配管の支持構造物 ・ガスタービン側の冷却系配管の支持構造物
	第 1 種容器、弁、ポンプの支持構造物		VT-3		・原子炉容器支持部 ・ガスタービン容器支持構造
	第 2 種容器の支持構造物		VT-3		・該当機器なし
	第 3 種容器、弁、ポンプの支持構造物 (耐震クラス A 及び As のもの)		VT-3		・該当機器なし
	第 4 種容器の支持構造物 (耐震クラス A 及び As のもの)		VT-3		・該当機器なし

出展：JEAC-4205「軽水型原子力発電所用機器の供用機器中検査」（日本電気協会）

表 5.1.1-2 (1/4) JEAC-4205 の考え方に基づいて設定したヘリウムガス炉の原子炉構造、1次系主配管及びガスタービン容器の ISI 方法 (案)

機器	機器区分	部位	JEAC-4205に定める試験方法	ヘリウムガス炉の試験方法	検査期間中の検査頻度	備考
原子炉容器	1V	胴及び鏡の耐圧部分の溶接継手	体積	体積	7.5%/10年	
		胴とフランジとの溶接継手(耐圧部分)	体積	体積	100%/10年	
		管台と容器との溶接継手	体積	体積	100%/10年	
		主配管の管台内面の丸み部分	体積または表面	VT-1(外面) 連続漏えい監視	100%/10年	内圧の繰返しによる管台内面の疲労き裂に着目した検査である。外側がガードパイプで覆われている(バックアップがある)ため管台が破損しても安全性を維持できる(さらに管台のすぐ近くに厚肉のガードパイプが取り付けられるため内圧による応力が小さく抑えられる見通しがある)ことから外側からのVT-1及び連続漏えい監視とした。
		GRDM 取付け部の管台内面の丸みの部分	体積または表面 (完全溶け込み溶接でない場合は目視)	VT-1(外面) 連続漏えい監視	100%/10年	内圧の繰返しによる管台内面の疲労き裂に着目した検査である。外側にバックアップがあるため管台が破損しても安全性を維持できることから外側からのVT-1及び連続漏えい監視とした。
		その他(補助炉心冷却器取付部の円筒胴、燃料交換機取付部の円筒胴、補助炉心冷却器管板取付部、炉内中継用案内管取付部、ISI点検口)の管台内面の丸みの部分	体積または表面 (完全溶け込み溶接でない場合は目視)	体積	100%/10年	
		主配管の管台とセーフエンドの溶接継手	体積	VT-1 連続漏えい監視	100%/10年	外側がガードパイプで覆われている(バックアップがある)ため破損しても安全性を維持できることからVT-1及び連続漏えい監視とした。
		その他の管台とセーフエンドの溶接継手(呼び径100A以上)	体積	体積	100%/10年	
		補助炉心冷却器の管板と容器との溶接継手	体積	体積	25%/10年	
		補助炉心冷却器蓋伝熱管	体積	体積	100%/10年	
		原子炉容器上鏡用ボルト締付部				炉内構造物の補修等の必要が無い限り上鏡を開ける計画になっていない。そのため、上鏡を開けた時に試験するものとする。
		ナット	VT-1	VT-1	25%/10年	
		ボルト	体積	体積	25%/10年	
		フランジネジ穴のネジ部	体積	体積	25%/10年	
ワッシャ、ブッシング	VT-1	VT-1	25%/10年			

表 5.1.1-2 (2/4) JEAC-4205 の考え方に基づいて設定したヘリウムガス炉の原子炉構造、1次系主配管及びガスタービン容器の ISI 方法 (案)

機器	機器区分	部位	JEAC-4205に定める試験方法	ヘリウムガス炉の試験方法	検査期間中の検査頻度	備考
		その他のバウンダリ部のボルト 締付部のボルト及びナット	VT-1	VT-1	25%/10年	
原子炉容器内面の 断熱材	—	断熱材表面 (特にボルト取付部)	—	VT-3	100%/10年	目視検査によりボルトの脱落などの異常の有無を自主検査をして確認するものとする。
内容器円筒胴	炉心支持 構造物	溶接継手 (外面)	VT-3*	VT-3	100%/10年	*: B13.30の炉心領域外の内部構造物とみなした。相当に大きい貫通き裂が生じても流路構成機能は維持できるのでVT-3で十分と考えられる。
		取付ボルト	—	VT-3	25%/10年	自主検査として実施
		内面の断熱材	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施 (断熱材表面のライナの変形 (浮上り)、ライナの脱落に至るような大きなき裂やボルトの脱落が無ければ断熱機能は維持できていると考えられる。そのためVT-3で十分と判断した。)
内容器上鏡	—	溶接継手	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施
		内容器の断熱材	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施 (断熱材表面のライナの変形 (浮上り)、ライナの脱落に至るような大きなき裂やボルトの脱落が無ければ断熱機能は維持できていると考えられる。そのためVT-3で十分と判断した。)
補助炉心冷却系流 路管	—	溶接継手	—	VT-3	7.5%/10年	自主検査として実施
		内面の断熱材	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施 (断熱材表面のライナの変形 (浮上り)、ライナの脱落に至るような大きなき裂やボルトの脱落が無ければ断熱機能は維持できていると考えられる。そのためVT-3で十分と判断した。)
燃料交換機用案内 管 (炉内部分)	—	溶接継手	—	VT-3	25%/10年	自主検査として実施
炉心槽	炉心支持 構造物	溶接継手	VT-1	VT-1	100%/10年	
		上下の取付ボルト	—	VT-3	25%/10年	自主検査として実施
炉心支持構造本体	炉心支持 構造物	側面及び下面の溶接継手 (接近可能範囲)	VT-3	VT-3	100%/10年	
スカート構造	—	溶接継手	—	VT-3	7.5%/10年	
CRDM案内管	—	溶接継手	—	VT-3	25%/10年	自主検査として実施
CRDMハウジング	1V	溶接継手	体積または表面	VT-1 漏えい連続監視	25%/10年	外側を覆う機能を設けている (バックアップ機能があるためVT-1及び漏えい連続監視とする。)
原子炉容器下端の CRDM群覆い構造	3V	胴とフランジとの周継手	体積	体積	7.5%/10年	
		胴と鏡の周継手	体積	体積	7.5%/10年	
		ボルト	体積	体積	7.5%/10年	

表 5.1.1-2 (3/4) JEAC-4205 の考え方に基づいて設定したヘリウムガス炉の原子炉構造、1次系主配管及びガスタービン容器の ISI 方法 (案)

機器	機器区分	部位	JEAC-4205 に定める試験方法	ヘリウムガス炉の試験方法	検査期間中の検査頻度	備考
補助炉心冷却系水室部	3V	胴と鏡との周継手	体積	体積	7.5%/10年	
		胴と管台との周継手	体積	体積	7.5%/10年	
		管台と胴との溶接継手	体積及び表面	体積	7.5%/10年	遠隔での表面検査の実施は困難である。体積検査で十分と考えられる。
		蓋の取付ボルト	—	—		
主配管 (内管)	—	溶接継手	—	VT-3	7.5%/10年	自主検査として実施
		内面の断熱材	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施
主配管 (外管)	1P	溶接継手	体積又は表面	VT-1 漏えい連続監視	25%/10年	ガードパイプに設けている (バックアップがある) ため VT-1 及び連続漏えい監視とする。
		内面の断熱材 (接近可能範囲)	—	VT-3	100%/10年	自主検査として実施
ガードパイプ	3P	耐圧部分の溶接継手	体積又は表面	体積	7.5%/10年	
		ベローズ	—	—		ベローズカバーがあるためアクセス困難である。十分余裕を確保したベローズ設計とする。
		検査孔のプラグ用ボルト	—	VT-3	7.5%/10年	自主検査として実施
ガスタービン容器	1V	胴及び鏡の耐圧部分の溶接継手	体積	体積	7.5%/10年	
		胴とフランジとの溶接継手 (耐圧部分)	体積	体積	100%/10年	
		管台と容器との溶接継手	体積	体積	25%/10年	
		主配管の管台内面の丸み部分	体積または表面	VT-1 (外面) 連続漏えい監視	25%/10年	内圧の繰返しによる管台内面の疲労き裂に着目した検査である。外側がガードパイプで覆われている (バックアップがある) ため管台が破損しても安全性を維持できる。さらに管台のすぐ近くに厚肉のガードパイプが取付けられるため内圧による応力が小さく抑えられる見通しがあることから外側からの VT-1 及び連続漏えい監視とした。
		その他の各冷却機器等の容器貫通部の管台内面の丸みの部分	体積または表面	体積	25%/10年	
		主配管の管台とセーフエンドの溶接継手	体積	VT-1 (外面) 連続漏えい監視	25%/10年	外側がガードパイプで覆われている (バックアップがある) ため破損しても安全性を維持できることから VT-1 及び連続漏えい監視とした。
		その他の管台とセーフエンドの溶接継手 (呼び径 100A 以上)	体積	体積	25%/10年	
		各冷却器の管板と容器との溶接継手	体積	体積	25%/10年	
		冷却器蓋伝熱管	体積	体積	100%/10年	
		容器上鏡及び円筒胴のボルト締付部				炉内構造物の補修等の必要が無い限り上鏡を開ける計画になっていない。そのため、上鏡を開けた時に試験するものとする。

表 5.1.1-2 (4/4) JEAC-4205 の考え方に基づいて設定したヘリウムガス炉の原子炉構造、1次系主配管及びガスタービン容器の ISI 方法 (案)

機器	機器区分	部位	JEAC-4205に定める試験方法	ヘリウムガス炉の試験方法	検査期間中の検査頻度	備考
		ナット	VT-1	VT-1	25%/10年	
		ボルト	体積	体積	25%/10年	
		フランジネジ穴のネジ部	体積	体積	25%/10年	
		ワッシャ、ブッシング	VT-1	VT-1	25%/10年	
		その他のバウンダリ部のボルト 締付部のボルト及びナット	VT-1	VT-1	25%/10年	
ガスタービン容器 内面の断熱材	—	断熱材表面 (特にボルト取付部)	—	VT-3	100%/10年	目視検査によりボルトの脱落などの異常の有無を自主検査をして確認するものとする。
1次系の圧力保持 範囲	1V, 1P	圧力保持範囲	系への漏えい試験 VT-2	系への漏えい率 試験	系の漏えい試験は、各定期検査期間中の原子炉起動前に行う。	He ガス漏えいを目視で検知する VT-2 は意味が無いため、漏えい率試験に置き換えるものとした。

1次系機器廻りの主な ISI 用アクセスルート

機 器		アクセス方法	
原子炉容器	外面	一般部	外面からアクセス
		CRDM 取付部廻り	CRDM 群の下の鏡蓋を外してアクセス
	内面 (断熱材表面)	上鏡部	検査孔①からアクセス
		補助炉心冷却器廻り	耐圧部ごと取外して検査
		円筒胴部	検査孔②からアクセス
	下部鏡部	検査孔③からアクセス	
炉内機器	内容器	上面・上部フランジ	検査孔①からアクセス
		円筒胴外面	検査孔②からアクセス
		内面 (断熱材表面)	燃料交換器用案内管④又は炉内中継槽用案内管⑤からアクセス
	炉心槽	外面	検査孔②からアクセス
	炉心支持構造 (連結管群の外面の 皿構造部)	側部外面	検査孔②からアクセス
		下面	検査孔③からアクセス
	補助炉心冷却器	伝熱管	水室⑥の蓋を外してアクセス
	(補助炉心冷却器) 流路管	外面	補助炉心冷却器とその廻りの耐圧部を取り外してアクセス
		内面 (断熱材表面)	補助炉心冷却器とその廻りの耐圧部を取り外してアクセス
	主配管	外管	外面
内面 (断熱材表面)			検査孔②又はガスタービン容器側 (内部構造物を引抜いた後) からアクセス (内管をガスタービン容器側から引抜く方法もある)
内管		外面	検査孔②又はガスタービン容器側 (内部構造物を引抜いた後) からアクセス (内管をガスタービン容器側から引抜く方法もある)
		内面 (断熱材表面)	④、⑤又はガスタービン容器側 (内部構造物を引抜いた後) からアクセス (内管をガスタービン側から引抜く方法もある)
ガスタービン容器	外面	外面からアクセス	
	内面 (断熱材表面)	内部構造物を引抜いてアクセス	
	伝熱管	水室の蓋を外してアクセス	

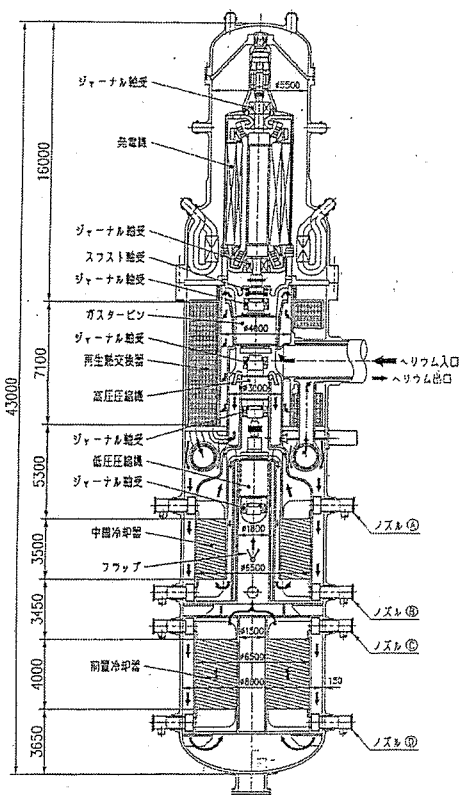
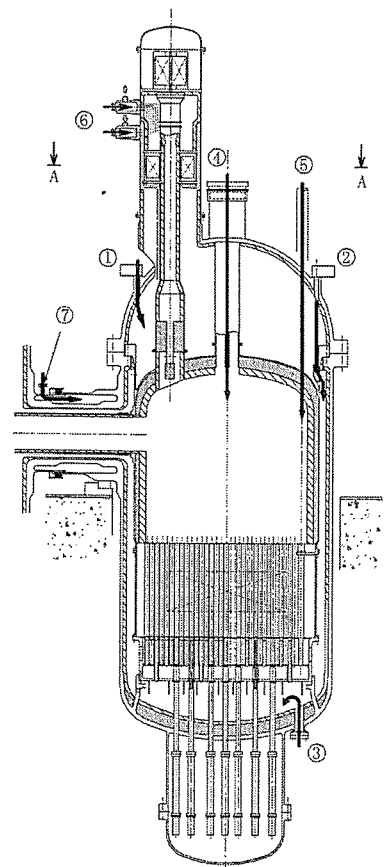
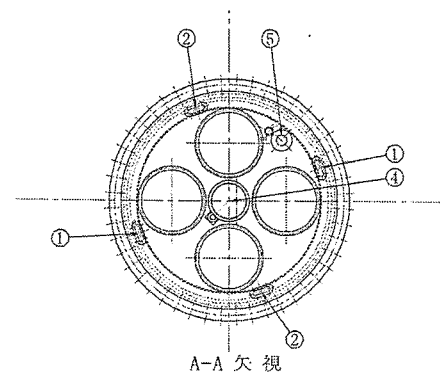


図 5.1.1-1 1次系機器廻りの主な ISI 用アクセスルート

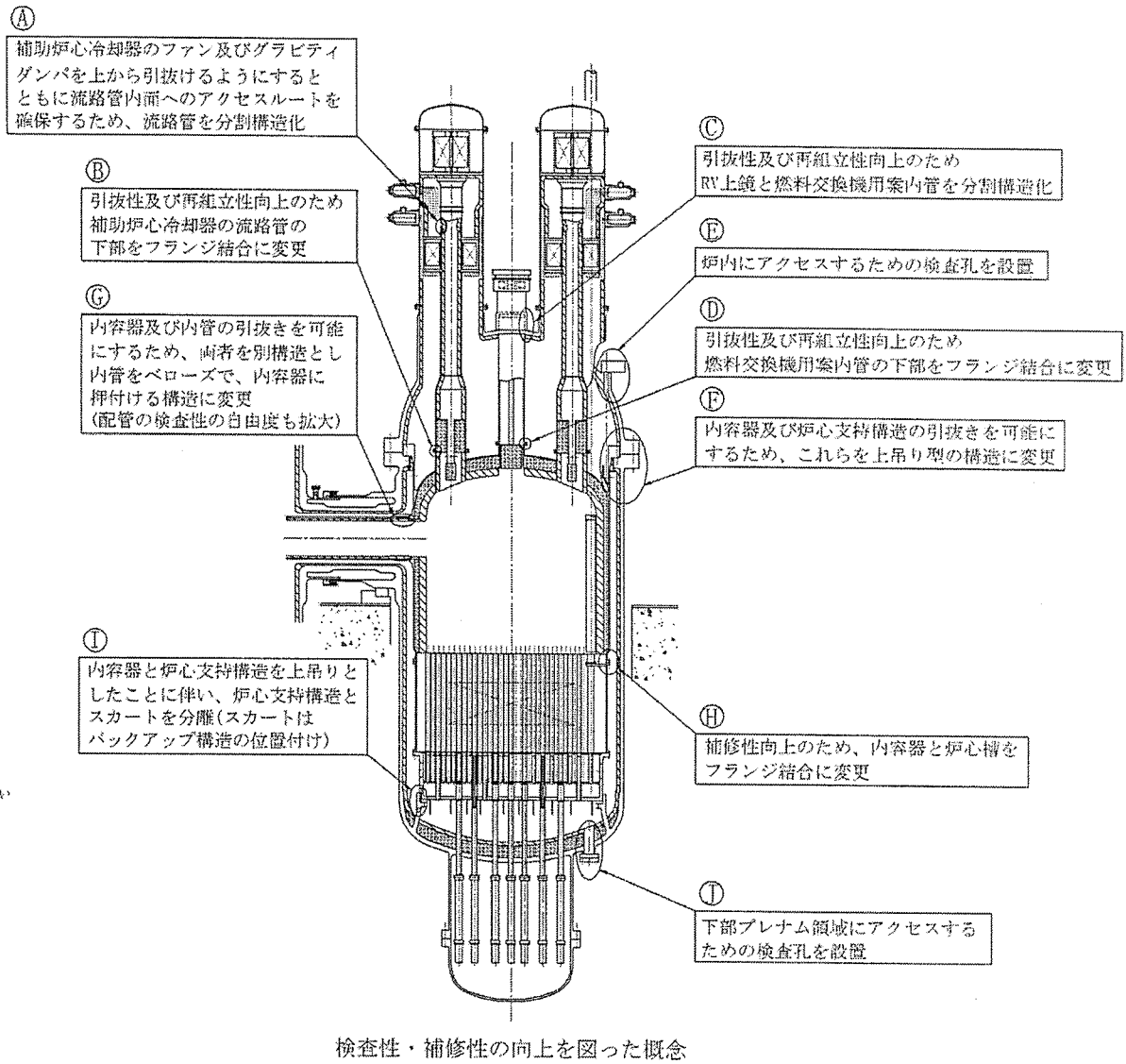
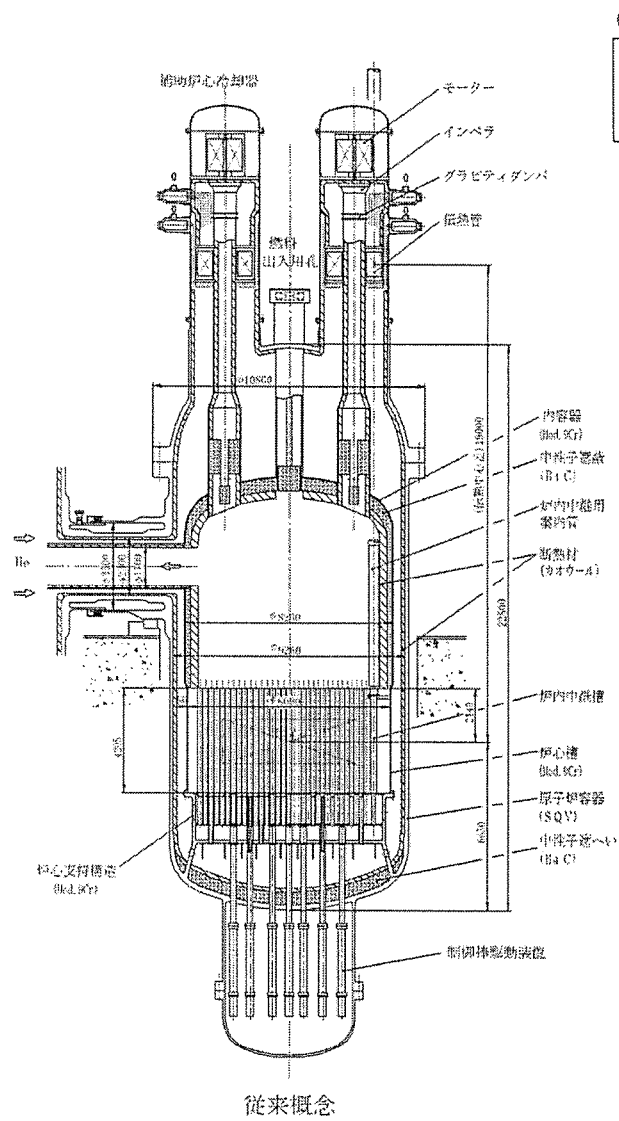


図 5.1.1-2 検査性・補修性向上のための原子炉構造の見直し

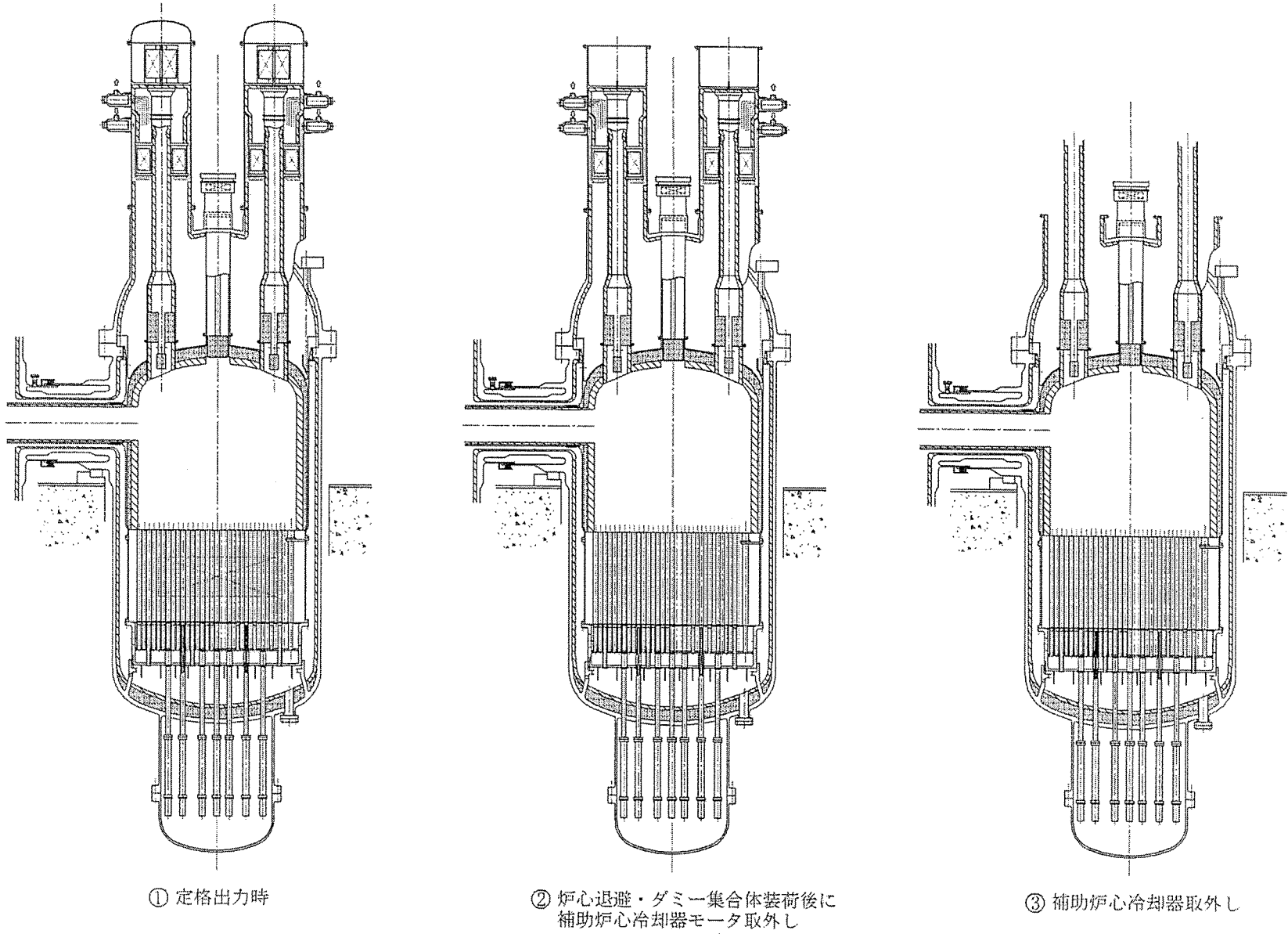


図 5.1.1-3 (1/2) 炉内構造引拔手順図

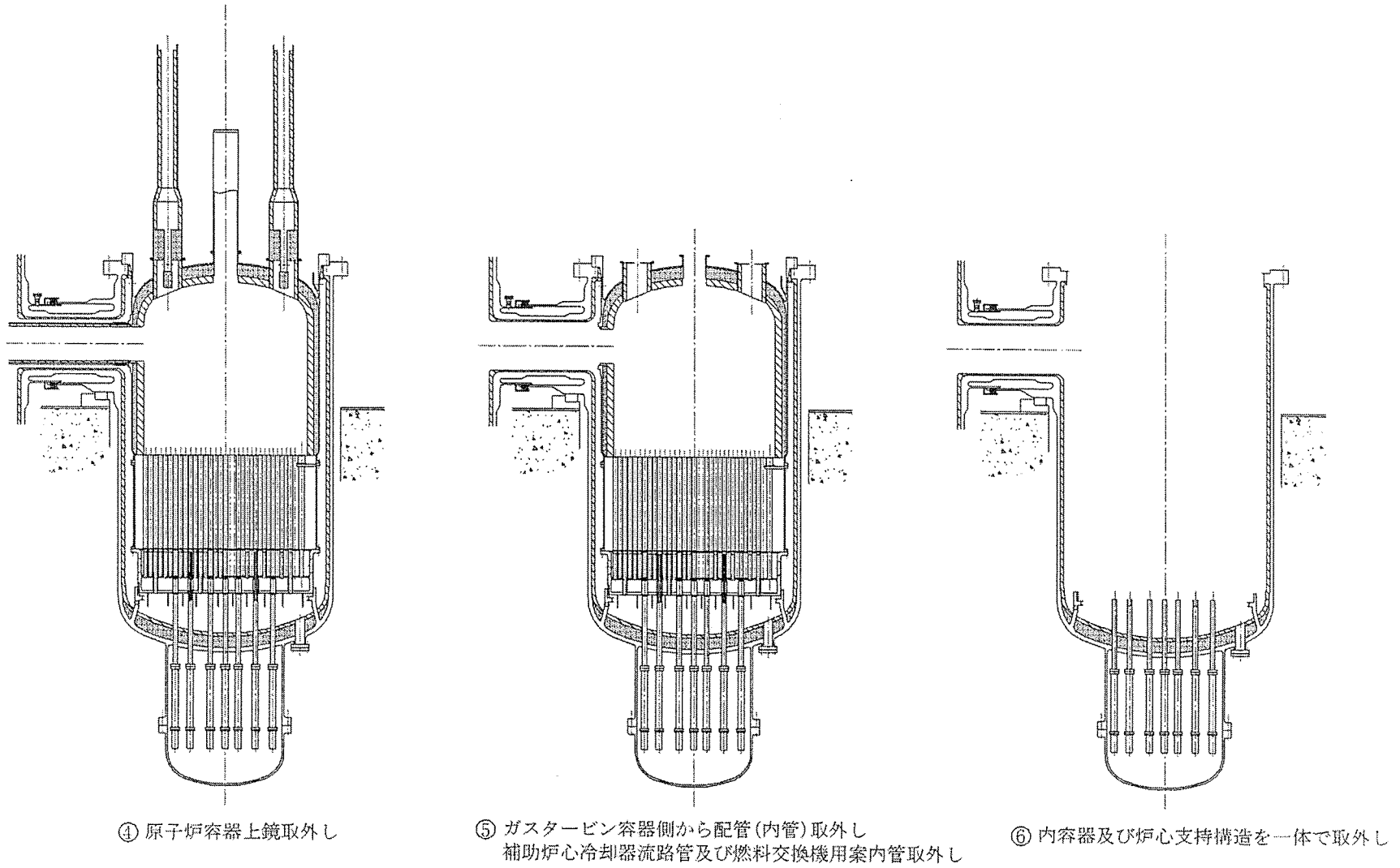


図 5.1.1-3 (1/2) 炉内構造引拔手順図

5. 1. 2 保守・点検内容

(1) 目的

ヘリウムガス冷却炉の保守点検内容及び工程を設定する。ここでの検討項目を以下に示す。

① 保守補修の定義の明確化

必要な保守補修項目の抽出にあたり、保守補修の範囲及び位置付けを明確にする。

② 保守点検計画の設定

法規上の要求、ISI 実施上の要求、軽水炉実績及び先行炉の計画を参考にして、本プラントの保守点検計画を設定する。

(2) 保守計画の検討

(i) 保守の定義

(a) 保守の範囲

プラントの安全性と信頼性を確保する上で必要な保守補修の定義及び分類を表 5.1.2-1 に示す。

「保守」は、設計上、設備の機能及び性能を維持することを目的としたもので、予め定められた計画に沿って実施する。プラント出力運転状態で行われる点検・保守とプラント停止状態で行う定期検査及び定期点検に分類される。

(b) 保守の区分

保守項目を抽出するにあたり、点検・検査項目の位置付けを明確にするために、軽水炉及びナトリウム冷却炉を参考として保守点検区分を設定した。保守点検区分を表 5.1.2-2 に示す。

(ii) 軽水炉における定期検査・点検項目の考え方

(a) 定期検査

(ア) 定期検査の目的

定期検査は電気事業法第 54 条に基づいて、同法施行規則第 90 条に規定された 9 設備（原子炉本体、原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備、廃棄設備、原子炉格納施設、補助ボイラー及び非常用予備発電施設）を対象として、以下の目的で国が実施する検査である。

- 1) 設備が安全に運転できることを確認する。(事故・故障等の未然防止)
- 2) 万一事故・故障等が起きたとしても、その影響を最小限にとどめることができることを確認する。(事故・故障等の拡大防止)

- ① 設備が主として機能・性能に関し工事計画（変更）認可申請又は同届出の内容及び発電用原子力設備の技術基準（以下「技術基準」という）に則り維持・運用されることを確認する。

- ② 設備が主として機能・性能に関し原子炉設置（変更）許可申請の内容に則り維持・運用されることを確認する。
- ③ 原子力発電技術顧問会注意事項を満足することを確認する。
- ④ 過去の重要な事故・故障の経験に照らし、再発防止の観点から支障ないことを確認する。なお、①項及び②項を確認するにあたっては、使用前検査において合格と認められた状態、電気事業法に基づく保安規程（原子炉等規制法に基づく保安規定を含む）、その他必要と認められる事項を併せて参考にする。

(イ) 定期検査の対象

定期検査の対象については次によることとしている。この基本的な考え方を基に軽水炉標準定期検査項目が定められている。

- ① 検査対象設備は、原則として工事計画認可及び届出該当工作物（設備）とするが、技術基準に規定されたもの、原子炉等規制法に基づく原子炉設置許可要件等に関するもの、及び過去に事故経験を有する設備で再発防止対策等の観点から必要と判断するものも含めるものとする。
- ② 定期検査の基本的な目的は、高温・高圧下での使用、稼働による磨耗その他により劣化し、又はそのおそれがある設備・機器を対象として、定期的な検査を行い、所要の改善措置を講じることにより、所定の性能が損なわれたままとならないようにすることにある。したがって、高温・高圧下等で使用するものでなく、かつ、常時静止状態にあって原形が一定に保持される等の設備・機器（例えば、循環系統のサージタンク等）は、対象に含めない。
- ③ 検査対象設備として選択したもののうち、当該機器単体の機能（例えば、燃料取扱装置の通常運転状態の機能確認）にかかわる検査、当該機器単体の保護（例えば、ポンプの流量低によるトリップシーケンス）にかかわる検査等については、自主検査に委ねることとし、定期検査としては、この種のものを取り上げないものとする。
- ④ プラント運転中に実施する保安規定に基づく定期試験とほぼ同一方法、同一判定基準となる検査（例えば、原子炉補機冷却水設備のモード切替弁機能検査）は、原則として取り上げないものとする。

(b) 定期点検

定期点検は、定期検査期間中に電気事業者が自主保安の一環として行う検査であり、定期検査実施内容と合わせ発電所の各設備を健全な状態に維持することを目的として実施している。

電力会社では、経年劣化などによる性能の低下防止、事故・故障の未然防止、再発防止などの目的で、各設備の使用状況、過去の運転・保修経験等を基に、国が検

査対象としている以外の発電所設備全体の点検計画を定め、これに基づいて広範な点検を実施している。これらの全ての検査、作業を総合的に勘案して各年度の検査範囲と点検内容を定めることとしている。

(iii) 本プラントにおける保守点検項目の抽出

前項(a)で設定した保守点検区分に基づいて保守・点検項目を抽出する。

(a) 法定定期検査項目（点検区分A：電気事業法法定検査）

定期検査項目は、設置許可申請書、工事計画認可申請書及び技術基準に記載のある機能・性能に関する事項、及び使用前検査等の実績から決められる。ここでは、先行炉を参考に、以下の方法にて、検査項目を設定する。

- ① 定期検査項目は、設備の機能・性能に関し、設置許可、工事計画認可及び技術基準の内容に基づき設定する。
- ② 技術基準から設備の機能・性能に関する担保確認事項を抽出し、定期検査項目を設定する。
- ③ 設置許可及び工事計画認可については先行炉並と想定し、先行炉と横並びで該当設備の定期検査項目を設定する。

(b) 法定定期検査項目（点検区分B：電気事業法以外の法規によるもの）

消防法、労働安全衛生法等に規定される設備・機器は定期的に法定検査を行う必要がある。これら電気事業法以外の法規で規定される機器は、補助的な機器類が多く、現在の設計の段階では必ずしも明確にし得ないが、先行炉を参考として主要な項目を抽出する。

(c) 自主点検項目（点検区分C）

自主点検は、機器の信頼性確保のために自主的に実施する点検であり、主に、動的機器や計装品等について、軽水炉及び先行炉の経験、R & Dの知見、部品寿命実績データ、汎用機器推奨データ等の観点から点検項目・周期を設定するものとする。

(d) ISI（供用期間中検査）（点検区分I）

ISIは、原子炉施設の安全上重要な機器（原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等）を対象とした構造健全性に関する計画的試験又は検査であり、安全上重要な機器の構造上の欠陥が進展・拡大する前に、その欠陥を検知してプラントの安全性が損なわれる事態に至ることを未然に防止しようとするものである。ISI項目は、この観点から選定する。

(e) 保守・点検計画の設定

以上から、本プラントの安全性及び信頼性の確保のために、計画的に実施する主要な保守・点検項目及び点検頻度についてまとめた結果を表 5.1.2-3 に示す。

表5.1.2-1 保守・点検の定義

分類及び定義	主要作業
<p>保守：</p> <p>予め定められた計画に沿って実施する機能等の確認、点検、整備、調整、消耗品の交換等により、設備、機器に要求される機能、性能を維持するための作業</p> <p>実施時期により以下に分類される。</p>	
<p>点検・保守*1：</p> <p>プラントの出力運転状態において設備を点検し、機能維持を図るための作業</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 巡視点検(供用期間中検査を含む) ・ 定例化された保守作業 ・ 潤滑油補給 ・ ポンプストレーナ切替・清掃 ・ 予備機切替
<p>定期検査及び定期点検*2：</p> <p>プラントの停止状態において設備を点検し、機能維持を図るための作業(監督官庁が行う定期検査及び電気事業者自身の自主検査)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備の定期分解点検 ・ 消耗品等の定期交換 ・ 供用期間中検査 ・ 機能検査

*1：電気事業法 第42条（保安規程）

電気事業法施行規則 第50条（保安規程）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第10条（原子炉施設の巡視及び点検）

*2：電気事業法 第54条（定期検査）

電気事業法施行規則 第89条～第93条（定期検査）

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第11条（原子炉施設の定期自主検査）

表 5.1.2-2 保守点検の区分

区分記号	定義	対象例
A	電気事業法第 54 条及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 11 条に基づく検査	原子炉停止余裕検査等
B	A以外の法令（労働安全衛生法、消防法等）に基づく検査	クレーン、非常用発電機、燃料タンク等の検査
C	機器の信頼性確保のため自主的に実施する点検	ポンプ分解点検等
I	供用期間中検査方針に定められた項目	原子炉容器体積試験等

表 5.1.2-3 ヘリウムガス炉の保守・点検検査計画(1/3)

系統・機器	基数 (2ユニット分)	点検項目	点検区分	点検周期
0. プラント全般				
		原子炉停止余裕検査	A	毎定検毎
		総合負荷性能検査	A	毎定検毎
1. 原子炉及び炉心				
(1) 炉内構造物	2	炉心支持構造 (ISI)	I	5.1.1 項参照
		内容器 (ISI)	I	5.1.1 項参照
2. 反応度制御設備				
(1) 制御棒系				
① 制御棒駆動装置	2	機能検査	A	毎定検毎
		開放点検	C	2 定検毎
(2) 後備停止系				
① 後備停止系駆動装置	2	機能検査	A	毎定検毎
		開放点検	C	2 定検毎
3. 主冷却設備				
(1) 原子炉容器		原子炉容器 (ISI)	I	5.1.1 項参照
(2) 原子炉冷却設備				
① タービン	8	開放検査	C	4 定検毎
② 圧縮機	8	開放検査	C	4 定検毎
③ 磁気軸受	8	分解点検	C	4 定検毎
④ ガスタービン容器	8	ガスタービン容器 (ISI)	I	5.1.1 項参照
⑤ 前置及び中間冷却器	8			
・伝熱管		伝熱管 (ISI)	I	5.1.1 項参照
⑥ 1次系主配管	8	配管 (ISI)	I	5.1.1 項参照
⑦ タービンバイパス弁、調節弁	8	分解点検	C	4 定検毎
(3) 冷却水設備	1式			
① 淡水系				
・循環ポンプ	3	分解点検	C	毎定検毎に1台ずつ
・熱交換器	2	開放点検	C	毎定検毎に1基ずつ
② 海水系				
・ポンプ	3	分解点検	C	毎定検毎に1台ずつ

注：点検区分は次による。 A：電気事業法法定検査 B：消防法、労働安全衛生法法定検査 C：自主点検 I：ISI

表 5.1.2-3 ヘリウムガス炉の保守・点検検査計画(2/3)

系統・機器	基数 (2ユニット分)	点検項目	点検区分	点検周期
4. 工学的安全施設				
(1) 補助炉心冷却系	8 式	機能検査	C	毎定検毎
5. 原子炉補助施設				
(1) ヘリウム純化設備	2 式	機能検査	C	毎定検毎
(2) ヘリウム貯蔵供給設備	1 式	機能検査	C	毎定検毎
(3) ヘリウムサンプリング設備	1 式	機能検査	C	毎定検毎
6. プラント補助施設				
(1) 補機冷却水設備	1 式			
① 冷却水系				
・冷却水ポンプ	4	分解点検	C	毎定検毎に 2 台ずつ
・熱交換器	4	開放点検	C	毎定検毎に 2 基ずつ
② 海水系				
・ポンプ	4	分解点検	C	毎定検毎に 2 台ずつ
(2) 淡水供給設備	1 式	機能検査	C	毎定検毎
(3) 窒素供給設備	1 式	機能検査	C	毎定検毎
(4) 圧縮空気供給設備	1 式	機能検査	B	毎定検毎
(5) 蒸気供給設備	1 式	機能検査	A	毎定検毎
7. 放射性廃棄物廃棄施設				
(1) 気体廃棄物処理設備	1 式	機能検査	A	毎定検毎
(2) 液体廃棄物処理設備	1 式	機能検査、インターロック検査	A	毎定検毎
(3) 固体廃棄物処理設備	1 式	機能検査、管理状況調査	A	毎定検毎
8. 燃料取扱及び貯蔵設備				
(1) 新燃料貯蔵設備	1 式	機能検査	A	毎定検毎
(2) 燃料取扱設備	1 式	機能検査	A	毎定検毎
(3) 使用済燃料貯蔵設備	1 式			
① 使用済燃料貯蔵プール		外観検査等	A	毎定検毎
② 冷却系				
・ポンプ	2	分解点検	A	毎定検毎に 1 台ずつ
・熱交換器	2	開放点検	A	毎定検毎に 1 基ずつ

注：点検区分は次による。 A：電気事業法法定検査 B：消防法、労働安全衛生法法定検査 C：自主点検 I：ISI

表 5.1.2-3 ヘリウムガス炉の保守・点検検査計画(3/3)

系統・機器	基数 (2ユニット分)	点検項目	点検区分	点検周期
9. 計測制御系統施設				
(1) 安全保護系設備		警報設定値確認検査	A	毎定検毎
		保護検出機能性能検査	A	毎定検毎
		インターロック機能検査	A	毎定検毎
10. 放射線管理設備				
(1) プロセスモニタ		機能検査	A	毎定検毎
(2) エリアモニタ		機能検査	A	毎定検毎
(3) モニタリングポスト		機能検査	A	毎定検毎
11. 換気空調設備				
(1) 原子炉建家換気空調設備				
① 原子炉建家管理区域換気空調装置		フィルタ機能検査	A	毎定検毎
		ファン作動検査	A	毎定検毎
② 原子炉建家非管理区域換気空調装置		機能検査	A	毎定検毎
12. 電気設備				
(1) 発電機	4			
① 発電機本体		開放検査	C	3定検毎
② 冷却器伝熱管		伝熱管 (ISI)	I	5.1.1 項参照
(2) 変圧器		外観検査	C	毎定検毎
		分解点検	C	5定検毎
(3) メタクラ、インバータ等		外観・作動検査	C	毎定検毎
(4) 非常用発電機	3式			
① 本体		自動起動検査	A	毎定検毎
		分解点検	C	毎定検毎に1基ずつ
② 燃料タンク類		外観検査等	B	毎定検毎
(5) バッテリー		外観・機能検査	C	毎定検毎
13. その他				
(1) 吊上装置				
・天井クレーン		外観・機能確認検査	B	毎定検毎
(2) 消火設備	1式	外観・機能確認検査	B	毎定検毎

注：点検区分は次による。 A：電気事業法法定検査 B：消防法、労働安全衛生法法定検査 C：自主点検 I：ISI

5. 1. 3 定検工程

(1) 目的

ヘリウムガス冷却炉の特徴および 5.1.2 項の保守点検計画を踏まえた定検工程を設定する。

(2) ヘリウムガス冷却炉の特徴

定検工程に影響があると考えられるヘリウムガス冷却炉の特徴を以下に示す。

- ① 熱出力 2400MWt (600MWt×4 ループ)、電気出力 1124MWe (281MWe/ループ) とする。
- ② CRD は炉心下部に設置され下部より交換・点検するため、炉上部作業との干渉がない。ただし、制御棒交換は炉上部より行う。
- ③ ヘリウムガスによるガスタービン直接発電のため、2次系・水蒸気系が存在しない。タービン建屋は不要である。
- ④ 1次主循環ポンプは設置されておらず、その代わりにタービン軸に取り付けられた低圧及び高圧コンプレッサが設置されている (ナトリウム冷却炉でクリティカルとなる1次主循環ポンプ点検が不要)。
- ⑤ 冷却材にヘリウムを使用しているため、蓋開放時には放射化した冷却材の上方への拡散を防止するため、キャスク等の気密設備が必要となる。
- ⑥ 非常系は2系統設置し、非常用発電機としてガスタービンを2基設置する。DHX は50%容量×4基設置で、2基/1系統で非常用電源に接続される。
- ⑦ 炉心高さは1.8m、燃料集合体本数は内側炉心303体、外側炉心240体、ブランケット186体、制御棒40体、可動反射体210体である。
- ⑧ 燃料交換バッチ数は8バッチ、運転サイクル長さは20ヶ月である。
- ⑨ 燃料交換機は、ナトリウム冷却炉と同様にパンタグラフ方式である。なお、使用済燃料は水プール内のヘリウムガス密閉容器に貯蔵する。

これらの特徴を踏まえて、以下にその定検工程について検討を行う。

(3) 定検の前提条件

定期点検を実施する場合の前提条件 (各機器への設計要求条件等) を以下にまとめる。

- ① 定検期間は、発電機解列から発電機併入までとする。
- ② 崩壊熱除去系は、解列後1日はガスタービン冷却、2日目以降は崩壊熱除去系へ引き継ぐ。
- ③ 1次系冷却材圧力は、7日目以降は大気圧とする。1次系ヘリウムガスは崩壊熱除去運転中に5日間かけて回収可能とする。なおヘリウムガスの1次系への供給は4日間にて行えるものとする。

- ④ 非常用発電機、海水系、補機冷却水系等は1次系冷却材圧力が大気圧となる7日目を以て、1系統ずつ点検開始可能とし、残る1系統は待機状態とする。
- ⑤ 燃料交換開始時期は22日以降とする（使用済燃料取扱い時の燃料最高温度を熱的制限値以下に抑えるため）。
- ⑥ 燃料交換方式は、炉内中継槽有りで水プール内のヘリウムガス密閉容器に貯蔵する。
- ⑦ CVハッチ、発電機ケーシング、発電機ユニット、ガスタービンユニット、ガスタービンメンテナンス用キャスク、ISI機器類の仮置き、点検スペースは確保されているものとする。
- ⑧ 1日の作業時間は、通常8時間、交替勤務時は22時間とする。
- ⑨ 官庁立会検査時の曜日、時間調整については考慮しないものとする。
- ⑩ ユーザースペック的な作業は考慮しない。
- ⑪ ガスタービンは電事法により25ヶ月前に1回の開放点検が義務づけられているが、本検討では将来の規制緩和をにらみ、1定検当り1基の開放点検を行うものとする。したがって、4サイクルに1回の点検頻度となる。
- ⑫ 再生熱交換機、前置冷却器、中間冷却器の伝熱管は、1次冷却材圧力バウンダリであるため、ISIとして漏えいの連続監視に加えて体積検査を想定する。
- ⑬ 原子炉容器、炉内構造物、ガスタービン容器等のISIは、漏えいの連続監視に加え、VT-3（変位、ゆがみ等を把握できる程度の精度を要求したもの）の目視点検、原子炉容器に対しては体積検査を想定する。

(4) 検 討

(i) CRD 試験工程

CRD全数の作動試験（常駆動試験及びスクラム試験を各1回）を行い、不具合の無いことを確認した後に駆動部点検を開始する。これは交換対象外のCRDに不具合が見つかった場合に点検等の対処をするために定検初期段階で行われている点検である。ここで作動試験は官庁検査対象でなく、また実用炉では運転期間中の荷重等の監視、定検開始前の炉停止操作時のスクラムから、CRD全体の状況を監視しておくことで作動試験の削除も可能と考えられるが、ヘリウムガス冷却炉の場合には作動試験はクリティカルパスではないので、ここでは作動試験を見込んでおくものとする。

作動試験では、全40体のCRDに対し常駆動試験、スクラム試験を各1回行うことを想定する。所要時間は、駆動速度を120mm/min、炉心高さを1.8mとすると常駆動試験1回が $1800/120 \times 2 = 30$ 分、スクラム試験が15分/回となるため、全体の試験正味所要時間は、 $(30+15) \times 40 = 1800$ 分=30時間=1.4日（作業時間22時間/日）の所要時間となる。したがって作動試験については1.5日を見込むものとする。

駆動部点検については、駆動部切り離し、駆動部取り外し、取付け、駆動部電気試験までを見込む。CRDは3定検に1回点検することを想定すると、点検対象CRDは13体/定検であり、3.0日（交替勤務）と設定する。

