

高温ガス炉ガスタービン発電システム
(GTHTR300) のレビュー

中間報告書

平成17年7月

社団法人 日本原子力産業会議

「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」

目 次

まえがき	3
1. WG 2における検討の経緯、目的	4
2. 評価条件	5
3. 評価結果	6
3. 1 ユーザー要件に対する設計上の対応	6
3. 2 今後の課題	6
3. 3 ユーザー要件に対する適合性	7
4. まとめ	22
あとがき	23
「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」名簿	24
「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」WG 2 名簿	25
補足説明資料	26
1. GTHTR300 設計の概要	27
1. 1 設計の概要	27
1. 1. 1 設計の概要	27
1. 1. 2 設計の独創性	27
1. 2 技術的成立性	32
1. 2. 1 原子炉設計	32
1. 2. 2 燃料設計	38
1. 2. 3 発電系設計	45
1. 2. 4 メンテナンス	52
1. 2. 5 安全評価	58
1. 3 経済的成立性	66
1. 3. 1 設計条件	66
1. 3. 2 建設コスト	66
1. 3. 3 発電コスト	67
1. 3. 4 今後の課題	69
1. 3. 5 まとめ	69
2. 今後の計画と展開	72

まえがき

日本原子力産業会議では、高温ガス炉ガスタービン発電システムを 2010 年代に実用化の可能性のある優れた原子炉システムの候補のひとつととらえ、産業界の視点から検討を行ってきた。具体的には、「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」に原研が開発を進めてきた高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTR300：Gas Turbine High Temperature Reactor 300）のレビューを行うためのワーキンググループ(WG2)を設け、技術的、経済的観点から評価を行った。

本報告書は、これまでの検討評価結果を中間報告書としてまとめたものである。

1. WG 2における検討の経緯、目的

高温ガス炉を用いたガスタービン発電システムは、安全性が高いだけでなく、発電効率が高く経済性に優れると期待されており、南アフリカ（PBMR）、ロシア・米国（GT-MHR）、中国（HTR-PM）で検討が進められている。また、米国では革新的原子炉の開発を目指す動きが具体化しつつあり、数ある炉型の中で高温ガス炉を用いたガスタービン発電システムが当面の最も有力な候補となっている。また、原子力エネルギーを用い、かつ、高いエネルギー利用率を達成できる可能性があることから地球温暖化防止の観点からも我が国のエネルギー政策に応えられる可能性が高い。このように、高温ガス炉を用いた発電システムは、その特性から 2010 年代以降の発電システムとして有望なシステムと考えられる。

しかしながら、高温ガス炉を用いたガスタービン発電システムは、研究炉を含めて建設された実績はなく、システムの技術的成立性、経済的成立性に不透明な点が多い。そこで、当ワーキンググループでは、原研が実施してきた実証プラント（GTHTR300 : Gas Turbine High Temperature Reactor 300）の設計、安全評価及び経済性評価について、定期的に原研の設計担当者から報告を受け、評価を行った。第 2 章に評価条件、第 3 章に評価結果、第 4 章にまとめを示す。また、GTHTR300 設計の概要を補足説明資料として添付した。

2. 評価条件

GTHTTR300 の目標を決定するにあたり、原研は、電力会社、メーカー、研究機関、大学等の意向を反映して、表 2-1 に示す高温ガス炉ガスタービン発電システムのユーザー要件を作成した。ユーザー要件は、当ワーキンググループの親委員会である「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」において承認されている。主要な項目は、安全性、経済性、運転特性であり、2010 年代の GTHTTR300 の着工を前提に、高温ガス炉を用いたガスタービン発電システムの特長及び現状の技術レベルを考慮して定められている。特筆すべき点はその経済性の目標であり、45%を超える高い発電効率、構成が単純な直接サイクルガスタービン発電システムの採用、固有の安全性を活かした安全設備の簡素化等により、発電コストの目標を 4 円/kWh としている。また、投資リスクの低減の観点から、1 基あたりの建設コストが 400 億から 500 億と初期投資が小さいことも目標とされている。

本WGにおいては、GTHTTR300 のこのユーザー要件への適合性を評価することとする。

表 2-1 高温ガス炉ガスタービン発電システムのユーザー要件

項目	ユーザー要件の内容
安全性	炉心損傷による大規模放射能放出事故は、受動的設備のみによりその発生を防止 軽水炉の立地評価指針を満足。加えて設計基準外事象を仮定しても敷地境界での退避不要
立地条件	新設、リプレイスのいずれにも立地可能とする
地盤条件	次世代軽水炉の基本的考え方と同様
燃料サイクル	サイト内中間貯蔵後、再処理あるいは地層処分(国策で認められた場合)
燃焼度	100GWd/ton以上
核不拡散性	サイト内中間貯蔵後地層処分の場合、発生する全プルトニウムに対する核分裂性プルトニウム量の割合は約40%以下。兵器級プルトニウムに転用するメリットのないレベル サイト内中間貯蔵後再処理の場合は、核分裂性プルトニウムの割合は現行軽水炉と同等程度
放射線防護	0.5人・Sv/炉・yr以下
放射性廃棄物	液体廃棄物:最新軽水炉新設プラントの1/10 固体廃棄物:燃料ブロックは燃料棒を取り出した後可能な限り再使用
出力規模	出力 100~4000MWe/サイト モジュールタイプ 100~300MWe/基
プラント寿命	60年
稼働率	平均設備利用率 90%以上
定検間隔	1回/2年
定検期間	30日
経済性	建設コスト 400~500億円/基(16~20万円/kWe) 発電端コスト 4円/kWh程度目標

3. 評価結果

ユーザー要件に対する適合性を評価するため、各設計項目ごとに、現状の技術レベルと問題点、必要な技術開発課題等について検討した。表 3-1 に技術的成立性に対する現状の技術レベル、問題点、必要な技術開発、実証試験の必要性を、表 3-2 に経済性の評価方法、経済性評価上の問題点と今後対応が必要な課題を示す。さらに、それらの課題が解決された場合に GTHTR300 の設計結果がユーザー要件に適合するかどうかの評価を行った。以下に、検討結果の概要とユーザー要件への適合性に関する評価結果について述べる。

3.1 ユーザー要件に対する設計上の対応

ユーザー要件の各項目に対する設計上の対応を、表 3-3 に示す。各設計項目ごとの主な設計上の特徴とユーザー要件に対する設計対応は表に示すとおりであり、概ね適切に設計されていると判断する。建設コストについては、軽水炉及び HTTR の実績を参考にした上で GTHTR300 の設計結果に基づいて数量、物量が評価され、コストが求められている。発電コストは、GTHTR300 の設計結果に基づき、資本費、運転維持費及び燃料費をコスト構成要素とし、電気事業連合会が行った電源別発電コストの試算に準拠した方法により、構成要素ごとのコストが求められている。なお、GTHTR300 での費用が不明な項目については、他の原子力発電プラントの評価を参考に求めている。これらの検討により経済性の目標値が達成されていることが示されている。

3.2 今後の課題

設計上の対応に関する検討結果に基づき、表 3-1 及び表 3-2 に示すとおり、ユーザー要件を満たすために必要な課題を抽出した。主な課題は次のとおりである。

(1) 炉心設計

- ・ 燃焼が進んだ状態での核設計手法の解析精度の確認が望ましい。
- ・ 濃縮度 14% の燃料を我が国が世界に先んじて開発する場合には燃料の手配が課題となる可能性があるため、達成できる運転サイクル長さと濃縮度の関係を検討しておくことが望ましい。

(2) 燃料設計

- ・ 燃料挙動評価解析コードの高燃焼度での検証。
- ・ 高燃焼度までの照射試験及び照射後試験による燃料健全性確認。
- ・ 安全評価の判断基準における燃料の昇温による破損限界の確認。
- ・ 空気侵入時の SiC 被覆層の酸化挙動に関する実験的データベースの拡充。
- ・ 国策に従い再処理が必要な場合は、高温ガス炉使用済燃料再処理の実用化のための C14 を含むオフガスの処理技術及び SiC 被覆層の破碎による燃料核取出し技術の高燃焼度燃料での確認。

(3) 発電系設計

- ・ 大容量かつ閉サイクルでのタービン系機器の制御技術の実験的確認。

(4) その他の機器・系統等

軽水炉及び HTTR の技術を用いて設計を行っており、これらについて技術的な問題点は無い。

(5) メンテナンス

- ・ガスタービン及び圧縮機の表面線量率低減方策。
- ・作業員被ばくを防ぐための遠隔操作設備の成立性の検討。

(6) 安全評価

- ・運転制御性試験における試験結果を用いた動特性解析コードの検証。
- ・格納容器の必要性に関する技術的な問題のみならず社会的受容性について考慮した検討。

(7) 経済性評価

- ・軽水炉等の実績からの GTHTR300 のコスト想定を高めること。
- ・基本的な概念として地下 60m 程度掘って地下式立地としていることについては、地点形状や岩質とそれに伴い取り得る工法（例えば、発破の使用可否、掘削角度、止水壁等）によっては経済性へのインパクトが大きい可能性があり、検討が必要。
- ・資本費については廃炉費の詳細評価。
- ・再処理や黒鉛廃棄物処分など燃料サイクルのダウンストリームの費用に関する精度向上。
- ・モジュラー型炉の特徴を生かせるよう 1 基ずつの建設コストの検討。
- ・直接処分の発電コストについても、今後検討することが望まれる。
- ・軽水炉並みの経済性を達成するには、実証炉などにおいて運転経験を蓄積しプラントとして成熟し軽水炉並みの利用率を達成することが不可欠である。

3.3 ユーザー要件に対する適合性

前述のとおり、GTHTR300 は現状の技術レベルに応じて設計がなされており、一部の設計項目については、今後、更なる技術開発及び実証試験が必要である。これらの検討結果に基づき、ユーザー要件の項目ごとに、設計内容との対応を検討し、3.2 節で述べた技術的な課題が今後解決されることを前提とした上で GTHTR300 のユーザー要件に対する適合性を評価した。ユーザー要件の各項目ごとに、GTHTR300 の設計対応と設計結果を表 3-3 にまとめて示す。

ユーザー要件を満足すべく、今後の更なる技術開発及び実証試験を通じて摘出された課題を解決することが望まれる。

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況（その 1）

炉心設計	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
核設計手法	・ HTTR の設計手法を基に設計実施 ・ 燃焼状態での設計手法の解析精度把握の実績なし	・ 燃焼状態での設計手法の解析精度の把握が必要	・ HTTR の試験結果による確認	なし
熱流率設計手法	・ HTTR の設計手法を基に設計実施	なし	なし	なし
反応度制御設備	・ HTTR の設計を基に設計実施	なし	なし	なし
制御棒案内ブロック、可動 反射体ブロック	・ HTTR の設計を基に設計実施	なし	なし	なし
炉内構造物	・ HTTR の設計を基に設計実施	なし	なし	なし
燃料交換	・ HTTR の設計を基に設計実施	なし	なし	なし

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況 (その2)

燃料設計	燃料設計	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性	
					高燃焼度までの照射及び照射後試験	燃料製造試験
燃料設計	被覆燃料粒子	- HTTR 燃料の技術をベースに設計 - 高燃焼度までの燃焼実績及び高燃焼度用燃料の製作実績がない。	- 健全性及び評価コードの適用性に関して、高燃焼度 (120GWd/t) までの照射実績が無い - 高燃焼度での昇温による破損挙動データが無い - 空気侵入時の SiC 層の半備挙動に関するデータベースが不十分 - 燃料製造に関して、燃料直径 1010 μm、各被覆層の厚さも HTTR と異なる	- 健全性確認 - 評価コードの検証 - 高燃焼度燃料の昇温試験による許容温度のベータベースの拡充 - 空気侵入を考慮した場合の SiC 層の健全性の確認試験	- 高燃焼度までの照射及び照射後試験 - 燃料製造試験	
	燃料棒	- HTTR 燃料の技術をベースに設計 - 燃料コンパクト及び燃料棒の構造は HTTR とは異なる	- GTHTR300 用の燃料は、コンパクト外周にスリーブに相当する黒鉛層を有する構造 (一体型燃料) の実績がない - スベーサ方式による燃料棒構造の実績がない	- 一体型燃料の製造方法 - 健全性確認	- 燃料製造試験 - 強度試験、熱的試験、照射試験	
	燃料ブロック	- HTTR 燃料の技術をベースに設計 - ブロックの寸法と一つのブロックに入る燃料棒本数が HTTR と異なる	GTHTR300 燃料は、高さ 1050mm、対面間距離 410mm、燃料棒 57 本/ブロックであり、実績がない	- 燃料ブロックの製作性 - 健全性確認	- 製造試験 - 強度試験、熱的試験、照射試験	

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況 (その3)

燃料設計 (続き)	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
燃料サイクル	濃縮	なし	なし	なし
	・軽水炉燃料 5%以下 ・HTTR 燃料 10%以下 ・GTHTR300 燃料 14%の供給プラントはないが、技術的な問題は無い	なし	なし	なし
	成形加工	なし	なし	なし
	・HTTR 燃料製造 (濃縮度 10%以下) ・GTHTR300 燃料製造プラントはないが技術的な問題は無い ・安全審査指針の適用範囲内である	なし	なし	なし
	再処理	・前処理した後、軽水炉の再処理工程に合流 ・HTTR 燃料製造における不合格品の回収の実績はある ・前処理プラントの実績はない	・燃料コンパクト燃焼で発生する C14 を含むオフガス処理技術 (国策により再処理を行う場合) ・回転ディスク等の機器の保守補修方法 (国策により再処理を行う場合)	・使用済燃料を用いたパイロットプラントによる実証試験 (国策により再処理を行う場合)
黒鉛廃棄物	中間貯蔵	・ドイツの AVR, THTR、米国の FSV での中間貯蔵実績有り	なし	なし (海外の実績から)
	黒鉛廃棄物	・照射済黒鉛廃棄物の処理 (浅地中コンクリートピット処分サイトの確保)	なし	なし