性能試験については、点検対象の13体については常駆動試験、スクラム試験を3回繰り返すことを想定し、残りの点検対象外の27体については各1回行うことを想定する。所要時間は、作動試験と同様に駆動速度を120mm/min、炉心高さを1.8mとすると常駆動試験1回が $1800/120 \times 2 = 30$ 分、スクラム試験が15分/回となるため、全体の試験正味所要時間は、 $(30+15) \times (3 \times 13 + 27) = 2970$ 分=49.5時間となる。試験対象CRDの切り替え時の準備・評価・後始末及び位置ゼロ調整、ラッチ・デラッチ試験に1時間/体を見込むと総作業時間は、 $49.5 + 40 \times 1 = 89.5$ 時間=4.1日（作業時間22時間/日）の所要時間となる。したがって性能試験については、4.5日を見込むものとする。

(ii) ガスタービン点検工程

ガスタービンの点検は、1定検当り1基の開放点検を行う。定検項目としてタービン翼の目視及びPT、軸受の目視点検を想定する。さらに点検期間の短縮を図るため、ガスタービンを予め点検済みの予備機に交換し、定検期間外に取り外したガスタービンの点検を行うケース（下記のケース2）についても検討した。

(a) ケース1（ガスタービンを1定検毎に1基点検）

600MWt/281MWeクラスの発電用ガスタービンの点検期間実績は試運転終了まで、40日から45日程度（日勤ベース）である。ヘリウムガス冷却炉のガスタービンについては縦置きであること及び放射能を内包する機器であることによる作業性の低下を考慮して、上記の1.2倍の点検期間と設定する。定検期間の短縮を考えた場合、天井クレーンを2基設置し、炉上部作業とガスタービン点検を並列作業で行い、なおかつ3直体制で点検を行う必要があると考える。

以上の検討より、ガスタービンの点検期間は、天井クレーン2基設置で3直25日と設定する。ただし、起動試験（3日）については実際にタービンを回転させることを想定しているが、毎分500回転までの昇速は起動用サイリスタで可能であるが、それ以降の昇速のためには動力源（核加熱）が必要であることから、核加熱が可能となる1次系ヘリウム充填後に行うものとする。

(b) ケース2（ガスタービンを1定検毎に1基予備機へ交換）

上記で設定したガスタービン点検期間3直25日の内、タービン翼の目視及びPT期間を7日と想定し、これを予備機に交換することにより削減する。予備機への入替作業期間として1日を見込むことにより、このケースでの点検期間は3直19日と設定する。ただし、起動試験（3日）については実際にタービンを回転させることを想定しているが、毎分500回転までの昇速は起動用サイリスタで可能であるが、それ以降の昇速のためには動力源（核加熱）が必要であることから、核加熱が可能

となる1次系ヘリウム充填後に行うものとする。

(iii) 原子炉容器、炉内構造物の ISI 工程

ISI の必要作業時間については、炉内 ISI は冷却材が透明なためヘリウムガス冷却炉ではナトリウム冷却炉より容易に検査可能と想定されるが、ヘリウムガス冷却炉の原子炉容器はアクセス性や検査性が良い一方で体積検査範囲が大きい。ここではナトリウム冷却炉と同等の 22 時間/日として、それぞれ 3 日見込む。

(iv) 燃料交換工程

交換対象燃料集合体は、ヘリウムガス冷却炉では 8 バッチでの交換を想定しており、1 定検での交換本数は $(303+240)/8=68$ 体、ブランケット $186/8=24$ 体、制御棒 40 体の合計 132 体である。

ナトリウム冷却炉では 1 体当りの燃料取り扱い時間は 45 分であるが、ヘリウムガス冷却炉では案内管昇降方式の炉内中継方法を用いていることから 15 分余裕をみて 60 分とする。その場合、92 体の燃料交換に必要な時間は 92 時間=3.8 日となる。したがって、燃料交換工程は 3 直 4.0 日と設定する。

また、制御棒 40 体の燃料交換に必要な時間は、40 時間=1.6 日となる。したがって、制御棒交換工程は 3 直 2.0 日と設定する。

(v) 1 次系漏えい試験工程

先行高温ガス炉の設計例では、ヘリウムガスの昇圧、試験及び減圧にそれぞれ 2 日、1 日及び 2 日程度を要するとしている。したがって、1 次系漏えい試験は 5 日と設定し、燃料交換の後で炉物理試験の前に実施する。

(vi) 炉物理試験工程

原子炉停止余裕検査及び過剰反応度測定検査は、定検毎に行う官庁検査項目である。本試験には、軽水炉の実績で 2 日程度要していることから、昇温開始時に炉物理試験期間として 2 日を考慮する。

(5) 定検工程の設定

ヘリウムガス冷却炉の定検工程の検討を行い、定検工程を作成した。全体定検工程表を図 5.1.3-1 及び図 5.1.3-2 にそれぞれ示す。

通常のタービン点検を行うケース（ケース 1）では標準定検の期間は 46 日、タービンを予備機と交換するケース（ケース 2）では 43 日となった。なお、標準外定検については、格納容器全体漏えい率試験を考慮すると標準定検に比較してそれぞれ 5 日延びる見込みである。

平均工程日数は、通常のタービン点検を行うケース（ケース 1）では標準定検（46 日）2 回に、標準外定検（51 日）1 回のサイクルであることから、 $(46 \text{ 日} \times 2 + 51 \text{ 日}) / 3 = 48 \text{ 日}$ 、タービンを予備機と交換するケース（ケース 2）では標準定検（43 日）2 回に、標準外

定検（48日）1回のサイクルであることから、 $(43日 \times 2 + 48日) / 3 = 45日$ となる。（なお、コンファイメントについては、運転時に負圧に引ければよいとの判断から、先行ナトリウム冷却炉でも漏えい率試験を実施していないため、本プラントでも行わないこととした。）

（6）まとめ

ヘリウムガス冷却炉の定検工程を作成した。

標準定検の期間は、通常のタービン点検を行うケースで46日、タービンを予備機と交換するケースで43日となった。標準外定検は、標準定検期間にプラス5日必要となる。また、平均工程日数は、通常のタービン点検を行うケースで48日、タービンを予備機と交換するケースで45日となる。

ローテーションパーツとしてガスタービンの予備機1基を予め準備しておくことにより、初期設備費は増加するものの、プラント運転中にオフペロ上でガスタービン点検が可能となる。したがって、定検期間の短縮、稼働率の向上を優先させる場合にはタービンを予備機と交換するケースを選択するのが有利と考えられる。

なお、定検日数が40数日というのは、欧州の軽水炉などと比較すると長いものとなっている。

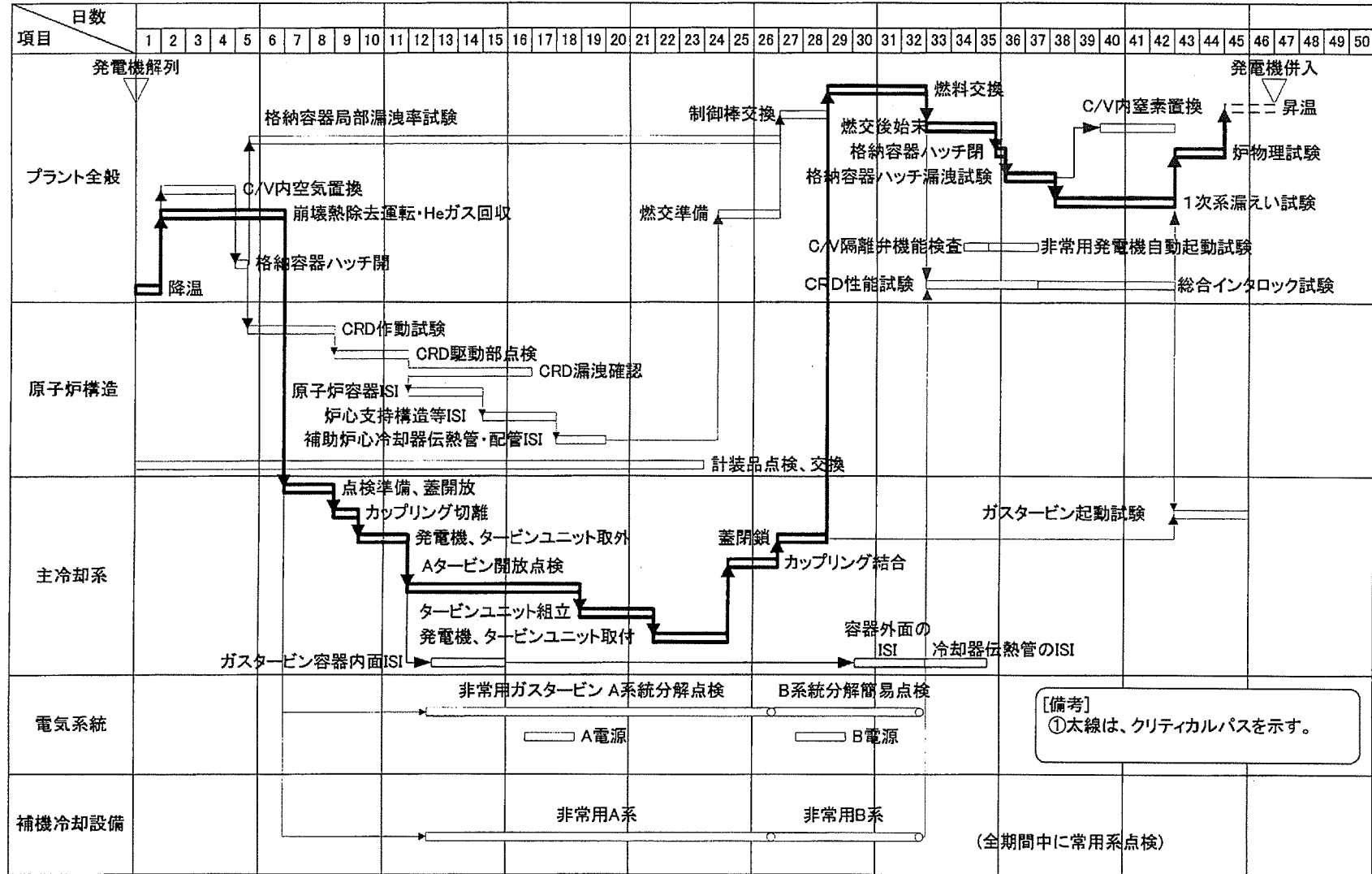


図 5.1.3-1 定期検査工程表 (ケース1: ガスタービン予備機なし)

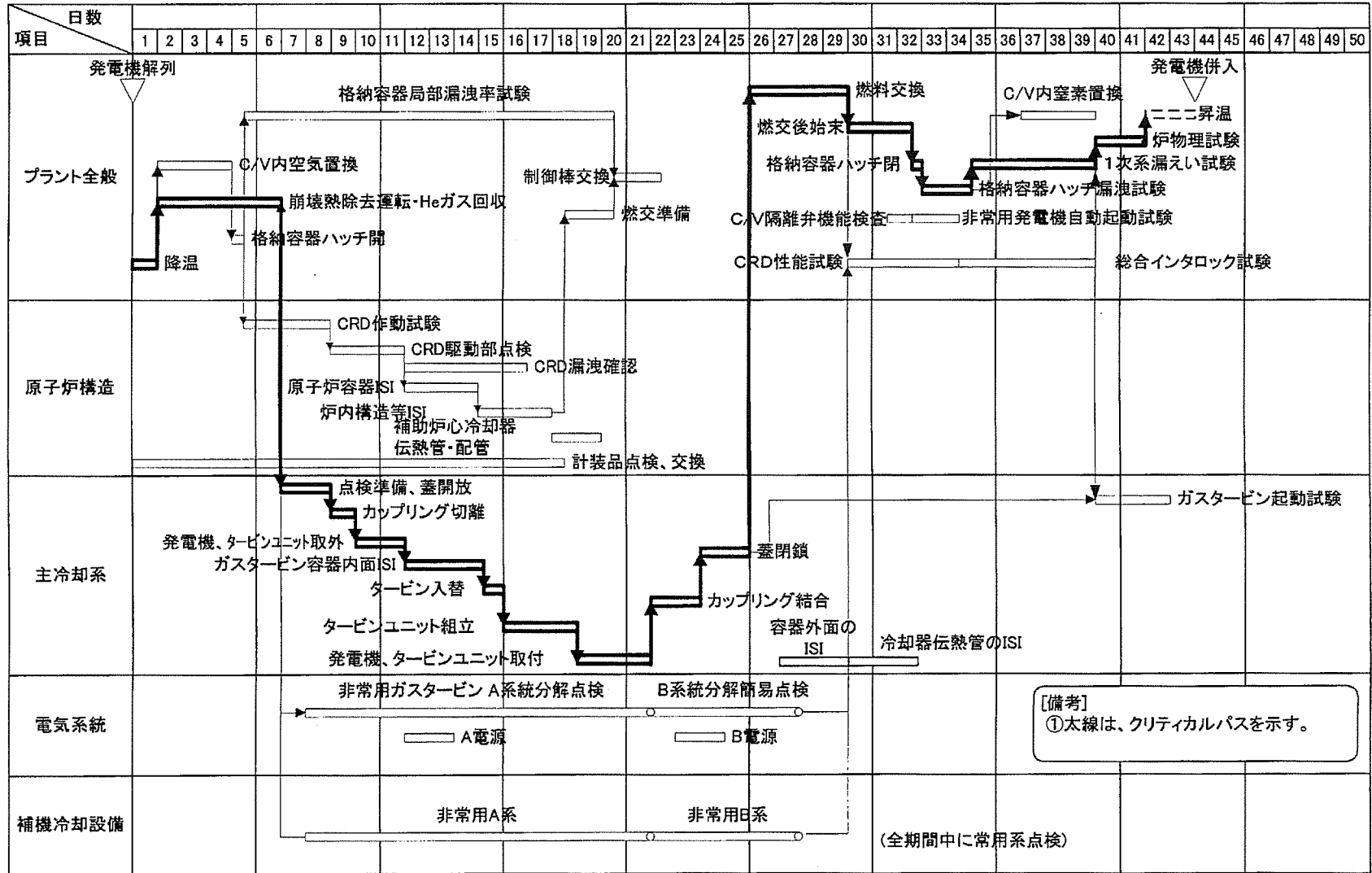


図 5.1.3-2 定期検査工程表 (ケース 2 : ガスタービン予備機あり)

5. 2 プラント運転・制御性評価

ヘリウムガス冷却炉のプラント運転性確認の一環として、プラント起動・停止計画を策定する。

5. 2. 1 起動・停止方法

(1) 起動・停止時の制限条件

① タービン回転数の昇速・降速速度

ガスタービン昇速時に軸振動やブレード振動の共振回転数を早く通過させるため、低速回転数から 100%回転数まで 20 分以内で昇速する。また、降速時も同様に 20 分以内で降速する。

② 昇温・降温速度

先行軽水炉とほぼ同様の 50°C/hr 以下とする。

(2) 起動手順

起動手順シーケンスを図 5.2.1-1、起動曲線を 5.2.1-2 に示す。主な手順は以下の通り。

- 1) 原子炉は、燃料交換またはメンテナンス状態で、圧力はほぼ大気圧にて ACCS で除熱されている。
- 2) ヘリウムの充填（圧力 0.2MPa）を行う。
- 3) 起動用サイリスタを起動して、低速運転（10%）としてその後低速から 100%回転数まで 20 分で昇速する。
- 4) ACCS 停止
- 5) 発電機を系統に併入して、発電機によるモータ運転を行う。
- 6) ヘリウム充填を行い、徐々に系統圧力を上げていく。
- 7) 圧力が 0.6MPa になったら原子炉を起動する。
- 8) 原子炉出力を徐々に上昇させ、原子炉を昇温する。
昇温速度は 50°C/hr 以下とする。
- 9) ガスタービンは自立負荷運転に到達し、発電を開始する。
- 10) 原子炉出口温度 850°C に到達。ガスタービン出力は 30%
- 11) 原子炉出口温度制御系作動。原子炉出口温度一定制御
- 12) 貯蔵タンクより He 充填を行い、原子炉圧力を上昇して出力上昇をはかる。
- 13) 100%インベントリまで充填。ガスタービン出力は 100%
- 14) バイパス弁による発電機出力制御系 ON

(3) 停止手順

停止手順シーケンスを図 5.2.1-3、停止曲線を図 5.2.1-4 に示す。

- 1) プラントは 100%出力運転状態とする。
- 2) バイパス弁による発電機出力制御系を OFF とする。
- 3) ヘリウム減圧(1)開始
- 4) 出力低下
- 5) 30%タービン出力 (圧縮機による減圧停止)
- 6) 原子炉出口温度制御系 OFF
- 7) 原子炉出力低下
- 8) 発電機出力低下
- 9) 自立負荷運転となり発電停止
- 10) 原子炉停止
- 11) 発電機モータ運転による除熱運転
- 12) 発電機解列し、ガスタービンを停止する。
- 13) ACCS 起動
- 14) ヘリウム減圧(2)開始
- 15) ~大気圧まで減圧
- 16) 燃料交換：メンテナンス状態

(4) まとめ

起動・停止手順及び曲線を作成し、原子炉とガスタービンが支障なく運転できる見通しを得た。

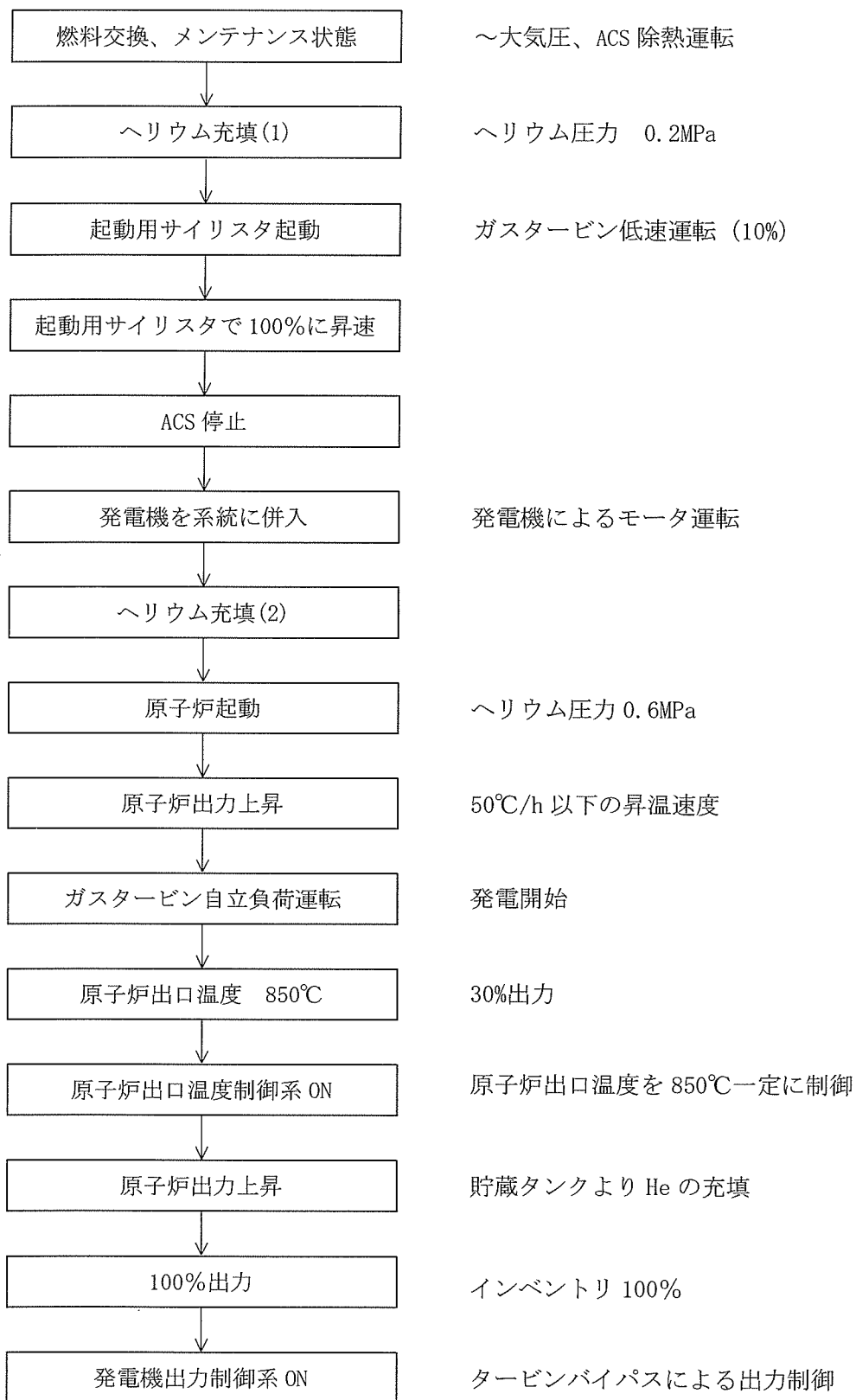
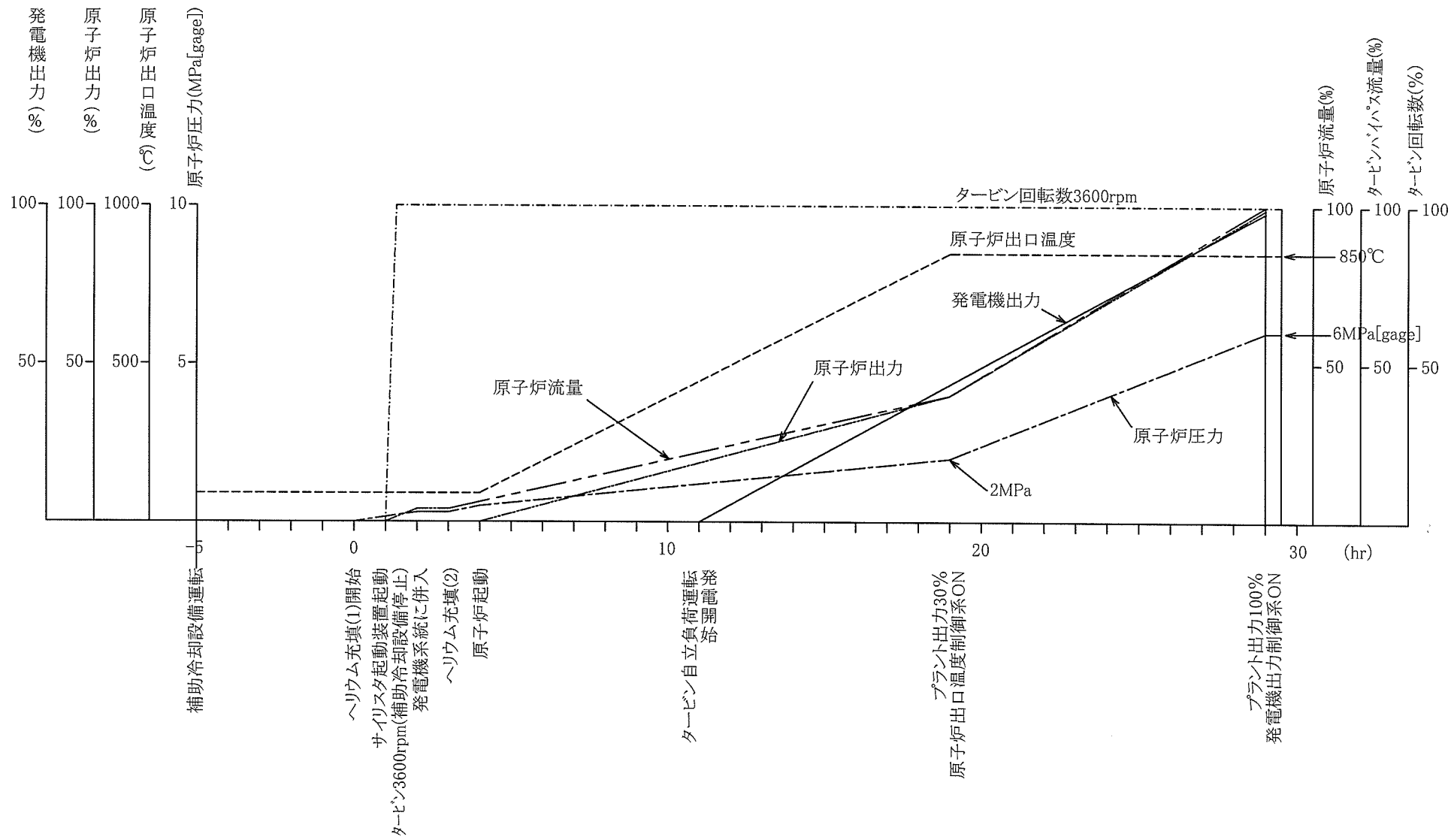


図 5.2.1-1 起動手順シーケンス



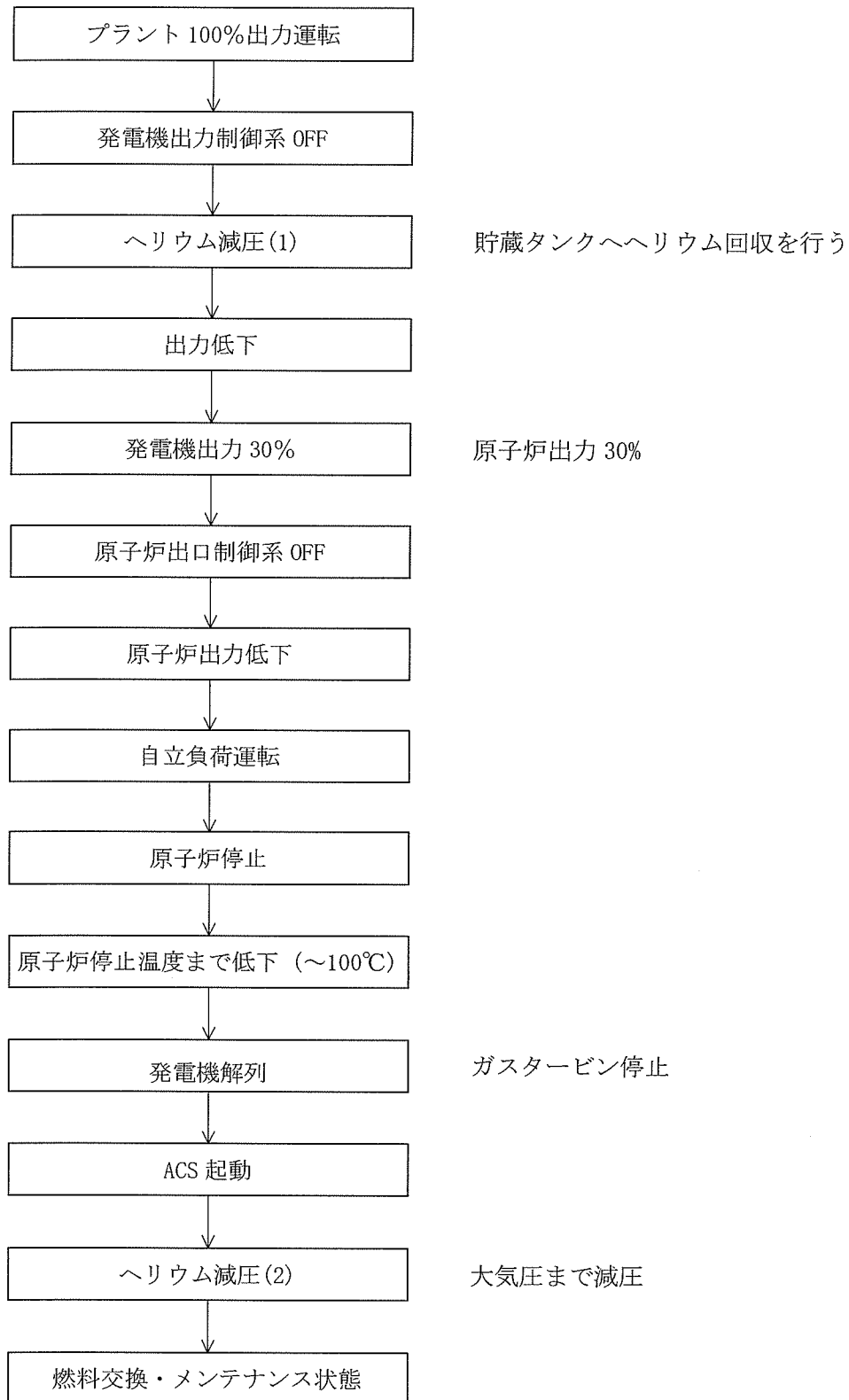


図 5.2.1-3 停止手順シーケンス

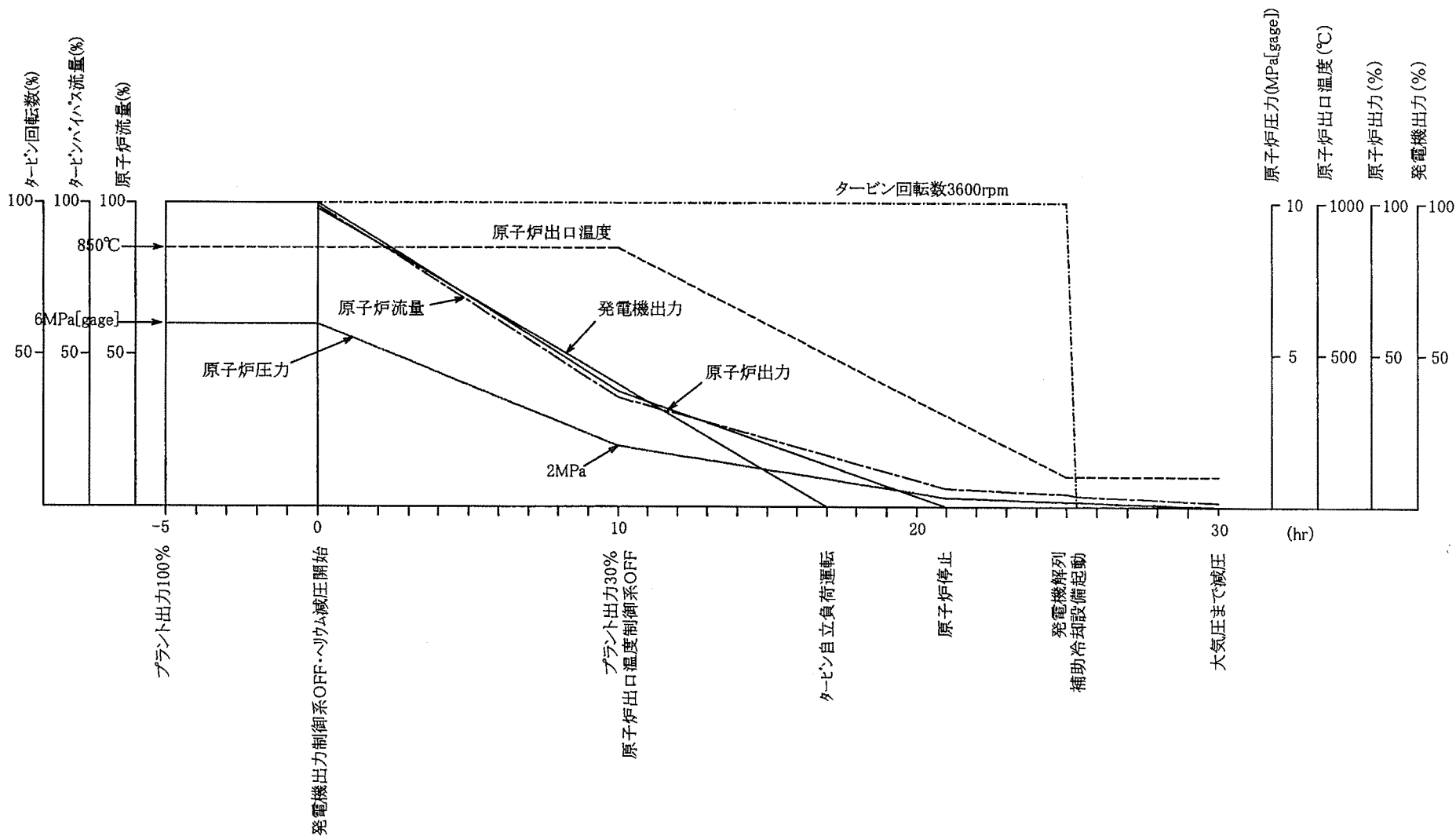


図 5.2.1-4 停止曲線

5. 3 廃棄物発生量

(1) 目的

総合評価用としてヘリウムガス冷却炉の廃炉廃棄物および運転廃棄物について、その発生量を概算し、軽水炉との比較を行う。

算出にあたり、以下のような設定を行う。

- ① 「放射性廃棄物（除染前）（ m^3 ）」は、プラント解体直後に発生する放射性廃棄物の総量を体積（処分体換算）で表したもので、参考資料6に示す除染前の物量に相当する。
- ② 「高 β γ 廃棄物（ m^3 ）」「低レベル廃棄物（ m^3 ）」「極低レベル廃棄物（ m^3 ）」は、除染及び処理を行った後の処分体物量（除染による二次廃棄物を含む）であり、参考資料6に示す除染後の物量に相当する（なお、本データを①の除染前と同じとすれば、放射性廃棄物の発生量を保守的に（多めに）評価することになる）。
- ③ 「放射性液体廃棄物（ m^3 ）」は、除染等で発生する液体廃棄物であるが、これらは二次廃棄物として上記②に含まれる。

(2) 廃棄物の定義について

表 5.3-1 に放射性及び非放射性的の廃棄物の種類及び定義を示す。

(3) 廃棄物発生量の算定方法について

(i) 廃炉廃棄物について

(a) 廃棄物物量の算定

基本的には平成13年度の物量データ（質量）に依拠しつつ、密度を考慮して体積を求める。算定が困難な機器については、HTTR、軽水炉などの例を参考に適宜推定する。

(b) 原子炉回り放射化評価

ヘリウムガス冷却炉の原子炉回りの機器・コンクリートの放射化評価を行い、放射能インベントリを求める。

放射化及び汚染量の算定条件としてのプラントの運転年数は60年間、安全貯蔵期間は5年間とする。

原子炉回り遮へいコンクリート外側の機器の放射化放射能に関しては、放射化評価の結果から推定する。

(c) 廃棄物質量の放射能レベル及び材料での区分

上記で求めた廃棄物の物量及び放射化量のデータから、放射性廃棄物は放射能レベル区分（高 β γ 廃棄物、低レベル廃棄物及び極低レベル廃棄物）毎並びに材料区分（金属及びコンクリート）毎に、非放射性廃棄物は材料区分毎に分けて整理する

(各区分の合計質量のデータとして)。

(d) 廃棄物体積の放射能レベルでの区分

上記で求めた廃棄物の物量並びに放射化量及び汚染量のデータから、放射性廃棄物を放射能レベル区分で分けて整理する(各区分の合計体積データとして)。

(e) 廃棄物体積の処分体体積への換算

(d)項で求めた廃棄物の体積を処分体に換算した値を求める。

ここで、処分体の体積は、参考資料2のモルタル充填の場合のJPDRの実績から、充填率を次のとおりとして求める。

- ・金属解体廃棄物及び二次廃棄物(不燃性のもの): 11%
- ・コンクリート解体廃棄物: 51%

(f) 廃棄物の除染後の量の推定

表面が汚染された金属廃棄物のうち、放射化廃棄物を除いたものについて、除染により放射能レベル区分が変化するものの量を推定する。

低レベル廃棄物については、除染により放射能が100分の1以下となり、極低レベル廃棄物に移行できる体積及び質量を、また、極低レベル廃棄物については、除染により放射能が100分の1以下になりクリアランスレベル以下に移行できるものの体積及び質量を、各々推定する。

また、除染時に発生する二次廃棄物(除染水など)の体積を推定する。

(g) 除染後廃棄物質量の放射能レベル及び材料での区分

(c)項で求めた廃棄物の質量データを基に、6)項で求めた除染による放射能レベル区部の変化を反映して整理する。

(h) 除染後廃棄物体積の放射能レベルでの区分

(f)項で求めた除染後の廃棄物の物量及び二次廃棄物の物量を基に、放射性廃棄物を放射能レベル区分で分けて整理する(各区分の合計体積データとして)。

(j) 除染後廃棄物体積の処分体体積への換算

(h)項で求めた廃棄物の体積を処分体に換算した値を求める。

ここで、処分体の充填率は上記(e)項と同様とする。

上記の廃炉廃棄物の発生量の算定手順を図5.3-1に流れ図として示す。

(ii) 運転廃棄物(固体)について

(a) 放射能レベル区分の設定

運転廃棄物の対象は、プラントの運転に伴って発生する制御棒や、使用済み樹脂、濃縮廃液の固化体などであるが、これらの廃棄物の放射能レベル区分は、HTTRや軽水炉の例などから適宜推定する。

(b) 廃棄物物量の算定方法

HTTRや軽水炉での運転廃棄物発生量の検討結果を参考に推定する。

(4) 廃棄物発生量の評価結果

(i) 廃炉廃棄物について

(a) 廃棄物物量の集計結果

廃炉時に発生する廃棄物自体の体積及び質量を算定した後に、設備レベルの分類で集計した結果、及び放射能レベルで区分した結果を表 5.3-2 に示す。

なお、本データの算定に当たっては、基本的には、平成 13 年度被覆粒子燃料ヘリウムガス高速増殖炉の物量・主要目データに依拠し、修正及び追加を行った。

注) 表 5.3-2 以下に示す廃炉時廃棄物物量は、原子炉 2 ユニットのうちの 1 ユニット当たりの値である。

(b) 原子炉回り放射化評価結果

図 5.3-2 に放射化評価の結果を示す。

(c) 廃棄物物量の放射能レベル区分別集計結果

表 5.3-3 に、廃棄物を放射能レベル区分で分類して集計した結果を示す。

(d) 放射性廃棄物の除染前体積データの集計結果

表 5.3-4 に、除染前の廃棄物体積データを放射能レベル区分で分類集計した結果を示す。

(e) 放射性廃棄物の除染前処分体積データの集計結果

表 5.3-5 に、除染前の状態で処分体に換算した廃棄物の体積データを放射能レベル区分で分類集計した結果を示す。

(f) 放射性金属廃棄物の除染前処分体積データの集計結果

表 5.3-6 に、金属廃棄物についての除染前の体積データ及び除染対象割合を示す。

(g) 放射性金属廃棄物の除染後体積データの集計結果

表 5.3-7 に、金属廃棄物についての除染後の体積データを集計した結果を示す。

(h) 放射性廃棄物の除染後体積データの集計結果

表 5.3-8 に、除染後の放射性廃棄物の体積データを集計した結果を示す。

(j) 放射性廃棄物の除染後処分体積データの集計結果

表 5.3-9 に、除染後の状態で処分体に換算した廃棄物の体積データを放射能レベル区分で分類集計した結果を示す。

(k) 全廃棄物発生量の集計結果

表 5.3-10 に、全廃棄物について除染前後の発生量の値を比較した結果を示す。

(m) 軽水炉などとの廃棄物発生量の比較

表 5.3-11 に、廃棄物の質量データでの軽水炉及び炭酸ガス炉との比較を示す。

高 β ・ γ 廃棄物については、軽水炉と比べてヘリウムガス冷却炉の発生量が大きくなっている。ヘリウムガス冷却炉の原子炉構造物量が大きいこと、中性子束レベルが高いこと等、が原因として考えられる。

極低レベル廃棄物についても、軽水炉と比べてヘリウムガス冷却炉の発生量が大きくなっている。ガスタービン容器4基の存在及び原子炉容器周りの1次遮へいコンクリート等の物量が大きいことが原因として考えられる。

放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物については、軽水炉など比べてヘリウムガス冷却炉の発生量が小さくなっている。ヘリウムガス冷却炉のプラント全体の物量としては少ないことが原因と考えられる。

(ii) 運転廃棄物発生量

表 5.3-12 に、運転廃棄物発生量をまとめた結果を示す。発生量の根拠は、添付資料 4.1.3 に示す。

(iii) 廃棄物発生量の整理

表 5.3-13 に、運転廃棄物を含めて、中間評価用の廃棄物発生量データを整理した結果を示す。

(5) まとめ

ヘリウムガス冷却炉の廃炉廃棄物および運転廃棄物について、その発生量を概算した。

高 $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物、極低レベル廃棄物については、原子炉構造物量が多いこともあり、軽水炉より若干多くなる見通しを得た。放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物については、ヘリウムガス冷却炉のプラント全体の物量としては少ないこともあり、軽水炉より少なくなる見通しを得た。今後の遮へいの強化などにより、軽水炉と同程度に近いレベルになる可能性があると考えられる。

(6) 参考資料

- 参考資料 1 原子力発電施設から発生する放射性廃棄物の処分方針等について（総合エネルギー調査会原子力部会中間報告－商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて－平成 11 年 5 月 18 日 資料 2）
- 参考資料 2 処分費用積算の前提条件（同上報告 資料 8）
- 参考資料 3 現行の政令濃度上限値
- 参考資料 4 放射性廃棄物の放射能レベル区分（原子力環境整備センター『放射性廃棄物データブック』）
- 参考資料 5 原子力発電所の解体廃棄物の発生量の試算例（原子力環境整備センター『放射性廃棄物データブック』）
- 参考資料 6 解体後の除染範囲（対象）（総合エネルギー調査会原子力部会中間報告－商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて－平成 11 年 5 月 18 日 資料 7）

表 5.3-1 放射性廃棄物の放射能レベル区分

(太枠内が主要評価対象)

廃棄物種類	放射性核種種類	放射能レベル (Bq/t)		処分方法の区分	備考
		上限	下限		
TRU廃棄物	α 放射能	1.11×10^{12}	1.11×10^9	深地層処分	実用化戦略調査研究では対象外
	$\beta \gamma$ 放射能	1.11×10^{15}			
高 $\beta \gamma$ 廃棄物	α 放射能	1.11×10^9		余裕深度処分	現行政令(注)表1及び表2の濃度上限を超えるもの (*) コバルト60の濃度
	$\beta \gamma$ 放射能	1.11×10^{15}	$1.11 \times 10^{13} (*)$		
低レベル廃棄物	α 放射能	1.11×10^9	1.7×10^7	コンクリートピット処分	現行政令(注)表1及び表2の濃度上限以下のもの (*) コバルト60の濃度
	$\beta \gamma$ 放射能	$1.11 \times 10^{13} (*)$	$8.1 \times 10^9 (*)$		
極低レベル廃棄物	α 放射能	1.7×10^7	1.11×10^6	トレンチ処分	現行政令(注)表3及び表4の濃度上限以下のもの (*) コバルト60の濃度
	$\beta \gamma$ 放射能	$8.1 \times 10^9 (*)$	1.11×10^6		
クリアランスレベル以下(非放射性廃棄物)	α 放射能	1.11×10^6			
	$\beta \gamma$ 放射能	1.11×10^6			

(注) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令(政令第324号)第13条の9

表 5.3-2(1/3) 廃炉廃棄物量の分類

〔放射能レベル区分の意味〕高:高β・γ廃棄物 低:低レベル廃棄物 極低:極低レベル廃棄物 CL:クリアランスレベル以下 非:非放射性廃棄物

No.	設備	素材別体積(m ³) (1ユニット当たり)		素材別質量(t) (1ユニット当たり)		放射能 レベル区分	備考
		コンクリート	金属 /その他	コンクリート	金属 /その他		
1.	建物・構築物						
1.1	原子炉格納施設(1)	224	3	515	21	低	金属はコンクリート と同一比率と した。
	原子炉格納施設(2)	2,244	27	5,161	213	極低	
	原子炉格納施設(3)	40,532	489	93,224	3,839	CL	
1.2	原子炉建物及び原子炉補助 建物	47,000	3,108	108,100	23,791	CL	
1.3	タービン建物						
1.4	その他諸設備建物						
(1)	開閉所	21,000	252	48,300	1,978	非	
(2)	補助ボイラ建屋	614	124	1,412	974	非	
(3)	固体廃棄物貯蔵庫及び焼却 炉建屋	3,360	67	7,728	528	CL	
(4)	淡水供給建屋	170	34	391	270	非	
(5)	排水処理建屋	435	5	1,001	41	非	
(6)	事務管理建屋	1,800	22	4,140	170	非	
1.5	スタック(排気筒)	0	3	0	21	CL	
1.6	港湾施設等	6,870	306	15,800	2,400	非	
1.7	建物のサービシ施設(換気 空調設備)						
(1)	換気空調設備	0	130	0	1,018	非	
2.	原子炉設備						
2.1	原子炉機器						
2.1.1	原子炉容器及び付属品						
(1)	原子炉容器(1)	0	55	0	439	低	
	原子炉容器(2)、熱遮へい板 及び支持台	0	466	0	3,721	極低	
(2)	原子炉構築物						
(a)	炉心上部機構						
(b)	炉内構築物	0	60	0	480	高	
(3)	固定遮へい体及び可動遮へ い体	0	155	0	331	高	
(4)	炉上部構造	0	1	0	4	極低	
2.1.2	制御棒駆動機構	0	3	0	25	極低	
2.1.3	炉容器ガードベッセル及び 保温材						
2.2	主冷却設備						
2.2.1	1次主冷却設備						
(1)	ヘリウムタービン	0	578	0	4,612	極低	
(2)	二重管	0	44	0	341	極低	
2.3	補助炉心冷却設備						
(1)	直接炉心冷却設備	0	262	0	171	極低	
2.4	放射性廃棄物処理設備						
2.4.1	気体・液体・固体廃棄物処 理設備	0	46	0	360	極低	
2.4.2	固体廃棄物焼却炉設備	0	6	0	45	極低	
2.4.3	固体廃棄物貯蔵庫内設備	0	11	0	88	CL	
2.5	燃料取扱及び貯蔵設備						
2.5.1	燃料受入・貯蔵・搬出設備						
(1)	遮へい体	0	32	0	184	低	
(2)	燃料出入機(台車式)	0	5	0	40	極低	

表 5.3-2(2/3) 廃炉廃棄物量の分類

[放射能レベル区分の意味] 高:高β・γ廃棄物 低:低レベル廃棄物 極低:極低レベル廃棄物 CL:クリアランスレベル以下 非:非放射性廃棄物

No.	設備	素材別体積 (m ³) (1ユニット当たり)		素材別質量 (t) (1ユニット当たり)		放射能 レベル区分	備考
		コンクリート	金属 /その他	コンクリート	金属 /その他		
(3)	燃料取扱セル						
(a)	新燃料移送設備	0	1	0	185	極低	
(b)	新燃料受入設備	0	2	0	190	極低	
(c)	新燃料貯蔵設備	0	8	0	63	極低	
(4)	湿式貯蔵設備 (使用済燃料貯蔵設備)						
(a)	使用済燃料貯蔵プール水中移送設備	0	3	0	25	CL	
(b)	使用済燃料貯蔵設備	0	27	0	215	低	
(c)	破損燃料貯蔵設備	0	1	0	10	極低	
(d)	燃料検査設備	0	1	0	10	極低	
(e)	燃料洗浄設備						
2.5.2	格納容器内燃料取扱設備	0	1	0	11	極低	
2.6	その他原子炉プラント設備						
2.6.1	不活性ガス受入・処理設備						
(1)	窒素ガス供給設備	0	9	0	71	非	
(2)	窒素ガス系	0	0.2	0	1	非	
2.6.2	保温設備	0	215	0	43	CL	
2.6.3	冷却材受入・貯蔵・充填・純化設備						
(1)	冷却材受入・貯蔵・充填設備	0	193	0	1,537	CL	
(2)	He純化設備	0	14	0	112	極低	
(3)	冷却材純度監視 (カウンタ) 設備	0	1	0	5	極低	
2.6.4	原子炉設備補助冷却設備						
(1)	補機冷却設備						
(a)	配管	0	5	0	39	非	
(b)	設備	0	55	0	430	非	
2.6.6	保守・補修設備						
(1)	除染装置						
2.7	計測制御設備						
2.7.1	プロセス計測制御設備	0	1	0	4	非	
3.	タービン発電機設備						
3.1	タービン発電機						
(1)	ガスタービン						2.2.1(1)に含まれる。
(2)	発電機						同上。
3.2	冷却水設備 (海水系)						
3.2.1	取水路						
(1)	建屋	19,450	389	44,712	3,052	非	
(2)	循環水ポンプ	0	194	0	1,520	非	
(3)	配管	0	471	0	3,699	非	
3.2.2	循環水管路	48	0	110	0	非	
3.2.3	放水路						
(1)	放水ピット	2,261	43	5,200	340	非	
(2)	放水トレンチ	4,609	92	10,600	720	非	
3.3	冷却水設備 (淡水系)	0	384	0	3,013	非	
4.	付属電気設備						
4.1	開閉設備						