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況（その 4）

発電系設計	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
システム設計	- HTTR の原子炉技術と空気用圧縮機等の既存技術に基づいて設計 - 閉サイクルについては実績がない	- 効率への影響が大きい He の不均一流れを解析できるよう、2 次元 / 3 次元への解析モデルの高度化及び検証 - 閉サイクルでの圧縮機サージの影響等	- 動特性解析モデル高度化及び検証のため、運転制御特性の解明を予定 - 運転制御試験において圧縮機サージによる炉心への影響評価を予定	運転制御試験において、小型のモデルでサイクル全体の性能の検証を予定
圧縮機	- 既存の空気圧縮機とガスタービン技術により設計 - 閉サイクルでのヘリウム圧縮機の技術は無い - 設計手法及び断熱効率、1/3 スケールモデル圧縮機試験により確認した	なし	なし	なし
タービン	- 既存の空気用ガスタービン技術により設計 - 閉サイクルでのヘリウムガスタービンの技術は無いが、ヘリウム圧縮機の技術で包絡されることを確認した	なし	なし	なし
発電機	- 既存の発電機技術に基づき設計 - ヘリウム冷却は実績が無いが、水素冷却方式と大きな違いはないことから設計上問題は無い	なし	なし	なし
磁気軸受け	既存の技術に基づき設計	危険速度の通過のための制御システムの開発	磁気軸受け開発試験において制御性を確認の予定	なし
補助軸受け	- 既存の技術に基づき設計 - 大容量の実績がない	大容量補助軸受けの確立	磁気軸受け開発試験において許容タッチダウン回数を把握の予定	なし

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況（その 5）

再生熱交換器	・コンバクト再生熱交換器の実績はある ・90%高効率の実績はなかったが、技術開発を終了	なし	なし	運転制御性試験において、小型のモデルで伝熱性能及びサイクルにおける性能の実証を予定
前置冷却器	・既存の技術で設計 ・HTTR で実績有り	なし	なし	なし
ヘリウム二重管 原子炉圧力容器	・HTTR の技術に基づき設計 ・冷却により 軽水炉と同等の材料を使用 ・冷却技術は HENDEL、HTTR で実績有り	なし	なし	なし
動力変換容器	軽水炉と同等の技術で設計	なし	なし	なし
熱交換器容器	軽水炉と同等の技術で設計	なし	なし	なし
タービンバイパス制御系	・既存のプラント技術に基づき設計 ・高速大容量の弁によるヘリウム流量制御の実績は無し	・制御方法の確立	運転制御性試験において制御特性を解明の予定	運転制御性試験において、小型のモデルで伝熱性能及びサイクルにおける性能の実証を予定
圧力制御系	・既存の技術で設計	・海水温度による発電効率の変動	運転制御性試験において、ヘリウムガスの圧力制御による発電効率制御の開発試験を予定	運転制御性試験において、小型のモデルでヘリウムガスの圧力制御による発電効率制御の実証を予定

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況（その 6）

その他の機器・系統等	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
建屋	- 軽水炉の原子炉建屋の技術等に基づき設計 - 既存の建築技術である SC 構造壁とすることで、コンファインメント機能を設計	なし	なし	なし
補助系設備 - 炉容器冷却設備 - 停止時冷却設備 - ヘリウム純化系 - ヘリウム貯蔵供給系等	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
燃料貯蔵設備	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
制御室	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
放射性廃棄物処理設備	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
その他 - ヘリウムサンプリング設備 - 冷却水設備 - その他	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
遮へい設計	HTTR の技術を元に設計	なし	なし	なし
運転計画	運転方法（起動、停止、出力運転、過渡変化）策定	なし	なし	なし
		なし	なし	システムの挙動については、運転制御性試験において小型のモデルで実証試験を予定

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況 (その 7)

メンテナンス	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
保守・点検の方法・手順 (発電系)	- 火力プラントの実績に基づき、方法・手順を定めた - ヘリウムの直接サイクルにおける点検の実績は無い - 遠隔操作技術の実績はない - HTTR の実績に基づき設計	- ガスタービン・圧縮機のブレードの線量による被ばくの低減が必要 - 遠隔操作技術	除染方法または放射化低減方策	遠隔操作技術の実証
保守・点検の方法・手順 (原子炉)	HTTR の実績に基づき設計	点検方法の合理化	なし	なし

表 3-1 技術的成立性に関連する設計の状況 (その 8)

安全評価	現状の技術レベル	問題点	必要な技術開発	実証試験の必要性
判断基準	軽水炉・HTTR の安全評価の判断基準を参考に策定 (提案)	- 高燃焼度での昇温による燃料破損挙動のデータがない - 空気侵入時の SiC 層の酸化挙動に関するデータベースが不十分	- 高燃焼度燃料の昇温試験による許容温度のデータベース拡充 - 空気侵入を考慮した場合の SiC 層の健全性の確認試験	なし
対象事象の選定	- 軽水炉・HTTR の事例を参考に、決定論的に選定 - 事象発生頻度の観点で選定 - 事象の妥当性確認	なし	なし	なし
解析コード	- システム全体の動特性解析コードを開発 - 他は HTTR の安全評価で使われたコードを使用	動特性解析コードの発電系部分の検証が未実施	運転制御性試験により検証データを得る予定	なし

表 3-2 経済的成立性に関連する評価の状況（その1）

経済性評価		評価方法	評価上の問題点	今後の対応
建設コスト	原子炉設備	・実証プラント設計を実施し、各機器ごとの数量・物量を評価し、軽水炉及びHTTRの実績に基づいて建設コストを試算 ・評価の前提条件は以下のとおり －4ユニット/プラント －熱出力 600MWt/ユニット －電気出力約 275MWe/ユニット －平均燃焼度 120GWd/t －習熟効果を加味したN号機プラントで、軽水炉発電プラントのリプレーズ対応で建設 －モジュラー工法を採用 －敷地内に専用港を有し、海上からの機器搬入が可能 ・評価範囲は、設備設計・製作、プラント建設及び試運転とする（R&D費、許認可対応費、土地代、敷地造成費、燃料費及び予備品費は範囲外）	・原子炉圧力容器：軽水炉の実績が適用できる ・炉心構成要素、炉内構造物、反応度制御系：HTTR から想定	・精度向上
	動力変換設備		・タービン・圧縮機：産業用から想定 ・発電機：軽水炉の実績が適用できる ・動力変換容器：軽水炉の圧力容器の実績が適用できる ・再生熱交換器：実績なし ・前置冷却器：HTTR から想定 ・高温配管：HTTR から想定	・He 用の設備費の検討
	補助設備		・制御棒交換機等：HTTR から想定 ・炉容器室冷却設備：空冷の実績なし ・ヘリウム純化設備、貯蔵供給設備等：HTTR から想定 ・プラント補助設備：軽水炉の実績が適用できる	・設備費の検討 ・精度向上
	放射性廃棄物処理設備		・HTTR から想定	・精度向上
	計測制御系統設備		・軽水炉及びHTTR から想定	・精度向上
	放射線管理設備		・軽水炉及びHTTR から想定	・精度向上
	換気空調設備		・軽水炉の実績が適用できる	
	建屋・構築物		・4ユニット/プラント ・軽水炉と建屋構造が異なる	・精度向上
	電気設備		・軽水炉の実績が適用できる。	
	全般			・1 基づつの建設コストの評価

表 3-2 経済的成立性に関連する評価の状況（その 2）

発 電 コ ス ト	経済性評価（続き）	評価方法	評価上の問題点	今後の対応
	発電コスト全体	・電事連が実施した電源別発電コストの試算に準拠	なし	なし
	資本費			
	減価償却費	・減価償却：定率法 ・償却年数：40 年 ・割引率：3%及び 4% ・残存簿価：運転最終年で 5%	なし	なし
	報酬	・減価償却残高に対し割引率を乗じて算出	なし	なし
	固定資産税	・減価償却残高に対し税法上定められている固定資産税率 1.4% 乗じて算出	なし	なし
	廃炉費	・解体廃棄物物量を概略評価 ・解体費用：電事連による再処理施設の廃止措置費用見積りの方等を参考に概略評価 ・処理費用：廃棄物の輸送費と処分費の合計。単価は総合エネ庁原子力部会報告書等に基づく。	・放射能レベルごとの解体廃棄物量の詳細評価 ・解体時の機器汚染及び線量レベルに応じた解体方法、装備、工数の検討	なし
	運転維持費			
	修繕費	・建設費×修繕費率(1.4%) ・修繕費率は OECD/NEA 報告書の大規模軽水炉の値を用いた。	・ GTHTR300 の修繕費が不明	・ GTHTR300 の修繕費率の検討
	諸費	・建設費×諸費率(1.55%) ・諸費率は大型増殖炉のコスト試算での値を用いた。	・ GTHTR300 の諸費率が不明	・ GTHTR300 の諸費率の検討
	給料手当	・(給与＋一般管理費)×従業員数 ・給与及び一般管理費は電力会社の有価証券報告書に基づく。 ・従業員数は、同等発電容量の軽水炉発電プラントを参考に設定。	なし	・ GTHTR300 の従業員数の検討
	業務分担費	・(修繕費＋諸費＋給料手当)×業務分担費率(0.42%) ・業務分担費率は大型増殖炉のコスト試算での値を用いた。	・ GTHTR300 の業務分担費率が不明	・ GTHTR300 の業務分担費率の検討

表 3-2 経済的成立性に関連する評価の状況 (その3)

経済性評価 (続き)	評価方法	評価上の問題点	今後の対応
事業税	・(資本費+修繕費+諸費+給料手当+燃料費+業務分担費)×事業税率(1.3%) ・事業税率は税法上の値。	なし	なし
燃料費	・所要天然ウラン量×単価 ・単価は、電事連が実施した電源別発電コストの試算(軽水炉)から算出	なし	なし
濃縮	・所要SWU 量×単価 ・単価は、電事連が実施した電源別発電コストの試算(軽水炉)から算出	・軽水炉燃料は5%以下 ・14%濃縮ウランを製造できる商用プラントが無いため、濃縮単価が不明 ・軽水炉ベースのSWU 単価が14%でも適用できると仮定 ・商用プラントが無い	・14%濃縮ウラン価格の想定
再転換・成形加工	・所要濃縮ウラン量×単価 ・単価は、GTHTR300 用の燃料製造プラントの概略設計を行い、評価した値		・再転換・成形加工単価の精度向上
中間貯蔵	・使用済燃料発生量×単価 ・単価は、電事連が実施した電源別発電コストの試算(軽水炉)から算出した値を基に、GTHTR300 使用済燃料の特性を考慮し補正した値	・GTHTR300 使用済燃料中間貯蔵の検討	・中間貯蔵単価の精度向上
再処理	・使用済燃料発生量×(前処理+再処理)単価 ・前処理単価は、GTHTR300 使用済燃料の前処理プラントの概略設計を行い、評価した値 ・再処理単価は、電事連が実施した電源別発電コストの試算(軽水炉)から算出した値を基に、劣化ウランによる希釈を考慮した値	・ガス炉使用済燃料の前処理の実績が無い ・前処理後の使用済燃料を、軽水炉使用済燃料再処理プラントで処理すると仮定	・再処理単価の精度向上

表 3-2 経済的成立性に関連する評価の状況（その 4）

経済性評価（続き）	評価方法	評価上の問題点	今後の対応
廃棄物処理・処分 発電コスト	・使用済燃料発生量×(HLW 貯蔵輸送処分+TRU 処理貯蔵処分+黒鉛廃棄物処分)単価 ・HLW 処理単価、TRU 処理単価は、電事連が実施した電源別発電コストの試算(軽水炉)から算出した値を基に、GTHTR300 使用済燃料の特性を考慮し補正した値 ・黒鉛廃棄物は浅地中コンクリートピット処分と想定し、電事連による再処理施設の廃止措置費用見積もりの処分単価を適用	・黒鉛廃棄物の放射能レベルの詳細評価（浅地中コンクリートピット処分可能か）	・廃棄物処理・処分単価の精度向上

表 3-3 ユーザー要件に対する GTHTR300 の設計対応と設計結果 (その 1)

項目	ユーザー要件の内容	GTHTR300 の設計対応	GTHTR300 の設計結果
安全性	・炉心損傷による大規模放射能放出事故は、受動的設備のみによりその発生を防止 ・軽水炉の立地評価指針を満足。加えて、設計基準外事象を仮定しても敷地境界での回避不要	・炉心設計： a. 適切な主力密度及び環状炉心受動的な炉心冷却可能 b. 制御棒値低減及び運転中の制御棒操作方法の工夫 → 反応度投入低減 ・燃料設計 a. 被覆燃料粒子の高性能化 → 通常時の一次系内循環及び沈着放射能低減 → 事故時の追加放射能放出低減 a. 燃料コンパクトと燃料棒の高性能化 → 受動的な冷却可能 ・発電系設計 a. 原子炉冷却材圧力バウンダリの設計 b. タービンバイパス制御系の設計 → 事故時の原子炉圧力バウンダリの健全性確保 → 圧力バウンダリ破損時の VCS コンファインメントの健全性確保 → 事故時のタービン系機器の回転数制御性の確保、等 ・その他の機器・系統等の設計 a. コンファインメント機能 → 事故時の空気侵入量低減 → 放射能放出の低減 b. 炉容器冷却設備の設計 → 炉心及び炉容器冷却性の確保 ・安全評価 a. 発生頻度 10^{-8}/炉年以上の事象について安全評価を実施 → 「受動的設備のみにより大規模な放射能放出を防止」を示した。 b. メカニクスデティックなソースタームを仮定して立地評価を実施 → 立地評価のめやす値を満足 → さらに屋外回避の指標も満足	・事故時には、受動的設備である炉容器冷却設備による炉心冷却、建屋のコンファインメント機能による空気侵入の防止により、炉心損傷には至らない。 ・軽水炉の立地評価指針を満足。 ・加えて 10^{-8}/炉年までの事象を仮定しても敷地境界での回避不要。
立地条件	・新設、リプレイスのいずれにも立地可能とする	a. 単純化したガスタービンサイクル (発電系設計) b. ユニット共用化 (補助系設備等) c. 格納容器なしで安全性確保 (炉設計、燃料設計、建屋設計、補助系設計、等々) → 建屋容積低減	・4 基で 1 プラントを構成する場合、主要建屋の建屋容積は、同程度出力規模の軽水炉の約 2/3 であり、新設、リプレイスのいずれにも立地可能