表 5.3-2(3/3) 廃炉廃棄物量の分類

〔放射能レベル区分の意味〕高:高β・γ廃棄物 低:低レベル廃棄物 極低:極低レベル廃棄物 CL:クリアランスレベル以下 非:非放射性廃棄物

No.	設 備	素材別体積 (m ³) (1ユニット当たり)		素材別質量 (t) (1ユニット当たり)		放射能 レベル区分	備考
		コンクリート	金属 /その他	コンクリート	金属 /その他		
(1)	所内給電用開閉設備	0	61	0	480	非	
4.2	所内給電用設備						
4.2.1	所内給電用・起動用変圧器	920	770	2,116	720	非	
4.2.2	ユニットサブステーション						
(1)	開閉器	0	130	0	1,020	非	
(2)	変圧器	0	510	0	81	非	
4.2.3	補助電力設備						
(1)	安全系バッテリー設備	0	2	0	26	非	
(2)	常用系バッテリー設備	0	5	0	49	非	
(3)	ガスタービン発電設備	0	11	0	86	非	
(4)	安全系インバータ設備	0	3	0	26	非	
(5)	常用系インバータ設備	0	4	0	32	非	
4.3	配電盤	0	88	0	780	非	
4.4	電気関係構築物及び配線収 納設備						
4.4.1	地下配線用ダクト	2,013	0	4,630	0	非	
4.4.2	ケーブルトレイ	0	36	0	280	非	
4.4.3	コンジット	0	13	0	100	非	
4.5	動力用及び制御用配線						
4.5.1	発電機回路用配線						
(1)	発電機回路用母線	0	62	0	554	非	
(2)	高圧母線	0	2	0	5	非	
4.5.2	所内給電用配線						
(1)	所内給電用動力配線	0	816	0	1,932	非	
(2)	制御及び計装用配線	0	5	0	365	非	
5.	発電用雑設備						
5.1	輸送・荷役設備						
5.1.1	クレーン及びリフト	0	68	0	530	非	
5.2	空気・水・蒸気供給設備						
5.2.1	圧縮空気供給設備						
(1)	制御用圧縮空気装置	0	1	0	6	非	
(2)	所内用圧縮空気供給系	0	0.2	0	2	非	
(3)	配管系	0	0.1	0	1	非	
5.2.2	プラントサービス水設備(淡 水供給設備)						
(1)	淡水・純水製造設備	0	4	0	28	非	
(2)	淡水・純水製造設備配管	0	1	0	4	非	
(3)	原水タンク	0	5	0	40	非	
(4)	ろ過水タンク	0	4	0	34	非	
(5)	純水タンク	0	4	0	34	非	
(6)	供給ポンプ	0	1	0	5	非	
5.2.3	通常消火設備						
(1)	消火水ポンプ	0	0.1	0	1	非	
(2)	配管	0	70	0	552	非	
5.2.4	補助蒸気設備	0	12	0	92	非	
6.	コアキャッチャ設備	0	88	0	293	非	
合 計		153,549	11,176	353,140	69,556		
総合計		164,725		422,696			

表 5.3-3 廃炉廃棄物の放射能レベル区分毎の集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	素材別体積 (m ³) (1ユニット当たり)		素材別質量 (t) (1ユニット当たり)	
		コンクリート	金属/その他	コンクリート	金属/その他
1	高β・γ	0	215	0	811
2	低レベル	224	116	515	859
3	極低レベル	2,244	1,468	5,161	10,118
4	クリアランスレベル以下	90,892	4,088	209,052	29,870
5	非放射性	60,189	5,257	138,412	28,117
	合計	153,549	11,144	353,140	69,776
	総合計	164,693		422,915	

表 5.3-4 廃炉時放射性廃棄物の除染前体積データの集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	素材別体積 (m ³) (1ユニット当たり)	
		コンクリート	金属/その他
1	高β・γ	0	215
2	低レベル	224	116
3	極低レベル	2,244	1,468
	合計	2,468	1,799

表 5.3-5 廃炉時放射性廃棄物の除染前処分体積データの集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	素材別体積 (m ³) (1ユニット当たり)	
		コンクリート (充填率51%)	金属/その他 (充填率11%)
1	高β・γ	0	1,957
2	低レベル	439	1,057
3	極低レベル	4,400	13,343
	合計	4,839	16,357
	総計	21,197	

表 5.3-6 廃炉時放射性金属廃棄物の除染前体積データの集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	金属廃棄物体積・除染対象割合	
		体積(m ³)	除染対象割合(%)
1	高β・γ	215	0
2	低レベル	116	25
3	極低レベル	1,468	30
合計		1,799	

(注) 除染対象割合は、除染により低→極低、極低→クリアランスレベルに移行できる廃棄物の割合である。
 参考資料6から、軽水炉の除染対象廃棄物(除染対象体積/全体積)の割合は次のとおりとなる。
 ・BWR: 低レベル23.5%、極低レベル71.5%
 ・PWR: 低レベル25.8%、極低レベル31.0%
 よって、除染対象割合はPWR並として25%及び30%とした。

表 5.3-7 廃炉時放射性金属廃棄物の除染後体積データの集計

No.	廃棄物区分	廃棄物除染後体積(m ³)			
		高レベル	低レベル	極低レベル	クリアランスレベル
1	高β・γ	215			
2	除染対象外低レベル廃棄物		87		
3	除染により低レベルから極低レベルに移行する廃棄物			29	
4	除染対象外極低レベル廃棄物			1,027	
5	除染により極低レベルからクリアランスレベルに移行する廃棄物				440
合計		215	87	1,057	440
総計		1,799			
除染時発生する二次廃棄物			28		

参考資料6から、軽水炉の二次廃棄物発生割合(除染対象廃棄物に対する)は次のとおりとなる。
 ・BWR: $300/(400+17100) \times 100 = 1.7\%$
 ・PWR: $100/(800+900) \times 100 = 5.9\%$
 よって、二次廃棄物発生量は、除染対象体積(低、極低の合計)に対して6%とした。

表 5.3-8 廃炉時放射性廃棄物の除染後体積データの集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	素材別体積(m ³)(1ユニット当たり)		
		コンクリート	金属/その他	二次廃棄物
1	高β・γ	0	215	
2	低レベル	224	87	28
3	極低レベル	2,244	1,057	
合計		2,468	1,359	28

表 5.3-9 廃炉時放射性廃棄物の除染後処分体積データの集計

No.	廃棄物放射能レベル区分	素材別体積(m ³)		
		コンクリート(充填率51%)	金属/その他(充填率11%)	二次廃棄物(充填率11%)
1	高β・γ	0	1,957	
2	低レベル	439	793	256
3	極低レベル	4,400	9,605	
合計		4,839	12,354	256
総計		17,450		

表 5.3-10 全廃炉廃棄物の放射能レベル区分毎の集計 (除染前後の比較)

No.	廃棄物放射能レベル区分	除染前(1ユニット当たり)				除染後(1ユニット当たり)					
		素材別体積(m ³)		素材別質量(t)		素材別体積(m ³)			素材別質量(t)		
		コンクリート	金属/その他	コンクリート	金属/その他	コンクリート	金属/その他	二次廃棄物	コンクリート	金属/その他	二次廃棄物
1	高β・γ	0	215	0	811	0	215		0	811	
2	低レベル	224	116	515	859	224	87	28	515	644	225
3	極低レベル	2,244	1,468	5,161	10,118	2,244	1,057		5,161	7,297	
4	クリアランスレベル以下	90,892	4,088	209,052	29,870	90,892	4,529		209,052	32,906	
5	非放射性	60,189	5,257	138,412	28,117	60,189	5,257		138,412	28,117	
	合計	153,549	11,144	353,140	69,776	153,549	11,144	28	353,140	69,776	225
	総合計	164,693		422,915		164,721			423,141		

(注1) 除染後の質量は、次のようにして求めた。

- ・低レベル: 除染後質量×除染前質量/除染後体積
- ・極低レベル: 表10の除染対象外極低の体積×除染前質量/除染後体積+低レベルの(除染前質量-除染後質量)
- ・クリアランスレベル: 低レベルの(除染前質量-除染後質量)+極低レベルの(除染前質量-除染後質量)+クリアランスレベルの除染前質量

(注2) 二次廃棄物の密度は、金属廃棄物を想定して8000kg/m³とした。

表 5.3-11 廃炉廃棄物発生量の軽水炉などとの比較

No.	廃棄物区分	ガス炉-1100		BWR (1100MW級)		PWR (1100MW級)		炭酸ガス炉 (160MW級)	
		質量(万トン)	概略%	質量(万トン)	概略%	質量(万トン)	概略%	質量(万トン)	概略%
1	高 β ・ γ 廃棄物	0.08	0.2	0.01	0.02	0.02	0.04	0.3	2
2	低レベル廃棄物	0.1	0.3	0.2	0.4	0.3	1	1.2	8
3	極低レベル廃棄物	2	4	1	2	0.3	1	1	5
4	放射性廃棄物として扱う必要のない 廃棄物	41	96	53	98	49	99	13	85
合 計		42	100	54	100	50	100	15	100

表 5.3-12 中間評価用の運転廃棄物量データのまとめ

(発生量は1年当たりの値)

No.	種類	発生量 (m ³)	放射能レベル	備考
1	使用済み樹脂	10	低	
2	濃縮廃液	2	低	
3	雑固体廃棄物	20	低	
4	使用済みフィルタ	50	低	
5	使用済み制御棒	5	高	
6	可動反射体	3	高	

(注) 放射能レベルは、参考資料1に基づく定性的な区分とした。

表 5.3-13 中間評価用の廃棄物量データのまとめ

No.	標題	単位	データ	備考
41, 42	FBRプラント廃止措置費詳細計算テーブル			
	安全貯蔵期間	y	5	
(1)	高 β γ 廃棄物(金属)	t	811	廃棄物自体の重さ
(2)	低レベル廃棄物(金属)	t	870	同上。
(3)	低レベル廃棄物(コンクリート)	t	515	同上。
(4)	極低レベル廃棄物(金属)	t	7,297	同上。
(5)	極低レベル廃棄物(コンクリート)	t	5,161	同上。
(6)	非放射性廃棄物(金属、タービン建屋除く)	t	61,023	同上。クリアランスレベル含む。
(7)	非放射性廃棄物(金属、タービン建屋)	t	—	同上。
(8)	非放射性廃棄物(コンクリート、タービン建屋除く)	t	347,463	同上。
(9)	非放射性廃棄物(コンクリート、タービン建屋)	t	—	同上。
	No.(1)～(9)小計	t	423,141	
	放射性廃棄物(除染前)	m ³	21,197	処分体の体積
(10)	高 β γ 廃棄物	m ³	1,957	〃
(11)	低レベル廃棄物	m ³	1,488	〃
(12)	極低レベル廃棄物	m ³	14,005	〃
	No.(10)～(12)小計	m ³	17,450	〃
53, 54	FBRプラント固体廃棄物発生量テーブル			
	高 β γ 廃棄物	m ³ /y	8	運転廃棄物
	低レベル廃棄物	m ³ /y	262	運転廃棄物
	極低レベル廃棄物	m ³ /y	—	運転廃棄物

(注) 太枠内が中間評価用に必要な最終アウトプット

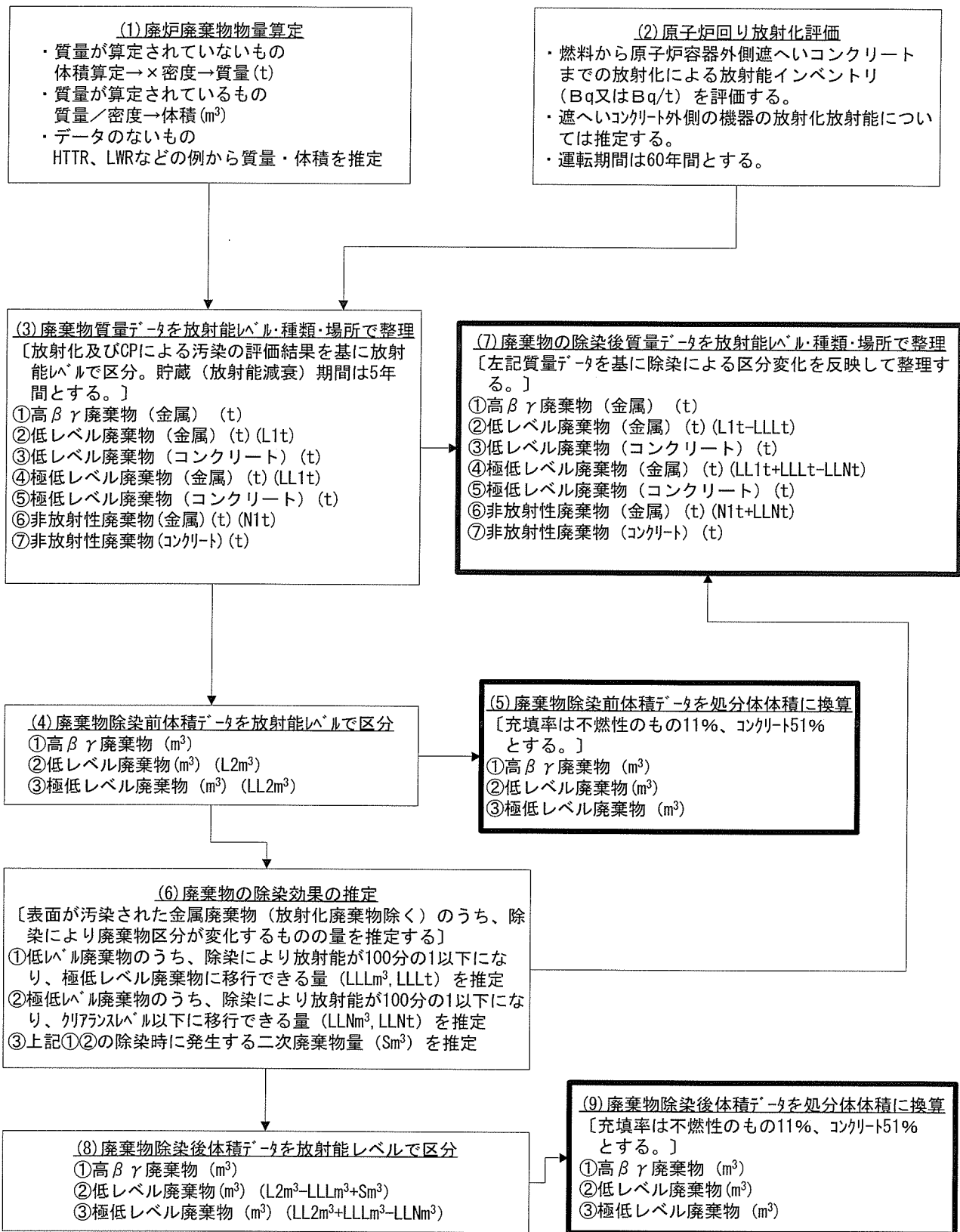
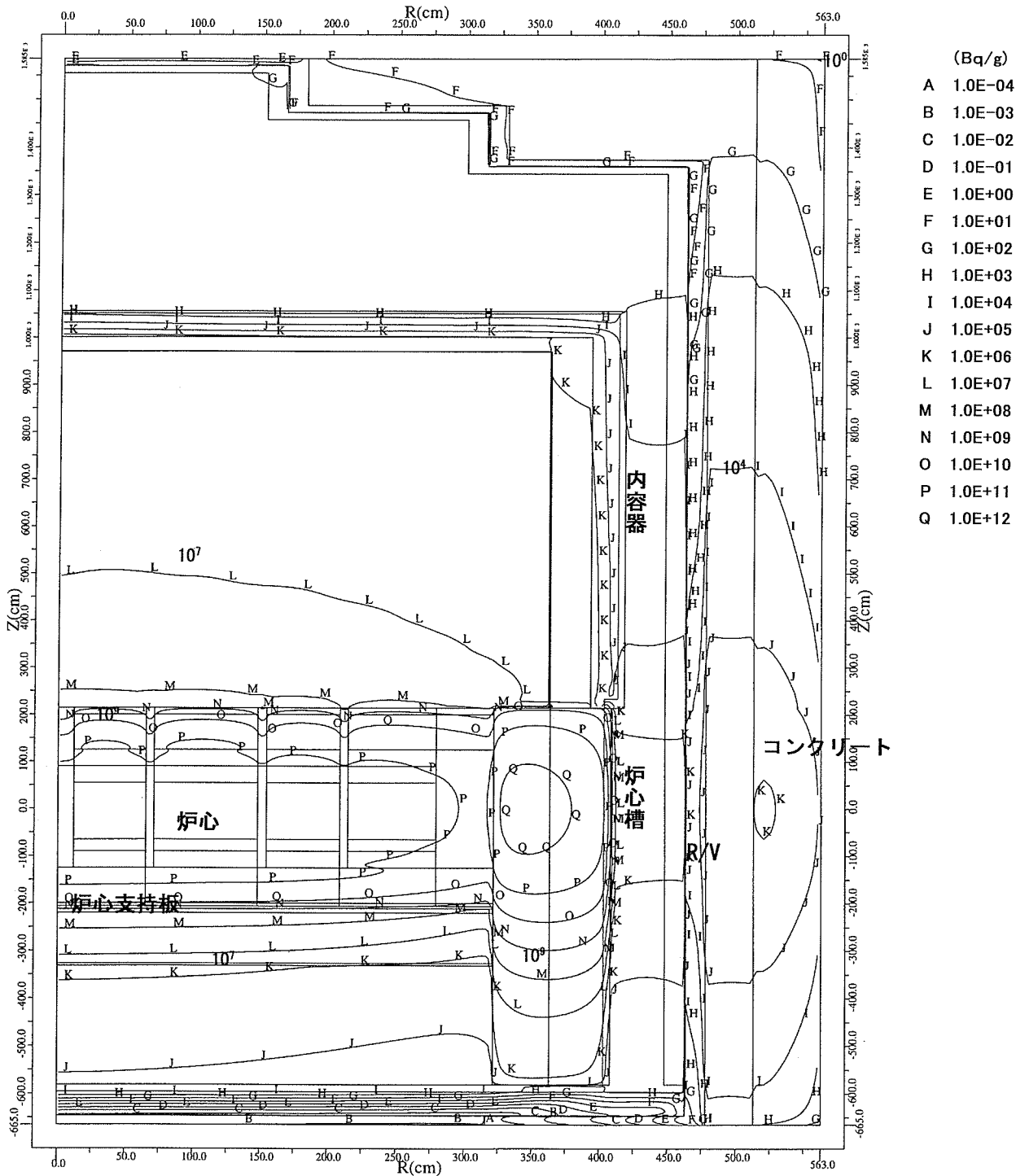


図 5.3-1 廃炉廃棄物発生量算定手順

		放射能レベル (Bq/g)
高レベル廃棄物	$\beta \gamma$ 放射能	$1.11 \times 10^9 \sim 1.11 \times 10^7$
低レベル廃棄物		$1.11 \times 10^7 \sim 8.1 \times 10^3$
極低レベル廃棄物		$8.1 \times 10^3 \sim 1.11 \times 10^0$
CL以下		$1.11 \times 10^0 \sim$



Hero Activity(Bq/g) Mod.9Cr in RV/ SQV in RV-room/ Conc.

図 5.3-2 ヘリウムガス冷却炉の放射化量評価

参考資料1 原子力発電施設から発生する放射性廃棄物の処分方針等について
 (総合エネルギー調査会原子力部会中間報告 - 商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて - 資料2)

発生源	種類	性質	処分形状	処分方針、技術基準
発電所の運転	高 β γ 低レベル放射性廃棄物	使用済みの制御棒、使用済み樹脂など核分裂反応に直接・間接に接触し、放射性物質の濃度が比較的高いもの。半減期は短い。	ドラム缶(充填固化体)等	一般的と考えられる地下利用に対して余裕を持った、例えば50~100m程度の深度に処分する方針。
	コンクリートピット埋設対象低レベル放射性廃棄物	使用済みの作業衣等の焼却残滓、洗浄水等の蒸発残滓、交換部品等で、放射性物質の濃度は低い。半減期は短い。	ドラム缶(充填固化体)	コンクリート製の構築物中への埋設処分にかかる技術基準は整備済み(蒸発残滓等は埋設中)。
発電所の解体	高 β γ 低レベル放射性廃棄物	解体時に発生する炉内構築物の一部で、核分裂反応に直接・間接に接触し、放射性物質の濃度が比較的高いもの。半減期は短い。	ドラム缶(充填固化体)等	一般的と考えられる地下利用に対して余裕を持った、例えば50~100m程度の深度に処分する方針。
	コンクリートピット埋設対象低レベル放射性廃棄物	一次系配管など、原子炉まわりの構築物を解体したもので、放射性物質の濃度は低い。半減期は短い。	ドラム缶(充填固化体)、大型金属等	運転中の低レベル廃棄物と同様整備済み。一部、大型金属廃棄物をそのまま廃棄体とする際の技術基準整備が必要。

参考資料 2 処分費用積算の前提条件

(総合エネルギー調査会原子力部会中間報告 - 商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて - 資料 8)

項 目		前 提 条 件					
処 理	解体後除染	解体により発生した廃棄物について、弁別、除染、測定を行う。 なお、除染効果として放射性物質の濃度を1/100まで低減させると設定し、除染することにより、 コンクリートピット埋設対象低レベル放射性廃棄物→極低レベル放射性廃棄物 極低レベル放射性廃棄物→クリアランスレベル以下の廃棄物 となる汚染金属廃棄物を除染対象とする。					
	モルタル充填	大型容器またはドラム缶に収納する金属・コンクリート解体廃棄物及び二次廃棄物の不燃性の物（マスク、金属類等）を対象とし、モルタル充填を行う。なお、廃棄物の充填率については、JPDRの実績を基に、以下のとおり設定する。 [充填率] 金属解体廃棄物、二次廃棄物（不燃性の物）：11% コンクリート解体廃棄物：51%（フレキシブルコンテナ：59%）					
	二次廃棄物処理	[液体廃棄物処理] 廃止措置において発生する液体廃棄物（系統保有水、系統除染廃液、解体に伴う廃液、解体後除染廃液、洗濯廃液）を濃縮・脱塩処理し、系外放出する。 [焼却処理] 廃止措置作業により発生する二次廃棄物のうち可燃性の物（紙、布、木片等）を対象とし、焼却処理する。 [圧縮処理] 二次廃棄物の不燃性の物のうち、圧縮による減容効果が高い気体フィルタを対象とし、圧縮処理する。 [固型化処理] 発電所での運用実績等を基に、対象物毎に固型化処理方法を設定し、固型化処理（ドラム缶）する。					
		炉型	使用済樹脂	濃縮廃液	焼却灰	スラッジ	不燃物
		BWR	プラスチック固化	プラスチック固化	セメント固化	セメント固化	モルタル固化
		PWR	ク固化	アスファルト固化	固化	固化	固化

参考資料 3 現行の政令濃度上限値

[核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、第13の9]

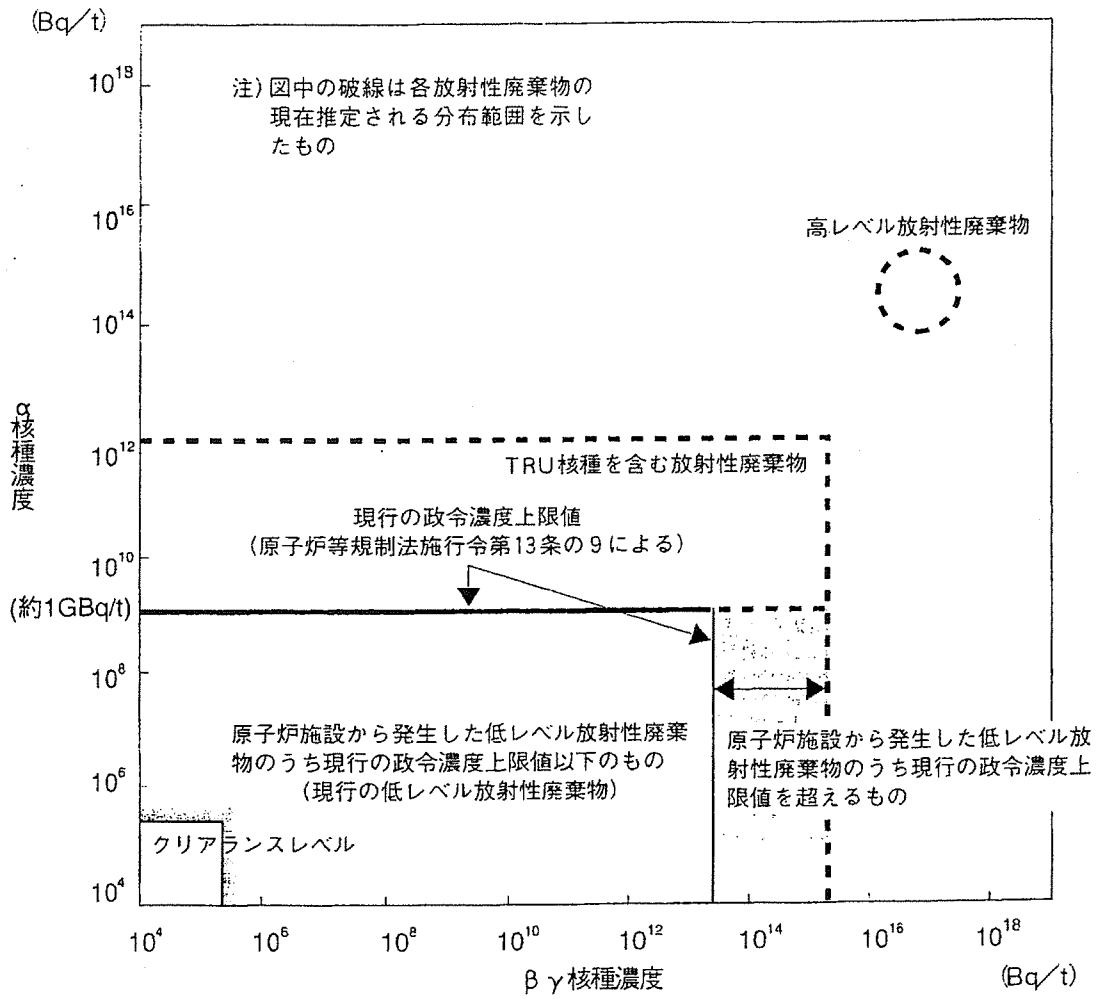
法第51条の2第1項第一号の政令で定める核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものは、次の表の上欄に掲げる核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものであって、その埋設を行う時以降において、同表の中欄に掲げる放射性物質についての放射能濃度がそれぞれ同表の下欄に掲げる放射能濃度を超えないものとする。

一 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるもので次に掲げるもの イ 容器に固型化したもの(次号に掲げるものを除く) ロ 金属製のもの(容器に固型化することが困難なものに限る)で開口部の密閉その他の処理をしたもの								
炭素14	コバルト60	ニッケル63	ストロンチウム90	セシウム137	アルファ線を放出する放射性物質	/		
37 GBq/t	11.1 TBq/t	1.11 TBq/t	74 GBq/t	1.11 TBq/t	1.11 GBq/t			
二 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるもので容器に固型化したもののうちコンクリート及び鉄筋その他これに類するもの(以下この条においてコンクリート等という)を含むもの(核燃料物質が照射されたことに伴って発生した中性子線の作用により当該コンクリート等において生成した放射性物質を含むものに限る)								
炭素14	カルシウム41	コバルト60	ニッケル63	ストロンチウム90	セシウム137	アルファ線を放出する放射性物質	/	
37 GBq/t	3.1 GBq/t	11.1 TBq/t	1.11 TBq/t	74 GBq/t	1.11 TBq/t	1.11 GBq/t		
三 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの(次号に掲げるものを除く)								
トリチウム	炭素14	コバルト60	ニッケル63	ストロンチウム90	セシウム137	アルファ線を放出する放射性物質	/	
3.0 GBq/t	110 MBq/t	8.1 GBq/t	7.2 GBq/t	4.7 MBq/t	100 MBq/t	17 MBq/t		
四 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないもの(核燃料物質が照射されたことに伴って発生した中性子線の作用により当該コンクリート等において生成した放射性物質を含むものに限る)								
トリチウム	炭素14	カルシウム41	コバルト60	ニッケル63	ストロンチウム90	セシウム137	ユウロピウム152	アルファ線を放出する放射性物質
3.0 GBq/t	110 MBq/t	150 MBq/t	8.1 GBq/t	7.2 GBq/t	4.7 MBq/t	100 MBq/t	360 MBq/t	17 MBq/t

MBq/t : メガベクレル毎トン(100万ベクレル毎トン)
GBq/t : ギガベクレル毎トン(10億ベクレル毎トン)
TBq/t : テラベクレル毎トン(1兆ベクレル毎トン)

参考資料 4 放射性廃棄物の放射能レベル区分

(『放射性廃棄物データブック』(原子力環境整備センター))



参考資料5 (1/2) 原子力発電所の解体廃棄物の発生量の試算例 (1/2)
(原子力環境整備センター『放射性廃棄物データブック』)

7. 原子炉廃止措置廃棄物(解体廃棄物)の処理処分

(1) 原子力発電所の解体廃棄物の発生量特性

BWR (1100MWe級)

(単位:t)

放射性核種濃度区分 (Bq/l)	金属廃棄物			コンクリート廃棄物		
	放射化	汚染	合計	放射化	汚染	合計
A >3.7E+13	70	0	70	0	0	0
B-1 3.7E+13~3.7E+12	10	0	10	0	0	0
B-2 3.7E+12~3.7E+11	20	0	20	0	0	0
B-3 3.7E+11~3.7E+10	240	0	240	0	0	0
C-1 3.7E+10~3.7E+09	70	200	270	0	0	0
C-2 3.7E+09~3.7E+08	860	890	1,750	470	0	470
C-3 3.7E+08~3.7E+07	1,150	3,100	4,250	810	0	810
D 3.7E+07~3.7E+06	780	12,790	13,570	1,720	0	1,720
E 3.7E+06~3.7E+05	1,300	520	1,820	1,560	0	1,560
F 3.7E+05~3.7E+04	410	1,110	1,520	4,420	60	4,480
G 3.7E+04>	810	5,760	6,570	2,100	0	2,100
小計	5,720	24,370	30,090	11,080	60	11,140
非放射性廃棄物		8,840			486,940	
廃棄物種類別合計		38,570			498,080	
総合計			536,650			

PWR (1100MWe級)

(単位:t)

放射性核種濃度区分 (Bq/l)	金属廃棄物			コンクリート廃棄物		
	放射化	汚染	合計	放射化	汚染	合計
A >3.7E+13	80	0	80	0	0	0
B-1 3.7E+13~3.7E+12	10	0	10	0	0	0
B-2 3.7E+12~3.7E+11	240	10	250	100	0	100
B-3 3.7E+11~3.7E+10	0	30	30	190	0	190
C-1 3.7E+10~3.7E+09	960	580	1,540	120	0	120
C-2 3.7E+09~3.7E+08	50	360	410	190	0	190
C-3 3.7E+08~3.7E+07	440	520	960	410	0	410
D 3.7E+07~3.7E+06	140	390	530	600	0	600
E 3.7E+06~3.7E+05	80	30	110	1,090	0	1,090
F 3.7E+05~3.7E+04	1,320	370	1,690	4,060	20	4,080
G 3.7E+04>	260	880	1,140	4,090	0	4,090
小計	3,580	3,170	6,750	10,850	20	10,870
非放射性廃棄物		34,430			442,870	
廃棄物種類別合計		41,180			453,740	
総合計			494,920			

GCR

(単位:t)

放射性核種濃度区分 (Bq/l)	金属廃棄物			黒鉛 (放射化)	合計	コンクリート廃棄物		
	放射化	汚染				放射化	汚染	合計
A >3.7E+13	20	0	0	0	20	0	0	0
B-1 3.7E+13~3.7E+12	110	0	0	0	110	0	0	0
B-2 3.7E+12~3.7E+11	520	0	920	1,440	1,440	0	0	0
B-3 3.7E+11~3.7E+10	1,480	0	560	2,040	2,040	940	0	940
C-1 3.7E+10~3.7E+09	340	0	120	460	460	2,610	0	2,610
C-2 3.7E+09~3.7E+08	100	0	0	100	100	3,270	0	3,270
C-3 3.7E+08~3.7E+07	100	450	0	550	550	4,270	0	4,270
D 3.7E+07~3.7E+06	110	2,000	0	2,110	2,110	4,760	0	4,760
E 3.7E+06~3.7E+05	300	1,220	0	1,520	1,520	3,950	0	3,950
F 3.7E+05~3.7E+04	0	100	0	100	100	3,760	70	3,830
G 3.7E+04>	0	0	0	0	0	2,350	0	2,350
小計	3,080	3,770	1,600	8,450	8,450	25,910	70	25,980
非放射性廃棄物			5,730	5,730			115,090	
廃棄物種類別合計			14,180	14,180			141,070	
総合計				155,250				

(通産省資料(1997)より)

参考資料 5 (2/2) 原子力発電所の解体廃棄物の発生量の試算例(2/2)
 (原子力環境整備センター『放射性廃棄物データブック』)

解体廃棄物の発生量の試算例

		BWR		PWR		GCR	
		概略 万トン	概略 %	概略 万トン	概略 %	概略 万トン	概略 %
低レベル放射性廃棄物	現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物(やや深いピット処分)	100トン	0.1以下	200トン	0.1以下	0.3	2
	現行の低レベル放射性廃棄物(ピット処分)	0.2	1以下	0.3	1以下	1.2	8
	極低レベル放射性廃棄物(蒸気トレンチ処分)	1	2	0.3	1以下	0.8	5
放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物*		53	98	49	99	13	85
合 計		55	—	50	—	16	—

注1：試算の前提条件

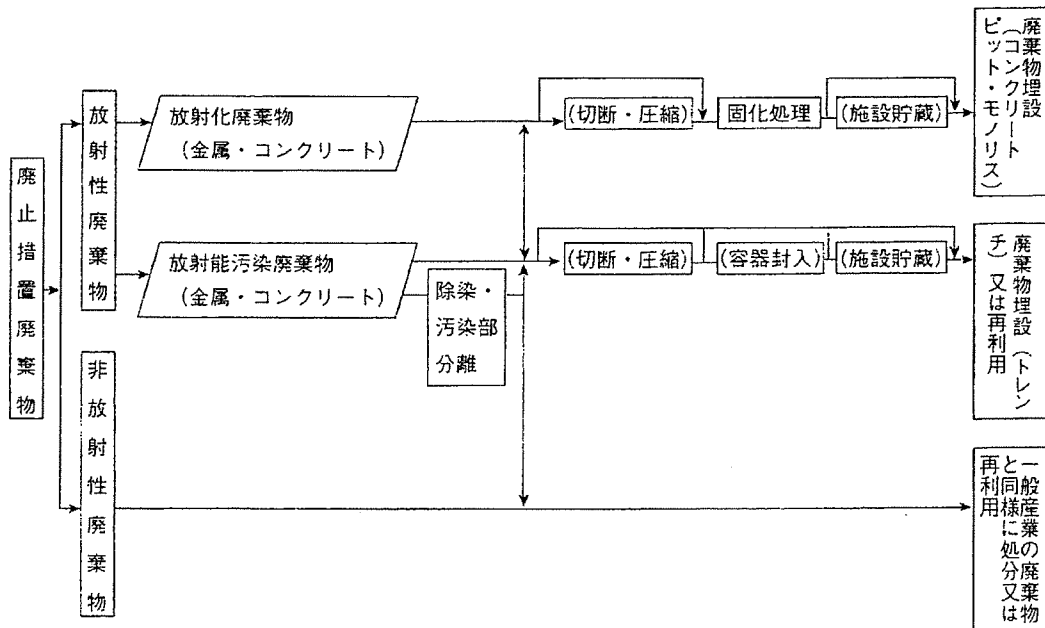
- ① BWR及びPWRは110万KW級、GCRは15万KW級商業用原子炉をBWR及びPWR40年間、GCRを30年間運転し、5年間の安全貯蔵、除染等を実施し解体撤去した場合の試算。
- ② 放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物の区分は、IAEAの提案値のクリアランスレベルを参考にした。
- ③ 極低レベル放射性廃棄物及び現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物は、現行の政令濃度上限値より保守的に区分値を設定し試算。

注2：端数処理のため合計は合わないことがある。

*放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物は、平成4年に原子力安全委員会が定めた「放射性廃棄物でない廃棄物の基本的考え方」による廃棄物も含む。

注3：GCRは、BWRやPWRに比べ原子炉が大きく、これを取り囲む生体しゃへいも大きいことから、放射性廃棄物の発生割合が大きい。

(2) 解体廃棄物の分類と処理処分方法(例)



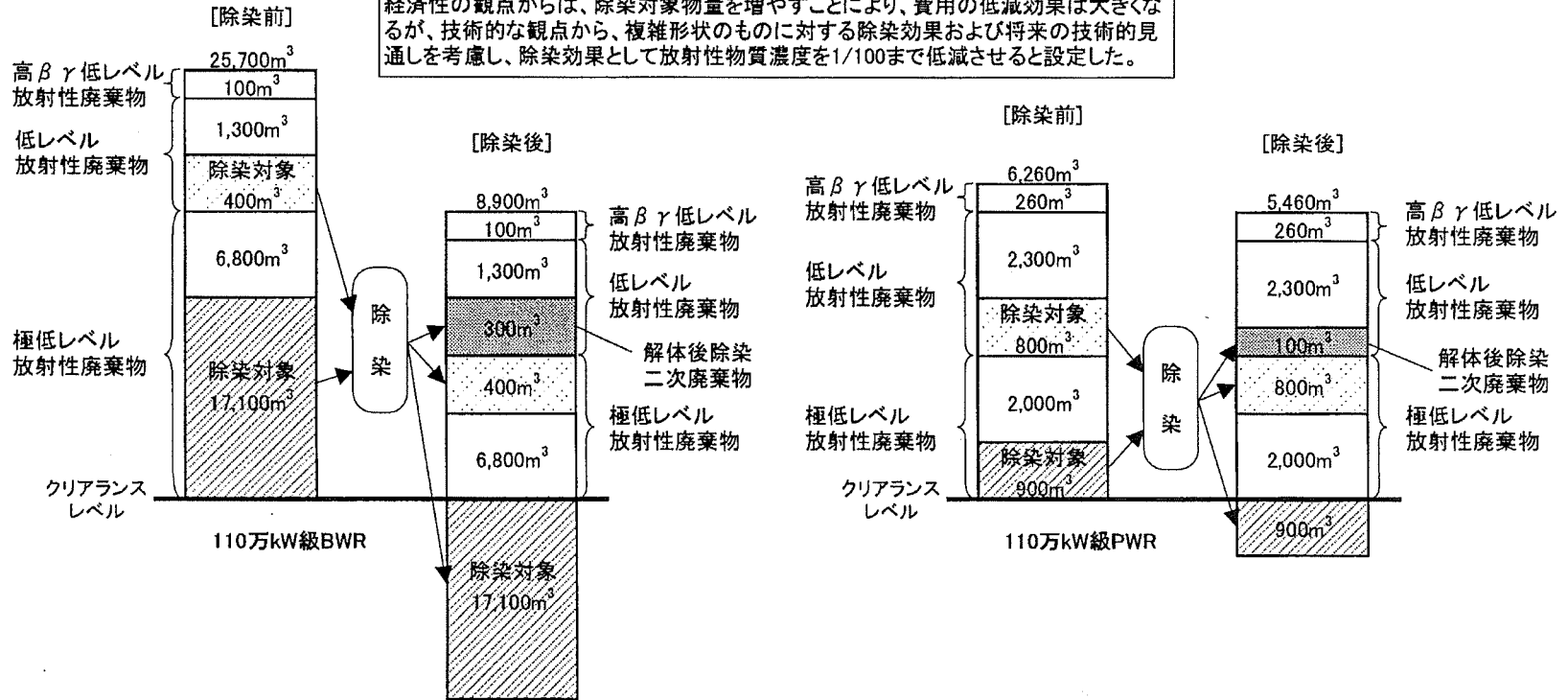
参考資料6 解体後の除染区分範囲 (対象)

(総合エネルギー調査会原子力部会中間報告 - 商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて- 資料7)

- 経済性
除染を実施し、放射性廃棄物量を低減する(廃棄物区分を下げる)ことは、除染費用および二次廃棄物処分に係わる費用を考慮しても、除染しないで処分するよりも費用の低減が図られる。
- 除染技術
除染対象となるものには、形状が単純なものから複雑なものまであり、複雑形状の物は単純形状の物に比べ、除染効果は低い。

[除染対象]
表面が汚染されている金属廃棄物(放射化されているものは除く)のうち、除染することにより、廃棄物区分の変化するもの

経済性の観点からは、除染対象物量を増やすことにより、費用の低減効果は大きくなるが、技術的な観点から、複雑形状のものに対する除染効果および将来の技術的見通しを考慮し、除染効果として放射性物質濃度を1/100まで低減させると設定した。



[出典](社)日本原子力産業会議:原子力発電所の解体廃棄物(H10.8.28 総合エネルギー調査会・原子力部会資料)、原産マンスリー、No.34(1998.9)、p.43

5. 4 開発計画の策定

ヘリウムガス冷却炉プラントを実現するための主要課題を抽出し、開発方法・工程等の開発計画を策定する。

具体的には、本研究におけるヘリウムガス冷却炉プラントの検討を通じて抽出された課題、あるいは、ヘリウムガス冷却炉と比較的近い技術が使われていると考えられる HTTR の機器設備（ただし、HTTR 設置許可申請書・添付八ベース）との比較により、開発項目および開発要否について検討し、必要と考えられる開発計画をまとめた。開発項目および開発要否について、表 5.4-1 に示す。

開発試験（要素技術開発）が必要として抽出された機器設備は以下のとおりである。

- ① 断熱材ライナ
- ② 制御棒
- ③ 受動的炉停止機構（SASS）
- ④ 流量調節機構
- ⑤ 下部挿入型制御棒駆動機構（下部挿入型 CRDM）
- ⑥ 補助炉心冷却系熱交換器
- ⑦ 供用期間中検査装置（ISI 装置）
- ⑧ ガスタービン
- ⑨ 原子炉格納容器
- ⑩ コアキャッチャー
- ⑪ 中性子検出器
- ⑫ 流量計
- ⑬ 中央監視設備
- ⑭ ガスタービン発電機
- ⑮ 電気ペネトレーション

次項 5.4.1 項に、各開発試験の目的、詳細内容などについて記す。なお、上記の他に、本概念の実用化に向けての重要な開発項目として、被覆粒子燃料や燃料集合体に関する開発、また安全性に関する熔融燃料挙動試験などがあるが、ここで検討したのはプラントに関する項目のみである。

5.4.2 項に、各要素技術開発による技術基盤整備後のヘリウムガス冷却炉実用炉までの開発シナリオについて記す。

5.4.3 項に、これらの開発期間・開発費用について記す。

上記の要素技術開発において、炉停止系の課題が数多く挙げられている（②制御棒、③SASS、⑤CRDM の 3 項目）。これら炉停止系の技術課題を解決する（あるいは課題項目を削減する）ことを最優先で考えるならば、SASS 方式や燃料集合体形状を変更するなどの

概念を変更する案も考えられる。しかし、その場合、その他の設計（プラント全体の安全性、原子炉構造、燃料取扱設備など）にインパクトがあり、別のヘリウムガス冷却炉概念になるので、別途検討が必要である。詳細は添付資料 5.4.1 参照。

表 5.4-1(1/3) 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉の開発項目および開発要否 (1/3)

	参考 : HTTR (添八より)	被覆粒子燃料 ヘリウムガス冷却炉	開発の要否
原子炉及び炉心	燃料	燃料	[要] 被覆粒子燃料、SiC 製燃料集合体の開発が必要。
	制御棒案内ブロック	制御棒案内管	反応度制御設備の欄に記載。
	可動反射体ブロック	径方向遮へい体	[否] SiC 遮へい体を想定している。SiC については製作性及び照射特性の把握という課題があるが、燃料集合体における開発要素と同一であり、径方向遮へい体として特有の開発課題はない。
	炉内構造物	炉内構造物	[要] ヘリウムガス冷却材の流量調節機構については、これまでに実績経験がなく、試験体による流動特性試験を実施し、流量配分特性を把握する必要がある。
	反応度制御設備	制御棒集合体	[要] 従来にない SiC 製制御棒集合体であり、試作試験が必要である。また、B4C 吸収材と被覆管との干渉を緩和させるシュラウド管についてガス炉では温度レベルが高いため、高温シュラウド管の開発が必要となる。 本ガス炉では受動的炉停止装置としてキュリー一点電磁石方式の SASS を後備系制御棒の一部に採用する。温度感知合金の高温雰囲気下での性能確認等を含む材料開発、SASS 作動システムの機能確認等の開発試験が必要である。
		制御棒駆動機構	[要] 既存のガス炉では実績のない下部挿入型 GRDM を採用しており、機能確認試験が必要。
1 次冷却設備	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	[要] 高温のヘリウムガスから原子炉容器を保護するための断熱材ライナの開発が必要である。断熱材ライナの材質として SiC を想定しており、その高温耐久試験、機能確認試験が必要となる。 また、所定の定検期間内で炉内構造物等の ISI を可能にすべく、ガス炉用の ISI 装置を開発する必要がある。
	1 次ヘリウム循環機	ガスタービン設備	[要] ヘリウムガスタービンによる直接発電方式を採用している。さらに建屋容積低減を狙って 1 軸縦置きガスタービンとしており、これまでに実績のない概念である。よって、ガスタービン発電設備を構成する各機器の開発、並びにガスタービン発電システムとしての総合機能試験が必要である。 なお、開発中のガス炉 (高温ガス炉、PBMR 等) におけるガスタービンの開発成果が一部反映できる余地はある。 発電機については電気系統施設の欄に別途記載。
	中間熱交換器		
	1 次加圧水冷却器		
	1 次ヘリウム配管	主配管	[否] 原子炉容器と動力変換器を結ぶ主配管は二重管となっており、さらにヘリウムの漏洩を抑制するためガードパイプ (漏洩流量制限構造) を設けている。二重管そのものについては特段の開発項目はなく、また漏洩流量制限構造についても、実機プラントでの据付スペース確保に留意する必要があるが、開発項目とするには及ばない。
	弁類	弁類	[否] 特段の開発要素はない。
	スタンドパイプ	燃料出入孔	[否] 特段の開発要素はない。
	支持構造物	支持構造物	[否] 特段の開発要素はない。
2 次冷却設備	2 次ヘリウム循環機	なし	/
	2 次加圧水冷却器		
	2 次ヘリウム配管		
	弁類		
	支持構造物		

表 5.4-1(2/3) 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉の開発項目および開発要否 (2/3)

	参考：HTTR（添八より）	被覆粒子燃料 ヘリウムガス冷却炉	開発の要否
加圧水冷却設備	加圧水循環ポンプ	なし	/
	加圧水空気冷却器		
	加圧水加圧器		
	加圧水配管		
	弁類		
工学的安全施設	補助冷却設備	補助炉心冷却設備	[要] 補助炉心冷却系は冷却器を炉容器に挿入した直接炉心冷却方式であり、これまでのガス炉では実績のない冷却方式である。したがって、試験装置を用いて、補助炉心冷却系作動時の炉内流動特性を把握する必要がある。また、要素技術としてグラビティダンパーの開発が必要である。
	炉容器冷却設備	空調設備	[否] 特段の開発要素はない。
	原子炉格納施設	原子炉格納容器	[要] 本ガス炉では、鋼製格納容器を採用している。原子炉格納容器の溶接部の厚さが 38 mm を超える場合は、省令 81 号の規定により溶接後熱処理 (SR) が必要となるが、現地にて溶接後熱処理を実施することは實際上困難であるので、溶接後熱処理の免除に関する特別認可申請を行う必要がある。特認申請に際して、材料試験、溶接性試験などを実施して適用性を確認する必要がある。
	非常用空気浄化設備	非常用空気浄化設備（現状、未設計）	[否] 特段の開発要素はない。
	/	コアキャッチャー	[要] 本ガス炉では万が一の炉心溶融事故に対する設備対策としてコアキャッチャーを設けている。溶融燃料を炉容器の外に設けた炉外コアキャッチャーで受けて冷却する概念を採用しており、その冷却性能を模擬試験装置により確認する必要がある。
原子炉補助施設	残留熱除去設備	ガスタービン及び補助炉心冷却設備	ガスタービン設備及び補助炉心冷却設備の欄に記載する。
	1次ヘリウム純化設備	ヘリウム純化設備	[否] HTTR での実績が反映可能であり、特段の開発要素はない。
	1次ヘリウム貯蔵供給設備	ヘリウム貯蔵供給設備	[否] 特段の開発要素はない。
	2次ヘリウム純化設備	なし	/
	2次ヘリウム貯蔵供給設備	なし	/
	燃料取扱及び貯蔵設備	燃料取扱及び貯蔵設備	[否] ガス炉の使用済燃料取扱設備は再処理施設へ搬出するまで、全てガス雰囲気中で取扱い、崩壊熱が高い段階では移送中の冷却が必要となる。移送中の冷却に関してはナトリウム炉で検討されているガス中移送設備概念と同様に既存技術での対応が可能と考えられ、冷却機能の確証試験が必要ではあるが、概念構築に係わる特段の開発課題はないと考える。 また、燃料取扱機器（グリッパ、昇降機、支持装置）に関しても、燃取設備側での取扱いに充分耐え得る燃料集合体構造とすることで、特段の開発課題はないと考える。
	試料採取設備	サンプリング装置	[否] 特段の開発要素はない。

表 5.4-1(3/3) 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉の開発項目および開発要否 (3/3)

	参考：HTTR（添八より）	被覆粒子燃料 ヘリウムガス冷却炉	開発の要否
計測 制御系 統設 備	原子炉計装	中性子計装	[要] 従来以上の高感度長寿命 γ 線補償型電離箱及び核分裂計数管・電離箱の開発が必要なものと想定する。
		制御棒位置計装	[否] 検出器は、制御棒駆動機構ハウジングの中に納める計画で、設計上厳しい雰囲気条件は温度である。検出器には一般的な電磁ピックアップ、シャフトエンコーダ等、一般的なものが使用でき、検出器設計温度条件を満足するよう必要があれば適宜熱遮へいを設けることで対応する。
		炉心差圧計装	[否] 温度、耐放射線面で制約のある検出器（差圧伝送器）は、HTTRと同様に原子炉容器の外、原子炉格納容器内の条件の比較的良いところに設置する計画である。原子炉容器内の圧力取り出し管開口部位置の設定及びパイプの引き回しが課題であると考えている。
		高温プレナム部温度計装	[否] 高温プレナム部温度計装そのものの要否についての判断が必要であるが、K熱電対又はN熱電対が使用できる。原子炉容器内ウエルの引き回しが課題である。
		燃料破損検出計装	[否] 検出破損規模（感度）要求、応答要求によっては種々の工夫が必要になるものと考えているが、開発を要する課題ではないと考えている。 安全保護系以外の燃料破損検出装置は、要否についての判断が必要であるが、安全保護系の燃料破損検出システムと同様、HTTRのシステムが活用できるものと考えている。原子炉容器内サンプリング管の引き回しが課題であると考えている。
	プロセス計装	1次主冷却系流量計装	[要] 主冷却系流量計（ピトー管を想定）について前後に十分な直管長さが確保できないため、実規模での流量校正、検定が必要であるものと想定する。他の計装については軽水炉用が活用できるものと想定する。
		その他の計装	[否] タービン・発電機まわり計装については、必要に応じてタービン及び発電機補機冷却機能を活用することで対応できるものと想定している。
原子炉制御設備	原子炉制御設備	[否] 特段の高機能、高精度、高速応答、高信頼度要求はないと考えられるので、開発項目はないと判断する。	
原子炉保護設備	原子炉保護設備	[否] 特段の高機能、高精度、高速応答、高信頼度要求はないと考えられるので、開発項目はないと判断する。	
工学的安全施設作動設備	工学的安全施設作動設備	[否] 特段の高機能、高精度、高速応答、高信頼度要求はないと考えられるので、開発項目はないと判断する。	
制御室	中央制御盤	[要] 運転実績がないことから、制御盤を中心とする運転監視制御システムの操作性検証、高度化開発が必要である。	
	中央制御室外原子炉停止装置	[否] 運転操作性の検証は、中央制御盤の検証の成果を活用して設計の中で行えるものと考えている。	
電気施設	電気施設	[要]（実績のない下記設備について必要） 1. 発電機設備 ガス冷却FBRに適合する発電機設備を実現するため、実績がないことから次のシステムを開発する必要がある。 ① 大容量縦型磁気軸受システム ② 発電機ヘリウム冷却システム ③ 大容量発電機起動システム 2. 発電機回路用動力容器ベネ及び原子炉格納容器ベネ 実績がないことから高電圧、大電流用を開発する必要がある。	
廃棄物 処理設 備	気体廃棄物処理施設	気体廃棄物処理施設	[否] 特段の開発要素はない。
	液体廃棄物処理施設	液体廃棄物処理施設	[否] 特段の開発要素はない。
	固体廃棄物処理施設	固体廃棄物処理施設	[否] 特段の開発要素はない。

5. 4. 1 要素技術開発

(1) 断熱材ライナ

(i) 目的

本プラントの原子炉出口冷却材（ヘリウムガス）の温度は定格出力時で 850℃、減圧事故時（自然循環時）には 1550℃にも達する。そのため原子炉容器内及び配管の高温ガスと接する領域では、構造材を保護するために断熱材を設けている。断熱材にはヘリウムとの共存性の良いカオウールを用いるが、断熱材の表面はライナで覆い、それらを構造材に固定する必要がある。ライナや取り付け構造は高温のヘリウムガスと直接に接するため、耐熱性の優れた材料を用いなければならない。減圧事故時を含む温度に耐え、比較的高い強度を有し、工業ベースでの生産が可能と思われる材料として SiC を選定した。これは燃料集合体に SiC を用いるため、そこで開発される多くの成果がライナ材にも適用できると考えられるためである。

ただし、60 年の寿命のライナ材として SiC を用いた例はない。そのため、ここでは必要な経年変化特性を有する SiC 材の開発及びその製作性の確認とともに、断熱構造システムとしての成立性を確認することを目的として試験を実施する。（なお本開発計画は、必要な強度と耐熱性を有する SiC の開発及びその耐放射線特性の確認は燃料集合体側で行われることを前提としている。）

これらについて、現状の技術レベルと開発課題を以下の通りである。

- 1) 経年変化については、SiC メーカーでは数十年の長寿命を条件とする SiC の注文を受けたことが無く、これまでに製作してきた製品は交換を前提としたものであった。したがって、SiC をライナ材に適用するためには、長寿命に適した材料特性を有するように既往の材料を若干調整する必要がある。
- 2) ヘリウムガス冷却炉では、SiC をライナ、ボルト及びナットとして使用する計画である。ボルトやナットのような比較的小型の製品はこれまでに多くの製作実績がある（その他の実績としては、SiC は耐熱、耐摩耗及び耐薬品性に優れているため、ガスタービン等の高温雰囲気で使用される構造部品、ポンプのメカニカルシール、ケミカルポンプのシリンダー等に多く使用されている）。

一方、ライナプレートは、□1m、厚さ 5mm～10mm 程度のサイズは欲しいが、このようなサイズを有する SiC 製品はこれまで製作実績がないとのことである。したがって、SiC としては比較的大型のライナ材の製作技術の開発が必要である（SiC メーカーは、これまでの経験から技術的な見通しはあるとの判断を有している）。

なお、コストについては、現状では 1 枚あたり 50 万円～100 万円の範囲になると予想される。プラント建設費を抑える観点から、R&D を通じてこれをどこまで下げられるかについての見通しを得ておくものとする。

- 3) 断熱構造システムとしての断熱性能及び耐久性については、HTTR で断熱構造の開発を行ったが、本ヘリウムガス冷却炉におけるものとは使用条件及び材料等が異なる

ため直接的には参考にならないと考えられる。したがって、長時間にわたり断熱構造システムとしての機能を維持できることを確認する必要がある。

(ii) 期待される成果

- ・長寿命に耐える経年変化特性の小さい SiC 材の開発
- ・□1m 程度のライナ材の製作技術の開発
- ・断熱構造システムとしての断熱性能及び耐久性の確認

(iii) 試験内容

(a) 試験計画・予備試験

燃料集合体用に開発された SiC を基に、経年変化特性に優れる（経年変化が小さい）SiC 材の開発計画を具体化する。また予備試験を行い開発の方向性を見通しを得る。

(b) 構造用材料開発

燃料集合体用に開発された SiC 材を永久構造物に適用できるように経年変化特性の向上を図る。燃料集合体用の SiC の特性が未確定な現時点では試験パラメータを論じることができないが、含有成分などの見直しを行って試験片を製作し数ヶ月から1年程度の加速試験を行って見通しのある材料を開発する。

なお、□1m 近いサイズの SiC（焼結体）は現状でも製作は可能とのことである。したがって開発された材料での製作性の確認は必要であるが、これは断熱性確認試験用の試験体製作の中で行うものとし、本項目の開発項目には含めないものとした。

(c) 断熱性能確認試験／高温耐久試験

1) 断熱性能確認試験

原子炉容器内容器用の断熱構造の試験装置概念を図 5.4.1-1 に示す。

まず本試験装置を製作する。この過程において SiC 製ライナの製作性を確認する。ライナや断熱材（カオウル）の切れ目の効果を確認する必要があるため、ライナを縦及び横に少なくとも2枚ずつ（できれば3枚ずつ）並べた構造としている。そのため試験装置は縦横各々2～3m 程度のサイズとした。試験はヒータ過熱したヘリウムガス中で行う。裏面からは空気で冷却する。

製作した装置を用いて断熱性能試験を行い内容器模擬体の温度分布を測定し、断熱構造としての性能を確認する。温度分布が大きい場合は断熱材の取り付け方法やライナ切れ目の重ね合わせ構造を見直して再試験を行い、適切な断熱性能が得られる断熱構造を求める。

2) 高温耐久性試験

上記の小型の装置を製作し、断熱構造としての高温耐久試験を行う。また、一方で材料の経年変化を確認するため、(b)項で開発した材料を対象に3年間の経年変化確認試験を行う。

(2) 制御棒

(i) 目的

ヘリウムガス冷却炉の制御棒は、中性子吸収材にはナトリウム炉で実績のある B_4C 、構造材にはヘリウムガス冷却炉の燃料集合体と同様に SiC を用いることとしている。制御棒が動的機器であることから、燃料集合体と異なる構造となっており、製作性、高温で構造健全性を確認しておく必要である。

また、制御棒寿命を 20 ヶ月（1 サイクル）以上確保する必要があるため、このためには B_4C ペレットのリロケーションを抑制するための高温用シュラウド管を開発する必要がある。

(ii) 期待される成果

- ・ 制御棒（主及び後備）製作性
- ・ 構造材料（ SiC ）特性
- ・ 下部挿入型 CRDM 機能確証試験用制御棒試験体の供給
- ・ 制御棒詳細仕様
- ・ 高温シュラウド管の開発

(iii) 試験内容

(a) 製作性検討

燃料集合体と異なる制御棒構造（案内管、保護管、被覆管、ダッシュラム等）を対象として、部品加工を行い、加工性を確認する。また、これら部品を用いて部分組立（接合、接着等）を行い、組立性を確認する。

(b) 構造材料試験

制御棒構造を考慮した材料試験片を製作し、実機環境条件を模擬した条件で引張試験、機械的衝撃試験、耐熱・耐熱衝撃試験（通常運転時の肉厚方向温度差、スクラム時のコールドショック）を実施し、機械的性質、耐衝撃性、耐熱・耐熱衝撃性を確認する。図 5.4.1-2 に試験概念図を示す。

1) 試験規模

実機に忠実に模擬する観点から、引張り試験以外は実尺とする。

2) 試験条件

- ・ 雰囲気：ヘリウムガス
- ・ 温度： $460^{\circ}C \sim 900^{\circ}C$
- ・ 衝撃力：ストローク 1.8m 相当
- ・ 温度差：最大 $440^{\circ}C$ ($900^{\circ}C - 460^{\circ}C$)

3) 試験対象

案内管、保護管、被覆管、ダッシュラム、等

4) 試験内容

- ① 引張り試験

温度をパラメータに高温引張り試験を実施する。

② 機械的衝撃試験

保護管、被覆管、ダッシュラム等を組み合わせた試験体を高温 He ガス雰囲気 (460°C) で 1.8m の高さから緩衝器上に落下させ、試験体、緩衝器の健全性を確認する。

③ 耐熱・耐熱衝撃試験

保護管、案内管を対象として、高温 He ガス雰囲気、管外部をヒータ加熱 (~900°C) し、内部を He ガスで冷却 (460°C~) し、管内外に実機相当の温度差を負荷して健全性を確認する。

また、保護管については、この状態から、外面も He ガスで冷却 (900°C~460°C) した場合 (スクラム時を模擬) の健全性も確認する。

(c) 制御棒試作

主及び後備炉停止系制御棒の製作性実証及び下部挿入型 CRDM 機能確証試験に供する目的で、制御棒各 1 体を実尺で試作する。

(d) 高温シュラウド管の開発

高温シュラウド管の候補材であるセラミック複合材 (SiC, Al₂O₃) 及び金属 (SUS316CW, インコネル等) 製シュラウド管の試験体を用いて、引張り試験、拡管試験を実施し、材料特性を把握する。

この結果に基づき、シュラウド管を実尺で試作し、実機の ACMI (ASMI) を模擬した高温 ACMI 試験を実施する。図 5.4.1-3 に ACMI 試験機概念を示す。また、必要により照射試験を実施する。

1) 試験規模

実機を忠実に模擬する観点から、試作及び高温 ACMI 試験実尺で実施する。

2) 試験条件

- ・ 雰囲気：ヘリウムガス
- ・ 温度：~700°C (セラミック複合材の場合は、~1000°C)

3) 試験対象

シュラウド管

4) 試験内容

試作したシュラウド管を ACMI 試験機により実機で想定しているひずみまで拡管し、吸収材 (B₄C) の保持 (リロケーション防止) 機能が確保できることを確認する。

(3) 受動的炉停止機構 (SASS)

(i) 目的

SASS として、ナトリウム炉で採用が計画されているキュリ一点電磁石方式 SASS を本ヘリウムガス冷却炉にも適用できる可能性がある。この適用性を評価するためには、

高温用の温度感知合金（キュリー点材）の磁気特性を把握する必要がある。温度感知合金の成立性が確認できた後、SASS 要素の基本特性（保持力、応答特性等）を試験により把握し、SASS の成立性を確認する。

(ii) 期待される成果

- ・ 高温用温度感知合金の開発
- ・ 材料試験（温度感知合金、コイル）
- ・ SASS 保持力、応答特性、耐熱・耐久性の確認
- ・ 許認可データ
- ・ SASS 仕様

(iii) 試験内容

(a) 試験計画

感知合金（鉄芯材）、コイルを対象とした材料特性試験及びこれら材料を用いて試作した SASS 要素を用いた基本特性（保持力特性、応答特性）試験の実施内容、装置、データ計測計画を行う。

(b) 温度感知合金の開発

3 元合金（Co、Ni、Fe）の成分をパラメータとして温度感知合金を試作し、磁気特性（キュリー点、B-H 特性）を計測し、ガス炉の条件（誤落下防止温度 900℃程度、切り離れ温度 950℃程度）に適合する温度感知合金成分を定める。

B-H 特性を調べるために必要となる試験用耐熱コイルの開発も合わせて実施する。

(c) 材料特性試験（感知合金、コイル）

1) B-H、VSM 試験

(b)項で定めた温度感知合金を対象として、温度をパラメータとして B-H、VSM 試験を実施し、磁気特性を把握する。

2) 強度試験

(b)項で定めた温度感知合金を対象として、常温、高温で引張試験を実施し、機械的特性を把握する。

3) 感知合金熱時効試験

(b)項で定めた感知合金を対象として、高温で約 20000 時間まで保持し、保持時間をパラメータとして B-H 試験を実施し、熱時効による磁気特性への影響を把握する。

4) コイル耐熱試験

電磁石用コイル（MI ケーブル）を対象として、高温で約 20000 時間まで保持し、保持時間をパラメータにコイルの素線抵抗、絶縁抵抗を測定して、耐熱性を評価する。

(d) SASS 要素試験

1) 試験規模

実機の SASS は直径約 150mm、長さ約 300mm と小型であり、実証性を考えれば試験体を縮尺モデルとする利点は無いことから実尺とする。

なお、図 5.4.1-4 に示す試験体（装置）はヘリウム試験ループ（共通設備）に接続して使用する。

2) 試験条件

- ・ 雰囲気 ヘリウムガス
- ・ 温度 800～950℃
- ・ 圧力 0.1～0.2 MPa
- ・ 流量 0～12 kg/s (最大燃料集合体 6 体分)

3) 試験内容

① 保持力特性試験

雰囲気温度をパラメータに電磁石の保持力を測定し、保持力特性を評価する。

② 応答特性試験

冷却材温度を上昇させ、切り離れまでの応答時間を測定し、応答特性を評価する。

③ 耐熱試験

高温での約 20000 時間保持前後で保持力、応答特性試験を実施し、特性変化がないこと（耐熱性があること）を確認する。

(4) 流量調節機構

(i) 目的

炉心支持構造物の主要機能は、反応度体系の維持および冷却体系の維持である。反応度体系の維持については、炉心支持構造物の構造健全性で担保しており、冷却体系を維持するために、適正な流量配分を達成する必要がある、燃料集合体には流量調節機構を設ける必要がある。

炉心の熱特性評価に基づき、燃料集合体の冷却材計画流量が定められ、計画流量通りの冷却材を供給するための流量調節機構として、炉心入口側流路に、連結管スリットと集合体エントランスノズルに設けたオリフィスとの組合せによる横流入方式の流量調節機構を設置する設計としている。精度良い流量配分を達成するために、流量調節機構の仕様設定には、流動試験で流動特性を確認する必要がある。

(ii) 期待される成果

- ・ 基本流動特性
- ・ 高温流動特性、耐久性
- ・ 認可データ
- ・ エントランスノズル、連結管仕様

(iii) 試験内容

(a) 試験計画

流体がガスの場合の連結管スリット、エントランスノズルオリフィスとの組み合わせ

せによる流量調節に関し、基本流動特性（圧力損失特性、流況、チョーキング発生状況）を把握するための試験及びこの成果を踏まえ、実機条件を忠実に模擬した高温、ヘリウムガス条件による高温流動特性（圧力損失特性、チョーキング発生状況）を把握するための試験の実施内容、装置、データ計測の計画を行う。

(b) 基本流動特性試験

1) 試験規模

実機の流量調節機構部は直径 200mm 以下、長さ 1m 以下と小型であり、局所の流況を見ることを考えれば試験体を縮尺モデルとする利点はないことから実尺アクリル製とする。図 5.4.1-5 に試験概要を示す。

2) 試験条件

- ・冷却材 空 気
- ・温 度 常 温
- ・圧 力 0.1～0.2 MPa
- ・流量 (Re 数) 実機相当 Re 数の 30%～120%

3) 試験対象

- ・内側炉心 流量領域 5 種類（1～5 列）×エントランスノズル 1 体
- ・外側炉心 流量領域 5 種類（6～10 列）×エントランスノズル 1 体

4) 試験内容

冷却材流量 (Re 数) をパラメータとして流量領域 計 10 種類の圧力損失特性と流況を調べる。

(c) 高温流動特性試験

1) 試験規模

実機条件を忠実に模擬し、Re 数と各部流速を実機に合わせる観点から、試験体は実尺ステンレス製とする。

試験体（装置）は、(b)項と同様であるが、ヘリウム試験ループに接続する。

2) 試験条件

- ・冷却材 ヘリウムガス
- ・温 度 460℃
- ・圧 力 6 MPa
- ・流 量 約 2.2 kg/s

3) 試験対象

- ・内側炉心 流量領域 5 種類（1～5 列）×エントランスノズル 3 体
- ・外側炉心 流量領域 5 種類（6～10 列）×エントランスノズル 3 体

4) 試験内容

エントランスノズルオリフィス仕様、冷却材流量 (Re 数) をパラメータとして、圧力損失特性を把握し、炉内流量配分上最適なエントランスノズルオリフィス仕様

を定める。

(5) 下部挿入型制御棒駆動機構（下部挿入型 CRDM）

(i) 目的

本プラントでは、炉心出口側は高温になるため構造物を極力設置しないこと、原子炉圧力容器上部には補助炉心冷却系熱交換器や燃料出入用孔があり、制御棒設置スペースが上鏡部がないこと、の2つの観点から、CRDM 駆動軸が原子炉下部から挿入される方式としている。

FBR で実績の無い下部挿入型 CRDM については、現状での知見は地震時等の炉心変形時の制御棒挿入特性、高温での繰り返し作動特性が CRDM に要求される機能を満たしているかの確認と、CRDM 駆動軸が炉心部を貫通するので高温で健全性が維持できるかを確認する試験が必要である。なお、制御棒単品の製作性等の確証は(2)項にて、後備炉停止の SASS 要素での作動確認試験は(3)項にて行う。

(ii) 期待される成果

- ・ 制御棒の挿入性、高温耐久性の確認
- ・ 許認可データ

(iii) 試験内容

(a) 試験計画の立案

下部挿入型 CRDM の基本特性を把握するための機能試験及び耐久性を含めた総合的な機能を実証する耐久試験の実施内容、装置、データ計測計画を行う。

(b) CRDM 試験体、装置製作

主及び後備炉停止系 CRDM 試験体及びこれら試験体を組み込み、試験装置を製作する。なお、本試験装置はヘリウム試験ループ（共通設備）に接続して使用する。

(c) 機能試験、加振試験

1) 試験規模

CRDM（炉停止系）は安全上の最重要機器の一つであり、かつ多数の機械、電気部品で構成される長尺の集合体でしかも動的機器である。このため、CRDM の機能確認、実証を行うためには各部品は実機を忠実に模擬する必要があり、CRDM 試験体は実尺で製作する必要がある。

2) 試験条件

- ・ 雰囲気 空気
- ・ 温度 常温
- ・ 圧力 大気圧
- ・ 流量 $\sim 0.5 \text{ kg/s}$
- ・ 加振条件 実機加振力

3) 試験対象

- ・主炉停止系
- ・後備炉停止系

4) 試験内容

CRDM の基本動作である制御棒の常駆動（引抜き、挿入）、スクラム、燃料交換時（制御棒切離し、掴み）動作等を行い、動作時間、動作時荷重等を計測して基本機能を確認する。基本機能確認後、加振機により制御棒案内管、模擬炉心支持板、案内管、CRDM 駆動部据付部を実機加振条件で加振し、許認可に用いるスクラム時間データを取得すると共に、加振後再度機能試験を実施し、異常の有無を確認する。

図 5.4.1-6 に加震試験概要を示す。

(d) 耐久試験

1) 試験規模

3.3 と同じ

2) 試験条件

- ・雰囲気 ヘリウムガス
- ・温度 460℃（～850℃）
- ・圧力 0.1～0.2MPa（～6MPa）
- ・流量 0.5kg/s（～12kg/s）

3) 試験対象

- ・主炉停止系
- ・後備炉停止系

4) 試験内容

CRDM の基本動作である制御棒の常駆動（引抜き、挿入）、スクラム、燃料交換時（制御棒切離し、掴み）動作等を行い、実機と同等の高温ヘリウム中環境下での基本機能を実証するとともに、実機作動予想回数の2倍以上の動作を行い、耐久性も確認する。

また、許認可に用いるスクラム時間データを取得する。

(6) 補助炉心冷却系熱交換器

(i) 目的

補助炉心冷却系は直接炉心冷却方式であり、原子炉容器上部に4基設置され、炉停止時、事故時の冷却を行う。この炉心冷却方式は、ガス冷却炉では実績がないため、補助炉心冷却系作動時の1次系の冷却特性を確認する必要がある。炉心燃料の流動特性は、炉心・燃料試験で確認され、流動特性相関式が得られる予定である。

本試験では、原子炉内の補助炉心冷却系作動時の流路を構成する各要素の特性試験と、システムのスケールモデルにより全体特性を把握する。この結果は各部の伝熱流動相関式を組み込んだ解析コードに反映し、実機条件での全炉心の流量配分、冷却特性を確認

する。

なお、本試験のメイン機能となる DHX を図 4.1.6-3 に示す。

(ii) 期待される成果

- ・ 補助炉心冷却系除熱特性の把握
- ・ 実機条件を模擬する原子炉内強制循環、自然循環解析モデルの作成
- ・ 解析による補助冷却系作動時の炉内流量配分、冷却特性の確認

(iii) 試験内容

(a) 要素試験

以下に示す項目については要素試験を実施し、成立の見通しを得る。

1) フラップ軸受・シール材の開発

軸受及びシール材として選定された材料を 1750℃で使用し、単体としての耐熱性を確認する。軸受については高温雰囲気での回転繰り返し試験を行う。

2) フラップ（グラビティダンパー）の試作・試験

フラップの設計結果に基づきフラップを試作する。フラップは補助炉心冷却系において重要な部位であることから、高温のガスによる長時間の作動試験を実施し、フラップ単体機能の健全性を確認する。試験は実スケールとし、流体温度は 1750℃とする。ただし、He ガスを使用するためには 1750℃まで上昇させるためのヒータ（黒鉛ヒータを想定）が必要であるため、その適用が困難な場合は He の代わりに燃焼ガス等を使用することとする。

(b) He ループ伝熱流動試験

補助冷却系の冷却特性を確認するため、ヘリウムループを製作し、伝熱流動試験を実施する。ヘリウムループは別途検討する流量調節機構や下部挿入型 CRDM に関する試験も実施可能な仕様とする。

1) 試験ループ概念

① ループ流量

試験ループは 1/3 スケールの 1/4 セクタモデルとする。6MPa の圧力条件にて、次のヘリウム流量を満たす循環器（ポンプ）が必要となる。

$$1184\text{kg/s} \times \frac{1}{3^2} \times \frac{1}{4} = 32.9\text{kg/s}$$

他の試験も考慮し、大容量(流量調整機構試験用)と小容量(本試験及び他の He 中高温耐久試験用)の循環機を使い分けた試験とする。

② 加熱器容量

補助炉心冷却系試験用に、試験部にヒータを設置する。本試験は強制循環及び自然循環時の冷却特性を把握することが目的であるため、温度条件は解析に反映できる有意なデータが取得できる程度のもを設定する。ヒータ容量は、その温度条件を達成できるように設定する。

なお、可能であればヒータ容量は He を 460℃～1250℃（強制循環時）、320℃～1750℃（自然循環時）まで上昇できる容量として設定し、流量を絞って温度上昇を図る。また、他の試験に必要となる加熱器も設置する。図 5.4.1-7 に試験ループ概念を示す。

2) 試験内容

補助炉心冷却系設備に関する以下の試験を実施する。図 5.4.1-8 に概念図を示す。

① 強制循環試験

試験部に設置したヒータによりヘリウムを加熱し、補助炉心冷却のインペラによりヘリウムを循環させ、冷却特性の確認を行う。また、インペラ・フラップ等が問題なく作動し、除熱が行えることを確認する。

試験にて取得する主なデータは以下のとおり。

- ・ 作動状態の確認
- ・ ヘリウムガス DHX 出入口温度、流量
- ・ 水側出入口温度、流量

② 自然循環試験

試験部に設置したヒータにより He を加熱し、自然循環による冷却特性の確認を行う。また、フラップ等が問題なく作動し、除熱が行えることを確認する。

試験にて取得する主なデータは以下のとおり。

- ・ 作動状態の確認
- ・ He ガス DHX 出入口温度、流量
- ・ 水側出入口温度、流量

(7) 供用期間中検査装置 (ISI 装置)

(i) 目的

ヘリウムガス冷却炉で計画している ISI 方針を表 5.1.1-2 に示す。これは基本的には軽水炉の ISI 方針である JEAC-4205 に準拠した内容となっている。

ヘリウムガス冷却炉の ISI の条件に関する特徴を以下に示す。

- ・ 容器の外側は低温であるが、容器内は高温（炉心出口：約 200℃、炉心入口：約 100℃）雰囲気で行う。
- ・ 検査員が直に近付くのは難しいため遠隔で ISI を行う。
- ・ ガス雰囲気なので目視検査は行いやすい（見えやすい）。一方で、体積検査は液体が無く高温雰囲気であるためカプラントを用いない方法（EMAT）となる。
- ・ ガス雰囲気なので、マニプレータ方式などの搬送装置が必要である。

以上からヘリウムガス炉の ISI 装置は以下のようにになると考えられる。

- 1) 目視検査装置：ナトリウム炉で採用している冷却装置付き CCD カメラ
- 2) 容器などの体積検査装置：ナトリウム炉で採用している EMAT 装置

- 3) 伝熱管の体積検査装置：PWR 及びナトリウム炉で採用している装置
- 4) 搬送装置：アニュラス部 → ナトリウム炉で採用している自走式
容器外面 → レール式
広い空間、配管内 → マニプレータ式など

これらの多くはナトリウム冷却炉で開発済みあるいは高性能化を狙って開発中のものである。したがって、ヘリウムガス冷却炉の ISI 装置に必要な技術は、その多くをナトリウム冷却炉で開発する技術を流用できる。従来の軽水炉やナトリウム冷却炉で開発されていないのは、ガス空間（内容器内の空間、原子炉容器下部鏡内の空間、配管（内管）内、ガスタービン容器内の空間など）を任意に移動できるマニプレータ式などの搬送装置であり、これを開発することがヘリウムガス冷却炉の ISI 装置開発の目的となる。

(ii) 期待される成果

- ・ 広い高温ガス空間を自由に移動できて場所の認識が可能なマニプレータ式などの搬送装置

(iii) 試験内容

(a) 装置システムの設計

容器・配管内の各エリアの目視検査を行う ISI 装置システムを設計する。

(b) 搬送装置の試作・改良

容器・配管内の目視検査用の搬送装置は次の 4 パターンに分類される。

- 1) 広い空間に上からアクセス（原子炉容器と内容器の間の空間、内容器内の空間、ガスタービン容器内の空間）
- 2) パイプが林立する広い空間に下からアクセス（原子炉容器下部鏡内の空間）
- 3) 上から入ってから横に曲がってアクセス（1 次系配管内管の中）
- 4) アニュラスを下ってから横の狭いアニュラスに曲がってアクセス（1 次系配管の内管と外管の隙間）

これら 4 パターンの搬送装置を設計・試作し、室温の空気中での作動性や位置認識などの機能確認試験を行う。不具合があれば改良を図る。

(c) 実機模擬試験

(b) 項の試作・改良結果を反映して上記 4 パターンの ISI 装置（目視装置＋搬送装置）の詳細設計を行い、装置の模擬体を製作する。また、高温雰囲気を実機の容器配管形状を模擬した試験装置を製作する。これらを用いて 4 パターンの ISI 装置の総合機能確認試験を行い、不具合があれば必要な改良を施す。

(8) ガスタービン

(i) 目的

本プラントでは閉サイクルヘリウムガスタービンを採用している。ガスタービンは、動力変換容器中にコンプレッサ、発電機、熱交換器とともに 1 軸縦置きに配置され、コン

パクトにまとめられている。

これまでに、火力での開放サイクルの空気燃焼ガスタービン技術は確立されているが、このような閉サイクルヘリウムガスタービンの実績はない。日本原子力研究所（以下「原研」という）、南アフリカ（PBMR）、ロシア（GT-MHR）等で閉サイクルヘリウムガスタービンの概念設計が進行中であるが、いずれも実機開発が実施されるという保証はなく、本ヘリウムガス冷却炉設計の1軸縦置き構造に合致するのはGT-MHRのみであることも考慮し、開発計画が必要である。

(ii) 期待される成果

- ・ ガスタービン発電設備を構成する各機器の開発（再生熱交換器、タービン、コンプレッサ、磁気軸受、バックアップ軸受、ローター引抜き用シール等）、耐震応答性
- ・ ガスタービン発電システムの開発
- ・ ガスタービン制御方法の確立
- ・ ガスタービン保守・補修法の確立

(iii) 試験内容

(a) 各機器の開発・試験

表 5.4.1-1 に各機器の試験内容を示す。

(b) 小規模総合試験

1) 試験規模

スケールモデルで、タービンシステムの運転特性及び機器性能の把握ができる設備とする。

そのため、機器は 1/3 スケールで、タービン、コンプレッサを模擬する。

圧力は、加熱器等の容量を考慮して 1MPa とする。加熱器容量は、以下に示すとおり 11MW となる。

$$600\text{MW} \times \frac{1}{10^2} \times \frac{1}{6} = 11\text{MW}$$

2) 試験条件

タービン入口温度	850°C
タービン入口圧力	1 MPa
タービン入口流量	5.48 kg/s

3) ヘリウムループ概念

加熱器出力	11 MW
加熱器出口温度	850°C
加熱器入口温度	460°C
加熱器流量	5.48 kg/s

図 5.4.1-9 に小規模総合試験概念図を示す。

冷却器及び再生熱交換器は、既存の技術で適用可能な低圧の機器とする。

(c) 大規模総合試験

1) 試験規模

実機スケールで、高温運転での耐熱性を確認する試験を実施する。したがって、圧力はできるだけ低い圧力とする。

圧縮比が 3.0 であるので、低圧部での圧力が、ほぼ大気圧となる圧力を選定すると、タービンの入口圧力は、0.33MPa となる。

ゆえに、体積流量を実機と同一とすると、加熱器の容量は

$$600 \times \frac{0.33}{6.0} = 33 \text{MW}$$

2) 試験条件

タービン入口温度	850°C
タービン入口圧力	0.33 MPa
タービン入口流量	16.28 kg/s

3) ヘリウムループ概念

加熱器出力	33 MW
加熱器出口温度	850°C
加熱器入口温度	460°C
加熱器流量	16.28 kg/s

図 5.4.1-10 に大規模総合試験概念図を示す。

低圧コンプレッサ (LPC)、高圧コンプレッサ (HPC)、タービンは、実規模相当として、冷却器及び再生熱交換器は、既存の技術で適用可能な低圧の機器とする。

(9) 原子炉格納容器

(i) 目的

本ヘリウムガス冷却炉では、万が一の減圧事故時に放出される原子炉冷却材 (ヘリウムガス) 中に含まれる放射性物質を環境中に放出させないこと、及び減圧事故時に崩壊熱除去系の強制循環機能が喪失した場合でもヘリウムガスの自然循環での炉心冷却能力を確保するためにヘリウムガスの圧力を確保することを目的として、軽水炉と同様の耐圧式の原子炉格納容器を設ける設計としている。

しかし、軽水炉の原子炉格納容器の事故時内圧が約 0.4MPa であるのに対し、本ヘリウムガス冷却炉においては、減圧事故時の原子炉格納容器の内圧は 0.65MPa 程度と大きくなる。この圧力での原子炉格納容器の板厚は、高張力鋼を使用した場合でも 55mm 程度となり、先行軽水炉での実績 (44.5mm) を超え、かつ、板厚 38mm を超えるため、特認申請が必要となる (溶接部の板厚が 38mm を超える場合、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」(省令 81 号) の規定により、溶接後の熱処理が必要とされているが、現地にて溶接後熱処理を実施することは実施上困難である)。

また、格納容器の貫通部設計についても、実績のないものとなる。

本開発計画の目的は、これらの問題を解決するために、原子炉格納容器に使用予定の材料での材料確認試験を実施して適用性を確認し、また、格納容器貫通部の高耐圧性の確認を行うものである。

(ii) 期待される成果

- ・高張力鋼の機械的性質の取得
- ・高張力鋼での溶接性確認
- ・格納容器貫通部の耐圧機能確認

(iii) 試験内容

(a) 材料適用性確認試験

1) 試験目的

ヘリウムガス炉の原子炉格納容器の板厚は 38mm を超えるため、材料の特認申請が必要となるが、候補材となっている溶接構造用高降伏点鋼板 SHY 685(N,NS)の材料データの規定が告示 501 号にないため、データをそろえる必要がある。また、板厚 55mm 程度での溶接施工性を確認する必要がある。このため、SHY 685(N,NS)に関する適用性評価試験を実施する。

2) 試験内容

- ① SHY 685(N,NS)の供試材（母材）を手配する。
- ② 母材から溶接継手を製作する（溶接後熱処理あり／なしの条件）。
- ③ 試験にて下記のデータを取得する。
 - ・母材の機械的性質(温度 200℃程度まで)
 - ・溶接割れ特性
 - ・溶接継手部の機械的性質（温度 200℃程度まで）
 - ・溶接継手部の靱性

(b) 格納容器貫通部耐圧性確認試験

1) 試験目的

減圧事故時の原子炉格納容器内圧（約 0.65MPa）に対して、格納容器貫通部の健全性が確保できることを確認する。

2) 試験内容

貫通部を模擬した試験装置により、耐圧性を確認する。

(10) コアキャッチャ

(i) 目的

本ヘリウムガス冷却炉では、万が一の炉心熔融事故に対する設備対策としてコアキャッチャを設けている。コアキャッチャは、熔融燃料を原子炉容器の外部に設けた容器（キャッチパン）で受けて冷却する設備である。

本開発計画の目的は、炉外コアキャッチャーに燃料が流入した場合の構造健全性及び冷却性能を確認すること、及び燃料の再臨界回避のため、原子炉容器内で溶融した燃料が下部のノズルから短時間に排出されることを確認することである。このため、実機コアキャッチャーを模擬した試験装置によって、コアキャッチャーの機能確認を行う。

(ii) 期待される成果

- ・ コアキャッチャーの耐熱性の確認
- ・ コアキャッチャー内に高温燃料が流入した場合の熱応力、熱衝撃に対する健全性の確認
- ・ コアキャッチャーでの冷却性能の確認
- ・ コアキャッチャーの材料選定
- ・ 原子炉容器からの溶融燃料排出挙動の把握及び実機適用性の確認

(iii) 試験内容

(a) 試験規模

スケールモデルで、コアキャッチャーシステムの機器性能の把握ができる設備とする。そのため、機器は 1/10 スケールで、原子炉容器下部、コアキャッチャーのキャッチパン、冷却システムなどを模擬する。

1) 試験条件

模擬溶融燃料温度	約 3000°C
模擬溶融燃料	溶融燃料の粘性、密度などを可能な限り模擬できる材料とする。

2) 模擬試験装置概念

図 5.4.1-11 に示す。

(1 1) 中性子検出器

(i) 目的

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、線源領域、広領域、出力領域及び出力領域の中性子検出器を設置する必要がある。

これら中性子検出器は実用炉に適することから、従来以上に長寿命であることが望まれる。また、今後具体的に設定される設置場所または機能によっては更なる高温要求に適合する検出器を開発する必要がある。これらの要求に対して具体的な開発目標を設定し、安全保護系計装及び事故後監視計器（PAM）に適合する高温高感度長寿命型の比例計数管、核分裂計数管電離箱及びγ線補償型電離箱を開発する。

(ii) 期待される成果

- ・ 高温高感度長寿命型核分裂計数管電離箱及び高感度長寿命型γ線補償型電離箱の開発
- ・ 安全保護系計装、事故後監視計器として要求される中性子検出性能の実証

- ・炉心、安全、原子炉構造等の成立性とあいまってガス冷却炉プラント概念の妥当性が示される。

(iii) 試験内容

(a) 開発目標の設定

ガス冷却大型炉における広領域及び出力領域中性子検出器への要求仕様を設定し、以下を含む開発目標を具体的に設定する。

- ① 計測範囲
- ② 直線性、再現性（ γ 線の影響を含む）
- ③ 検出感度
- ④ 設計温度
- ⑤ 耐用期間
- ⑥ 検出器構造
- ⑦ 信号処理回路

(b) 検出器試験体の設計・製作、基本性能確認試験

1) 検出器試験体の設計・製作

設定した開発目標に基づいて、従来以上の高温、高感度及び長寿命要求を満足する核分裂計数管電離箱及び γ 線補償型電離箱検出器試験体の設計、製作を、以下を念頭において実施する。

- ① 高温熱膨張対策
- ② 電離ガス消耗対策
- ③ 高温条件における構造材の機械的強度向上対策
- ④ 中性子検出感度向上対策
- ⑤ S/N比向上対策

2) 基本性能確認試験

試作した検出器試験体が、開発目標に定められた基本性能を有し、次に実施する長期高温耐久性試験に適合し得るものであることを確認するため、電気特性（信号電極、高圧電極、シールド間の絶縁抵抗、静電容量、リーク電流、PBN特性等）の温度依存性特性及び中性子感度測定試験を実施する。

また、実機相当規模の試験装置を用いて、検出器の案内管への挿入・引抜特性を確認する。

(c) 高温耐久性試験

試作した検出器試験体が長期高温耐久性性能を有することを確認するために、高温耐久性試験を実施し、電気特性（信号電極、高圧電極、シールド間の絶縁抵抗、静電容量、リーク電流、PBN特性等）及び中性子感度の変化を測定する。

高温耐久性試験では、事故時の温度条件における高温耐久性性能を、温度加速試験により確認する。

(d) 照射実証試験

照射炉において、実機プラントでの試用期間に相当する照射量を照射し、検出性能に有意な変化が見られないことを確認する。

(1 2) 流量計

(i) 目的

安全保護系へ信号を送るプロセス計装（以下「安全保護系のプロセス計装」という）として原子炉冷却材の流量低下事象の検出並びにプラントの主要制御及び監視ため、炉心流量に相当する流量を計測する必要がある。本ヘリウムガス冷却炉の場合、動力変換容器内再生熱交換器高圧側出口のリングヘッドと水平2重管を接続する単管部が計測位置の第一候補と考えられる。単管であることから流量検出器として一般的なオリフィス、差圧伝送器タイプを使用できるが、この配管はタービンシステムの構造上の制約からオリフィスの前後に十分な直管長さを持つことができず、校正試験が必要となる可能性がある。また、安全保護系4チャンネルの差圧計測値特性を一致させるために整流機構を設けることが必要になる可能性がある。更に導圧管の周囲は再生熱交換器低圧側出口の雰囲気（定格時 146℃）であり、かつ、動力変換容器を貫通させる必要があることから、導圧管部で精度低下させない工夫が必要になる可能性がある。

そこで、精度の維持、向上対策の効果の確認を小規模総合試験装置、安全保護系として耐環境実証を耐環境試験装置、流量校正・検定を大規模総合試験装置により行う計画とする。これにより、安全保護系のプロセス計装に要求される冷却材流量の計測精度を確保するとともにプラントの監視・制御に用いる場合の計測精度を合わせて確認する。

(ii) 期待される成果

- ・ヘリウムガス冷却炉のシステムに適合する原子炉冷却材流量計の開発
- ・安全保護系のプロセス計装に要求される原子炉冷却材流量計の計測精度の確保
- ・プラント監視・制御として要求される計測精度の確保

(iii) 試験内容

(a) 開発計画の策定

ヘリウムガス冷却炉における流量計への要求仕様を設定し、以下を含む開発目標を具体的に設定する。

- ・計測範囲
- ・直線性、再現性
- ・設計温度
- ・耐用期間
- ・信号処理回路

(b) 小規模総合試験での流量計開発試験

図 5.4.1-12 に示す小規模総合試験装置に基準流量計オリフィス、基準流量計配管並

びに開発流量計及び精度向上対策装置を取り付け、両者の流量指示を比較することにより動力変換容器内で要求精度にて計測できる見通しを得る。また、耐環境試験等を実施し、安全保護系としての成立性を確認する。

(c) 耐環境試験

差圧伝送器について安全保護系として備えるべき耐温度、耐放射線、耐震性能について確認する。

(b) 大規模総合試験での流量計校正試験

小規模総合試験装置（スケールモデル）により開発した流量計の校正・検定試験を大規模総合試験装置により行う。図 5.4.1-13 に大規模総合試験装置を示す。

また、過渡流動状態における流量計測の影響についても試験を実施し、評価する。

(1 3) 中央監視設備

(i) 目的

軽水炉最新プラントでは中央監視設備（新型中央制御盤）は当直長 1 名、運転員 1 名での運転管理体制にて行う計画としている。これはデジタル技術を適用し、運転支援システム、警報表示システムの改善、運転ガイダンスの適用、プラント起動・停止の自動化、監視操作の統合等によりヒューマンインタフェースを改善し、運転員のワークロードを低減することにより実現することが可能である。軽水炉最新プラントの動向を踏まえ、ガス冷却炉のプラント（タービン・発電機系と原子炉系統の運転・監視を同時に行う）に合致した高度監視制御システムを開発する。また、デジタル技術の特徴を活かしたガス冷却炉の保全方法を最適化した保守支援システムを構築する。

これまでガス冷却炉での最新デジタル技術を用いた監視制御システムはなく、ガス冷却炉プラント実機への適用にあたっては以下のような技術開発が必要である。

- ・ 静的及び動的検証用プロトタイプ中央制御設備（プラントシミュレータ機能を含む）の開発
- ・ 静的及び動的警報抑制ロジックシステムの構築
- ・ 監視操作統合画面の構築
- ・ 大型表示画面の構築
- ・ 運転支援システムの構築
- ・ 上記に示す監視制御システム機能検証
- ・ HTTR 保全内容の調査、保全高度化ニーズの調査を踏まえた保守支援システムの構築

(ii) 期待される成果

- ・ 当直長 1 名、運転員 1 名での運転体制で可能な運転監視制御システムの実証
- ・ ガス冷却炉プラントでの運転操作の特徴であるタービン・発電機系統と原子炉冷却系統の同時監視操作性の実証

- ・プラント運転訓練用シミュレータへの展開

(iii) 開発内容

(a) 検証用中央制御監視システムの設計・製作

1) 静的及び動的検証用プロトタイプ中央制御設備の製作

中央制御盤検証に系統システム、プラント動特性を処理可能なシミュレータを開発する(本ソフトウェアは将来のプラント運転訓練用シミュレータに展開する)。図 5.4.1-14 に装置概念を示す。

2) 監視操作統合画面、大型画面の構築

整備した通常運転時操作手順書、異常時操作手順書とプラント設計資料により検証用監視操作統合画面、大型画面を構築する

3) 運転支援システムの構築

上記 2)項の情報により運転支援システムロジックと情報提供形態を構築する。

4) 保受支援システムの構築

HTTR 保守情報の調査、保守に関する設計情報を調査し、保守支援システムを構築する。

(b) 監視制御システムの検証

HTTR/FBR/軽水炉運転員、安全設計者、システム設計者によりプロトタイプ中央制御盤による動的検証(ワークロードの計測を含む)→課題抽出→仕様確定の検証サイクルを実行し、監視制御システム仕様を確定させる。

(1 4) ガスタービン発電機

(i) 目的

本プラントでは閉サイクルのヘリウム冷却によるガスタービン発電機を採用している。タービン発電機は、動力変換容器中にコンプレッサ、タービン、熱交換器と共に1軸縦置きに配置されている。通常、タービン発電機は水平に配置されており、縦置きでの適用実績はない。また、水冷却/水素冷却/空気冷却のタービン発電機技術は確立されているが、冷却媒体にヘリウムガスを用いた発電機については技術開発の実績もない。本要素技術開発において、縦置型ヘリウムガス冷却タービン発電機を開発する。

(ii) 期待される成果

- ・縦置型タービン発電機の開発と設計技術の確立
- ・ヘリウム冷却タービン発電機の開発と設計技術の確立

(iii) 試験内容

(a) 部分モデル検証試験

縦置型ヘリウムガス冷却タービン発電機的设计を行い、懸念される部位については、部分モデル検証を行う。

- ・固定子コアの支持構造用部分モデルによる製作検証

- ・高気圧ヘリウムガス雰囲気下での絶縁特性検証
- (b) 横置型実物大モデルによるヘリウム冷却発電機の検証試験
- 横置型のヘリウム冷却発電機の実物大モデルを製作して、発電機の性能・運転特性を検証する。
- 試験条件
- ・雰囲気 : ヘリウムガス
 - ・低温ガス温度 : 35℃
 - ・発電機内ガス圧 : 6MPa(試験用圧力容器は重工殿からの供給品を使用する)
- (c) 縦置型実物大モデル発電機による検証試験
- 上記(b)項の横置型実物大モデル機を縦置型に改造し、大規模総合試験で使用するタービンと直結・駆動させて、軸系全体の軸振動特性を検証する。
- 試験条件
- ・雰囲気 : ヘリウムガス
 - ・低温ガス温度 : 35℃
 - ・発電機内ガス圧 : 6MPa