表 3-3 ユーザー要件に対する GTHTR300 の設計対応と設計結果 (その 2)

地盤条件	・次世代軽水炉の基本的考え方と 同様	次世代軽水炉と基本的に同様な考え方による耐震設計基準及び手法を用いた耐震設計を実施。	・耐震設計基準、手法を含め次世代軽水炉の基本的考えに従っている。サイト未決定のため HTR に準じた地盤条件を採用 ・サイト内中間貯蔵後、再処理
燃料サイクル	・サイト内中間貯蔵後、再処理あるいは地層処分 (国策で認められた場合)	燃料設計及び照射条件を考慮して、サイト内中華貯蔵後再処理を行う想定で、燃料サイクルのバックエンドを検討。 サイト内中間貯蔵方法と、再処理の前処理工程の技術的な見通しを示した。	
燃焼度	100Gwd/t 以上	a. サンドイッチシャフリング方式 (炉心設計) b. 高燃焼度用の燃料設計及び燃料の健全性評価 (燃料設計) c. 放射性物質放出の観点で安全性及びメンテナンス性を検討し問題ないことを確認 → 平均燃焼度 120Gwd/t	・平均燃焼度 120Gwd/t
核不拡散性	・サイト内中間貯蔵後地層処分の場合、発生する全プルトニウムに対する核分裂性プルトニウム量の割合は約 40% 以下。兵器級プルトニウムに転用するメリットのないレベル ・サイト内中間貯蔵後再処理の場合、核分裂性プルトニウムの割合は現行軽水炉と同等程度	サイト内中間貯蔵後再処理として検討 a. 炉心設計 b. 燃料設計 → 核分裂性 Pu 割合は、現行軽水炉と同程度となる見通しを得た。	・サイト内中間貯蔵後再処理の場合に該当する。 ・核分裂性プルトニウムの割合は約 70% となる。しかし、 ^{241}Pu の同位体組成が 1/3 以上と多いことから、一定期間の冷却後は ^{241}Pu が ^{241}Am に崩壊 (半減期 14.36 年) することにより、核分裂性プルトニウム割合が大幅に低下し、現行軽水炉と同程度となる。
放射線防護	0.5 人・Sv/炉・yr 以下	ガスタービンと圧縮機のケーシング表面での線量が大い。 そのため、開放点検時の作業に遠隔操作を採用し作業員の被ばくを低減。	・ガスタービンと圧縮機の開放点検時に作業員被ばく量が大い。その場合の被ばく量を 0.5 人・Sv/炉・yr 以下とする点検方法を採用
放射性廃棄物	液体廃棄物： 最新軽水炉新設プラントの 1/10 固体廃棄物： 燃料ブロッックは燃料棒を取り出した後可能な限り再使用	液体廃棄物： 冷却材が He であり水系が少ないことから、軽水炉の 1/10 は達成可能を予測。今後、検討が必要。 固体廃棄物： 照射済みの燃料ブロッックは、熱伝導率が低下するため再使用は不可と考えられる。昇温によってアニーリングすることで熱伝導率が回復する可能性があるため、アニーリングのデータが得られれば再使用とする可能性有り。	液体廃棄物： 現状評価では、同程度出力規模の軽水炉プラントと同等、冷却材が He であり水系が少ないため、要件を満足できると考えられる。今後検討必要 固体廃棄物： 燃料ブロッックは固体廃棄物として処理

表 3-3 ユーザー要件に対する GTHTR300 の設計対応と設計結果 (その 3)

項目	ユーザー要件の内容	GTHT300 の設計対応	GTHT300 の設計結果
出力規模	出力：100～400MWe/サイト モジュールタイプ：100～300MWe/基	a. 炉心設計 b. 発電系設計 → 275MWe/基 → 4ユニットで1プラントを構成すれば、1100MWe/サイトが達成可能 → この出力規模での安全性、メンテナンス性、建屋規模等技術的成立性を確認した。	出力：約1100MWe/サイト モジュールタイプ：約275MWe/基
プラント寿命	60年	a. メンテナンス性検討 b. 主要箇所の放射化の程度 c. 軽水炉における経年変化の経験等 → 適切な間隔で点検や保守補修等のメンテナンスを行うことで、60年の寿命を確保可能	60年
稼働率	平均設備利用率 90%以上	a. 炉心設計 b. 発電系設計 → 運転期間2年、定検2年に1回 c. 既存のコンバインドサイクルとの比較 → 変化や起動停止頻度低いため、劣化進展は緩慢のため、開放点検は6年に1回。 d. 点検内容及び工程の検討 → 3回/6年の定検のうち、 1回は開放点検有り：53日 他の2回は、開放点検無し：33日間 e. 定検間隔及び定検期間に、さらに計画外停止による稼働率低下5%を仮定しても、平均設備利用率は90%以上	平均設備利用率 約95% (2年運転+定期検査(53日：1回/6年、33日：2回/6年)) 1回/2年
定検間隔	1回/2年		53日 (フル定期検査)
定検期間	30日		33日 (部分定期検査)
経済性	建設コスト：400～500億円/基 (16～20万円/kWe) 発電端コスト：4円/kWh 程度目標	a. 高い発電効率の達成 b. 単純な構成のヘリウムサイクルの採用 c. 安全設備の簡素化 d. その他の設計上の工夫 経済性評価としては、全設計結果に基づき、建設コストと発電端コストを評価。	建設コスト：547億円/基 (19.9万円/kWe) 発電端コスト：3.84円/kWh

4. まとめ

高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 は、ユーザー要件を満足するために残された課題が明確にされた。GTHTR300 は現状の技術レベルに応じた設計がなされており、今回摘出された課題についてはユーザー要件を満足するための今後の課題としてとらえ、更なる技術開発及び実証試験を通じて課題の解決に期待したい。

また、高温ガス炉は高効率であるという特徴から中小型炉であるが、大型軽水炉と同程度の経済性を達成できることが期待される有望な概念と考えられる。将来、発電炉として導入時に競合する次世代軽水炉並みの経済性を達成するには、運転経験を蓄積している軽水炉並みの利用率を達成することが不可欠である。従って、GTHTR300 が実用化されるための要件は、技術課題解決のための開発費と成熟するまでの費用に対して、軽水炉から変更することによるメリットが大きいことが必須となる。

あとがき

原研が研究開発を進めている高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTR300 は、高温ガス炉から取り出される高温の熱を直接利用してガスタービンを駆動させる高効率なシステムである。本システムは、HTTR の設計・製作・運転から得られた高温ガス炉技術及び産業界の有するガスタービンの技術に立脚している。このような我が国における高温ガス炉技術、ガスタービン技術レベルを念頭において、GTHTR300 の技術的成立性及び経済的成立性に関して検討し、ユーザー要件への適合性を評価した。