(15) 電気ペネトレーション

(i) 目的

本プラントでは、動力変換器容器に設置されたガスタービン発電機により発電を行う設計である。このため、発電機主回路は、動力変換器容器および原子炉格納容器を貫通することになる。それぞれの貫通部については、バウンダリ機能を持ち、かつ、大電流/高電圧仕様の電気ペネトレーションが必要となる。ヘリウムガス冷却炉の電気ペネトレーションの仕様を表 5.4.1-2 に示す。これらの電気ペネトレーションは、従来 PWR の電気ペネ (表 5.4.1-3) と比べて電気 (電圧/電流)、圧力、雰囲気条件、線量について実績のない仕様となるため、当該設備を新規開発する必要がある。

(ii) 期待される成果

- ・鋼製の動力変換器容器及び原子炉格納容器を構成する電気ペネトレーションの開発

(iii) 試験内容

今回開発するヘリウムガス冷却炉用電気ペネトレーションは、従来の PWR の電気ペネトレーションと比べて電気 (電圧/電流)、圧力、線量について実績のない仕様となる。しかし、高電圧/大電流の仕様を有し、絶縁性とある程度の耐圧性があるハードとしては、例えば、タービン発電機のブッシングで約 30kV/30kA の実績がある。このように、これら実績のある既存の技術をベースに、ヘリウムガス冷却炉特有の条件を取り入れて電気ペネトレーションの設計・試作を行うことができると考えられる。また、試験としては、表 5.4.1-4 に示す単体での特性試験、寿命試験および実機相当の総合試験を行うことで電気ペネトレーションの健全性を確認することができる。

(iv) 発電機ブッシングを応用した電気ペネトレーションについて

PWR プラントにおける電線貫通部は電圧 6.6kV、電流約 500A (250mm² 電線相当) が定格であり、20kV、26000A の実績はない。また、圧力条件についても 6MPa (動力変換容器貫通部)、0.65MPa (事故時原子炉格納容器貫通部) の実績はない。したがって、発電機ブッシング (発電機から外へ導体を引き出す部分) をベースに、ヘリウムガス冷却炉の貫通部壁厚、圧力条件を取り入れて、設計していくことになる。現状の電気ペネトレーションは、導体と周囲の充填材によりバウンダリ機能を確保しているが、このブッシングも導体と絶縁物の間は気密を保つことが出来、バウンダリ機能を確保することが出来る (基本的に現状のブッシングは電気ペネトレーションと同様の構造を有する)。

また、電気ペネトレーション本体と原子炉格納容器構造材は現状溶接されているが、当該大容量ペネトレーションについても図 5.4.1-15 に示すブッシング本体をペネトレーションと同様に溶接する等により、原子炉格納容器構造材との気密性も確保できると考える。図 5.4.1-15 に示すブッシングは、24kV/33kA であり、ヘリウムガス冷却炉の電圧/電流条件を上回っており、電気ペネトレーションに要求される絶縁などの電氣的性能は既存のブッシングに求められているものと基本的に変わらないことから、技術対応は可能であると考えられる。

したがって、開発課題としては、ヘリウムガス冷却炉特有の「貫通部壁厚、圧力条件、放射線条件、冷却方式」となる。

表 5.4.1-1 各機器の試験内容

開発項目	試験規模	試験条件	試験内容
(1) 縦置タービン・圧縮器の開発	コンプレッサに重点をおいた試験として、1/3 スケールで段数は、10 段程度の部分モデルとする。	コンプレッサ 入口圧力 2.0MPa コンプレッサ 入口温度 35℃	コンプレッサの性能曲線，サージマージン等の試験を行う。
(2) 縦置き発電機の開発	縦置発電機の設計を行い、クリティカルとなる点を洗い出して、部分モデル試験を行う。	縦置発電機の設計結果から設定する。	固定子支持構造，通風冷却方法について試験を行う想定
(3) 磁気軸受の開発	実規模のスラスト磁気軸受を操作して単体性能試験を行う。	実機のスラスト荷重と回転数条件	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量磁気軸受の試作（実機規模） ・単体の性能試験
(4) 再生熱交換器の開発	実機で操作する際の 1 ブロック寸法（幅×奥行×高さ：1m×1m×0.2m）程度で試作	高圧側と低圧側の実機条件の温度差，圧力差を与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・プレートフィン構造の試作（切断・ろう付け状態の確認用、耐圧試験用に最低各 2 ブロック必要） ・温度差と圧力差を与えたプレートフィン構造健全性試験
(5) 前置冷却器，中間冷却器の開発	実機寸法のフィン付ヘリカルコイルの試作（複数体の試作）	—	<ul style="list-style-type: none"> ・製造方法を変えたヘリカルコイル試作 ・製品の耐圧，漏洩及び寸法検査
(6) 軸系振動の確認	1/3 スケールでの模擬荷重を用いた軸系総合試験	実機と同じ回転数	<ul style="list-style-type: none"> ・軸系総合振動特性試験 ・磁気軸受の振動制御試験
(7) ピストンリングシールの開発	実規模ピストンリングの製作 単体性能試験	実機条件での差圧を考える。	<ul style="list-style-type: none"> ・ピストンリングの試作 ・シールリーク性能試験

表 5.4.1-2 ヘリウムガス冷却炉：電気ペネトレーション仕様

	電 圧	電 流	圧 力	雰囲気温度	線量率
動力変換器容器貫通部	15kV	12kA	6.0MPa	35℃ (He ガス)	0.4 Rad/h
原子炉格納容器貫通部	15kV	12kA	0.65MPa* ¹	55℃ (空気)	7.2E+7 Rad/h* ²

(注)*1.事故時の値を示す。

*2.事故時の線量率。総線量は×30日とする。

表 5.4.1-3 PWR：電気ペネトレーション仕様

	電 圧	電 流	圧 力	雰囲気温度	線量率
原子炉格納容器貫通部	6.6kV	約 210A	0.41MPa* ¹	55℃ (空気)	2.0E+8 Rad* ²

(注)*1.事故時の値を示す。

*2.事故時 1 回を含む 40 年間の総線量。

表 5.4.1-4 電気ペネトレーション開発時の実施項目

実施項目		内容
設計 試作 試験	設計	<p>発電機ブッシング技術を応用した電気ペネは、通常電流、電気事故電流、耐電圧等の電気設備設計上で考慮すべき技術的課題は既にクリアされている設計であるが、He ガス炉特有条件および電気ペネに要求されている特有事項を取り入れ、開発要素のある部分については新設計を実施する。</p> <p>冷却：壁厚、雰囲気温度等を条件に除熱量を計算。既設の発電機ではブッシングと発電機本体の冷却装置は統合されており、ブッシングの冷却設備としては、冷媒の通る配管等のみとなると考えられる。</p> <p>耐圧：動力変換器圧力、原子炉格納容器圧力等を条件に強化を実施。（現状のガラスペネの技術と同等と考えられる）</p> <p>放射線：特性試験時に健全性の確認を行う。</p> <p>耐震性：現状のペネと同等の耐震性を確保する。（現状のガラスペネの技術と同等と考えられる）</p> <p>〔電気設計について、例えば絶縁については、電流/電圧は既設実績範囲内にあり、開発要素は特段なし。〕</p>
		<p>概形：当該設備と同等の電気出力をもつ既設ブッシング（1相分）は、重量約 250kg、長さ 920mm、径 470mm であり、この周囲に気密性を保つための充てん材の印加等を加えることにより電気ペネの機能を達成させることになると考えられる。</p>
	試作	<p>1 相分の電気ペネを数個作成する。また、下記特性試験、寿命試験に必要な圧力試験用容器等の治工具を製作する。</p>
	特性試験	<p>(1) 電圧に対する絶縁特性</p> <p>(2) 大電流に対する温度上昇試験</p> <p>(3) 耐圧力試験</p> <p>(4) 放射線照射試験</p> <p>(5) 耐震試験</p> <p>等を行い設計値に対する評価、健全性の確認を行う。</p>
	寿命試験	<p>通電による温度上昇、圧力、放射線等に対する寿命評価試験を行う。</p>
総合試験	製作	<p>総合試験に合わせて実機相当の電気ペネを製作する。</p>
	試験	<p>実機相当の使用環境で性能を確認する。</p>

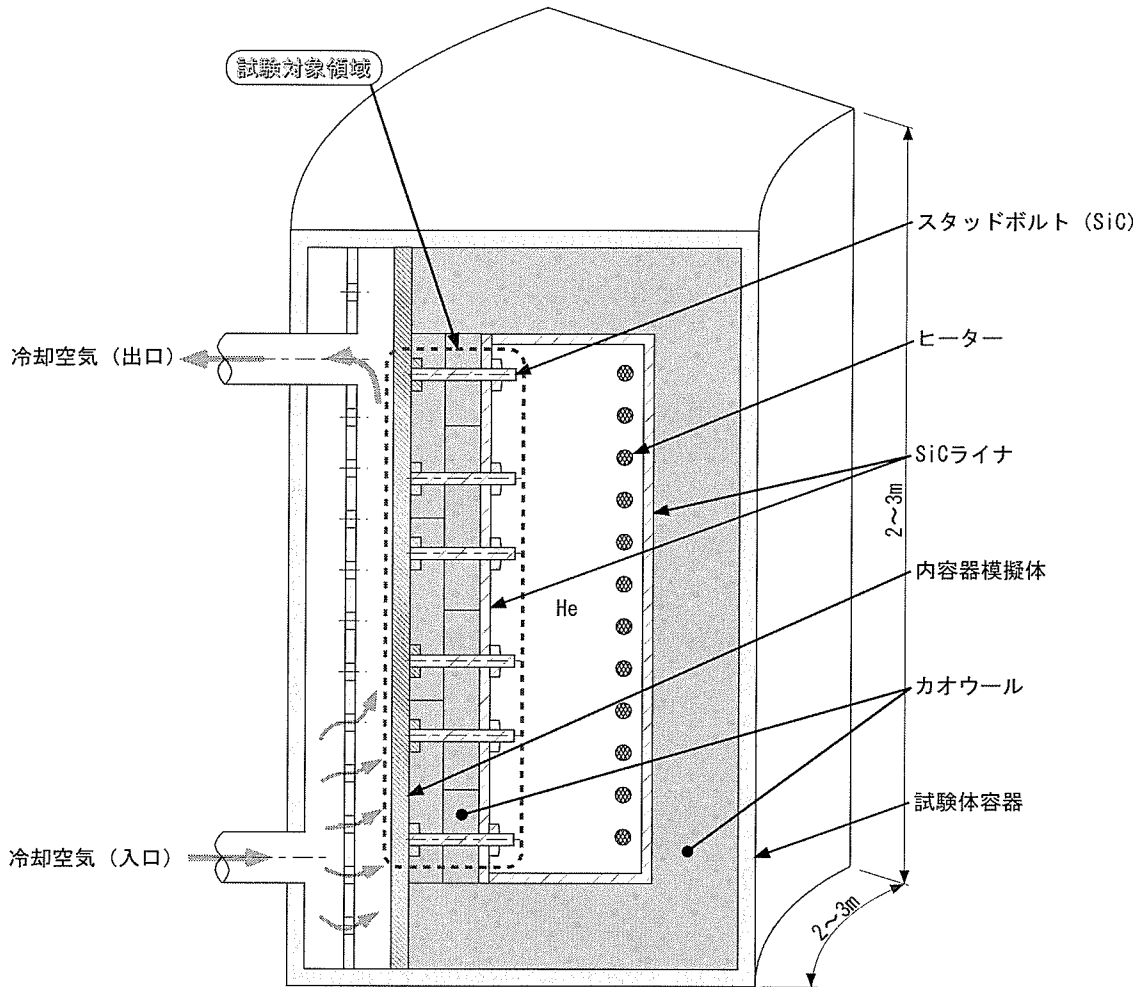


図 5.4.1-1 断熱材性能確認試験装置概念 (RV 内容器用)

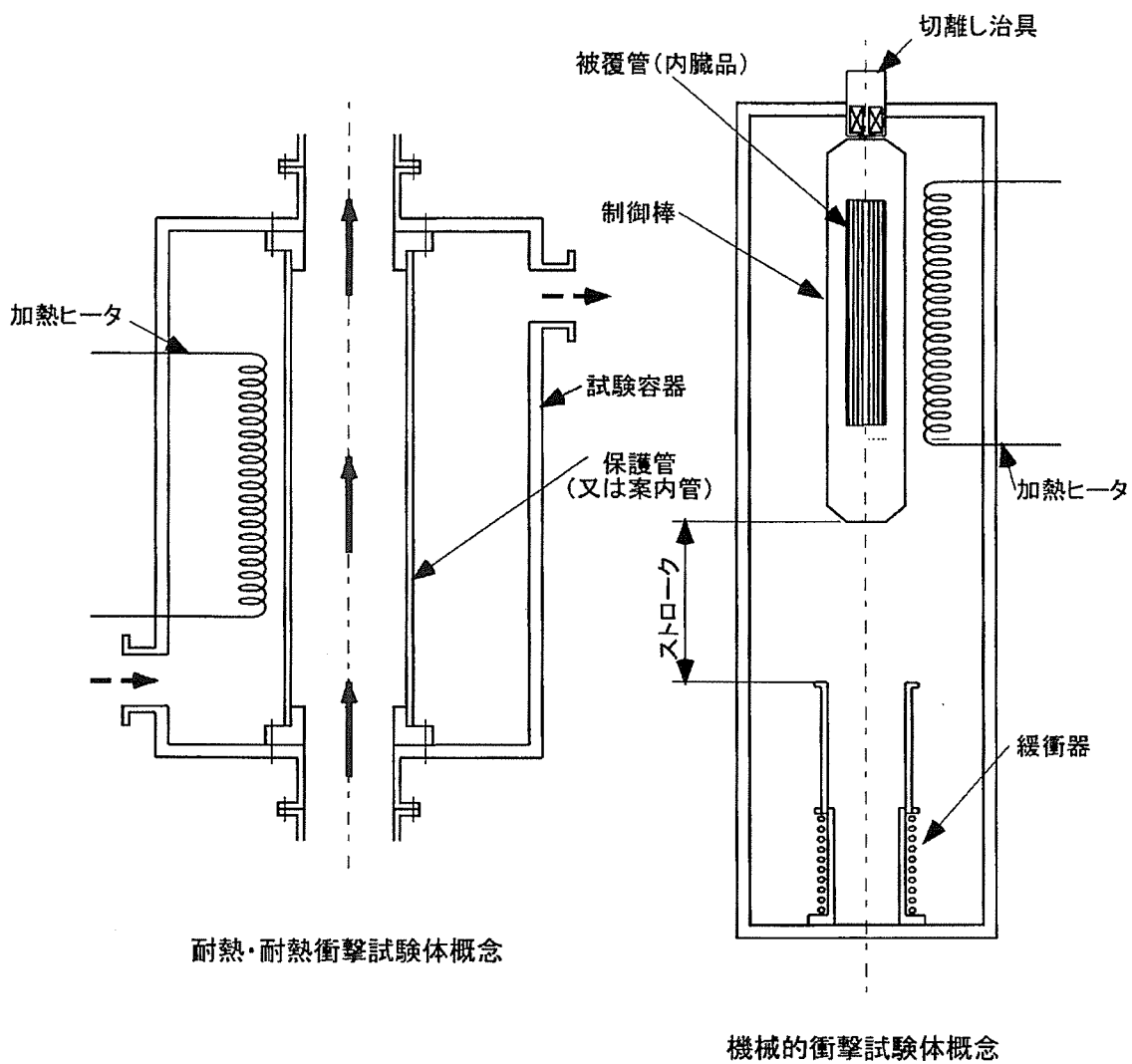
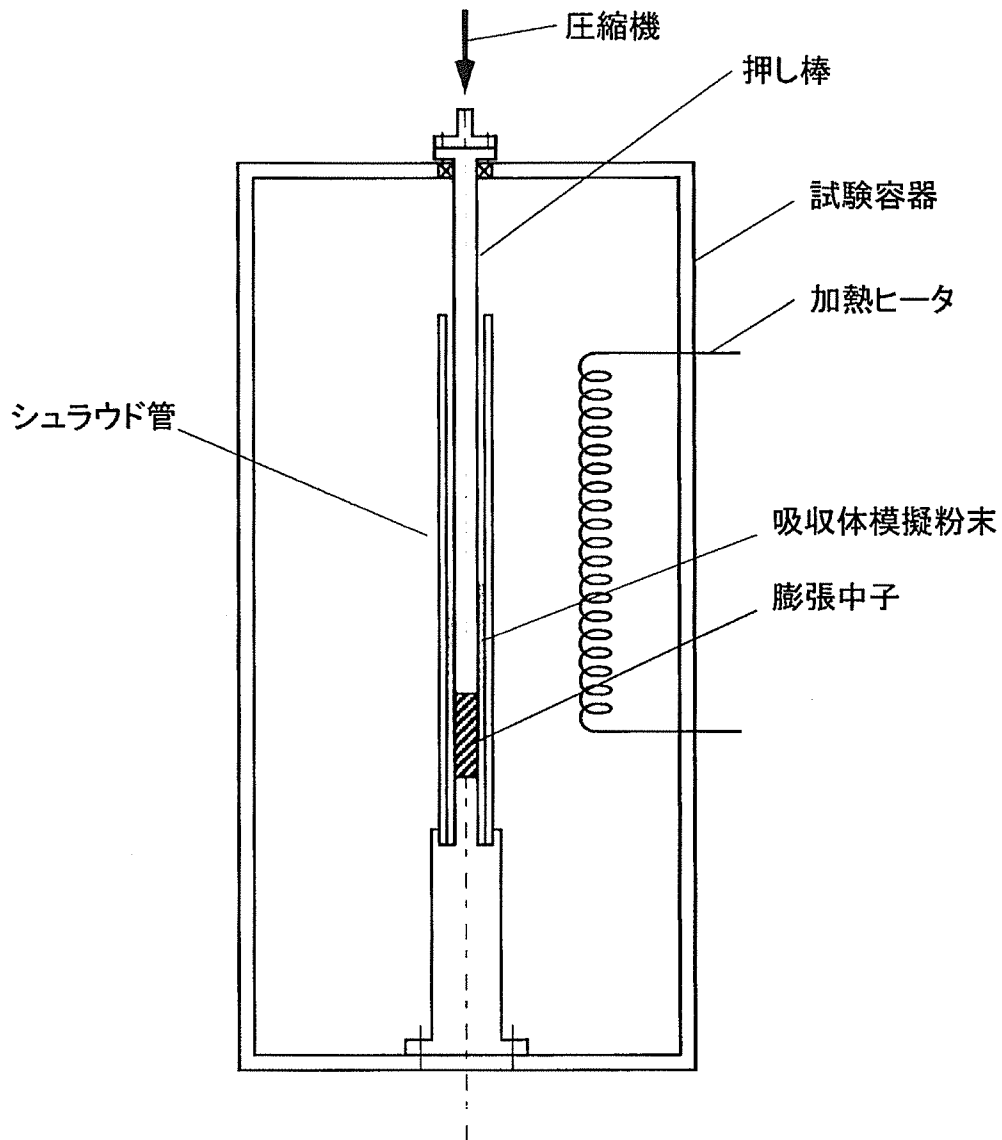


図 5.4.1-2 構造材料試験概念



ACMI試験機概念

図 5.4.1-3 ACMI 試験機概念

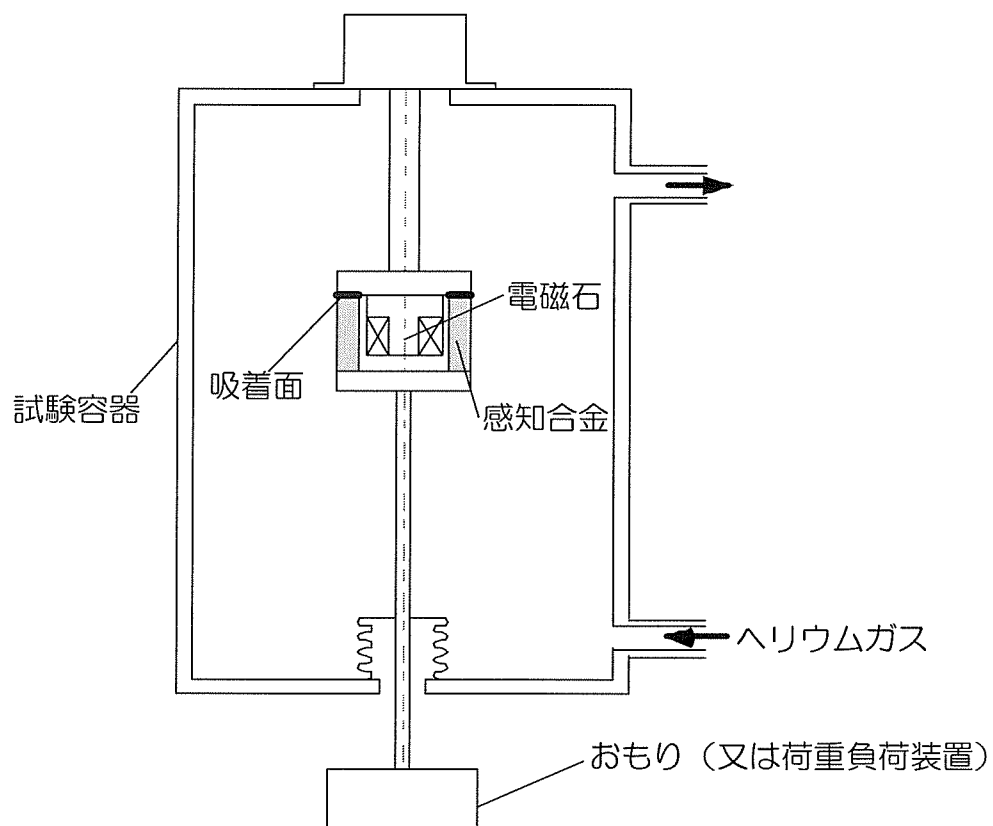


図 5.4.1-4 SASS 要素試験装置概要

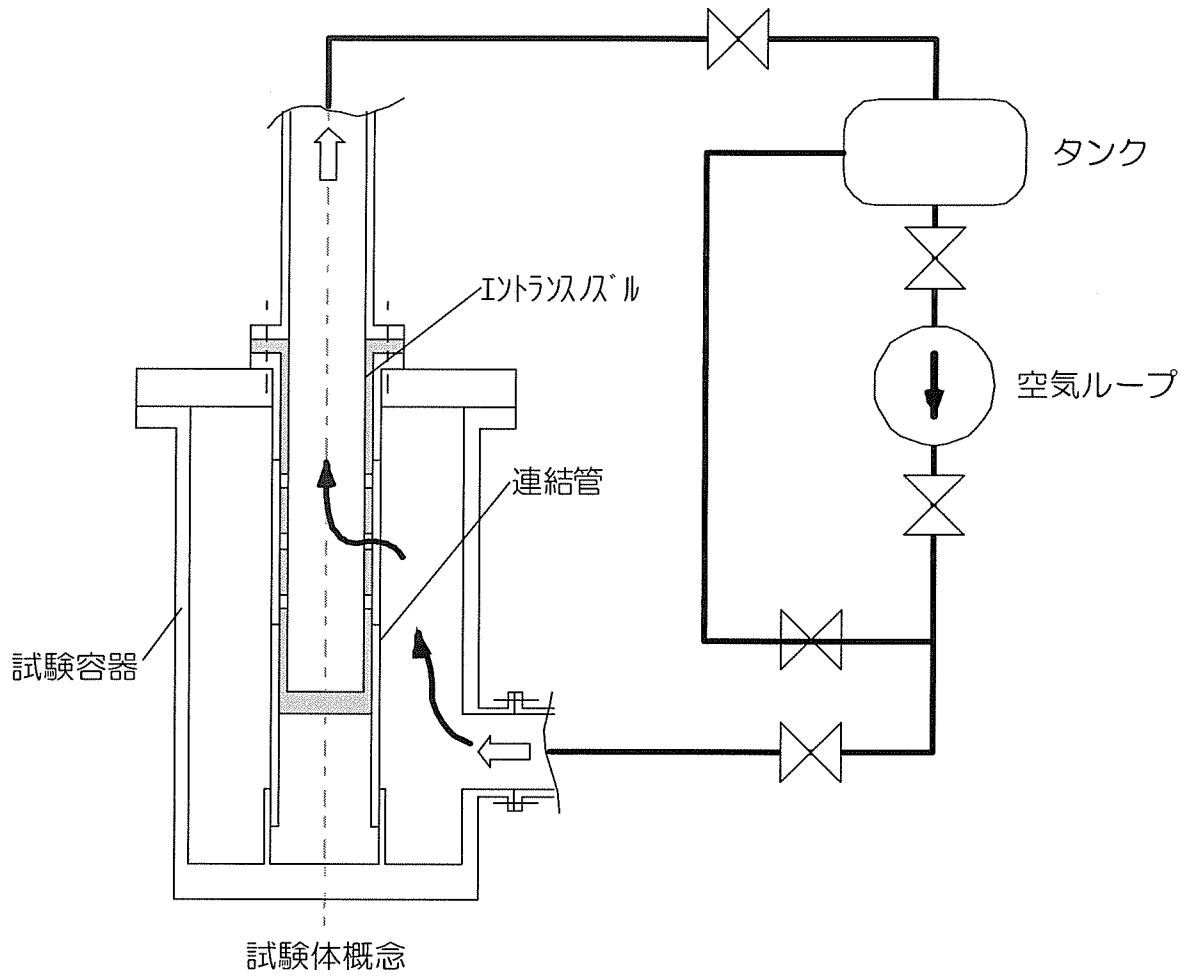


図 5.4.1-5 基本流動特性試験概要

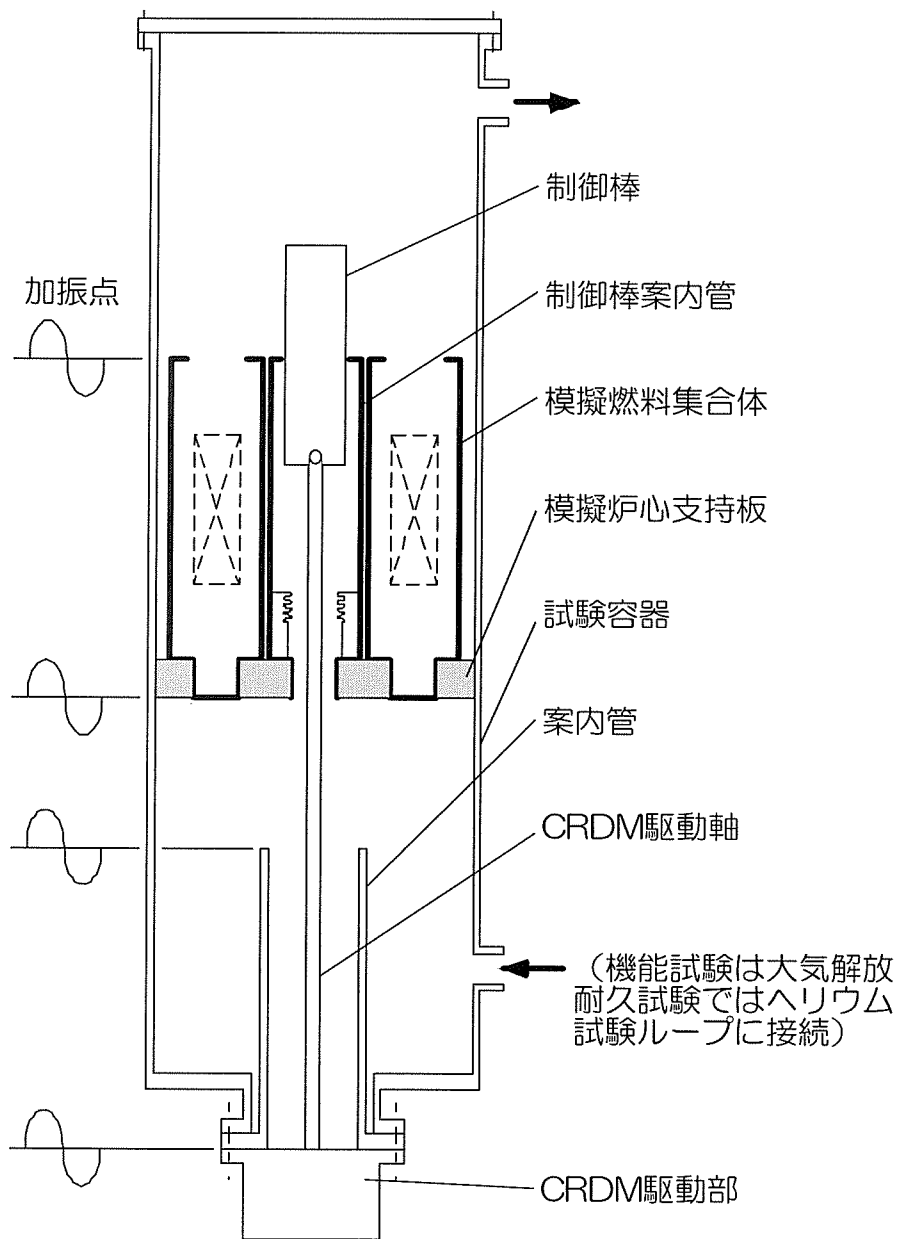


図 5.4.1-6 加震試験概要

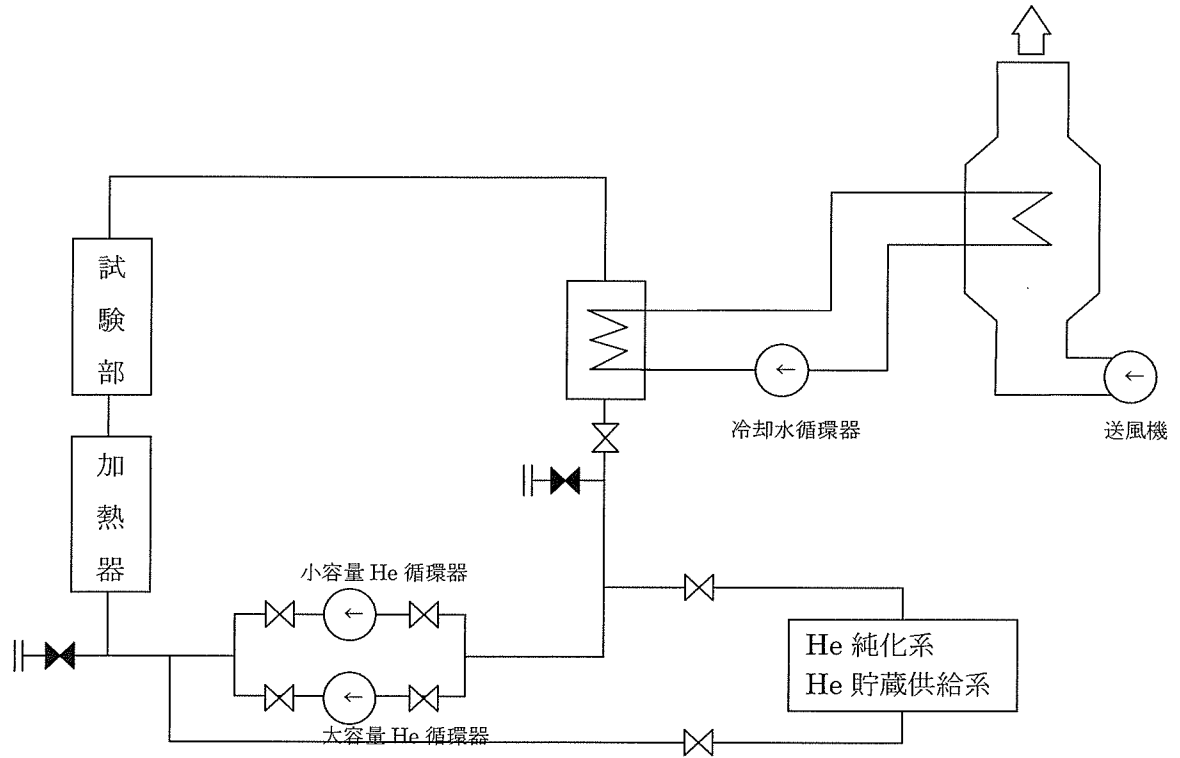


図 5.4.1-7 試験ループ概念

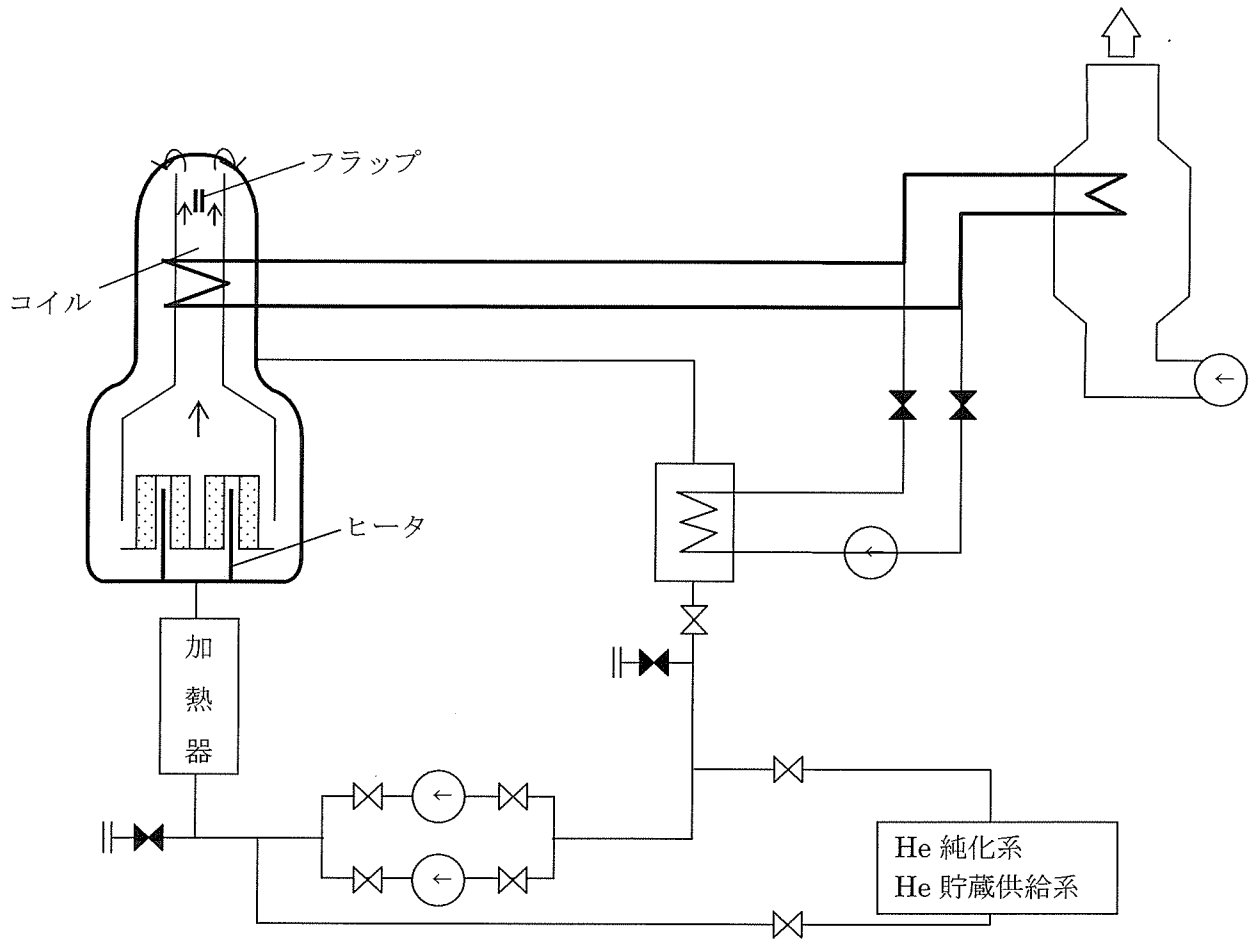


図 5.4.1-8 強制循環・自然循環 試験概念図

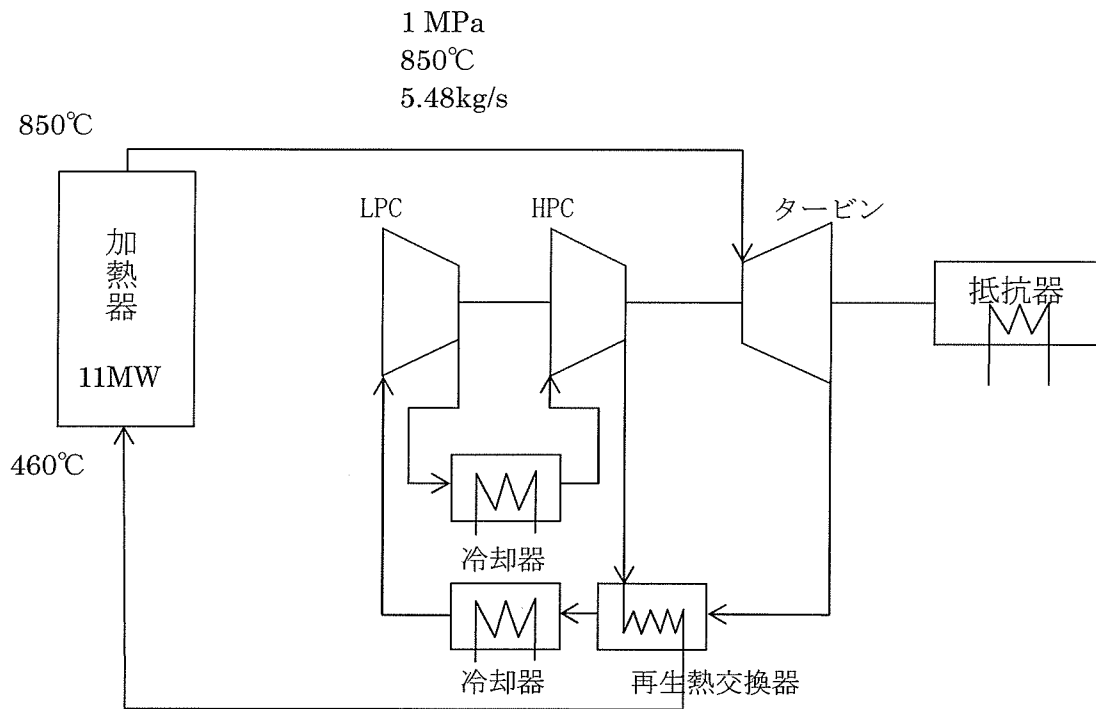


図 5.4.1-9 小規模総合試験概念図

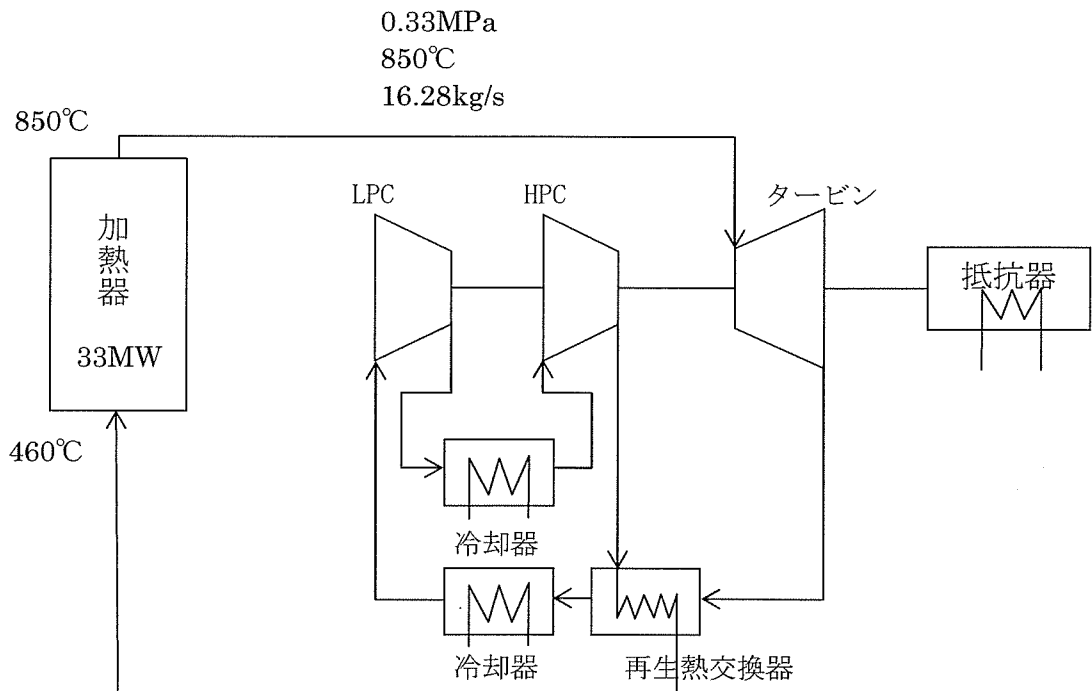


図 5.4.1-10 大規模規模総合試験概念図

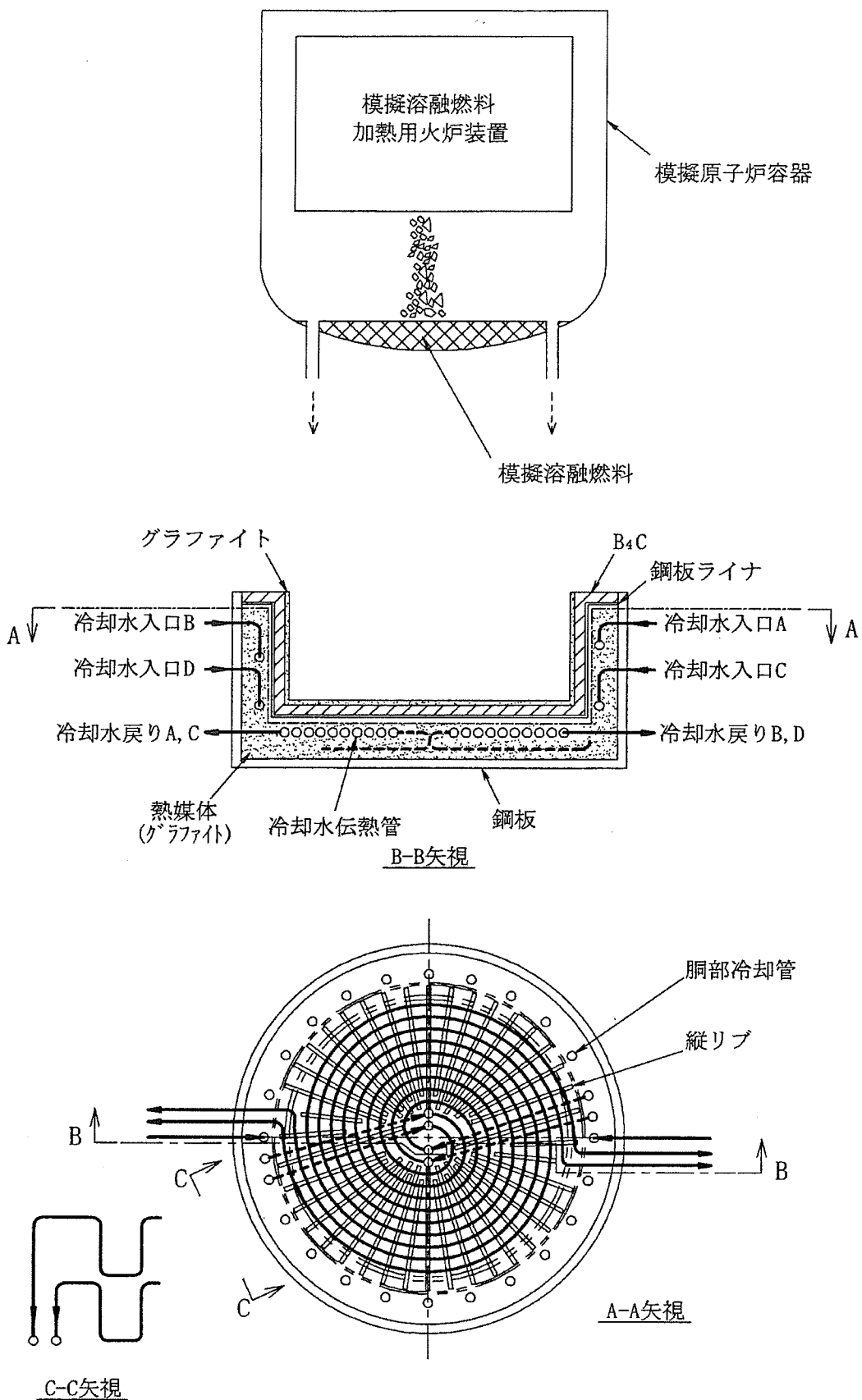


図 4.3.2.10-1 模擬試験装置の概念

図 5.4.1-11 模擬試験装置概念

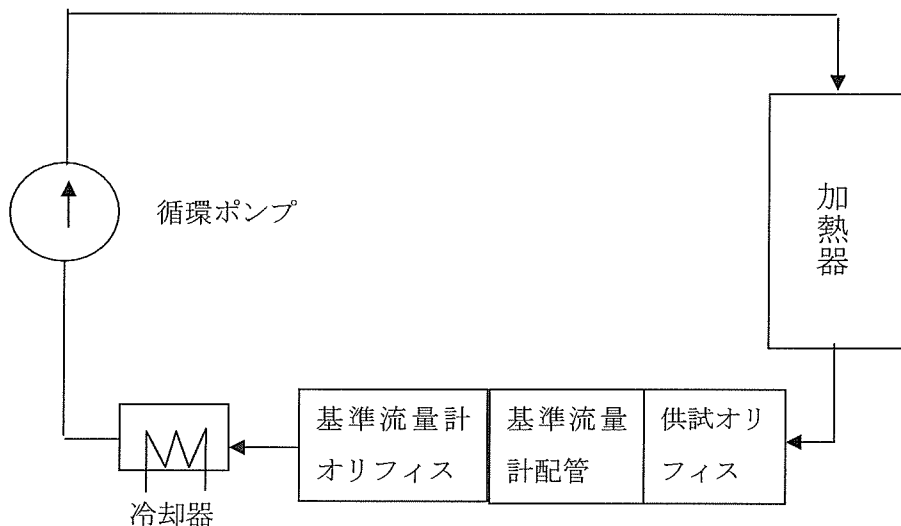


図 5.4.1-12 小規模総合試験装置

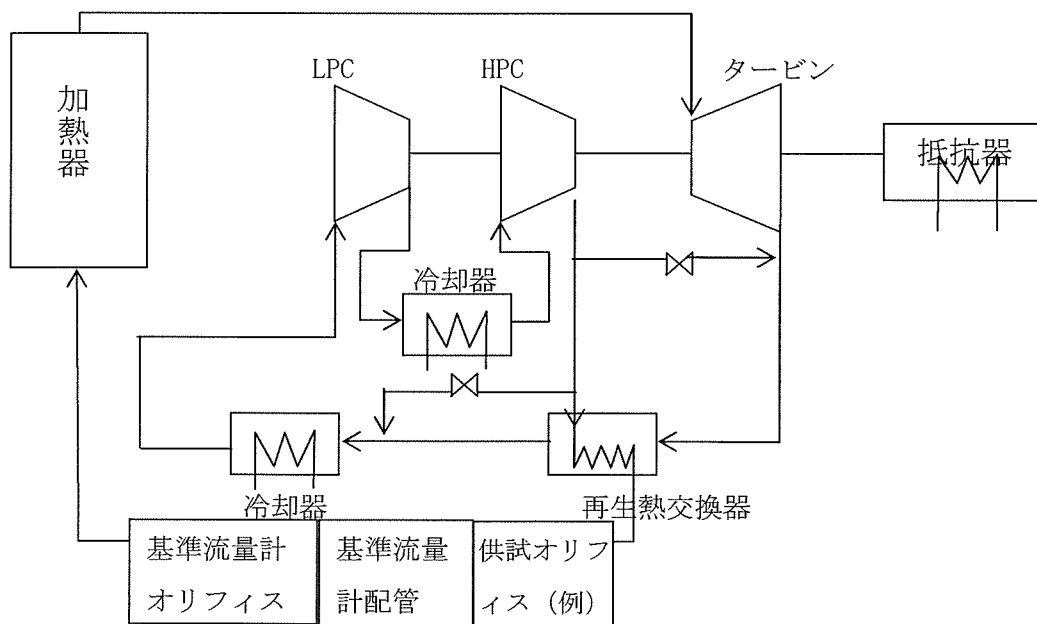


図 5.4.1-13 大規模総合試験装置

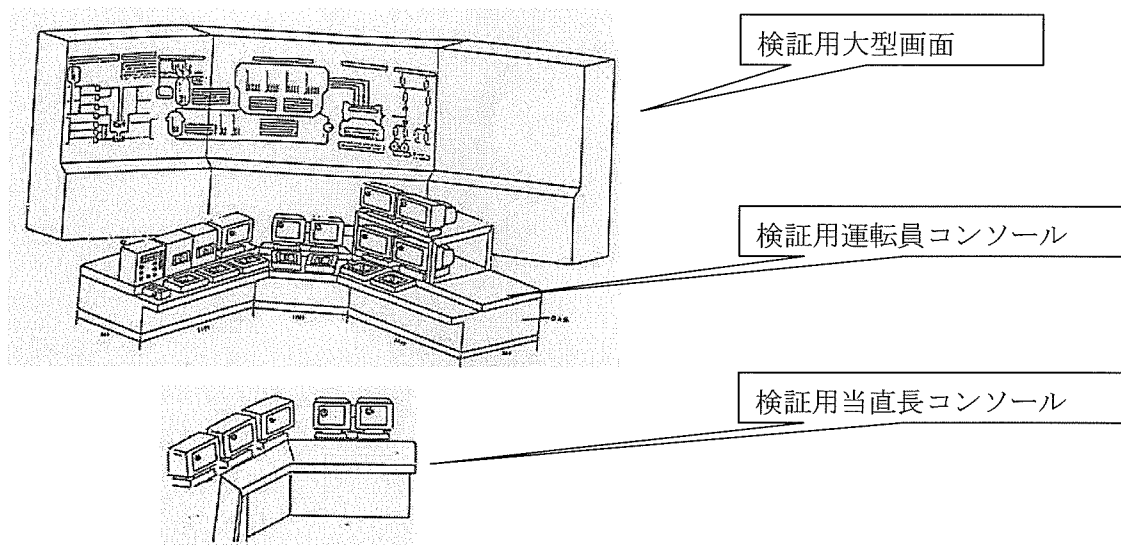
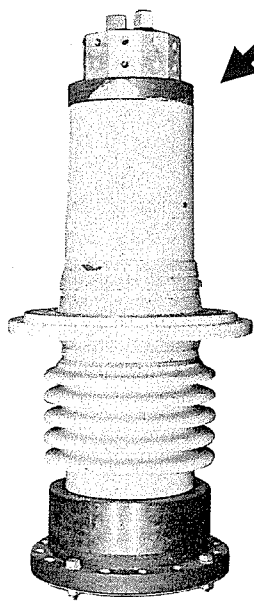
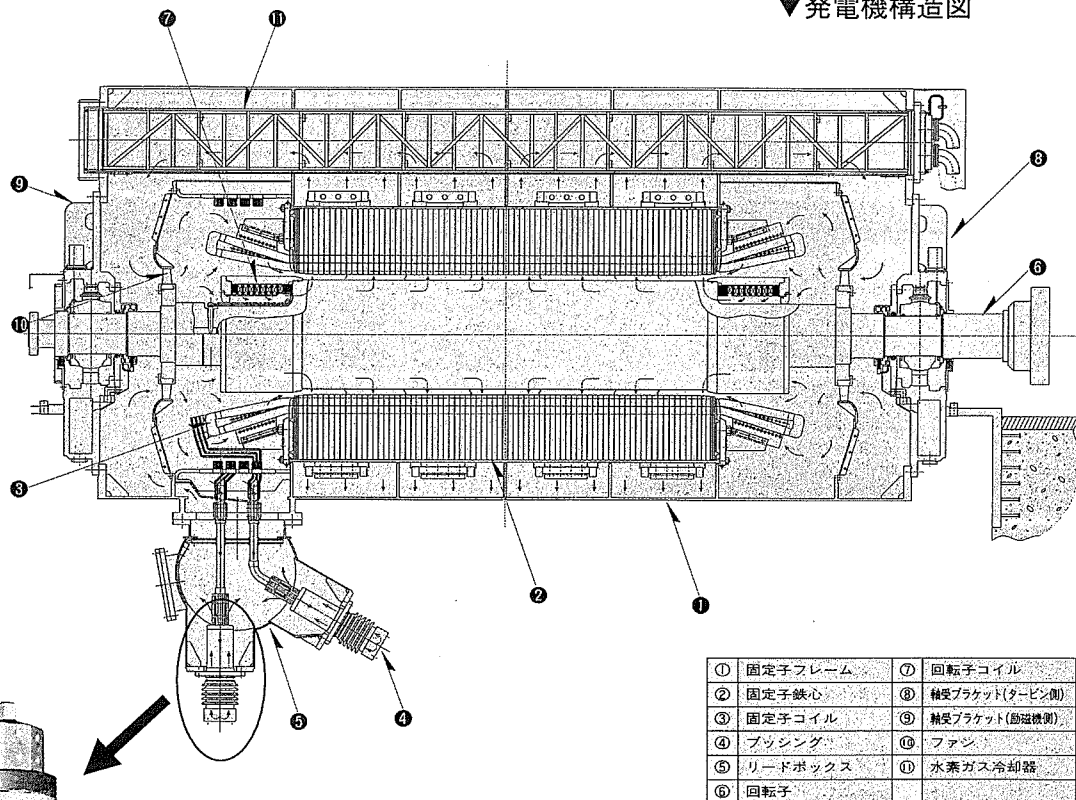


図 5.4.1-14 高度化監視制御システム検証装置

▼発電機構造図



▲24kV33kA 水冷ブッシング

(一相分)

【検討課題】

(1) 電圧に対する絶縁特性

既設の発電機ブッシング実績の範囲内であり、問題なし。

(2) 大電流に対する温度上昇

電流値は既設実績範囲内であるが、He ガス炉における冷却方式（既設では、水あるいは水素冷却）の検討および、壁厚を考慮した冷却量を考慮する必要がある。（従来電気ペネでは冷却は不要であった。）

(3) 耐圧力及び放射線

設計値に対する評価、健全性の確認を行う必要がある。

図 5.4.1-15 タービン発電機組立断面図（参考図）

5. 4. 2 試験炉等

前項の各要素技術開発による技術基盤の整備完了を 2017～2020 年頃と想定し、その後に構想される試験炉等（実験炉、原型炉など）について、そのプラント概要を検討する。

(1) 実験炉

ヘリウムガス冷却炉における種々の燃料型式の照射ベッドとしての実験炉を開発する。炉心燃料の照射試験を主目的とするため、ガスタービンは実用炉の 1/3 スケール程度の大きさとする。1/3 スケールのガスタービンを実験炉にて実証しておくことにより、原型炉及び実用炉へのスケールアップが見通せると考える。実用炉の 1/3 スケールタービンとするため、熱出力は約 70MWt とする（熱出力はタービン断面積に比例すると考えられるため、実用炉のタービン出力 600MWt の 1/9 の約 70MWt とする）。

プラント構成は、原子炉容器と補助炉心冷却系及びタービン容器 1 基からなる 1 ループ構成とする。ガスタービンは発電機及びコンプレッサ等を 1 軸で連結した 1 軸縦置きタービン方式とし、1 軸縦置き型タービン方式の実証を行う。

原子炉出入口温度条件及び圧力条件は、実用炉と同一とし、プラント熱効率も実用炉と同程度とする。

実験炉の運転時期においては、プラントを構成する個々の機器設備の要素技術は基本的に開発済みという前提に立っており、実験炉では実機プラントとしての実証を主目的とする。主要な試験項目ならびに実施項目は以下の通りである。

- ・ 炉心燃料・材料の照射試験
- ・ 実用炉の 1/3 スケールでの縦型 1 軸タービン方式の実証
- ・ 下部挿入型制御棒駆動装置の実機による実証
- ・ SASS 作動試験
- ・ 補助炉心冷却系（崩壊熱除去系）の実証試験
- ・ ISI 装置の実機における適用
- ・ 本プラント概念の運転・保守経験の蓄積

(2) 原型炉

実験炉での燃料照射実績を踏まえ、実用炉に向けての出力アップを指向した原型炉を開発する。そのため、ガスタービンは実用炉と同一規模の（600MWt）のものとし、1 ループ構成プラントでの技術的な実証を行う。

原子炉出入口温度条件及び圧力条件は、実用炉と同一とし、プラント熱効率も実用炉と同程度とする。

原型炉の主目的は、実用炉で採用を想定している出力規模のガスタービンの実機における実証と、実験炉と比べて出力アップとなった実用炉に向けての大型燃料集合体の照

射実績の蓄積である。

したがって、原型炉での試験項目ならびに実証項目は、実験炉と同様の項目であるが、その出力アップに伴う大型化した機器での実証となる。

- ・大型燃料集合体の照射試験
- ・実スケールの1軸縦置き型タービン方式の実証
- ・運転・保守経験の蓄積

(3) 実用炉

原型炉の次のプラントは実用炉（商用炉）とする。

実用炉における出力は、原型炉での実績を積んだ縦型1軸タービン（出力600MWt）のループ数を増やすことで対応する。

表 5.4.2-1 実験炉及び原型炉の主要仕様案

項目	実験炉仕様	原型炉仕様
原子炉型式	被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却 高速増殖炉	被覆粒子型燃料ヘリウムガス冷却 高速増殖炉
電気出力（発電端）	33 MWe	280 MWe
熱出力	70 MWt	600 MWt
ループ数	1 ループ	1 ループ
1 次系 He 温度	460°C/850°C（入口/出口温度）	460°C/850°C（入口/出口温度）
1 次系流量	124 t/h	1066 t/h
1 次系圧力	6 MPa	6MPa
タービン発電機	1 基/プラント	1 基/プラント
プラント熱効率	約 47%	約 47%
炉心・燃料	被覆粒子型燃料 その他	被覆粒子型燃料 その他
燃料集合体型式	被覆粒子燃料内蔵集合体 その他	被覆粒子燃料内蔵集合体 その他
原子炉容器型式	鋼製原子炉容器	鋼製原子炉容器
原子炉停止系	制御棒駆動装置下部設置	制御棒駆動装置下部設置
炉心上部機構	無し (制御棒下部駆動, 上部燃料交換)	無し (制御棒下部駆動, 上部燃料交換)
1 次系接続容器	2 重管方式	2 重管方式
補助炉心冷却系	原子炉本体上部設置型 直接炉心冷却：50%×4 系統	原子炉本体上部設置型 直接炉心冷却：50%×4 系統
原子炉格納施設	鋼製原子炉格納容器	鋼製原子炉格納容器
燃料減衰待貯蔵	炉外燃料貯蔵方式（水冷却）	炉外燃料貯蔵方式（水冷却）
炉内燃料交換	パンタグラフ式燃料交換機	パンタグラフ式燃料交換機

5. 4. 3 開発期間・開発費用

(1) 要素技術開発

5.4.1 項にて、列挙した枢要技術の課題解決に向けた研究開発計画を整理した。

開発期間、開発費用を図 5.4.3-1 に示す。本開発工程表は、各年度の予算配分などは考慮せず、各研究開発を最短で完遂させるために並行して開発を進めた場合のものである。

開発期間としては、プラント関連で長い開発期間が必要とされると考えられるものは、ガスタービン、コアキャッチャー、ガスタービン発電機などで、最も期間が長いもので約 12 年であった。

開発費用の合計としては、約 550 億円となった（3次元免震装置含む。炉心燃料及び再処理関連は含まず）。

(2) 試験炉等

要素技術開発による技術基盤の整備完了を前項(1)項より 2017～2020 年頃と想定し、その後に構想される試験炉等について開発工程を検討する。なお、試験炉等のプラント概要は 5.4.2 項に示す。

実験炉、原型炉の建設工程、概略の建設費を以下に記す。

(i) 実験炉

(a) 建設工程

2030 年台前半での実験炉の運転開始を目標に、2030 年頃までに実験炉の建設を終了させる工程とする。

概念設計 (2018～2019)

基本設計 (2020～2022)

詳細設計 (2023～2027)

実験炉建設 (2028～2031)

(b) 建設費

約 900 億円

(ii) 原型炉

(a) 建設工程

実験炉での約 10 年間燃料照射試験を原型炉に反映させるため、2040 年台前半での原型炉の運転開始を目標とする。このため、2040 年頃までに原型炉の建設を終了させる工程とする。

概念設計 (2028～2029)

基本設計 (2030～2032)

詳細設計 (2033～2037)

実験炉建設 (2038～2041)

(b) 建設費

約 1950 億円

(3) 実用炉

原型炉の次のプラントは実用炉（商用炉）とし、2050 年台前半の運転開始を目標とする。

工程 実施項目/年度	フェーズⅢ												(単位ポイント)
	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	
1. 断熱材ライナ	0.4												
(1)試験計画・予備試験 ・試験計画立案 ・予備試験の実施		1.8	1.8	1.8	1.8								
(2)ライナ・取付構造用材料開発 ・試験片製作 ・材料試験						1.2	0.7	0.7	0.7				
(3)高温耐久試験/断熱性確認試験 ・高温耐久試験 ・断熱性確認試験													
(各年度小計)	0.4	1.8	1.8	1.8	1.8	1.2	0.7	0.7	0.7	0	0	0	10.9
2. 制御棒	0.6	0.6											
(1)製作性検討 ・部品加工性検討 ・組立性検討		0.2	0.4										
(2)構造材料試験 ・試験片製作 ・材料試験				1.2	1.8								
(3)制御棒試作 ・設計(主及び後備系) ・試作(主及び後備系)	0.6	0.6	0.6	1.2	0.6								
(4)高温シュラウド管の開発 ・材料検討、材料試験 ・試作試験 ・高温ACMI試験 ・照射試験													
(各年度小計)	1.2	1.4	1	2.4	2.4	0	0	0	0	0	0	0	8.4
3. 受動的炉停止機構(SASS)	0.2												
(1)試験計画 ・試験計画立案 ・試験方法の検討		0.6	0.4										
(2)感知合金開発 ・B-H試験用コイルの開発 ・感知合金の試作			0.6	0.6	0.6	0.4	0.4						
(3)材料試験(感知合金コイル) ・B-H,VSM試験 ・強度試験 ・感知合金熱時効試験 ・コイル耐熱試験													
(4)SASS要素試験* ・試験体設計、製作 ・要素試験装置設計、製作 ・保持力特性試験 ・応答特性試験 ・耐熱試験			1.2	3.6	1.2	0.6	0.6	0.6	1.8				
(各年度小計)	0.2	0.6	2.2	4.2	1.8	1	1	0.6	1.8	0	0	0	13.4
4. 流量調節機構	0.5												
(1)試験計画 ・試験計画立案 ・試験方法の検討		1.2	0.6										
(2)基本特性試験(常温,気中) ・試験体設計、製作 ・試験装置設計、製作 ・基本特性試験				3.6	2.4	1.2	0.6	0.6	1.2				
(3)流動特性試験(高温,He中)* ・試験体設計、製作 ・試験装置設計、製作 ・流動特性試験 ・耐久試験(エロージョン特性)													
(各年度小計)	0.5	1.2	0.6	3.6	2.4	1.2	0.6	0.6	1.2	0	0	0	11.9

図 5.4.3-1 (1/4) 開発工程及び開発費用 (プラント関連)

実施項目/年度	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	(単位ポイント)
5. 下部挿入型制御棒駆動機構(下部挿入型CRDM)			0.5										
(1)試験計画 ・試験計画立案 ・試験方法の検討				6	8.4								
(2)試験体、装置製作 ・試験体(主及び後備系)設計、製作 ・試験装置設計、製作						1.2	1.2						
(3)機能試験(常温、気中) ・主炉停止系機能試験 ・後備炉停止系機能試験								1.2	1.2				
(4)加振試験(常温、気中) ・主炉停止系機能試験 ・後備炉停止系機能試験										1.8	2.4	2.4	
(5)耐久試験(高温He中)* ・主炉停止系機能試験 ・後備炉停止系機能試験													
(各年度小計)	0	0	0.5	6	8.4	1.2	1.2	1.2	1.2	1.8	2.4	2.4	26.3
6. 補助炉心冷却系熱交換器	0.6												
(1)試験計画 ・試験計画立案						3.6	3.6						
(2)要素試験 ・フラップ(逆シダンパ)の開発 ・フラップ軸受の開発 ・フラップシール材の開発													
(3)ヘリウム伝熱流動試験 ①補助冷却系製作 ・設計 ・製作		2.4	12										
②原子炉セクタースケールモデル製作 ・セクターモデル設計 ・セクターモデル製作			2.4	4.8									
③解析・試験 ・解析評価 ・試験					2.4								
④ヘリウムループ(A)製作 ・ループ設計 ・ループ製作 ・ループ据付・調整		2.4	18	18									
(各年度小計)	0.6	4.8	32.4	22.8	2.4	3.6	3.6	0	0	0	0	0	70.2
7. 供用期間中検査装置(ISI装置)	2												
(1)装置システムの設計													
(2)搬送装置の試作、改良、試験 ・試験体・装置の設計 ・試験体・装置の製作 ・試作、改良、試験		4	4	4									
(3)実機模擬試験 ・試験体・装置の設計 ・試験体・装置の製作 ・機能確認試験・改良					8	8	4						
(各年度小計)	2	4	4	4	8	8	4	0	0	0	0	0	34
8. ガスタービン	0.5	0.5											
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成													
(2)各機器の開発・試験 ・縦置きタービン・圧縮器の開発 ・縦置き発電機の開発 ・磁気軸受の開発 ・再生熱交換器の開発 ・前置冷却器、中間冷却器の開発 ・軸系振動の確認 ・ピストンリングシールの開発			3	8.5	8.5	8.5	8.5						
(3)小規模総合試験 ・試験ループ(B)の設計 ・試験ループ(B)製作 ・機器製作 ・試験					2	10	10						
(3)大規模総合試験 ・試験ループ(C)の設計 ・試験ループ(C)製作 ・機器製作 ・試験						5	10	15	10				
(各年度小計)	0.5	0.5	3	8.5	10.5	33.5	58.5	43	35	5	5	0	203

図 5.4.3-1 (2/4) 開発工程及び開発費用 (プラント関連)

実施項目/年度	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	(単位ポイント)
9. 原子炉格納容器	0.1	0.1											
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成													
(2)格納容器に要求される機能の抽出 ・設計検討 ・解析評価			0.1	0.1	0.1								
(3)材料適用性評価試験 ・材料手配 ・試験実施 ・解析評価						1	1	1					
(4)格納容器貫通部耐圧試験 ・試験装置の設計 ・試験装置製作 ・試験実施									1	1	1		
(各年度小計)	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	1	1	1	1	1	1	0	6.5
10. コアキャッチャー	0.1	0.1											
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成													
(2)コアキャッチャーの開発 ・設計検討 ・解析評価			0.5	0.5	0.5								
(3)模擬試験装置での試験 ・試験装置の設計 ・試験装置製作 ・試験実施 ・解析評価						2	2	2					
(4)模擬試験装置での再試験 ・試験装置の改良設計 ・試験装置改造 ・試験実施									2	2	2		
(各年度小計)	0.1	0.1	0.5	0.5	0.5	2	2	2	2	2	2	0	13.7
11. 中性子検出器				0.2									
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成													
(2)検出器試験体の設計・製作、基本性能確認試験 ・検出器試験体の設計 ・検出器試験体の製作 ・基本性能確認試験 ・検出器試験体の改良					0.5	1.5	1.5						
(3)高温耐久性試験 ・高温耐久性試験								1					
(4)照射実証試験 ・照射実証試験									1	1			
(各年度小計)	0	0	0	0.2	0.5	1.5	1.5	1	1	1	0	0	6.7
12. 流量計			0.1	0.1									
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成													
(2)小規模総合試験ループを用いた試験 ・試験ループの改造設計 ・試験ループの改造 ・流量計試験体製作/校正試験					0.2	0.5	1	0.5					
(3)耐環境試験 ・伝送器試験体製作/試験									1				
(4)大規模総合試験ループを用いた試験 (・試験ループの設計) (・試験ループの製作) ・流量計試験体製作/校正試験										1	0.5		
(各年度小計)	0	0	0.1	0.1	0.2	0.5	1	0.5	1	1	0.5	0	4.9

図 5.4.3-1 (3/4) 開発工程及び開発費用 (プラント関連)

実施項目/年度	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	(単位ポイント)
13. 中央監視設備			0.1	0.1									
(1)開発計画 ・開発事項の確認 ・開発計画の作成 ・試験計画の作成					1	2.5	2.5	2.5		0.5	0.5		
(2)検証用中央制御監視システムの設計・製作 ・動特性を処理可能なシミュレーターソフトの開発 ・監視統合画面、大型画面の構築 ・保守支援システムの構築						0.2	0.3	0.3	0.3				
(3)検証用手順書の整備 ・通常時運転手順書の整備 ・プラント自動化範囲の設定 ・異常時運転手順書の整備										0.5	0.5		
(4)監視体制システムの検証 ・システム検証													
(各年度小計)	0	0	0.1	0.1	1	2.7	2.8	2.8	0.3	1	1	0	11.8
14. ガスタービン発電機	0.3	0.3											
(1)予備検討 ・縦置型発電機の実現性検討 ・ヘリウム冷却の実現性検討			0.3	0.3									
(2)開発計画 ・開発事項の確認 ・要素技術開発の計画 ・検証試験の計画					0.3	1	1	0.5	0.3				
(3)縦置型ヘリウム冷却発電機の開発 ・縦置型ヘリウム冷却発電機の開発 ・ヘリウム雰囲気下の絶縁特性検証 ・固定子コア支持構造モデルの検証							0.3	3	2.5	0.5			
(4)横置型ヘリウム冷却発電機の検証 ・モデル機の開発・設計 ・モデル機の製作 ・モデル機の検証試験・評価									0.3	2	1.5	2	
(5)縦置型発電機の検証 ・モデル機の開発・設計 ・モデル機の改造・製作 ・モデル機の検証試験・評価													
(各年度小計)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	1	1.3	3.5	3.1	2.5	1.5	2	16.4
15. 電気ベネレーション		0.1											
(1)開発計画 ・開発計画の作成			0.2	1	0.4	0.4	0.4						
(2)設計・試作・試験 ・設計 ・試作(試験用治工具を含む) ・単体での特性試験 ・単体での寿命試験 ・改良													
(3)大規模システムでの総合試験 ・製作(三相2台) ・試験									0.8	0.2	0.2		
(各年度小計)	0	0.1	0.2	1	0.4	0.4	0.4	0	0.8	0.2	0.2	0	3.7
各年度合計	5.9	14.9	46.8	55.6	40.7	58.8	79.6	56.9	49.1	15.5	13.6	4.4	441.8

図 5.4.3-1 (4/4) 開発工程及び開発費用 (プラント関連)

5. 5 経済性

主要設備の検討結果を反映して、主要物量を算定する。これをもとに、経済性評価への入力データを整備し、建設単価を算出する。

5. 5. 1 経済性評価用データ整備

主要設備の検討結果を反映して、主要物量を算定する。主要物量算定において、平成 14 年度から見直された主な項目は以下の通りである。

- ① 検査性・補修性向上のための原子炉構造見直し（フェーズⅡ中間まとめ時に反映済）
- ② 建屋配置の見直し（フェーズⅡ中間まとめ時に反映済）
- ③ 炉心周りの遮へい設計結果の反映
- ④ 炉外コアキャッチャーの構造見直し

主要機器物量を表 5.5.1-1 に示す。参考として平成 13 年度の物量と横並びで表記する。

NSSS の主要鋼材重量（動力変換容器及びタービン機器を含む）は、平成 13 年度の 6458ton から増加し、6653ton となった。

原子炉建屋全体容積は、水プール貯蔵容量 2.5 炉心分として、約 21.8 万 m³/基である。

定検工程の見直しを行った結果、標準定検期間はタービンを予備機と交換するケースで 43 日である。

表 5.5.1-1 被覆粒子燃料ヘリウムガス冷却炉 経済性評価用物量データ表

大分類	設備・機器	単位	物 量		備考
			H13年度 コアキャッチャー有	H15年度 コアキャッチャー有	
仕 様	電気出力	万kWe	112	112	プラント効率 約47%
	熱出力	万kWt	240	240	
	ループ数	ループ	4	4	
	ユニット数	プラント	2	2	
	冷却材	—	Heガス	Heガス	
原 子 炉 構 造	原子炉容器	ton	1,000	1,172	炉心支持構造物+内容器 セラミック系のコンポジット材で製作
	炉内構造物	ton	480	503	
	炉上部構造	ton	0	0	
	炉心構成要素	ton	84	93	
	ガードベッセル	ton	—	—	
原子炉構造合計		ton	1,480	1,675	炉心構成要素を除く
1 次 系	IHX、SG	ton	—	—	外管、ガードパイプを含む 370*4 790*4
	1次ポンプ	ton	—	—	
	1次系配管	ton	338	338	
	ガスタービン機器	ton	1,480	1,480	
	ガスタービン容器	ton	3,160	3,160	
1次系合計		ton	4,978	4,978	
2 次 系	蒸気発生器	ton	—	—	
	2次系ポンプ	ton	—	—	
	2次系配管	ton	—	—	
2次系合計		ton	—	—	
NSSS物量合計		ton	6,458	6,653	
補助炉心冷却系		MW	27.3*4	27.3*4	
遮へい体		ton	—	—	
ガスタービン発電機設備		MWt	2400(4基)	2400(4基)	交換用予備器1器/ツインプラント設置
電 気 計 装	ケーブル	km	370	370	ガスタービン式採用
	非常用D/G	kW	10,500	10,500	
	計装設備	点	3,200	3,200	
	盤設備	m	1,250	1,250	
諸 設 備	補機冷却系	kW	11,400	11,400	
	換気空調系	m ³ /h	1,010,000	1,010,000	
	気体廃棄物処理系	Nm ³ /h	0.7	0.7	
	液体廃棄物処理系	m ³ /h	0.9	0.9	
	固体廃棄物処理系	m ³ /y	2.3	2.3	
He重量		ton	11.2	11.2	
建 物 構 築 物	原子炉建屋	m ³	227,000(H12)	218,000	プール内貯蔵容量：H15は2.5炉心分。 原子炉建屋分
	タービン建屋	m ³	0	0	
	固体廃棄物貯蔵庫	m ³	14,000	14,000	
	格納容器	ton	3,010	3,830	
	土木工事	m ³	63,000	69,400	
標準定検日数		日	40	43	
建設期間		月	46.5	46.5	

5. 5. 2 経済性評価

(1) 平成 15 年度最終結果

前項 5.5.1 項を元に、経済性評価への入力データを整備し、建設単価を算出する。計算の結果、ヘリウムガス冷却炉の建設単価は約 107（ただし、建設単価基準値を 100 した場合の数値）となり、建設単価基準値を 1 割程度上回ることがわかった。

その要因としては、次のようなことが挙げられる。

① 物量の多さ

ヘリウムガス冷却炉は、直接ガスタービン発電システムを採用することにより、二次系が無く単純なシステム構成となることから、経済性が良くなるものと期待した。しかし、原子炉容器及び動力変換容器とはじめとした一次系バウンダリが高圧システムのため厚肉構造で、NSSS 物量が多くなってしまった。また、原子炉格納容器について、ガスタービンユニット 4 基を収納し、かつ、減圧事故時の背圧を確保するため、大容量・高耐圧が必要なため、物量が多くなってしまった。

② 3次元免震装置の採用

ヘリウムガス冷却炉では、燃料集合体等の浮き上がり防止の観点から 3次元免震装置を採用する必要がある。ナトリウム冷却炉で採用している水平免震装置（鉛直要素付き）と比べ、3次元免震装置は単価が高くなっている。

③ 電気出力の差異

建設単価に影響を与える項目としては、上に挙げた①、②項の建設費に係わる項目の他に、電気出力に係わる項目も考えられる。

ヘリウムガス冷却炉では、開発課題低減のために原子炉容器径寸法（直径 10m 以内）やガスタービン出力（検討当初の海外設計例などを参考に熱出力 600MWt 程度）に上限を設定した。その結果、電気出力 1100MWe 程度となったが、ナトリウム冷却炉の 1500MWe と比べて 2割以上小さい。

このように、ヘリウムガス冷却炉は、建設単価だけで見ると基準値より高いという結果となった。その一方で、高プラント熱効率（約 47%）の達成、高温ガスの多目的利用（水素製造等）の可能性など、ヘリウムガス冷却炉は他炉型にはないポテンシャルを有している。

(2) フェーズⅡ中間まとめ時と平成 15 年度最終設計時の建設単価の相違について

建設単価について、フェーズⅡ中間まとめ時には約 110 であったが、平成 15 年度最終設計時では約 107 (いずれも建設単価基準値を 100 した場合の数値) となり、建設単価が若干低減されている。

その要因としては、

- ① 炉心周りの遮へい設計結果の反映 (図 5.5.2-1 参照)
- ② 炉外コアキャッチャーの構造見直し (図 5.5.2-2 参照)
- ③ 補助炉心冷却系の除熱量見直し

の 3 点が挙げられる (5.5.1 項の冒頭に記載しているものと重複する項目有り)。

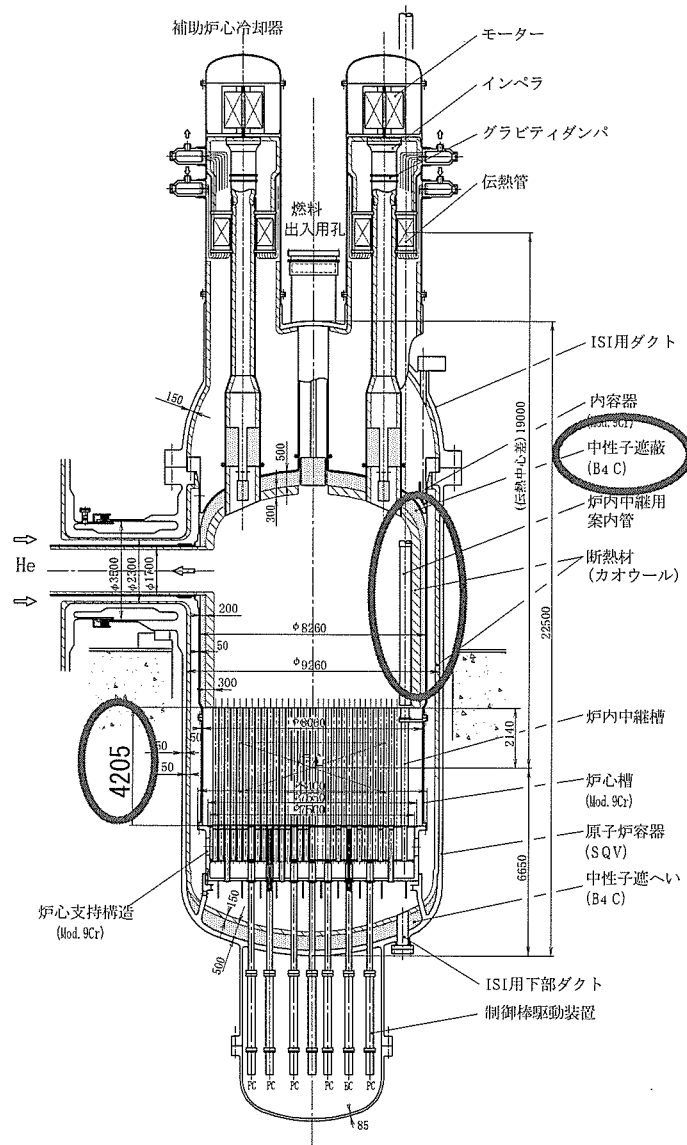
①の炉心周りの遮へい設計結果、遮へい強化のため、炉心部の軸方向遮へい体を従来設計より厚くする必要があるということがわかった。これにより、メンテナンスエリア各箇所線の線量率制限値を満足させることとした。炉心部の遮へい強化により内容器内側遮へい体が不要となったため、プラント物量自体は減少し、建設単価低減に寄与したと考えられる。

ただし、軸方向遮へい体を厚くすることにより燃料集合体長さが大きくなるため、燃料費は増加する。さらに、再処理費も廃棄物量の増加によりコスト高となる可能性が高い。燃料集合体と軸方向遮へい体を分割構造にするなどして廃棄物量低減を図ったとしても運転廃棄物が増加するので、経済性全体 (発電単価) の観点からはフェーズⅡ中間まとめ時より高くなる可能性がある。

②の炉外コアキャッチャーの構造見直しの結果、フェーズⅡ中間まとめでは、熱媒体として Pb-Bi (鉛ビスマス) を検討していたが、平成 15 年度最終設計ではグラファイトに変更した。これにより、コアキャッチャー全体として物量は減少し、建設単価の低減に寄与したと考えられる。

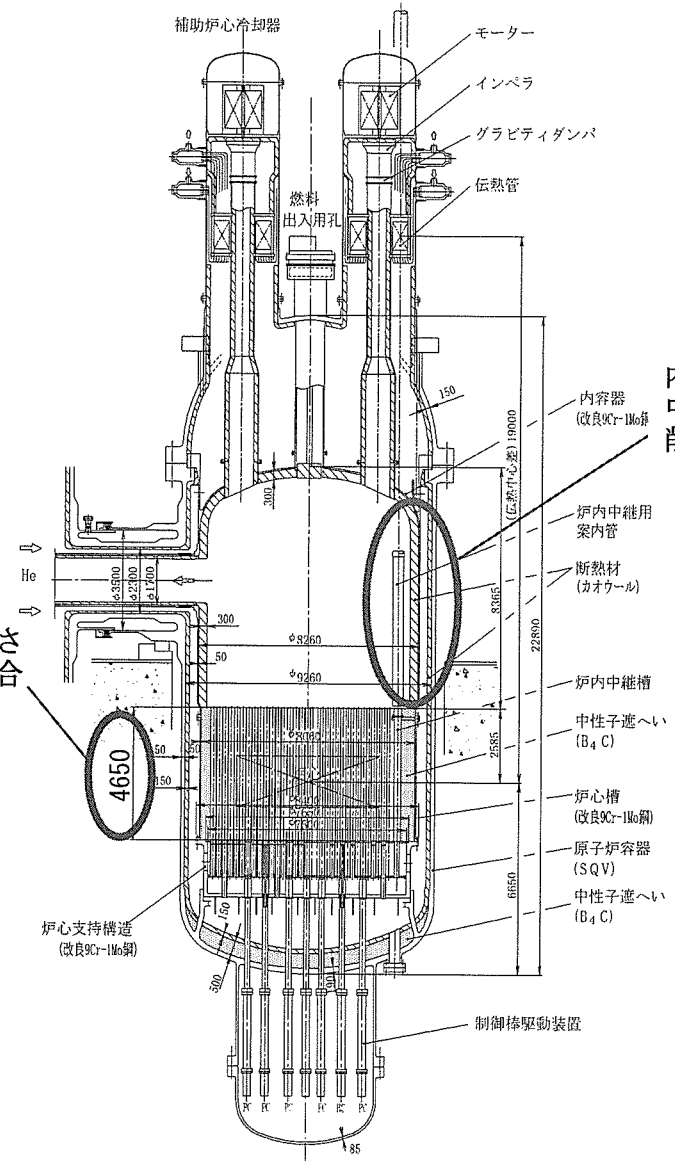
ただし、今年度のコアキャッチャー検討の中で、原子炉容器下部での臨界防止構造を大幅に変更し、二段受け皿構造とした (4.1.5 項参照) が、経済性評価ではこの物量が計上されていない。フェーズⅡ最終まとめ時までこれら物量を算出して、建設単価に含めていく必要がある。

③の補助炉心冷却系除熱量の見直しについては、フェーズⅡ中間まとめ時では苛酷な事象を想定した除熱量を入力していたが、平成 15 年度最終設計時では通常運転時を想定した除熱量を入力値として計算した。その結果、プラント物量は減少し、建設単価の低減に寄与したと考えられる。



フェーズII 中間まとめ時

軸方向遮へい体厚さ
増加による燃料集合
体長さの増加



内容器内側の
中性子遮へい体
削除

H15 年度最終時

図 5.5.2-1 原子炉構造の比較

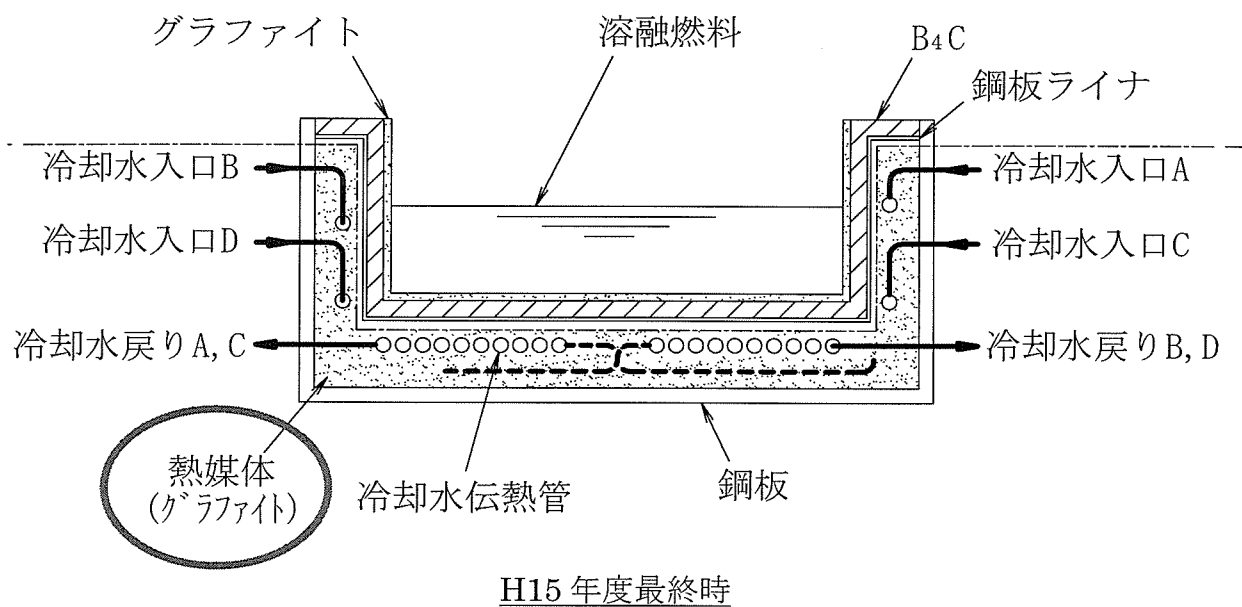
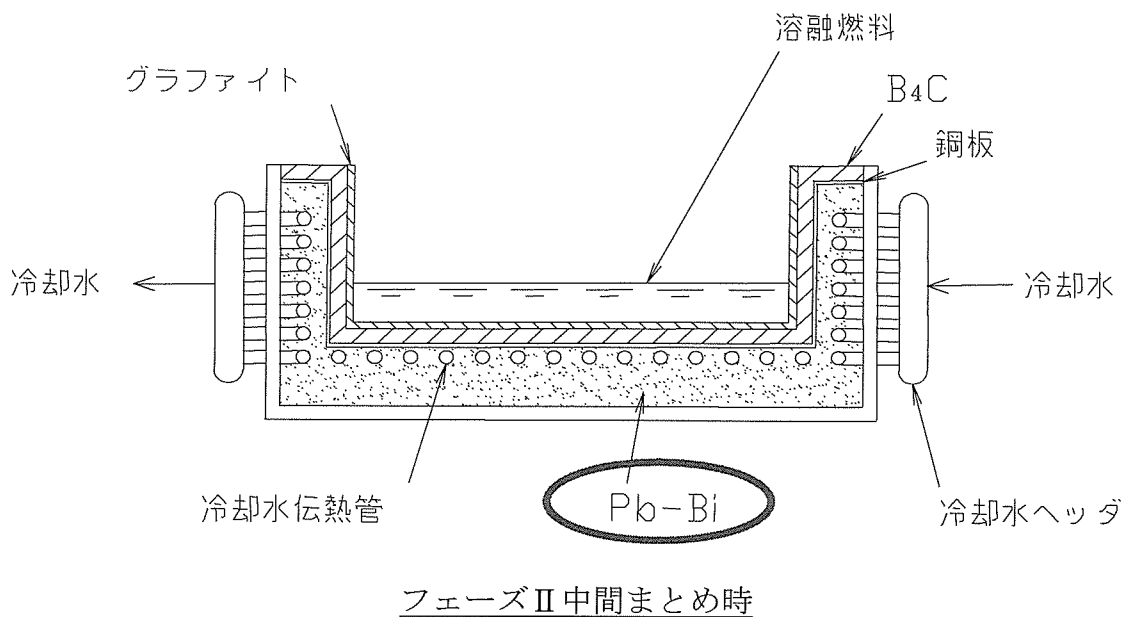


図 5.5.2-2 コアキャッチャー構造の比較

6. おわりに

被覆粒子燃料ヘリウムガス炉プラント概念について技術的成立性の見通しを明らかにするために、炉心及びプラント全般の予備的な概念設計等を実施した。また、フェーズⅡ中間評価に向けてのデータ整備を行った。平成 15 年度プラント設計検討結果は以下の通り。

(1) プラント全般についての概略設計

- ① 原子炉構造について、以下の項目を検討した。
 - ・ 熱過渡条件を暫定し、断熱材の有効性について評価を行い、断熱材（カオウル）厚さが 200mm あれば制限値を十分に満足出来る見通しを得た。
 - ・ 遮へい設計、保守・補修性評価などの検討結果を反映した原子炉構造の見直しを行い、内容器内側の B₄C 遮へい体の削除、炉内構造物の支持方法の変更（吊り下げ式へ変更）などを行った。
- ② ガスタービン構造について、以下の項目を検討した。
 - ・ ガスタービン（タービン軸、軸受）の耐震性について、一般的なガスタービンの固有振動数と床応答曲線から地震時の加速度を推定することにより成立性評価を行った。建屋 3 次元免震を採用すれば強地震動条件下においてもガスタービンの回転維持が可能な見通しを得た。
 - ・ タービンミサイルについて、先行軽水炉などのミサイル貫通防止対策評価より、150mm～200mm 程度の鋼板厚さのケーシングをもたせることにより、コンプレッサー及びタービンはミサイル貫通を避けられる見通しを得た。
- ③ 主要な原子炉計装設備、プロセス計装設備の仕様、インターロックの考え方、検出器の設置方法、検出器開発の有無などについて検討した。原子炉トリップ及び工学的安全施設作動一致ロジックは安全性及び稼働性に優れる 2 out of 4 構成とした。
- ④ 廃棄物処理設備の主要設備について、系統構成、気体廃棄物処理系容量などの検討を行った。
- ⑤ 格納容器の放射性物質閉じ込め能力評価に基づき、コンファイメント及び非常ガス処理系を設定した。
- ⑥ コアキャッチャーの検討について、炉心熔融時の原子炉容器底部での再臨界性評価、原子炉容器底部からの熔融燃料の排出の可能性評価などを実施し、炉心損傷時の事象推移についてのフィージビリティ検討を行った。原子炉容器底部からの熔融燃料の排出には ISI 用の検査孔を利用することとした。原子炉容器から排出された熔融燃料を受けて冷却する炉外コアキャッチャーの概念を明らかにするとともにコアキャッチャーの概念を明らかにするとともに、コアキャッチャーの冷却性能及び構造健全性を評価した。

検討の結果、原子炉容器底部に炉心燃料の 100%が熔融落下してきた場合には、1 段

受け皿では再臨界になる可能性が否定できない。そこで原子炉容器底部において熔融燃料を2段に分散させて受けることとし、上段の受け皿の下に B_4C 層を設置することで未臨界と出来る見通しを得た。

- ⑦ 補助炉心冷却系、燃料取扱設備などについて、昨年度までの設計、評価の見直しを行った。
- ⑧ 上記、プラント全般の見直し結果を反映して、建屋配置の再構築を行った。

(2) 統合評価用データ整備

- ① 保守・補修性については、軽水炉の ISI 基準に準拠したヘリウムガス冷却炉の1次系周り機器に対する試験方法案を設定した。また、原子炉構造を対象とした ISI のアクセスルート概念を設定した。補修性については、炉内構造物の取り出し手順について検討した。
- ② 定検工程について見直しを行い、標準定検工程は、タービンを予備機と交換するケースで43日、通常のタービン点検を行うケースで46日を設定した。
- ③ プラントの起動・停止計画について検討し、起動・停止曲線を設定した。
- ④ 原子炉周りの機器・コンクリートの放射化評価を行い、廃炉廃棄物物量を概算した。
- ⑤ プラント検討を通じて摘出された主要課題について、解決方法、必要と考えられる R&D 計画を検討し、各要素技術に対する開発方法、工程等の開発計画を策定した。
- ⑥ 経済性評価用データの整理を行い、物量を算出し、ヘリウムガス冷却炉の建設単価を検討した結果、目標建設単価を1割程度上回る結果となった。

ヘリウムガス冷却炉のプラント設計は、平成15年度で一通りの検討は出来たと考えている。平成16年度は、所内の炉心燃料設計進捗や国際動向を注視しながら、必要に応じてその成果をプラント設計に反映していく予定である。

参考文献

- 1) 森部剛志, 他: “ガス炉の概念に関する研究”, JNC TY9400 2002-008, (2002)
- 2) 森部剛志, 他: “ガス炉のプラント概念に関する研究”, JNC TY9400 2003-007, (2003)
- 3) 坂場成昭, 他: “「高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発 (共同研究) 第2報 光ファイバ温度センサのHTTRへの適応性の検討”, JAERI-Tech2003-041, (2003)
- 4) 坂場成昭, 他: “高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発 (共同研究) 第3報 放射線センサの開発”, JAERI-Research2003-006, (2003)
- 5) 川北公夫, 他: “粉体工学 (基礎編)”, 槇書店, (1974)
- 6) 日本機械学会, “伝熱工学資料改訂第4版”, (1986)
- 7) Neylan, A. J., et al., ”Gas Turbine Module Reactor (GT-MHR): A Multipurpose Passively Safe Next Generation Reactor” S206-2, The 3rd JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-3), Kyoto, pp. 751-759, (1995)
- 8) 武藤康, 他: “HTGR-GT 直接サイクル予備設計—システム設計”, 日本機械学会 [No.98-17] 第6回動力・エネルギー技術シンポジウム '98 講演論文集, (1998)
- 9) 堤雅徳, 他: “HTGR-GT 直接サイクル予備設計—ガスタービン設計”, 日本機械学会 [No.98-17] 第6回動力・エネルギー技術シンポジウム '98 講演論文集, (1998)

添付資料 4.1.3

気体廃棄物、液体廃棄物、固体廃棄物の発生量算出について

I. 気体廃棄物放出量

1. 設計決定値

(1) 純化設備コールドトラップ再生廃ガス	1800 m ³ [normal]/y
(2) 純化設備 CuOT・MST 再生廃ガス	4900 m ³ [normal]/y
(3) シンクリング設備シンクリング廃ガス	350 m ³ [normal]/y
(4) 燃料交換時置換ガス	80 m ³ [normal]/y
(5) 格納容器減圧装置（通常運転時）	70000 m ³ [normal]/y
(6) 格納容器減圧装置（定検時）	240000 m ³ [normal]/y
(7) 原子炉建屋排気装置（通常運転時）	1.6×10 ⁹ m ³ [normal]/y

2. 設計根拠

HTTRの気体廃棄物放出量を参考に容量を設定する。

(1) 純化設備コールドトラップ再生廃ガス

HTTRのコールドトラップ再生時の廃ガス量は、再生1回当たり25 m³[normal]であり、1年間の再生回数は6回であるので、年間の廃ガス放出量は、25×6=150 m³[normal]となる。

再生時の廃ガス量は純化設備の容量に比例するものとする、純化設備容量は、HTTRが200kg/h、ガス炉-1100が2320 kg/h（2000年度報告書）であるので、ガス炉-1100のコールドトラップ再生時廃ガス放出量は

$$150 \times \frac{2320}{200} = 1740 \approx 1800 \text{ m}^3[\text{normal}]$$

(2) 純化設備CuOT・MST再生廃ガス

HTTRのCuOT（酸化銅反応筒）及びMST（モレキュラーシーブトラップ）の再生時の廃ガス量は、再生1回当たり70 m³[normal]であり、1年間の再生回数は6回であるので、年間の廃ガス放出量は、70×6=3.20 m³[normal]となる。再生時の廃ガス量は純化設備の容量に比例するものとする、ガス炉-1100のCuOT・MST再生時廃ガス放出量は

$$420 \times \frac{2320}{200} = 4872 \approx 4900 \text{ m}^3[\text{normal}]$$

(3) サンプルング廃ガス

HTTR のサンプルングによる廃ガス量は次のとおりである。

・ガスクロマトグラフ測定用廃ガス：0.018 m³[normal]/h（連続）→年間では、0.018×24×365=157.68≒158 m³[normal]