評価の結果、ユーザー要件を満足するために残された課題が明確にされた。しかしながら現段階の設計において、いずれの課題においても技術的に成立性を左右するような大きな障害は見あたらなかった。また、高効率であるという特徴から中小型炉で軽水炉と同程度の経済性を達成できることが期待される有望な概念と考えられる。但し、リサイクル技術や廃炉段階の黒鉛処理などダウンストリームに関する費用については不確かさが大きいので今後検討が必要である。また、課題が解決されることと同時に、運転の信頼性確立による稼働率の確保がなされることが、商用プラントとしての導入の可能性の必要条件である。今後とも残された課題に向けて、原研を中心に世界をリードする研究開発を進めることを期待する。

「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」名簿

(敬称略・順不同)

主査	関本 博	東京工業大学 原子炉工学研究所 物質工学部門 教授
主査代理	小川 益郎	日本原子力研究所 大洗研究所 核熱利用研究部
委員	吉井 良介	東京電力(株) 原子力技術・品質安全部
	桜木 洋一	東京電力(株) 原子力技術・品質安全部
	嶋田 雅樹	中部電力(株) 原子力部 建設グループ
	穂村 政道	関西電力(株) 原子力事業本部
	土江 保男	日本原子力発電(株) 研究開発室
	肥田 隆彦	日本原子力発電(株) 研究開発室
	井上 淳	電源開発(株) 原子力事業部 技術開発グループ
	野村 雄二	電気事業連合会 原子力部
	菅 憲夫	石川島播磨重工業(株) 原子力事業部 プラント設計部
	丸山 茂樹	(株)東芝 電力・社会システム社 機子エンジニアリングセンター 原子力開発設計部
	高橋 等	(株)日立製作所 原子力事業部 事業統括本部
	早川 均	富士電機システムズ(株) 発電プラント本部 原子力統括部
	岡本 太志	富士電機システムズ(株) 発電プラント本部 原子力統括部
	皆月 功	三菱重工業(株) 原子力事業本部 原子力技術部
	加藤 茂	原子燃料工業(株) 東海事業所 新型炉燃料部
	平野 隆久	(社)日本電機工業会 原子力部
	島邊 賢一郎	(株)間組 技術・環境本部 原子力部
	岡本 修平	清水建設(株) 電力エネルギー本部 原子力技術部
	小松 義明	(株)大林組 原子力本部 原子力部
	青木 弘之	大成建設(株) 原子力本部 原子力部
	栗間 昭典	千代田化工建設(株) 電力・原子力プロジェクト部
	徳長 幹恵	新日本製鐵(株) 技術開発本部 技術企画グループ
	葛西 康広	トヨタ自動車(株) 東京技術部 総括グループ
	藤原 章男	東京ガス(株) 企画調査室
	清水 良雄	双日(株) エネルギー・金属資源部門 原燃サイクル部
	國富 一彦	日本原子力研究所 大洗研究所 核熱利用研究部
	松井 一秋	(財)エネルギー総合工学研究所
	湯浅 俊昭	(財)エネルギー総合工学研究所 総合研究炉部
	魚谷 正樹	(財)電力中央研究所 原子力技術研究所
	吉田 晴彦	新エネルギー・産業技術総合開発機構 石炭事業部
	宮本 喜晟	原子力研究バックエンド推進センター 東海事務所
	山地 憲治	東京大学 大学院 工学系研究科 電気工学専攻
(アドバイザー)	鈴木 弘茂	東京工業大学 名誉教授
(委員兼事務局)	西郷 正雄	(社)日本原子力産業会議 計画推進本部

「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」 WG2 名簿

(敬称略・順不同)

リーダー	吉井 良介	東京電力(株)	原子力技術・品質安全部
副リーダー	肥田 隆彦	日本原子力発電(株)	研究開発室
委員	桜木 洋一	東京電力(株)	原子力技術・品質安全部
	穂村 政道	関西電力(株)	原子力事業本部
	國富 一彦	日本原子力研究所 大洗研究所	核熱利用研究部
	魚谷 正樹	(財)電力中央研究所	原子力技術研究所
	栗間 昭典	千代田化工建設(株)	電力・原子力プロジェクト部
	丸山 茂樹	(株)東芝 電力・社会システム社	磯子エンジニアリングセンター 原子力開発設計部
	岡本 太志	富士電機システムズ(株)	発電プラント本部 原子力統括部
	谷平 正典	三菱重工業(株)	
	小幡 宏幸	日本原子力発電(株)	
(委員兼事務局)	西郷 正雄	(社)日本原子力産業会議	計画推進本部

補足説明資料

[GTHTR300 設計の概要]

1. GTHTR300 設計の概要	27
1. 1 設計の概要	27
1. 1. 1 設計の概要	27
1. 1. 2 設計の独創性	27
1. 2 技術的成立性	32
1. 2. 1 原子炉設計	32
1. 2. 2 燃料設計	38
1. 2. 3 発電系設計	45
1. 2. 4 メンテナンス	52
1. 2. 5 安全評価	58
1. 3 経済的成立性	66
1. 3. 1 設計条件	66
1. 3. 2 建設コスト	66
1. 3. 3 発電コスト	67
1. 3. 4 今後の課題	69
1. 3. 5 まとめ	69
2. 今後の計画と展開	72

1. GTHTR300 設計の概要

1.1 設計の概要

1.1.1 基本設計思想

SECO (Simplicity, Economical Competitiveness and Originality) を基本設計思想とし、2010 年代に実用化する発電システムとすることを前提に検討を進めるとしている。即ち、現状の技術レベルから大幅にかけ離れたブレークスルーを必要とするような技術の採用は避け (Simplicity)、原子炉技術については、高温工学試験研究炉 (HTTR) の設計・製作、運転・試験で蓄積した信頼性の高い技術を採用するとしている。ガスタービン発電システム技術については、火力プラント、航空機エンジン等で採用されているオープンサイクルガスタービンの技術を反映しつつ、閉サイクルヘリウムガスタービンに必要な技術開発を実施するとしている。また、経済性向上のため、可能な限り簡素化した設計を採用し、複雑な機能を有する機器、特別な運転手法が必要な機器は極力採用しないとしている (Economical Competitiveness)。加えて、日本独自の技術に基づく独創性のある設計とし、諸外国の高温ガス炉に比べて、日本国内に設置する場合、経済的に優位に立てるものとするとしている (Originality)。

1.1.2 設計の独創性

1.1.2.1 高温ガス炉の固有の安全性を活かした安全設計

受動的設備のみにより大規模放射能放出事故を防止することで、敷地境界外での退避が不要であること (シビアアクシデントフリー)、原子炉の供用開始の前に事故を模擬した試験により安全性を確認できることを安全設計方針としている。これに基づき、シビアアクシデントフリーの達成のために事故後の有意な燃料追加破損を防ぐことができる設計とするとしている。また、被覆燃料粒子及び炉心の黒鉛構造物の酸化を防ぐために外部からの建家内への空気侵入を抑制する目的及び減圧事故時等において放射性物質を建家内に保持し環境への放出を低減する目的で、建家に二重のコンファインメント機能を持たせることとしている。また、安全評価では、発生頻度が 10^{-8} /炉年までの事象を安全評価対象とするとしている。