・ベータ線測定用廃ガス：3.6 m³/回×回/週→年間では、3.6×365/7=187.7≒188m³[normal]

よって、HTTR の年間合計廃ガス量は、158+188=346 m³[normal]となる。

ガス炉-1100 においても、サンプルング用のガス流量は HTTR と同程度と考えられるので、サンプルングに伴う年間廃ガス量は約 350 m³[normal]とする。

(4) 燃料交換時置換ガス

HTTR とガス炉-1100 の燃料交換に関するパラメータを比較すると、次のとおりである。

・HTTR：燃料体数 150 体、運転期間 1.9×10⁷ 秒（設置許可申請書添付書類九 9-30 ページ）
=220 日≒7.3 か月、燃料は全数を 1 回で交換

・ガス炉-1100：燃料体 543 体、運転期間 18 か月、燃料交換バッチ数 7

HTTR の燃料交換時の置換廃ガス量は 340 m³[normal]/y（設置許可申請書添付書類九）であるので、燃料 1 体当たりの置換ガス量を同じとしてガス炉-1100 の場合に換算すると、

$$340 \times \frac{543}{150} \times \frac{7.3}{18} \times \frac{1}{7} = 71.3 \text{ m}^3[\text{normal}]/\text{y}$$

よって、これを丸めて 80 m³[normal]/y とする。

(5) 格納容器減圧装置通常時廃ガス

HTTR の原子炉格納容器自由空間容積は 2800 m³、原子炉運転時における原子炉格納容器減圧時排気量は 5600 m³[normal]/y である（HTTR 設置許可申請書添付書類九）。すなわち、HTTR の場合、原子炉格納容器の減圧のための排気量は、原子炉格納容器内容積の 2 倍相当としている。

ガス炉-1100 の場合も、これを踏襲するものとする、ガス炉-1100 の原子炉格納容器の自由空間容積は 34595 m³である（2000 年度報告書、表 5.7.1-1）ので、格納容器減圧装置の排気量は、34595×2=69190≒70000 m³[normal]/y となる。

(6) 格納容器減圧装置定検時廃ガス

HTTR の定検時の格納容器換気回数は 5 回（設置許可申請書添付書類九 9-30 ページ）であるが、ガス炉-1100 の場合は、格納容器内に窒素ガスが充填されていることを考慮して、換気回数を 10 回、18 か月運転を考慮して 1 年当たりに換算した定検時排気量を求めると

$$34595 \times 10 \times \frac{12}{18} = 230633 \approx 240000 \text{ m}^3[\text{normal}]/\text{y}$$

(7) 原子炉建家廃ガス

HTTR の原子炉建家換気装置の排気風量 1600 m³/min（設置許可申請書添付書類九）を基に、排気量が建家体積に比例するものとして求める。

HTTR の原子炉建家体積は 50 m×48 m×50 m=120000 m³（設置許可申請書添付書類からの読取値）、ガス炉-1100 の 1 ユニット当たり原子炉建家体積は 227000 m³（2000 年度報告書 p.5.8-3）であるので、ガス炉-1100 の年間の原子炉建家廃ガス発生量は

$$1600 \times \frac{227000}{120000} \times 60 \times 24 \times 365 = 1.59 \times 10^9 \text{ m}^3[\text{normal}]/\text{y}$$

よって、これを丸めて 1.6×10⁹ m³[normal]/y とする。

II. 液体廃棄物発生量

1. 設計決定値

(1) 建物ドレン廃液	200 m ³ /y
(2) 燃料取扱・貯蔵設備洗浄廃液	5 m ³ /y
(3) ランドリドレン廃液	700 m ³ /y

2. 設計根拠

HTTRの液体廃棄物発生量を参考に放出量を設定する。

(1) 建物ドレン廃液

HTTRの建物ドレンの発生量は次のとおりである（設置許可申請書添付書類九）。

・床ドレン	約 20 m ³ /y
・機器ドレン	約 140 m ³ /y
合 計	約 160 m ³ /y

建物ドレンの発生量は、建物の床面積に比例するものとする、HTTRの原子炉建家床面積は 50 m×48 m=2400 m²（設置許可申請書添付書類八）、ガス炉-1100 の1ユニット当たり原子炉建家床面積は 50 m×55 m=2750 m²（2000年度報告書）であるので、ガス炉-1100の建物ドレン発生量は

$$160 \times \frac{2750}{2400} = 183.3 \text{ m}^3/\text{y}$$

よって、これに余裕を見て 200 m³/y とする。

(2) 燃料取扱・貯蔵設備廃液

HTTRの燃料取扱・貯蔵設備洗浄廃液の発生量は約 5 m³/y である（設置許可申請書添付書類九）。

燃料取扱・貯蔵設備洗浄廃液の発生量は、使用済燃料貯蔵建屋の床面積に比例するものとする、HTTRの使用済燃料貯蔵建屋床面積は約 30 m×50 m=1500 m²（設置許可申請書添付書類八からの読取值）、ガス炉-1100の使用済燃料貯蔵室床面積は約 25 m×40 m=1000 m²（2000年度報告書配置図からの読取值）であるので、ガス炉-1100の1ユニット当たり廃液発生量は

$$5 \times \frac{1000}{1500} \times \frac{1}{2} = 1.7 \text{ m}^3/\text{y}$$

よって、これに余裕を見て 5 m³/y とする。

(3) ランドリドレン廃液

HTTRのランドリドレン（シャワー室ドレン及び手洗い排水）の発生量は約 550 m³/y である（設置許可申請書添付書類九）。

ランドリドレンの発生量は、原子炉建家の床面積に比例するものとする、ガス炉-1100のランドリドレン発生量は

$$550 \times \frac{2750}{2400} = 630.2 \text{ m}^3/\text{y}$$

よって、これに余裕を見て 700 m³/y とする。

III. 固体廃棄物発生量

1. 設計決定値

(1) 使用済みフィルタ類	約 50 m ³ /y
(2) 使用済み樹脂	約 10 m ³ /y
(3) 濃縮廃液	約 2 m ³ /y
(4) 雑固体	約 20 m ³ /y
(5) 使用済み制御棒	約 5 m ³ /y
(6) 使用済み可動反射体ブロック	約 2 m ³ /y

2. 設計根拠

H T T R の固体廃棄物発生量を参考に発生量を推定する。

(1) 使用済みフィルタ類

H T T R の換気空調設備、気体廃棄物処理設備などの使用済みフィルタ類の発生量は、年間で約 22m³である（設置許可申請書添付書類九）。

使用済みフィルタ類の発生量は、換気空調設備の風量に比例し、よって建物体積に比例するものとする。H T T R の原子炉建家体積は 50 m×48 m×50 m=120000 m³（設置許可申請書添付書類からの読取値）、ガス炉-1100 の 1 ユニット当たり原子炉建家体積は 227000 m³（2000 年度報告書 p. 5. 8-3）であるので、ガス炉-1100 の使用済みフィルタ発生量は

$$22 \times \frac{227000}{120000} = 41.6 \text{ m}^3/\text{y}$$

よって、これに余裕を見て 50 m³/y とする。

(2) 使用済み樹脂

使用済み樹脂は、燃料プール冷却浄化系、液体廃棄物処理設備などの脱塩塔から発生する。同様の設備を有する軽水炉の場合、使用済み樹脂発生量は、PWR（1100MW級）で 10 m³/y、ABWR で 30 m³/y（燃料プール冷却浄化系及び液体廃棄物処理設備の脱塩塔のからの発生量）である（設置許可申請書添付書類九から）。したがって、ガス炉-1100 の使用済み樹脂発生量は、PWR と同等として 10 m³/y とする。

(3) 濃縮廃液

軽水炉の場合、濃縮廃液発生量は、PWR（1100MW級）でドラム缶 200 本/y、ABWR で 25 m³/y（ドラム缶 40 本/y）である（設置許可申請書添付書類九から）。

ガス炉-1100 の濃縮廃液発生量を ABWR の液体廃棄物発生量との比から推定すると、ABWR の濃縮対象廃液（低電導度廃液）発生量が 3000 m³/y、ガス炉-1100 の廃液発生量が 205 m³/y（建物ドレン廃液及び燃料取扱・貯蔵設備洗浄廃液の合計）（設計決定根拠書No.2）であるので

$$25 \times \frac{205}{3000} = 1.7 \text{ m}^3/\text{y}$$

よって、これに余裕を見て 2 m³/y とする。

(4) 雑固体

雑固体は、定検時に発生する布、紙などの低レベル放射性廃棄物であり、HTTR の雑固体の年間発生量は約 100 m³ である（設置許可申請書添付書類九）。

雑固体の発生量は建物体積に比例するものとして、ガス炉-1100 の雑固体発生量を求めると

$$100 \times \frac{227000}{120000} = 189.1 \text{ m}^3/\text{y}$$

一方、ナトリウム炉では、雑固体発生量は、今後の減容技術の進歩を考慮して、ドラム缶本数で 100 本/y としている。ドラム缶体積を 200 L = 0.2 m³ とすると、0.2 m³/本 × 100 本/y = 20 m³/y となる。

よって、雑固体廃棄物発生量は、ナトリウム炉並みとして、20 m³/y とする。

(5) 使用済み制御棒

ガス炉-1100 の制御棒本数は次のとおり（平成 14 年度報告書 図 4.1.1-1）。

- ・主炉停止棒 27 体
- ・後備炉停止棒 7 体
- ・受動的停止棒 6 体

制御棒の寿命に関しては、平成 14 年度の検討にて 1 サイクル（18 か月）以上を確保できる見通しが得られている（平成 14 年度報告書 P.4.1.2-i）ので、1 サイクルにて全数 40 体が取替えになるものとする、1 年あたりでは、40 × 12 / 18 = 26.6 → 27 体。

制御棒集合体の寸法は、主炉停止棒及び後備炉停止棒とも同じであり、φ 209mm × 長さ 4560mm である（平成 14 年度報告書 図 4.1.2-5 及び 6）。

したがって、集合体 1 体当たりの体積は、(π/4) × 0.209² × 4.56 = 0.156 m³、27 体では、0.156 × 27 = 4.22 m³ となる。よって、廃棄物としての体積は 5 m³ とする。

(6) 使用済み可動反射体

SUS 遮へい体の寿命については、FBR 実証炉（ナトリウム炉）において、下記のとおり評価されている（実証炉プラント最適化研究（その1）（プラント設計に関する研究）平成8年度（最終報告書）（2/13）「1.4.5 遮へい体」による）。

- ・第1層 10 サイクル
- ・第2層 19 サイクル
- ・その他の装荷位置 27 サイクル（40年）

ガス炉-1100の反射体寿命をFBR実証炉の遮へい体寿命と同等とすると、プラント寿命60年間の取替え本数は、1サイクル=18か月=1.5年として、次のとおりとなる（反射体の数は、平成14年度報告書 図4.1.1-1による）。

- ・第1層（黒鉛反射体）：105体×60/1.5/10=420体

（注）第2層の反射体は、取替え（引抜き）が困難であり、また中性子束レベルから見て寿命中の取替えは不要と判断されるので、廃棄物量としては考慮しない。

よって、この420体がプラント寿命60年間に発生するものとして、1年当たりでは、420/60=7体/yとする。

遮へい体の寸法は、燃料と同じとして、245.3 mm（面間寸法）×長さ 4320 mm である（平成13年度報告書 図4.2.1-1）ので、1体当たりの体積は、 $(0.2453/2) \times (0.2453/2 \times 2 \times \tan 30^\circ) \times 3 \times 4.32 = 0.225 \text{ m}^3$ 。7体では、 $0.225 \times 7 = 1.575 \text{ m}^3$ となる。よって、廃棄物としての体積は2 m³とする。

添付資料 4.1.4減圧事故時のCV内昇圧計算の見直し

1. 概要

ヘリウムガス冷却炉の平成12年度以降の設計進捗を踏まえて、減圧事故時の原子炉格納容器（CV）昇圧計算を見直した。

見直しのポイントは次のとおりである。

- ① 従来の計算では、放出されたヘリウムガスの保有熱のコンクリート壁などへの吸収を考えていなかったため、CV内ガス温度、すなわち圧力を高めに評価していた。これはCVの耐圧という観点からは安全側であったが、逆に安全解析上は減圧事故時の炉心自然循環流量を多めに評価することになり、非安全側条件となる。そこで、HTTRと同様に、CV内圧評価において、コンクリート壁などへの熱吸収を考慮することとする。
- ② 上記熱吸収を考慮することにより、CV内圧は従来より低くなり、自然循環流量が小さくなるため、安全解析に与えるインパクトが大きいことから、平成12年度に設定したCVの内容積及びヘリウムガスインベントリを見直すこととする。具体的には、物量削減も考慮して、CV高さを削減することでCV内容積を縮小するとともに、機器設計の進捗に伴いヘリウムガスインベントリを見直した。

2. CV内圧評価条件の見直し結果

(1) CV内容積

平成12年度においては、CVの肉厚制限を考慮して、減圧事故時のCV内圧を0.55MPa[gauge]以下に抑えるため、添付図4.1.4-1に示すとおりCVの高さを当初の計画から増加し、内容積を増やした。

今回は、この増加分を元に戻すことによって、CVの内容積を縮小することとした。この結果、CVの躯体形状は添付図4.1.4-2に示すとおりとなり、原子炉容器及びガスタービン発電機を収納できる見通しが得られた。

添付表4.1.4-1に見直し後のCV自由空間面積の検討結果を示す（平成12年度の34595m³が見直しで22285m³となった）。

(2) ヘリウムガスインベントリ

平成12年度以降の原子炉容器などの機器形状の見直しを踏まえて、ヘリウムガスインベントリを見直した。

機器内容積を集計した結果、ヘリウムガスインベントリは添付表4.1.4-2に示すとおり

の値となった（平成 12 年度の 22920kg が見直して 23397kg となった）。

(3) CV 内圧計算結果

上記の条件で壁への熱吸収を考慮した場合のヘリウムガスの減圧特性及び CV 内の昇圧特性を求めた。ここで、初期の CV 内ガス温度及び CV 壁の温度は、55℃（CV 内空調の管理温度）及び 30℃の 2 ケースを用いた（55℃は、HTTR の減圧事故時 CV 内圧評価条件でもある（補足 1 参照））。

CV 内昇圧特性の評価結果を添付図 4.1.4-3 及び添付図 4.1.4-4 に示す。全ヘリウム放出後の均圧圧力は温度 55℃の場合 0.6862MPa \approx 0.584MPa[gauge]、30℃の場合 0.6483MPa \approx 0.546MPa[gauge]となった。

ヘリウムガス放出流量計算式については、補足 3 に示す。

この結果から、安全解析にて使用する減圧後の CV 内圧は、CV 内の温度が（ほぼ 30℃まで）低下した場合を考慮して、従来どおり 0.55MPa[gauge]を使用するものとする。

一方、CV の最高使用圧力は、CV 設計上安全側となるように温度 55℃の場合の CV 内圧の値を使用することとする。したがって、CV の最高使用圧力は 0.59MPa[gauge]とする。この時の格納容器必要板厚は、高張力鋼に近い強度を持つ SHY685N 材で 55mm 程度（補足 2 参照）となる。なお、本検討板厚に関しては、今度使用鋼板の特性を踏まえて見直す必要がある。

[補足 1] HTTR の減圧事故時の CV 内圧評価結果について

参考資料 1 に HTTR 設置許可申請書添付書類十の 1 次冷却設備二重管破断の減圧事故時 CV 内圧評価結果の抜粋を示す。CV 内の温度は初期 55℃であり、事故後のピークを形成して元の 55℃に戻っている。

[補足 2] 原子炉格納容器板厚 55mm の根拠について

鋼製原子炉格納容器の場合、溶接部厚さが 38mm を超える場合には、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」（省令 81 号）の規定により溶接後熱処理が必要となる。

ヘリウムガス冷却炉の原子炉格納容器板厚は、高張力鋼に近い強度を持つ SHY685N 材を使用したとしても 55mm 程度となり、溶接部厚さ 38mm を超えるが、一方で現地にて溶接後熱処理を実施することは実際上困難であることから、溶接後熱処理の免除に関する特別認可申請を行う必要がある。そこで先行軽水炉（PWR）では SGV480 鋼板で板厚 44.5mm まで特別認可申請し、実用化した実績がある。

さらに、製鋼技術のひとつである TMCP（熱加工制御）法を適用して、組織の微細化と低炭素当量化を図り、靱性及び溶接性の双方を向上した SGV480 鋼板が開発され、最低使

用温度 -19°C の立地条件下の原子炉格納容器用鋼板として、板厚 55mm まで溶接後熱処理及び予熱を省略した溶接施工が可能であることが確認されている。

SGV480 鋼板は本プラントでの使用材料ではないが、上述のような実績を踏まえれば、本プラントにおいても板厚 55mm 程度の原子炉格納容器の製作の見通しはあると考えられる。

[補足 3] 減圧事故時のヘリウム放出流量計算式について

ヘリウム放出流量は次式にて計算している。

・ 臨界流量の場合

$$m = A \sqrt{k \left(\frac{2}{k+1} \right)^{\frac{k+1}{k-1}} P_1 \rho_1}$$

m : ヘリウムガス放出流量 (kg/s)

A : 破断面積 (m^2)

k : ヘリウムガスの比熱比

P1 : ヘリウムガス圧力 (Pa[abs])

ρ_1 : ヘリウムガス密度 (kg/m^3)

・ 亜臨界流量の場合

$$m = A \sqrt{2 \frac{k}{k-1} P_1 \rho_1 \left\{ \left(\frac{P_2}{P_1} \right)^{\frac{2}{k}} - \left(\frac{P_2}{P_1} \right)^{\frac{k+1}{k}} \right\}}$$

P2 : CV 内圧力 (Pa[abs])

添付表 4.1.4-1 原子炉格納容器内空間容積の算定

CV 内 容 積	No.	場所	容積(m ³)	備考
	1	上部鏡面部	9955	
	2	円筒部	38838	
	3	下部突き出し部	1386	
	4	原子炉容器上部突き出し部	315	
	5	発電機上部突き出し部	2240	
	合計			52734

CV 内 設 置 物 体 積	No.	名称		備考
	1	原子炉容器	1650	
	2	ガスタービン発電機ユニット	6800	4基分
	3	コンクリート	18608	同上
	4	RPV-発電ユニット接続配管	60	H12算出値(4基分)
	5	発電機カバー	1033	同上
	6	タンク	848	同上
合計			28999	
不確か部分を考慮した修正値(合計×1.05)			30449	

CV内空間容積(m ³)	22285	
--------------------------	-------	--

添付表 4.1.4-2 ヘリウムガスのインベントリ算定

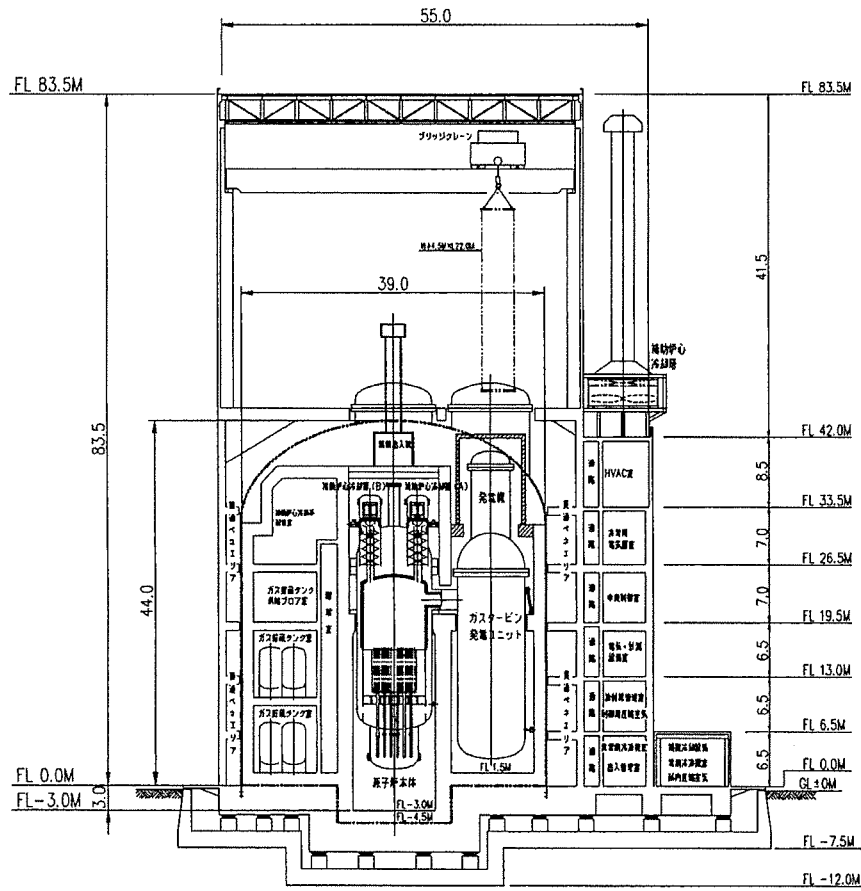
各部条件

容器	場所	温度(K)	容積(m ³)	圧力 (MPa[gage])	圧力 (MPa[abs])	質量(kg)
RPV	上部プレナム部	1123	375	6	6.1	981
	炉心部	943	122	6.1	6.2	386
	コールド部	763	616	6.2	6.3	2449
	全体 (均一混合)	874	1113		6.2	3816
ガスタービン 容器 (1基当たり)	全体 (均一混合)	476	1473		3.2	4829
接続配管 (1本当たり)		943	21	6.1	6.2	66

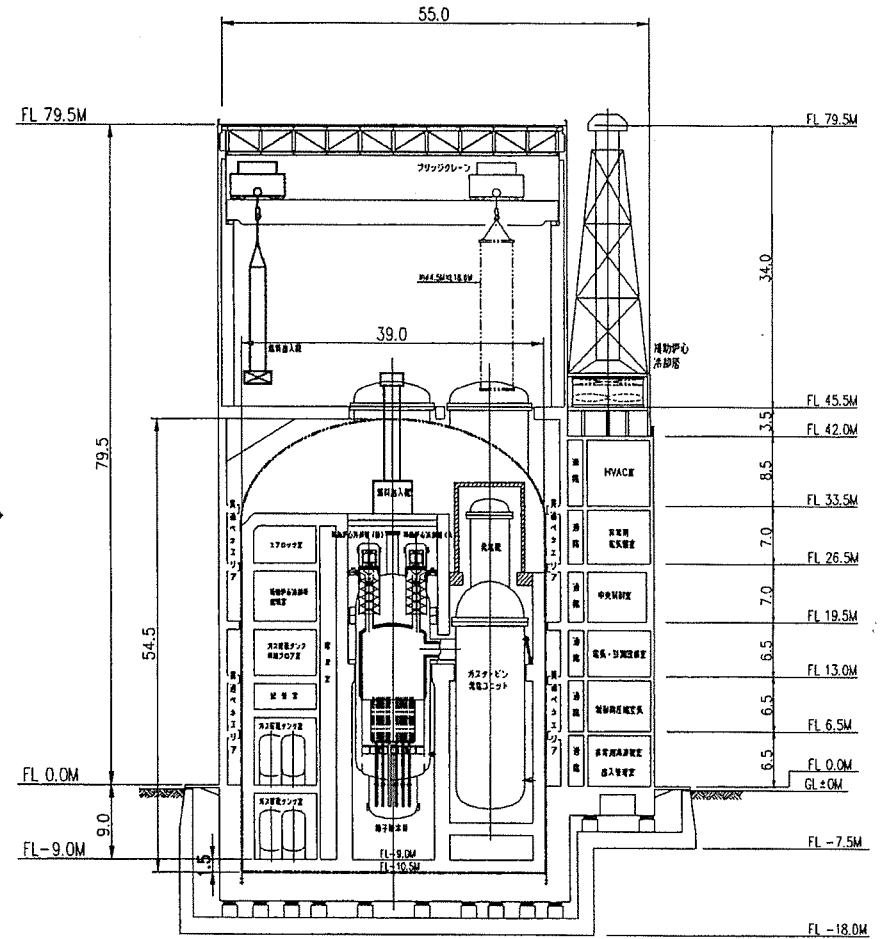
全体

条件	混合温度 (K)	合計容積 (m ³)	混合圧力 (MPa[gage])	混合圧力 (MPa[abs])	合計質量 (kg)
RPV+ガスタービン容器4基 +配管4本	546	7088	3.6445	3.7459	23397

添付 4.1.4 (6)

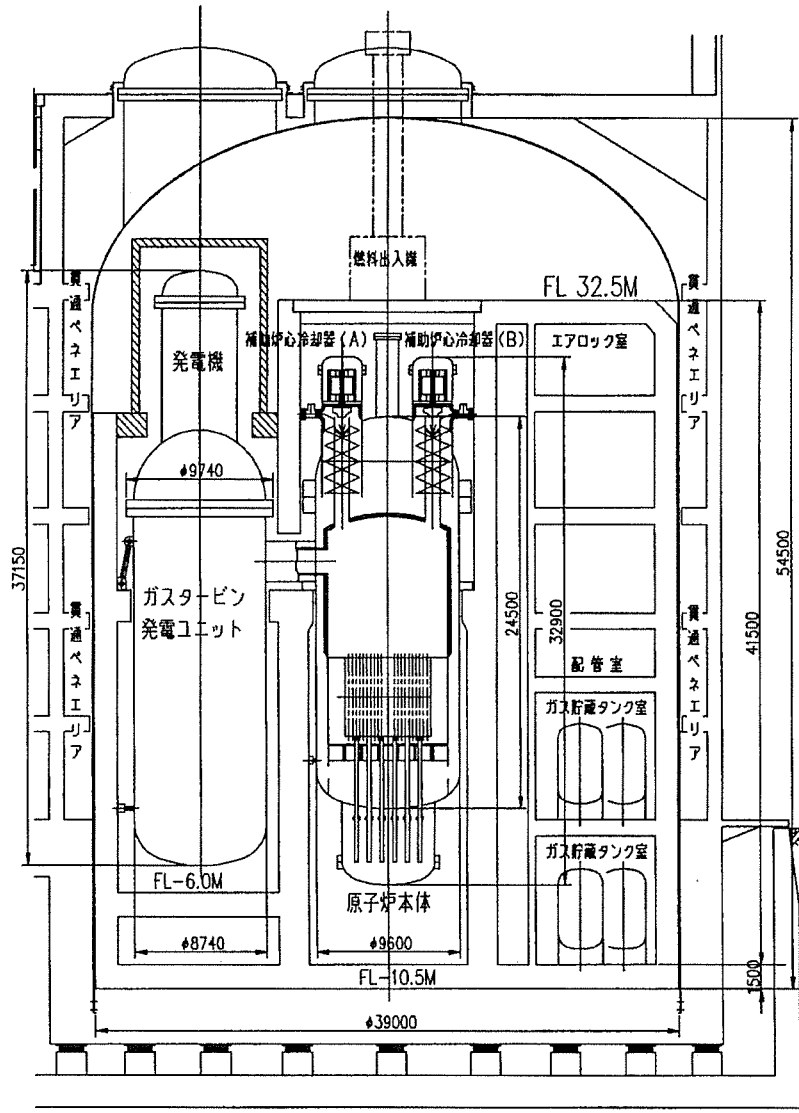


変更前

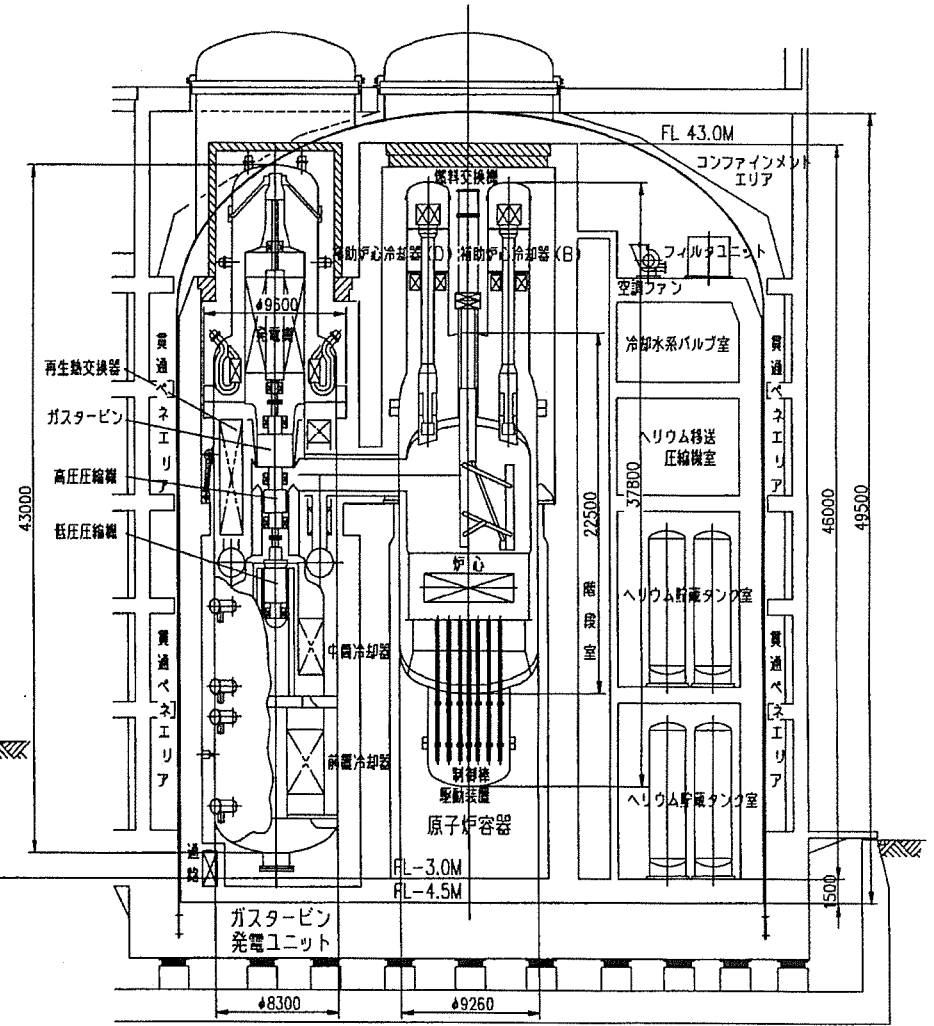


変更後

添付図 4.1.4-1 平成 12 年度の検討結果



H12年度設計

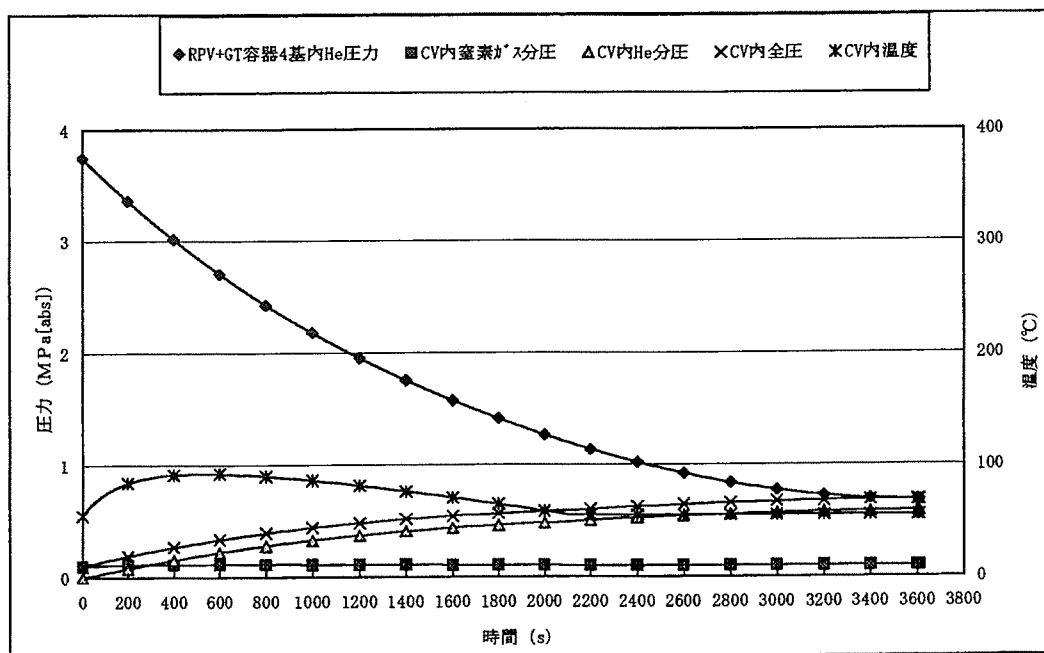


H15年度設計

添付図 4.1.4-2 今回の見直し結果 (平成 12 年度との比較)

添付 4.1.4 (7)

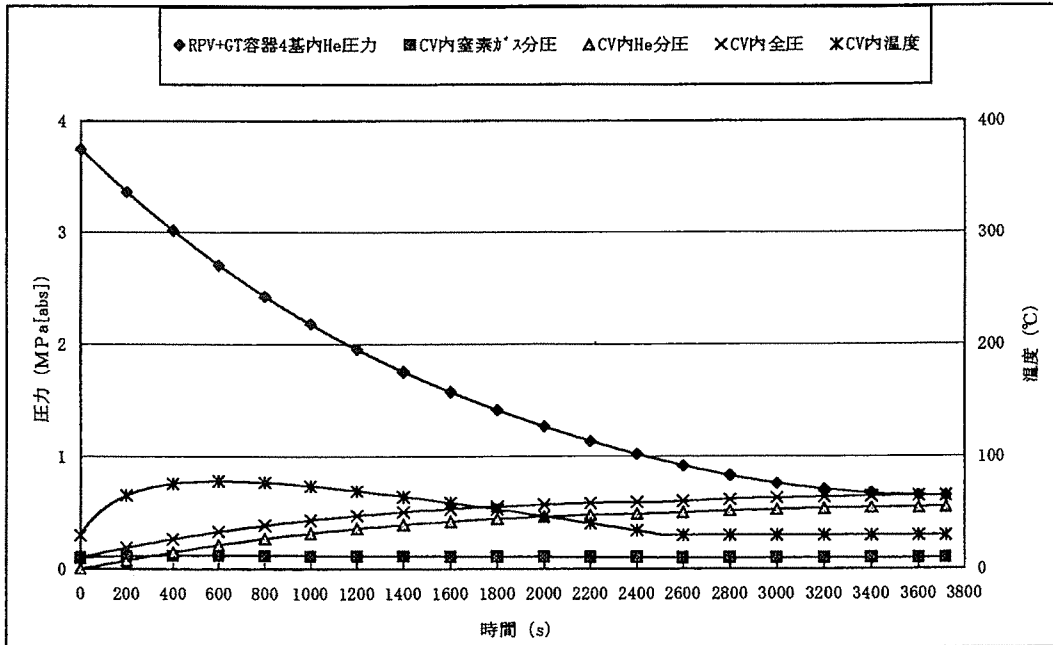
時間(s)	RPV+GT容器4基内He圧力 (MPa[abs])	CV内窒素ガス分圧 (MPa)	CV内He分圧 (MPa)	CV内全圧 (MPa[abs])	CV内温度 (°C)
0	3.7459	0.1013	0.0000	0.1013	55.0
200	3.3606	0.1103	0.0802	0.1905	84.0
400	3.0148	0.1126	0.1553	0.2678	91.4
600	2.7045	0.1128	0.2216	0.3343	92.1
800	2.4260	0.1121	0.2791	0.3912	89.8
1000	2.1761	0.1109	0.3285	0.4394	86.1
1200	1.9519	0.1095	0.3706	0.4800	81.4
1400	1.7508	0.1079	0.4060	0.5139	76.2
1600	1.5703	0.1061	0.4357	0.5418	70.6
1800	1.4084	0.1043	0.4601	0.5644	64.7
2000	1.2632	0.1025	0.4799	0.5824	58.7
2200	1.1330	0.1013	0.4995	0.6008	55.0
2400	1.0178	0.1013	0.5215	0.6228	55.0
2600	0.9186	0.1013	0.5405	0.6418	55.0
2800	0.8363	0.1013	0.5562	0.6575	55.0
3000	0.7716	0.1013	0.5686	0.6699	55.0
3200	0.7248	0.1013	0.5775	0.6788	55.0
3400	0.6963	0.1013	0.5830	0.6843	55.0
3600	0.6862	0.1013	0.5849	0.6862	55.0
3607	0.6862	0.1013	0.5849	0.6862	55.0



破断面積 = 50 cm²
 1次Heインベントリ = 23397 kg
 CV内空間容積 = 22285 m³
 CV・コンクリート温度 = 55 °C

添付図 4.1.4-3 減圧事故時 CV 内昇圧特性 (CV 壁温度 55°Cの場合)

時間(s)	RPV+GT容器4基内He圧力 (MPa[abs])	CV内窒素ガス分圧 (MPa)	CV内He分圧 (MPa)	CV内全圧 (MPa[abs])	CV内温度 (°C)
0	3.7459	0.1013	0.0000	0.1013	30.0
200	3.3606	0.1131	0.0759	0.1890	65.2
400	3.0148	0.1166	0.1485	0.2651	75.6
600	2.7045	0.1174	0.2130	0.3303	77.9
800	2.4260	0.1169	0.2690	0.3859	76.7
1000	2.1761	0.1159	0.3170	0.4328	73.5
1200	1.9519	0.1144	0.3577	0.4722	69.2
1400	1.7508	0.1127	0.3920	0.5047	64.1
1600	1.5703	0.1109	0.4204	0.5313	58.6
1800	1.4084	0.1089	0.4437	0.5527	52.7
2000	1.2632	0.1069	0.4625	0.5693	46.6
2200	1.1330	0.1048	0.4771	0.5819	40.3
2400	1.0170	0.1026	0.4880	0.5906	33.8
2600	0.9155	0.1013	0.4998	0.6012	30.0
2800	0.8295	0.1013	0.5150	0.6163	30.0
3000	0.7597	0.1013	0.5273	0.6287	30.0
3200	0.7066	0.1013	0.5367	0.6380	30.0
3400	0.6705	0.1013	0.5431	0.6444	30.0
3600	0.6515	0.1013	0.5465	0.6478	30.0
3718	0.6483	0.1013	0.5470	0.6483	30.0



破断面積 = 50 cm²
 1次Heインベントリ = 23397 kg
 CV内空間容積 = 22285 m³
 CV・コンクリート温度 = 30 °C

添付図 4.1.4-4 減圧事故時 CV 内昇圧特性 (CV 壁温度 30°Cの場合)

添付資料 4.1.6.1

補助炉心冷却系冷却器伝熱面積増加に伴う冷却水側設備対策

1. 概要

「減圧事故＋スクラム失敗＋自然循環除熱」のケースで補助炉心冷却系冷却器（DHX）の伝熱面積を 1.5 倍に増加する対策をとることで、燃料最高温度を 2200℃以下に抑えうる見通しが得られた。

一方、DHX 伝熱面積増加に伴い、DHX 二次側（冷却水側）に伝わる熱量が多くなり、冷却水温度が上昇することになるので、この対策について検討した。

2. 対策の内容

添付図 4.1.6.1-2 の解析結果に示すとおり、空気冷却器入口（DHX 出口）の冷却水温度は最高で 370℃近くになるが、この温度での飽和蒸気圧力は約 21MPa にもなるため、冷却水系の初期加圧圧力 5MPa を大きく超え、成立しない。

このため、冷却水系の DHX 出口側に気水分離機能を備えたタンク及び蒸気逃がし弁を設け、DHX 出口温度が 5MPa の飽和温度（265℃）を超えたときに DHX 出口側の二相流から蒸気を分離するとともに、DHX 出口側温度が 300℃に達した場合に、蒸気を外部に放出することでヘリウム側から冷却水側に伝わった熱の一部を放熱することにより、冷却水温度が 300℃を超えないようにするものとする。

また、この蒸気放出があっても、膨張タンク内の液位が必要水位以上に保たれるよう、膨張タンクの容積を確保するものとする。

なお、現状は、膨張タンクを空気冷却器出口側に設けているが、空気冷却器入口側でも膨張タンクとしての機能上は問題ないので、現状のタンクは空気冷却器出口側に統合するものとする。

本対策を行った場合の冷却水系系統概念図を添付図 4.1.6.1-1 に示す。

3. 対策の成立性

添付図 4.1.6.1-2 に示すとおり、冷却水温度は、約 1800 秒の間（500 秒から 2300 秒の時点まで）、300℃を超える。この 1800 秒間の平均温度は、330℃程度であるので、これを 300℃に抑えるものとする。このときの冷却水流量は約 30 kg/s であるので、1800 秒間に流れる水量は

$$W = 30 \times 1800 = 54000 \text{ kg}$$

飽和温度を 300℃に抑えるとした場合に除去する必要がある熱量は

$$Q = W \cdot (h_2 - h_1) = 54000 \times (1526 - 1345) = 9.8 \times 10^6 \text{ kJ}$$

h_1 :300°Cの比エンタルピー (kJ/kg)

h_2 :330°Cの比エンタルピー (kJ/kg)

300°Cでの蒸発潜熱は 1405 kJ/kg であるので、放出する必要がある蒸気量は

$$W_r = \frac{Q}{r} = \frac{9.8 \times 10^6}{1405} = 6957 \text{ kg}$$

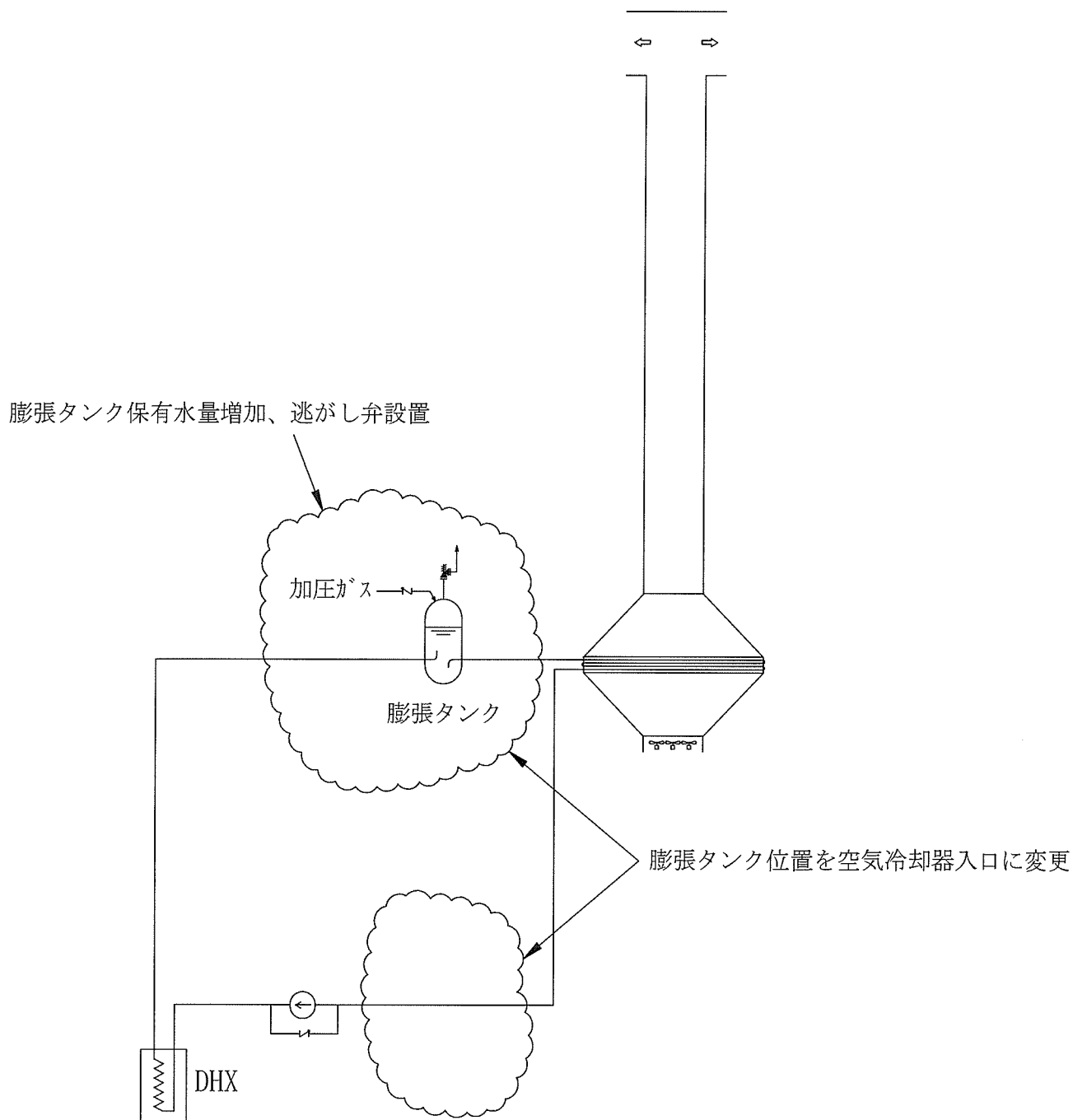
よって、膨張タンクの保有水量として、この放出分を予め見込んでおく必要がある。

したがって、膨張タンクの必要容量は、①系統保有水の膨張分に余裕を見た約 5 m³、②温度上昇緩和対策での増加分約 9 m³、及び③上記蒸気量の約 7 m³を合計して

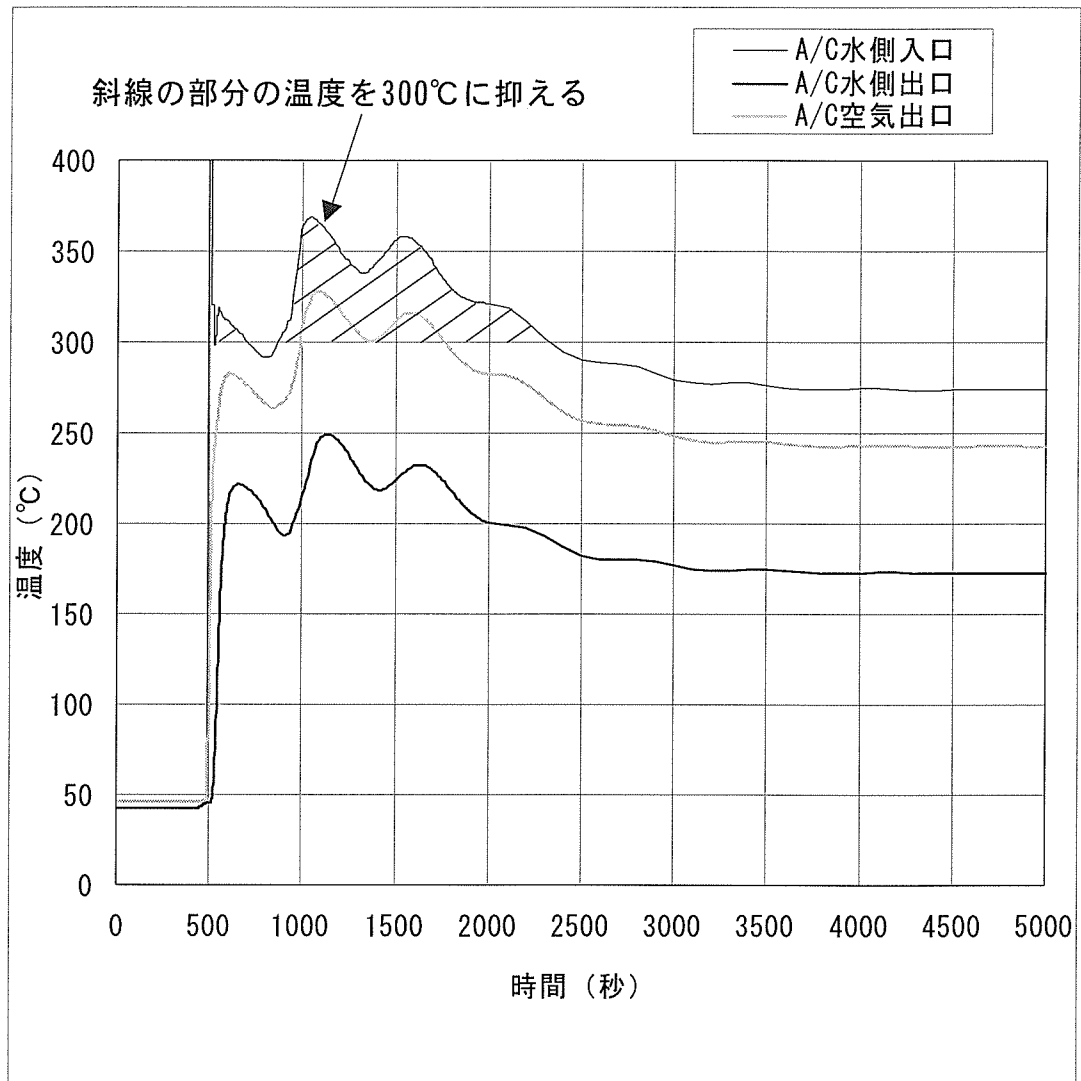
$$V = 5 + 9 + 7 = 21 \text{ m}^3$$

よって、これに余裕を見て 30 m³程度とすればよいと考えられる。この容量であれば、配置上も成立する。

なお、冷却水系の最高使用圧力は、300°Cの飽和圧力（逃がし弁の設定圧力）である 8.5 MPa とする必要がある。



添付図 4.1.6.1-1 補助炉心冷却系概念図



添付図 4.1.6.1-2 減圧事故・自然循環時の冷却水温度変化

添付資料 4.1.6.2

補助炉心冷却系空気冷却器伝熱面積増加に関する設備検討

1. 概要

減圧事故時における自然循環除熱の場合の燃料最高温度を許容値 2200℃以下に抑えるため、補助炉心冷却系において、DHX 伝熱面積の増加などに加えて空気冷却器伝熱面積を 2 倍に増加する必要性が生じた。