1.1.2.2 高燃焼、高稼働率を達成できるブロック型炉心

原研には、高温ガス炉の被覆粒子燃料、核設計、熱流動設計等について技術的蓄積があり、さらに、HTTR の運転・試験により、実証データも蓄積されつつある。これらの技術的蓄積を活かした上で、さらなる性能向上を図るとしている。主な点は以下のとおりである。

- ①定期点検、燃料交換は2年に1回とし、計画外停止を考慮したとしても、稼働率 90% 以上を満足できる設計とする。
- ②高燃焼が可能な被覆燃料粒子の特長を活かし、平均燃焼度約 120GWd/ton を達成できる炉心設計とする。
- ③減圧事故時の燃料温度の上昇を防ぐために、出力密度のピークを抑えて、出力分布を可能な限り平坦化する。

④燃料濃縮度種類数を HTTR の 12 種類から大幅に減らす。

このような要求を満足するための新しい燃料装荷方式としてサンドイッチシャッフリングを提案している。

1. 1. 2. 3 発電系の配置設計上の工夫

図 1. 1-1 および図 1. 1-2 に示すように、GTHTR300 の主要設備は、原子炉压力容器、ガスタービン、圧縮機等を設置する動力変換容器、再生熱交換器、前置冷却器等を設置する熱交換器容器から構成される。原子炉から流出した 850℃の高温ヘリウムガスは、二重管方式のクロスダクトの内管を通して動力変換容器へ入り、ガスタービンで約 618℃まで冷却される。次に、動力変換容器と熱交換器容器を結ぶ二重管の内管を通過して、再生熱交換器及び前置冷却器に送られ約 28℃まで冷却された後、二重管の外管を通過して動力変換容器内の圧縮機に戻る。圧縮機から出た 137℃のヘリウムガス流量の一部は、動力変換容器と原子炉压力容器を結ぶクロスダクトの外管を経由して原子炉压力容器の内面に沿った流路に流れ込み、原子炉压力容器を冷却する。その他の大部分の流量は、炉心下部を通過して反対面のクロスダクトの外管から再生熱交換器に入り 587℃まで加熱されて、再びクロスダクトの内管を通過して炉心へ流入する。このような配置設計による利点は以下のとおりとしている。

(1) 軽水炉の原子炉压力容器材料を原子炉压力容器に採用

この配置設計では、圧縮機より出た 137℃の低温ヘリウムガスにより原子炉压力容器内面を冷却するのが特徴で、他の冷却設備を設けることなく原子炉压力容器を効率的に冷却できる。従来提案されていた高温ガス炉ガスタービン発電システムでは、9Cr-1Mo 鋼などの原子炉压力容器材料として実績の無い材料の採用が考えられていたが、GTHTR300 では、このような新しい配置設計を提案することにより、十分な実績を有する軽水炉の原子炉压力容器材料 (Mn-Mo 鋼) の採用を可能とした。

(2) 横置型ガスタービンの採用

国内の燃焼ガスタービンは全て横置きであり、運転経験に基づく多くの技術的蓄積がある。また、横置型ガスタービンを採用することで、磁気軸受に加わる荷重を低減することが可能となり、磁気軸受への機能要求を緩和することができる。

(3) 熱交換器容器と動力変換容器の分離

熱交換器容器と動力変換容器を分離して別置きとすることで、メンテナンス性を向上できる。また、全ての機器をひとつの容器に納める一体型のシステムに比べて、熱膨張の吸収機構を簡素化することが可能である。

(4) 中間冷却器の削除

南アフリカの PBMR 計画、米国・ロシアの GT-MHR 計画と異なり、中間冷却器を削除した構成とする。これにより、プラントの発電効率は 2%程度低下するが、全体の建設コストが 7%程度減少することで、発電コストで比較すると、中間冷却器の有無の影響はほぼ相殺する。中間冷却器を採用した場合、冷却器の伝熱管の供用期間中検査、水浸入の防止対策等、保守にか

かるコスト上昇が考えられ、総合的に判断すると、発電効率が上がったとしてもそのメリットは少ない。

発電系は、可能な限り既存の技術に基づく設計とすることで、要素技術開発を少なくしている。しかし、閉サイクルのヘリウムガス圧縮機、大容量磁気軸受については、製作・運転実績がない。また、システム全体の運転制御性の確認も必要である。そこで、要素技術開発として、1/3 スケールの圧縮機モデル性能試験、磁気軸受開発試験、運転制御性試験を実施し、必要な技術を実用化していく予定であるとしている。

1.1.2.4 経済性

安全設備の簡素化、水系設備の簡素化、モジュラー化による工期の短縮等の効果により、資本費を 16～20 万円/kWe に抑え、発電コスト 4 円/kWh とするとしている。平成 12 年度までに実施した高温発電システムに関する基本検討の結果、熱出力 600MW の高温ガス炉ガスタービン発電システムの発電コストは 5.3 円/kWh であり¹⁾、さらなる安全設備の簡素化等により最大 25% 程度のコスト削減が可能であることが示されている。この検討に加えて、GTHTR300 では、原子炉圧力容器に軽水炉と同材料を使用する、燃料の交換頻度を 2 年に 1 回とし稼働率を向上する、工学的安全施設の簡素化を図る等の設計概念を加えることで 4 円/kWh を達成し、既存の軽水炉（発電コスト 5.3 円/kWh²⁾）だけでなく、電力の自由化による競争の激化にも備えるものとするとしている。

「1.1 設計の概要」の参考文献

- 1) 石山新太郎,武藤康、日本機械学会 2001 年次大会講演論文集(II),pp.557, (2001).
- 2) 電気事業連合会、総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 コスト等検討小委員会（第 9 回）、資料 4、(2004).