本資料は、補助炉心冷却系空気冷却器の伝熱面積増加に関する概略の検討結果をまとめたものである。

2. 空気冷却器構造の概略検討

平成 12 年度設計をベースとして、空気冷却器構造を設定した。

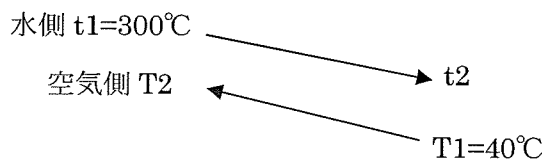
添付図 4.1.4.2-1 に、平成 12 年度との比較で、伝熱面積を 2 倍にした場合の空気冷却器構造概念を示す。添付図 4.1.4.2-1 においては、空気冷却器の冷却水側熱伝達率を平成 12 年度並とする（すなわち冷却水流速を平成 12 年度と同じとする）ため、伝熱管の本数を変えないで、管長（空気流れ方向管列数）を単純に 2 倍にする構造としている。

3. 空気冷却器の伝熱性能検討

添付図 4.1.4.2-1 に示す構造を基に、空気冷却器の伝熱性能を確認する。

(1) ヒートバランス

冷却水の温度が 300℃まで上昇した場合には、補助炉心冷却系の冷却水系膨張タンクの逃し弁から蒸気を放出する設備対策をとることとしたため、空気冷却器回りのヒートバランスは次のとおりとする。



(2) 伝熱計算式

空気冷却器の伝熱計算に関する計算式は次のとおりである。

空気流量は

$$W = \frac{Q}{c_p(T_2 - T_1)} \text{ kg/h} \quad (1)$$

Q : 交換熱量 (kcal/h)

c_p : 空気比熱 (kcal/(kg·℃))

T_1 : 空気入口温度 (℃)

T_2 : 空気出口温度 (°C)

空気通過流路断面積は、

$$S = L \times L \times \left(1 - \frac{D_r}{p}\right) \text{m}^2 \quad (2)$$

L : 空気冷却器の縦横幅 (m)

D_r : 空気冷却器伝熱管裸管外径 (m)

p : 空気冷却器伝熱管配列ピッチ (m)

空気質量流速は

$$G = \frac{W}{S \times 3600} \text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s}) \quad (3)$$

空気側伝熱係数⁽¹⁾は

$$h_o = 4.882 \times 208 \times (0.205G)^{0.5} \text{kcal}/(\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}) \quad (4)$$

水側伝熱係数⁽²⁾は

$$h_i = 0.023 \frac{\lambda_i}{D_i} Re^{0.8} Pr^{0.4} \text{kcal}/(\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C}) \quad (5)$$

λ_i : 冷却水熱伝導率 (kcal/(m·h·°C))

D_i : 伝熱管内径 (m)

Re : 冷却水レイノルズ数

Pr : 冷却水プラントル数

空気冷却器の総括熱抵抗は

$$\frac{1}{K} = \alpha \left\{ \frac{1}{h_o} + \frac{D_o}{D_i} \left(\frac{1}{h_i} + r_{fi} \right) + r_w \right\} (\text{m}^2 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C})/\text{kcal} \quad (6)$$

α : 伝熱管外/内表面積比

r_{fi} : 伝熱管冷却水側汚れ係数 ((m²·h·°C)/kcal)

r_w : 伝熱管管壁熱抵抗 ((m²·h·°C)/kcal)

対数平均温度差は

$$\Delta T = \frac{(t_1 - T_2) - (t_2 - T_1)}{\ln \left(\frac{t_1 - T_2}{t_2 - T_1} \right)} ^\circ\text{C} \quad (7)$$

t_1 : 冷却水入口温度 (°C)

t_2 : 冷却水出口温度 (°C)

交換熱量は

$$Q = K \cdot A \cdot \Delta T \text{kcal/h} \quad (8)$$

A : 伝熱管伝熱面積 (m²)

伝熱管必要長さ（全伝熱管の合計）は

$$l_T = \frac{A}{a} \text{ m} \quad (9)$$

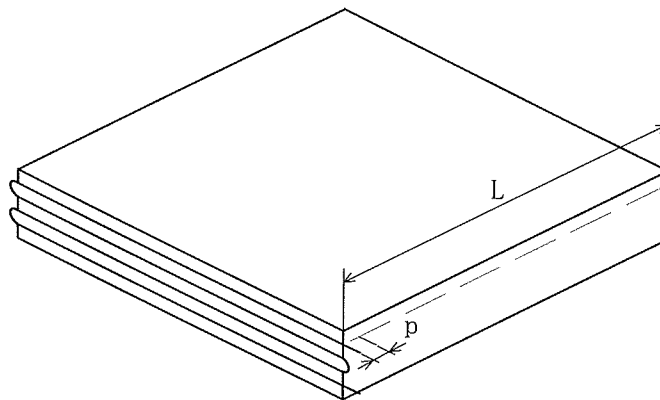
a : 伝熱管単位長当たり伝熱面積 (m²/m)

空気冷却器必要寸法は

$$n \times L \times \frac{L}{p} = l_T \text{ m} \quad (10)$$

$$L = \sqrt{\frac{l_T \times p}{n}} \text{ m} \quad (11)$$

n : 空気流れ方向管列数



(3) 伝熱計算結果

以上の計算式を用いて、平成 12 年度に設定した空気冷却器伝熱面積を基に、伝熱面積を 2 倍にした場合の交換熱量を求めた結果を添付表 4.1.4.2-1 に示す。

同表に示されるとおり、伝熱面積を 2 倍とした場合、冷却水側から空気側に伝わる熱量が増えることにより、冷却器出口空気温度が上昇し、冷却水側と空気側の温度が接近するため、交換熱量は 2 倍までは増加しない結果となっている。

4. 自然循環能力の概略検討

空気冷却器伝熱面積を 2 倍化した場合の空気側及び冷却水側の自然循環時圧力損失を求め、自然循環が確保できることを確認する。

4.1 空気側自然循環能力

(1) 空気側圧力損失

圧力損失係数⁽³⁾は

$$f = 37.86 \left(\frac{D_r G_{\max}}{\mu} \right)^{-0.316} \left(\frac{S_1}{D_r} \right)^{-0.927} \left(\frac{S_1}{S_2} \right)^{0.515} \quad (12)$$

G_{\max} : 伝熱管管列間最大質量速度 (kg/(m²・h))

$$G_{\max} = G \times 3600 \quad (13)$$

μ : 空気粘性係数 (kg/(m・h))

S_1 : 管配列ピッチ (= p) (m)

S_2 : 管配列ピッチ (m)

(注) 本式は 3 角配列のものであるが、4 角配列にも適用できるものとする (3 角配列は 4 角配列に比べて圧力損失が大きくなるので、保守的である)。

圧力損失⁽³⁾は

$$\Delta P_s = f \frac{n G_{\max}^2}{2 g_c \rho} \text{ kg/m}^2 \quad (14)$$

g_c : 重力の換算係数 ((kg・m)/(h²・kg))

ρ : 空気密度 (kg/m³)

上記の式を用いて圧力損失を求めた結果を添付表 4.1.4.2-2 (平成 12 年度設計) 及び添付表 4.1.4.2-3 (伝熱面積 2 倍化の場合) に示す。

(2) 空気のドラフト力

空気のドラフト力は次式で求められる。

$$\Delta P_h = (\rho_1 - \rho_2) g h \text{ Pa} \quad (15)$$

ρ_1 : 空気冷却器入口側空気密度 (kg/m³)

ρ_2 : 空気冷却器出口側空気密度 (kg/m³)

g : 重力の加速度 (m/s²)

h : 空気冷却器出口ダクト高さ (m)

(3) 自然循環能力

圧力損失とダクト高さを 20 m とした場合のドラフト力を比較すると、添付表 4.1.4.2-4 のとおりとなる。

添付表 4.1.4.2-4 に示すとおり、伝熱面積を 2 倍にした場合、空気冷却器出口側の空気温度が上昇することにより空気の密度差が大きくなる効果が圧力損失の増加を相殺することで、自然循環時のドラフト力が空気圧力損失を上回る結果となっている。これにより、伝熱面積を 2 倍にした場合でも現状のダクト高さのままで成立する。

なお、強制循環時の圧力損失の増加に対しては、送風機の吐出し圧力が圧力損失をカバーするように設計することで対処可能である。

4.2 冷却水側自然循環能力

(1) 冷却水側圧力損失

圧力損失算定上の空気冷却器伝熱管部の条件は次のとおりである。
 空気冷却器幅 9m、伝熱管径配列ピッチ 67.7mmでの伝熱管本数は

$$N = \frac{9}{0.0677} = 132 \text{ 本} \quad (16)$$

流路の総断面積は

$$S_w = \frac{\pi}{4} D_i^2 N = \frac{\pi}{4} \times 0.01986^2 \times 132 = 0.04087 \text{ m}^2 \quad (17)$$

冷却水流量は

$$W = 71 \text{ t/h} \quad (18)$$

伝熱管 1 本当たり配管長は、空気流れ方向管列数 n 、空気冷却器幅 9 m から

$$l = n \times 9 \text{ m} \quad (19)$$

上記の式を用いて圧力損失を求めた結果を添付表 4.1.4.2-5 (平成 12 年度設計) 及び添付表 4.1.4.2-6 (伝熱面積 2 倍化の場合) に示す。

(2) 水側自然循環ヘッド

冷却水の自然循環ヘッドは次式で求められる。

$$\Delta P_h = (\rho_2 - \rho_1)gh \text{ Pa} \quad (20)$$

ρ_1 : 空気冷却器入口側冷却水密度 (kg/m³)

ρ_2 : 空気冷却器出口側冷却水密度 (kg/m³)

h : 空気冷却器と DHX の伝熱中心差 (m)

(3) 水側自然循環能力

圧力損失と伝熱中心差を 20 m とした場合の自然循環ヘッドを比較すると、添付表 4.1.4.2-7 のとおりとなる。

添付表 4.1.4.2-7 に示すとおり、平成 12 年度に比べて冷却水温度が上昇することで空気冷却器出入口の密度差が大きくなる効果が圧力損失の増加を相殺することで、自然循環ヘッドが冷却水圧力損失を上回る結果となっている。これにより、伝熱面積を 2 倍にした場合でも現状の伝熱中心差のままで成立する。

なお、強制循環時の圧力損失の増加に対しては、冷却水ポンプの揚程が圧力損失をカバーするように設計することで対処可能である。

参考文献

- (1) H T T R 加圧水空気冷却器設計計算式 (オランダ・ルーマス社推奨式)
- (2) 熱交換器ハンドブック編集委員会：熱交換器ハンドブック、5 版、日刊工業新聞社、p.48 (1971)
- (3) 尾花秀郎：熱交換器設計ハンドブック、2 版、工学図書、p.934 (1982)

添付表 4.1.4.2-1 補助炉心冷却系空気冷却器伝熱面積を2倍化した場合の空気冷却器伝熱計算

条件

項目	記号	単位	従来(H12年度設計)		伝熱面積2倍化	
			強制循環	自然循環	強制循環	自然循環
交換熱量仮定値		MW			45.5	11.7
伝熱面積	A	m ²			14889	14889
交換熱量	Q	MW	27.3	8.25		
冷却水圧力		MPa[gage]	5.0	5.0	8.5	8.5
冷却水出入口平均温度仮定値		°C			224	237
冷却水比熱		kcal/(kg·°C)			1.10	1.12
冷却水側入口温度	t1	°C	250	250	300	300
冷却水側出口温度	t2	°C	150	150	148	173
冷却水出入口平均温度		°C	200	200	224	237
空気出口温度仮定値		°C			239	294
空気出入口平均温度仮定値		°C			140	167
空気流量		kg/h			810615	162919
空気比熱		kcal/(kg·°C)			0.24	0.24
空気側入口温度	T1	°C	40	40	40	40
空気側出口温度	T2	°C	160	220	239	294
空気出入口平均温度		°C	100	130	140	167
高温側温度差=t1-T2	DT1	°C	90	30	61	6
低温側温度差=t2-T1	DT2	°C	110	110	108	133
対数平均温度差	ΔT	°C	99.7	61.6	82	42
空気比熱	Cp	kcal/(kg·°C)	0.24	0.24		
空気流量	W	kg/h	810615	162919		
冷却水流量		kg/h	235000	71000	235000	71000
伝熱管裸管径	Dr	m	0.0254	0.0254	0.0254	0.0254
伝熱管内径	Di	m	0.01986	0.01986	0.01986	0.01986
伝熱管ピッチ	p	m	0.0667	0.0667	0.0667	0.0667
伝熱管本数	N		132	132	132	132
空気冷却器幅(縦)仮定値		m	9	9		
空気冷却器幅(横)仮定値		m	9	9		

結果

空気通過流路断面積	S	m ²	50.15	50.15	50.15	50.15
空気流量	G	kg/(m ² ·s)	4.49	0.90	4.49	0.90
空気側伝熱係数	ho	kcal/(m ² ·h·°C)	974	437	974	437
冷却水動粘性係数	ν	m ² /s	1.6E-07	1.6E-07	1.4E-07	1.4E-07
冷却水密度		kg/m ³	867	867	841	824
冷却水体積流量		m ³ /s	0.075	0.023	0.078	0.024
冷却水流速		m/s	1.840	0.556	1.899	0.586
冷却水レイノルズ数	Re		235436	71132	262548	83853
冷却水熱伝導率	λi	kcal/(m·h·°C)	0.573	0.573	0.560	0.549
冷却水プラントル数	Pr		0.908	0.908	0.852	0.836
水側伝熱係数	hi	kcal/(m ² ·h·°C)	12665	4861	13159	5141
伝熱管外/内表面積比	α		21.5	21.5	21.5	21.5
管内汚れ係数	r _{fi}	m ² h°C/kcal	0.0002	0.0002	0.0002	0.0002
管壁熱抵抗	r _w	m ² h°C/kcal	0.00007	0.00007	0.00007	0.00007
総括熱抵抗	1/K	m ² h°C/kcal	0.0312	0.0619	0.0312	0.0616
熱通過率	K	kcal/(m ² ·h·°C)	32.0	16.2	32.1	16.2
必要伝熱面積	A	m ²	7360	7132		
伝熱管単位伝熱面積	a	m ² /m	1.55	1.55	1.55	1.55
伝熱管必要長さ	l _T	m	4749	4601		
空気流れ方向伝熱管管列数	n		4	4	8	8
空気冷却器必要寸法(縦横)	L	m	8.9	8.8		
空気冷却器寸法決定値(縦横)		m	9.0	9.0		
伝熱面積決定値		m ²	7444	7444		
交換熱量	Q	MW			45.5	11.7

添付表 4.1.4.2-2 補助炉心冷却系空気側圧力損失（自然循環時）（平成 12 年度設計）

項目	単位	①空気冷却器入口		②空気冷却器		③空気冷却器出口 ～ダクト分岐入口		④ダクト分岐入口 ～出口	
		個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N
配管呼び径									
流路幅 w	m	3				3		3	
流路高さ h	m	3				3		3	
配管内径 d	m								
流路断面積 A	m ²	9				9		9	
流体平均深さ m=(d/4 or A/2/(w+h))	m	0.75				0.75		0.75	
流路数 n		1				1		2	
流量 G	t/h	163		163		163		163	
入口圧力 P1	MPaG	0		-0.0001		-0.0001		-0.0003	
入口圧力	MPa[abs]	0.1013		0.1012		0.1012		0.1010	
温度	℃	40		130		220		220	
空気密度 ρ	kg/m ³	1.128		0.874		0.724		0.723	
流量 Q	m ³ /h	144448		186371		225100		225441	
流速 v=Q/3600/A/n	m/s	4.46				6.95		3.48	
空気動粘性係数 ν	m ² /s	1.72E-05				3.78E-05		3.78E-05	
レイノルズ数 Re=4mv/ν		7.79E+05				5.52E+05		2.76E+05	
配管材質		炭素鋼				炭素鋼		炭素鋼	
管粗さ e	μm	46				46		46	
相対粗さ e/4m		0.000015				0.000015		0.000015	
摩擦係数 λ		0.01245				0.01316		0.01485	
配管長さ L	m	3				30		3	
ΔP1=λ(L/4m)×ρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa	0.000001				0.000023		0.000001	
等価管長	L/D	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N
等価管長合計									
ΔP2=λ(L/D)×ρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa								
損失係数	ζ	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N
ダクト入口損失	0.5	1	0.50						
ファン通過損失	5	1	5.00						
空気冷却器出口縮小損失	0.5					1	0.50		
分岐部	1					1	0.00		
ダクト出口損失	1							1	1
損失係数合計		5.500				0.500		1.000	
ΔP3=ζρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa	0.00006				0.00001		0.000004	
空気冷却器圧損	MPa								
重力の換算係数	kg·m/(h ² ·kg)			1.27E+8					
裸管径 Dr	m			0.0254					
空気通過流路断面積	m ²			50.15					
管列間質量速度 G	kg/(m ² ·h)			3249					
空気粘性係数	μPa·s			23.40					
空気粘性係数 μ	kg/(m·h)			0.0842					
管列ピッチ S	m			0.0667					
圧損係数 f				1.76					
流れ方向管列数 n				4					
冷却器圧損 ΔP4	MPa			0.0000033					
合計圧力損失 ΔP=ΔP1+ΔP2+ΔP3+ΔP4	MPa	0.000062		0.000003		0.000011		0.000004	
圧力損失積算値	MPa	0.000062		0.000065		0.000076		0.000081 (=ΔPtotal)	
出入口Δh差	m	-5.0		-0.75		-20.0		0.0	
Δh差積算値	m	-5.0		-5.75		-25.8		-25.8	
Δh差による損失 ΔPh=ρgh×10 ⁻⁶	MPa	-0.00006		-0.00001		-0.00014		0.00000	
Δh差による損失積算値	MPa	-0.00006		-0.00006		-0.00020		-0.00020 (=ΔPtotal)	
出口圧力 P2=P1-ΔP+ΔPh	MPaG	-0.00012		-0.00013		-0.00028		-0.00028	
出口圧力検算 P2=P10-ΔPtotal+ΔPhtotal	MPaG							-0.00028	

添付表 4.1.4.2-3 補助炉心冷却系空気側圧力損失（自然循環時）（空気冷却器伝熱面積 2 倍化の条件）

項目	単位	①空気冷却器入口		②空気冷却器		③空気冷却器出口 ～ダクト分岐入口		④ダクト分岐入口 ～出口	
配管呼び径									
流路幅 w	m	3				3		3	
流路高さ h	m	3				3		3	
配管内径 d	m								
流路断面積 A	m ²	9				9		9	
流体平均深さ m=(d/4 or A/2/(w+h))	m	0.75				0.75		0.75	
流路数 n		1				1		2	
流量 G	t/h	163		163		163		163	
入口圧力 P1	MPaG	0		-0.0001		-0.0002		-0.0003	
入口圧力	MPa[abs]	0.1013		0.1012		0.1012		0.1010	
温度	℃	40		167		294		294	
空気密度 ρ	kg/m ³	1.128		0.800		0.621		0.620	
流量 Q	m ³ /h	144448		203548		262373		262723	
流速 v=Q/3600/A/n	m/s	4.46				8.10		4.05	
空気動粘性係数 ν	m ² /s	1.72E-05				4.78E-05		4.79E-05	
レイノルズ数 Re=4mv/ν		7.79E+05				5.08E+05		2.54E+05	
配管材質		炭素鋼				炭素鋼		炭素鋼	
管粗さ e	μm	46				46		46	
相対粗さ e/4m		0.000015				0.000015		0.000015	
摩擦係数 λ		0.01245				0.01334		0.01507	
配管長さ L	m	3				30		3	
$\Delta P1 = \lambda (L/4m) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.0000001				0.0000027		0.0000001	
等価管長	L/D	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N
等価管長合計									
$\Delta P2 = \lambda (L/D) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa								
損失係数	ζ	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N
ダクト入口損失	0.5	1	0.50						
ファン通過損失	5	1	5.00						
空気冷却器出口縮小損失	0.5					1	0.50		
分岐部	1					1	0.00		
ダクト出口損失	1							1	1
損失係数合計		5.500				0.500		1.000	
$\Delta P3 = \zeta \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.00006				0.00001		0.000005	
空気冷却器圧損	MPa								
重力の換算係数	kg・m/(h ² ・kg)			1.27E+8					
裸管径 Dr	m			0.0254					
空気通過流路断面積	m ²			50.15					
管列間質量速度 G	kg/(m ² ・h)			3249					
空気粘性係数	μPa・s			24.91					
空気粘性係数 μ	kg/(m・h)			0.0897					
管列ピッチ S	m			0.0667					
圧損係数 f				10.60					
流れ方向管列数 n				8					
冷却器圧損 ΔP4	MPa			0.0000431					
合計圧力損失 $\Delta P = \Delta P1 + \Delta P2 + \Delta P3 + \Delta P4$	MPa	0.00006		0.000043		0.00001		0.000005	
圧力損失積算値	MPa	0.00006		0.00010		0.00012		0.00012 (=ΔPtotal)	
出入口ヘッド差 h	m	-5.0		-0.75		-20.0		0.0	
ヘッド差積算値	m	-5.0		-5.75		-25.8		-25.8	
ヘッド差による損失 $\Delta Ph = \rho gh \times 10^{-6}$	MPa	-0.00006		-0.00001		-0.00012		0.00000	
ヘッド差による損失積算値	MPa	-0.00006		-0.00006		-0.00018		-0.00018 (=ΔPtotal)	
出口圧力 P2=P1-ΔP+ΔPh	MPaG	-0.00012		-0.00017		-0.00030		-0.00031	
出口圧力検算 $P2 = P1 - \Delta P_{total} + \Delta P_{htotal}$	MPaG							-0.00031	

添付表 4.1.4.2-4 補助炉心冷却系空気側自然循環能力

平成12年度設計の条件の場合

項目	記号	単位	値
空気冷却器入口空気温度	t_1	°C	40
空気冷却器出口空気温度	t_2	°C	220
空気冷却器入口空気密度	ρ_1	kg/m ³	1.128
空気冷却器出口空気密度	ρ_2	kg/m ³	0.724
ダクト高低差	h	m	30
ドラフト力	ΔP_h	Pa	119
圧力損失	ΔP	Pa	81

平成15年度設計の条件（空気冷却器伝熱面積2倍化）の場合

項目	記号	単位	値
空気冷却器入口空気温度	t_1	°C	40
空気冷却器出口空気温度	t_2	°C	294
空気冷却器入口空気密度	ρ_1	kg/m ³	1.128
空気冷却器出口空気密度	ρ_2	kg/m ³	0.621
ダクト高低差	h	m	30
ドラフト力	ΔP_h	Pa	149
圧力損失	ΔP	Pa	123

添付表 4.1.4.2-5 補助炉心冷却系冷却水側圧力損失（自然循環時）（平成 12 年度設計）

項目		①DHX出口～ 空気冷却器入口	②空気冷却器	③空気冷却器出口～ DHX入口	④DHX入口	⑤DHX	⑥DHX出口
配管呼び径		200ASch40		200ASch40			
流路幅 w	m						
流路高さ h	m						
配管内径 d	m	0.1999	0.01986	0.1999	0.0248		0.0248
流路断面積 A	m ²	0.031	0.00031	0.031	0.000483		0.000483
流体平均深さ m=(d/4 or A/2/(w+h))	m	0.049975	0.004965	0.049975	0.0062		0.0062
流路数 n		1	132	1	67		67
流量 G	t/h	71	71	71	71	71	71
流量 Q	m ³ /h	89	82	77	77	82	82
入口圧力 P1	MPaG	5.00 (=P10)	4.840	4.833	5.006	5.006	5.004
入口圧力	MPa[abs]	5.101	4.941	4.935	5.107	5.107	5.105
温度	℃	250	200	150	150	200	250
冷却水密度 ρ	kg/m ³	800.20	867.23	919.52	919.62	867.35	800.20
流速 v=Q/3600/A/n	m/s	0.79	0.56	0.68	0.66		0.70
冷却水動粘性係数 ν	m ² /s	1.34E-07	1.55E-07	1.98E-07	1.98E-07		1.34E-07
レイノルズ数 Re=4mv/ν		1.17E+06	7.12E+04	6.90E+05	8.30E+04		1.30E+05
配管材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼		炭素鋼
管粗さ e	μm	46	46	46	46		46
相対粗さ e/4m		0.00023	0.00232	0.000230	0.001855		0.001855
摩擦係数 λ		0.0149	0.0264	0.01533	0.02503		0.02434
配管長さ L	m	50	36	50			
ΔP1=λ(L/4m)×ρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa	0.00092	0.00643	0.00082			
等価管長	L/D	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N	個数N	L/D×N
逆止弁	135			1	135		
玉型弁	340	1	340	1	340		
等価管長合計		340		475			
ΔP2=λ(L/D)×ρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa	0.00125		0.00156			
損失係数	ζ	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N	個数N	ζ×N
エルボ	0.21	20	4.20	20	4.20		
180° ベンド	0.4			3	1.20		
流量計オリフィス	20			1	20		
入口損失	0.5					1	0.50
出口損失	1.0						1 1.00
損失係数合計		4.200	1.200	24.200	0.500		1.000
ΔP3=ζρv ² /2×10 ⁻⁶	MPa	0.00104	0.00016	0.00520	0.00010		0.00020
機器圧損	MPa						
DHX	0.0019					0.0019	
機器圧損合計 ΔP4						0.0019	
合計圧力損失							
ΔP=ΔP1+ΔP2+ΔP3+ΔP4	MPa	0.0032	0.0066	0.0076	0.0001	0.0019	0.0002
圧力損失積算値	MPa	0.0032	0.0098	0.01737	0.0175	0.0194	0.0196 (=ΔPtotal)
出入口ヘッド差 b	m	-20.0	0.0	20.0	0.0	0.0	0.0
ヘッド差積算値	m	-20.0	-20.0	0.0	0.0	0.0	0.0
ヘッド差による損失 ΔPh=ρgh×10 ⁻⁶	MPa	-0.1569	0.0000	0.1803	0.0000	0.0000	0.0000
ヘッド差による損失積算値	MPa	-0.1569	-0.1569	0.0234	0.0234	0.0234	0.0234 (=ΔPtotal)
出口圧力 P2=P1-ΔP+ΔPh	MPaG	4.8399	4.8333	5.0060	5.0059	5.0040	5.0038
出口圧力検算 P2=P10-ΔPtotal+ΔPhtotal	MPaG						5.0038

添付表 4.1.4.2-6 補助炉心冷却系冷却水側圧力損失（自然循環時）（空気冷却器伝熱面積 2 倍化の条件）

項目		①DHX出口～ 空気冷却器入口	②空気冷却器	③空気冷却器出口 ～ DHX入口	④DHX入口	⑤DHX	⑥DHX出口
配管呼び径		200ASch40		200ASch40			
流路幅 w	m						
流路高さ h	m						
配管内径 d	m	0.1999	0.01986	0.1999	0.0248		0.0248
流路断面積 A	m ²	0.031	0.00031	0.031	0.000483		0.000483
流体平均深さ m=(d/4 or A/2/(w+h))	m	0.049975	0.004965	0.049975	0.0062		0.0062
流路数 n		1	132	1	67		67
流量 G	t/h	71	71	71	71	71	71
流量 Q	m ³ /h	100	86	79	79	86	86
入口圧力 P1	MPaG	8.5 (=P10)	8.357	8.343	8.512	8.511	8.508
入口圧力	MPa[abs]	8.6	8.458	8.444	8.613	8.613	8.610
温度	℃	300	237	173	173	237	300
冷却水密度 ρ	kg/m ³	712.17	823.57	899.16	899.26	823.72	712.19
流速 v=Q/3600/A/n	m/s	0.88	0.59	0.70	0.68		0.74
冷却水動粘性係数 ν	m ² /s	1.27E-07	1.39E-07	1.75E-07	1.75E-07		1.27E-07
レイノルズ数 Re=4mv/ν		1.39E+06	8.38E+04	7.98E+05	9.60E+04		1.45E+05
配管材質		炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼	炭素鋼		炭素鋼
管粗さ e	μm	46	46	46	46		46
相対粗さ e/4m		0.00023	0.00232	0.000230	0.001855		0.001855
摩擦係数 λ		0.0148	0.0262	0.01518	0.02478		0.02420
配管長さ L	m	50	72	50			
$\Delta P1 = \lambda (L/4m) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.00102	0.01339	0.00083			
等価管長	L/D	個数N L/D×N	個数N L/D×N	個数N L/D×N		個数N L/D×N	
逆止弁	135			1 135			
玉型弁	340	1 340		1 340			
等価管長合計		340		475			
$\Delta P2 = \lambda (L/D) \times \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.00139		0.00158			
損失係数	ζ	個数N ζ×N	個数N ζ×N	個数N ζ×N	個数N ζ×N	個数N ζ×N	個数N ζ×N
エルボ	0.21	20 4.20		20 4.20			
180° ベンド	0.4		7 2.80				
流量計オリフィス	20			1 20			
入口損失	0.5				1 0.50		
出口損失	1.0						1 1.00
損失係数合計		4.200	2.800	24.200	0.500		1.000
$\Delta P3 = \zeta \rho v^2 / 2 \times 10^{-6}$	MPa	0.00116	0.00040	0.00531	0.0001		0.0002
機器圧損	MPa						
DHX	0.0030					0.0030	
機器圧損合計 ΔP4						0.0030	
合計圧力損失 ΔP=ΔP1+ΔP2+ΔP3+ΔP4	MPa	0.0036	0.0138	0.0077	0.0001	0.0030	0.00019
圧力損失積算値	MPa	0.0036	0.0174	0.02510	0.0252	0.0282	0.0284 (±ΔPtotal)
出入口ハット差 h	m	-20.0	0.0	20.0	0.0	0.0	0.0
ハット差積算値	m	-20.0	-20.0	0.0	0.0	0.0	0.0
ハット差による損失 ΔPh=ρgh×10 ⁻⁶	MPa	-0.1397	0.0000	0.1764	0.0000	0.0000	0.0000
ハット差による損失積算値	MPa	-0.1397	-0.1397	0.0367	0.0367	0.0367	0.0367 (±ΔPtotal)
出口圧力 P2=P1-ΔP+ΔPh 出口圧力検算 P2=P10-ΔPtotal+ΔPhtotal	MPaG	8.3567	8.3430	8.5116	8.5115	8.5085	8.5083
	MPaG						8.5083

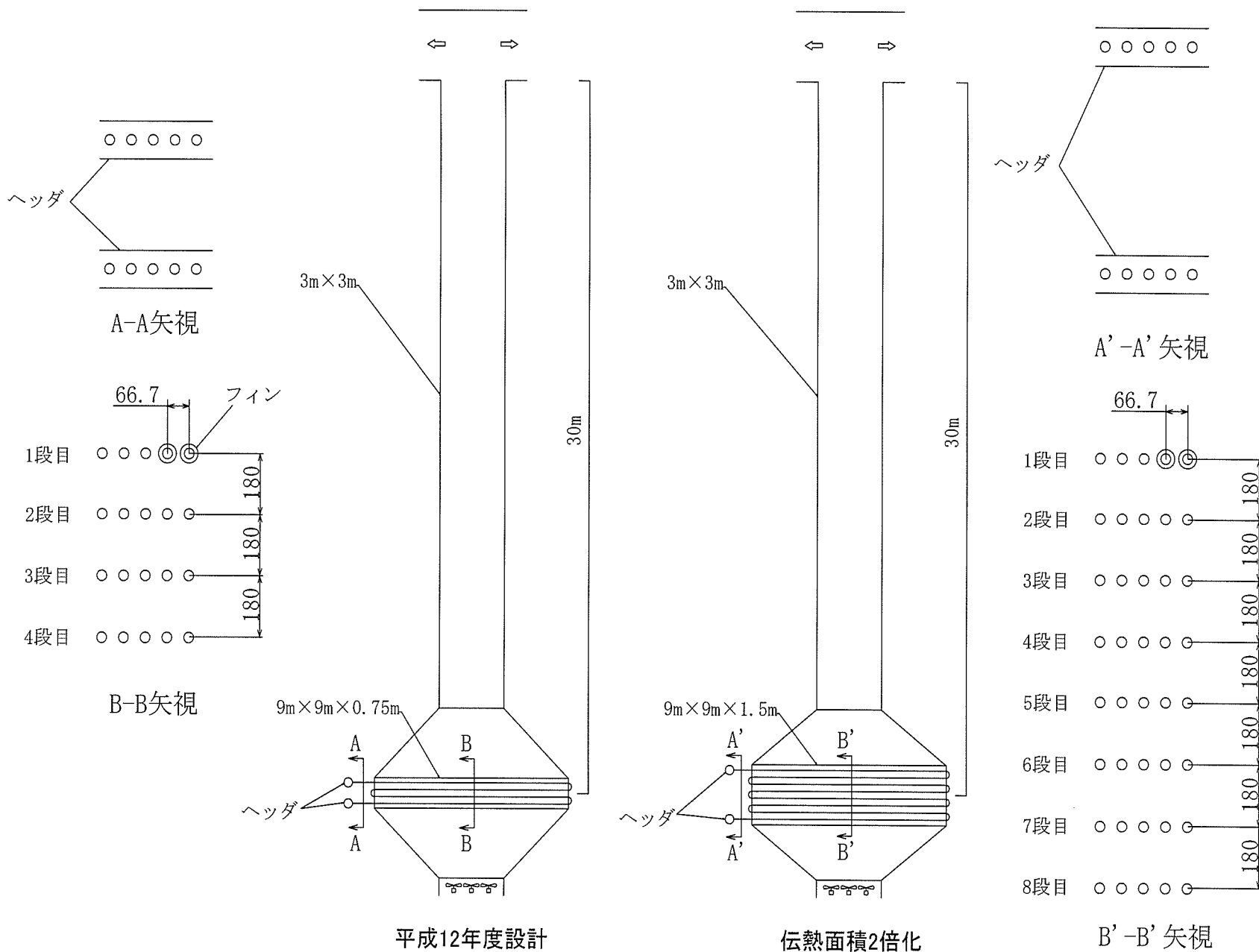
添付表 4.1.4.2-7 補助炉心冷却系冷却水側自然循環能力

平成12年度設計の条件の場合

項目	記号	単位	値
冷却水圧力	P	MPa[abs]	5.1
空気冷却器入口冷却水温度	t_1	°C	250
空気冷却器出口冷却水温度	t_2	°C	150
空気冷却器入口冷却水密度	ρ_1	kg/m ³	800
空気冷却器出口冷却水密度	ρ_2	kg/m ³	920
空気冷却器～DHX伝熱中心差	h	m	20
自然循環力= $(\rho_2 - \rho_1)gh$	ΔPh	Pa	23403
圧力損失	ΔP	Pa	19573

平成15年度設計の条件（空気冷却器伝熱面積2倍化）の場合

項目	記号	単位	値
冷却水圧力	P	MPa[abs]	8.6
空気冷却器入口冷却水温度	t_1	°C	300
空気冷却器出口冷却水温度	t_2	°C	173
空気冷却器入口冷却水密度	ρ_1	kg/m ³	712
空気冷却器出口冷却水密度	ρ_2	kg/m ³	899
空気冷却器～DHX伝熱中心差	h	m	20
自然循環力= $(\rho_2 - \rho_1)gh$	ΔPh	Pa	36674
圧力損失	ΔP	Pa	28398



添付図 4.1.4.2-1 補助炉心冷却系空気冷却器構造概念の比較

添付資料 5.4.1炉停止系の技術課題と対応概念について

1. ヘリウムガス冷却炉の炉停止系の特徴

ヘリウムガス冷却炉では原子炉出口温度が 850℃と、ナトリウム冷却炉と比べて 300℃程度高くなっており、上部プレナムに機器を配置することは困難である。

このため、制御棒駆動装置は FBR では先行例がない低温側（460℃）の原子炉容器下部から挿入する概念を採用している。また、炉停止系の設計はフェールセーフの思想により、停電等により制御棒誤落下時に炉心に挿入される構造とする必要があり、原子炉運転中、制御棒は炉心上部に引抜く（CRDM 駆動軸で押し出す）概念としている

ヘリウムガス冷却炉の炉心高さは 1800mm であり、基本的には制御棒吸収長さは炉心高さと同等の長さとするので、制御棒の引抜き（あるいは挿入）ストロークも 1800mm となるがこのストローク分の制御棒移動範囲全てを制御棒案内管内で行えるようにすると、制御棒案内管が他の炉心構成要素に比べて長くなるので、添付図 5.4.1-1 に示すように吸収体部が制御棒案内管の外に出ることになる。このため、保護管、及び炉心燃料集合体温度を検知するために制御棒頂部位置に設置する自己作動型炉停止機構（SASS）は、高温雰囲気（850℃以上）に晒されることになる。

2. 炉停止系の技術課題と対応概念

添付表 5.4.1-1 に技術課題と課題解決に向けての今後の検討方針を示す。ここでは、SASS の電磁石コイル、感知合金の高温、高照射下での健全性、保護管、制御棒案内管肉厚方向温度差による健全性、ペレット、シュラウド管温度の低減策などについてまとめた。

炉停止系（制御棒、SASS、CRDM）は、安全上の最重要機器のひとつであり、高い信頼性が要求されるが、FBR では先行例がない下部挿入型 CRDM を採用し、かつ高温、高照射下に晒される動的機器であることから、技術課題が多く、今後技術的成立性を見通しを確認していく必要がある。

主な技術課題は、以下のとおりである。

- ・ 冷却材温度異常感知のキュリ一点電磁石方式 SASS を採用していることで、SASS についての技術課題（高温、高照射下での温度感知合金、電磁石コイルの健全性）
- ・ 動的機器である制御棒集合体の構造材に燃料集合体と同じ SiC を用いている

これらの技術課題の解決を最優先に考えるならば、現状の概念ではなく、以下の概念に変更する案も考えられる。

- ① SASS はキュリ一点式の温度感知ではなく、例えば減圧感知方式に変更する。平成

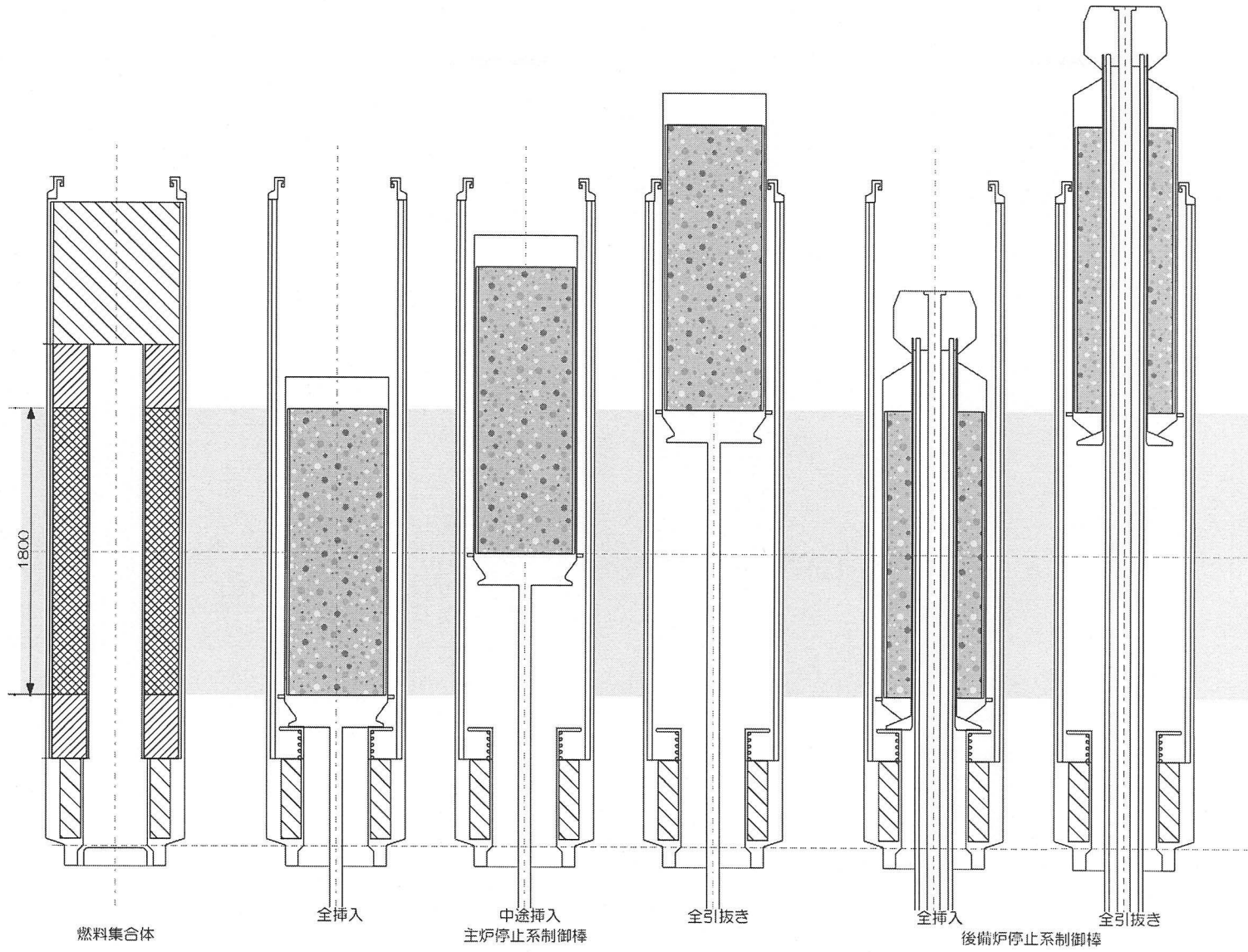
14年度検討では、減圧感知方式でも温度感知方式と同様に制御棒切離し用に電磁石を炉内に設置しているが、減圧感知方式では電磁石を高温雰囲気を設置する必要がないので、コイルケーブル、CRDM 駆動軸も低温、低照射下に設置出来る。

- ② 燃料集合体はタイロッドではなく、ラッパ管 (SiC) を設置し、かつ全長を長くするように変更する。これにより、制御棒案内管も長く出来 (制御棒がストロークに関係なく案内管に収容できる)、保護管、案内管が高温かつ大きな温度差となっていることによる課題は解決できる。

ただし、上記①、②の概念変更は炉停止系のみの観点から示したものであり、プラント全体の安全性、原子炉構造、燃料取扱設備などへのインパクトなどもあり、別概念のヘリウムガス冷却炉となるので、別途検討が必要であると考えられる。

添付表 5.4.1-1 今後の技術課題

	技術課題	対応概念(又は考え方)	今後の検討方針
耐熱性	ガス冷却炉の原子炉炉出口温度は850℃と高温であり、ナトリウム炉で原子炉停止系として実績のある金属性構造材を上部プレナムで使用する事が困難である。	原子炉停止系 (CRDM) を、原子炉容器下部から設置する原子炉構造概念を採用している。	(必要により原子炉構造、CRDM概念の詳細化を実施し、下部挿入型概念を固める。)
	制御棒案内管、制御棒保護管は隣接する炉心燃料集合体からの高温(約900℃)冷却材に晒されるので、ナトリウム冷却材で制御棒構造材として実績のある金属性構造材を使用することが困難である。	制御棒案内管、保護管には燃料集合体と同様、構造材としてSiCを採用している。	— (SiC物性データ、強度データの取得)
	後備炉停止系にはSASSを設置することになっており、炉心出口温度異常を感知するが、SASSを高温(約900℃)雰囲気を設置しなければならない。	鉄心、感知合金とも高温キュリー点材であるCo-Fe合金を採用している。 コイルにはMIケーブルを採用しており、900℃程度の耐熱試験の実績はあるが、長時間での使用実績は無い。	— (Co-Fe合金の磁気特性の把握)
	SASS(電磁石)部を高温部に設置するので、後備炉停止系CRDMの駆動軸は吸収体部を貫通し、高温部に晒されるので、ナトリウム冷却炉で実績のある金属製駆動軸を使用することは困難である。	駆動軸にSiCを採用している。	— (SiC物性、強度データ取得)
	制御棒の長寿命化対応としてリロケーション抑制のためのシュラウド管の設置が必要であるが、Heボンド型ではシュラウド管の温度が高くなりナトリウム冷却炉で実績のある金属性シュラウド管を使用することが困難である。	SiC複合材のようなセラミックス系のシュラウド管の採用、密封型でのナトリウムボンド型、シュラウド管との被覆管内面とのギャップのHeを冷却材として期待し、シュラウド管温度を金属性シュラウド管が使用できる温度まで下げる方策が考えられている。	制御要素内を流れるHeガス流量及びシュラウド管温度の時刻歴(BOC,MOC,EOC)評価により、金属製シュラウド管(被覆管)の採用可否を判断する
構造健全性	制御棒案内管、保護管には高温対策としてSiCを用いているが、制御棒集合体と燃料集合体冷却材温度差により肉厚方向に大きな温度差が生じ、構造健全性確保が難しい。	現状では温度差を解決できる方策が無く、SiCの構造健全性に期待している。	— (SiC物性、強度データに基づく応力評価または試験による構造健全性確認)
	後備炉停止系CRDM駆動軸は、耐熱性の観点からSiCを採用しているが、長尺のSiC(または金属との接合部)の構造健全性を見通す必要がある。	3次元免震の採用もあり、駆動軸に大きな応力(変位)が生じないことを期待している。	— (SiC物性、強度データに基づく応力評価による構造健全性確認)
	後備炉停止系、CRDM駆動軸は炉心を貫通しており、高照射下であり、SiC駆動軸及びSASS用ケーブル(MIケーブル)の照射による構造健全性への影響が懸念される。	SiCについては燃料の構造材としても採用されており、照射の影響については制御棒固有の課題ではない。ケーブルについては、MIケーブルを採用しており、ナトリウム冷却炉を対象としたSASSの照射試験、同様の絶縁材を用いている熱電対の照射下での使用実績はあるが、下部挿入型であることから、MIケーブルが高照射の炉心中心を通過せざるを得ず、高照射下での実績はない。(シーズのスエリング、絶縁材の劣化が懸念される。)	— (MIケーブルの高温照射試験を実施し、健全性を確認する。)
	制御棒は燃料と異なり、動的機器であり、構造材として採用しているSiCのスクラム時或いは常駆動時の衝撃力に対する構造健全性を見通す必要がある。	スクラム荷重に対しては、He雰囲気を考慮した機械的ダンパを採用している。 常駆動時には大きな衝撃力は生じない見通しである。	— (スクラム試験による構造健全性の確認)
	保護管と制御棒案内管、後備炉停止系CRDM駆動軸と制御棒案内管等、Heガス中での制御棒常駆動、スクラム時にSiC構造材が摺動する。摺動による摩擦で、大幅な減肉等の構造健全性が懸念される。	ナトリウム炉の経験から、摺動時の接触荷重は小さいので、大幅な減肉などは生じない見通しである。	— (炉停止系、フルモックアップ試験体を用いた高温Heガス中での耐久試験で構造健全性を確認する。)



添付 5.4.1 (4)

添付図 5.4.1-1 主系及び後備炉停止系制御棒挿入状態概念図