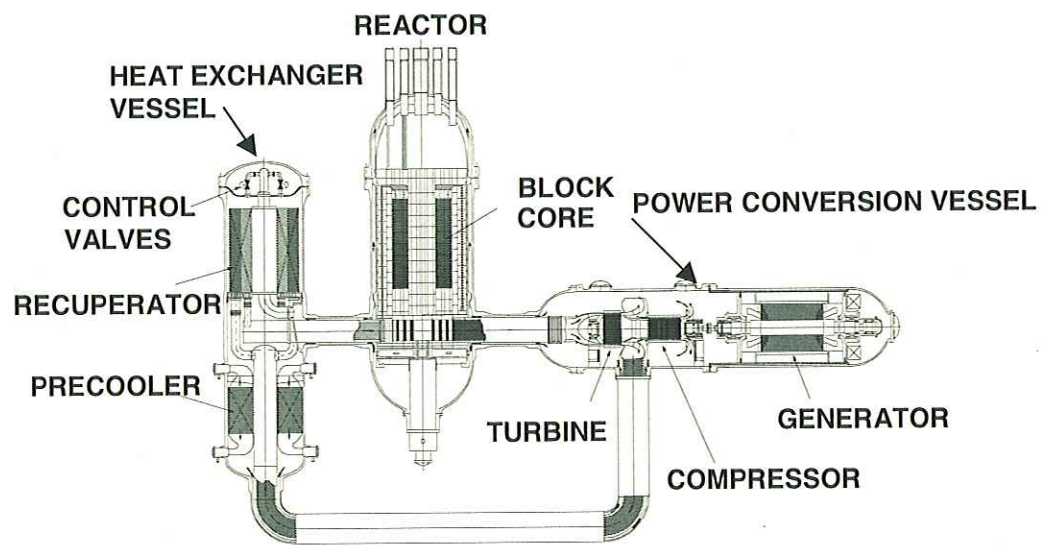


図 1.1-1 GTHTTR300 のプラントレイアウト

1.2 技術的成立性

1.2.1 原子炉設計

1.2.1.1 設計条件

GTHTTR300 炉心設計は、次のプラント基本諸元を満足する必要があるとしている。

- ・ 原子炉熱出力：600MWt
- ・ 原子炉出入口温度：850℃／約 590℃
- ・ 原子炉冷却材ヘリウム圧力：7MPa

また、次の安全上の基本条件を満足する必要があるとしている。

- ・ 通常時および異常時に燃料最高温度を 1600℃以下に維持し、有意な燃料の追加破損が生じないようにする
- ・ 燃料温度が制限値を超えて燃料破損に至ることを防ぐために、制御棒の飛び出しによる印加反応度を 0.5% Δk 以下とする
- ・ 炉停止余裕を許認可上の制限である 1.0% $\Delta k/k$ 以上とする

こうした基本設計条件に加えて、主に経済性の点から以下に示す炉心性能上の目標が定められている。

- ・ 次世代軽水炉なみに、運転期間 2 年を確保し、定期点検期間と計画外停止を考慮しても 90% 以上の稼働率を確保出来るようにする
- ・ 取り出し平均燃焼度は、燃料サイクル費低減のために、被覆燃料粒子の使用により達成できる見通しがある 120GWd/t とする
- ・ 濃縮ウラン燃料の初期濃縮度は、保障措置上の制限である 20%以下として極力低く抑える
- ・ 残存ウラン濃縮度は、軽水炉燃料の初期ウラン濃縮度 5%を下回るように、4.5%以下を目標とする
- ・ 燃料製造コストの削減のため、HTTR で 12 種類使用していた燃料の濃縮度種類数を 1～2 種に削減する
- ・ 製造設備の制限から圧力容器の内径を 8.0m 以下に抑える

1.2.1.2 炉心諸元の設定

設計条件に対して、まず、基本的な炉心形状が決められた。即ち、炉出力と圧力容器の内径制限の範囲内で、環状炉心の燃料領域厚さと実効外表面積および出力密度をパラメータとして、異常時の燃料最高温度を評価し、それが 1600℃以下となる範囲を求めて炉心寸法案が設定された。さらに、スタンドパイプ設置上および炉停止余裕の確保の上で問題がないかを検討して、最終的に、燃料体 90 カラム（燃料体を縦に 8 段積み重ねたものを燃料カラムと呼ぶ）の環状炉心（実効炉心内径／外径：約 3.7／5.5m）で、内側可動反射体 73 カラム（制御棒案内カラムを含む）、高さ 8 段 8.4mの炉心を選定したとしている。GTHTTR300 の横断面図と主要炉心諸元を、図 1.2.1-1 に示す。

燃料体形状は、燃料棒と冷却材流路寸法をパラメータとした熱流動計算に基づいて、出力密度、燃料最高温度および圧力損失が最適な値となるように基本的な燃料棒と流路形状を設定し、前述

の炉心でのカラム配置と炉心寸法の制約、燃料体構造強度、燃料装荷量に配慮して設定されている。必要な燃料装荷量の目標値は、予め燃料濃縮度・充填率を変えた格子燃焼計算により、2 年以上の燃焼期間が確保できるように設定されている。燃料体は、平径 410mm、高さ 1050mm の六角柱状黒鉛ブロックであり、57 の冷却孔（直径 39mm）の中心に一体型燃料棒が設置される。燃料体の角の 3 箇所にはブロックを固定するためのダウエルとソケットを上下に配置し、ダウエル下部には可燃性毒物（BP:炭化ホウ素と黒鉛粉末の混合焼成体、天然同位体組成のホウ素濃度 0.15～0.90%）を収納する。燃料は、炉心全体で、ウラン濃縮度 14%、燃料コンパクト中の被覆燃料粒子充填率 29%のものを 1 種類のみ使用するとしている。

1.2.1.3 炉心設計上の工夫

設計条件を満足するために、次に示す炉心設計上の工夫がなされている。

燃料交換方式は、プルトニウムを有効に燃焼し軸方向出力分布を平坦化する点で目標条件の達成に適しているため、2 バッチのサンドイッチシャッフリング燃料交換方式を採用している。この燃料交換方式は、燃料カラム軸方向の奇数段に新燃料を装荷し、1 バッチの燃焼後にそれを偶数段に移動して、2 バッチで燃料を取り出す方式である。各バッチの燃焼後には、偶数段にある燃料は全て取り出され、奇数段の全ての燃料（1 バッチ燃焼後の組成）が偶数段に移され、空いた奇数段には新燃料（濃縮度 14%の 1 種類）が装荷されるとしている。

制御棒の負担を軽減するため炉の過剰反応度を抑えるとともに、経済性や残存ウラン濃縮度の低減の点で初期燃料濃縮度を低くしなければならない。このため、長期間の燃焼を維持するために、反応度調整材である可燃性毒物（Burnable Poison :BP）を適切に装荷して燃焼を補償するとしている。

制御棒引き抜き価値を低減するために、反応度の大きい内側領域の制御棒をほとんど燃料領域に挿入せずに、制御棒引き抜き価値を全体に平均化している。

減圧事故時の燃料最高温度を抑えることを重視し、また、長期間の燃焼を維持し燃焼度を高めることで残存ウラン濃縮度を減らすためには、炉内の均一な燃焼が必要であることから、出力の平坦化が行われた。

最終的な炉心の燃料や BP の詳細諸元・装荷方法は、次に示す核特性計算を繰り返して、取り出し燃焼度と燃焼期間の確保、径軸方向出力分布と燃料最高温度、制御棒パターンと制御棒の飛び出しによる印加反応度、残存ウラン濃縮度などに配慮して設定されている。

1.2.1.4 核設計^{1), 2)}

(1) 核特性評価手法

格子燃焼計算は、格子燃焼計算コード DELIGHT-7³⁾ を用いて、エネルギー全 40 群（速中性子エネルギー群；20 群、熱中性子エネルギー群；20 群）、20 燃焼ステップ（毎回スペクトル補正実施）で実施されている。炉心燃焼計算の燃焼用定数は、40 群の格子燃焼計算の結果を 6 群（速中性子エネルギー群；3 群、熱中性子エネルギー群；3 群）に縮約し、燃焼度に応じた定数としている。制御棒や後備炉停止系（RSS）定数については、Sn 輸送計算コード TWOTRAN⁴⁾ によ

る 2 次元 XY 断面計算 (Sn 次数 P_1S_8 、エネルギー 6 群) によって求めた遮蔽因子を考慮している。炉心燃焼計算では、燃焼ステップ毎に多次元拡散計算コード CITATION⁵⁾ の 3 次元 1/6 炉心モデルで空間依存出力分布が計算されている。炉停止余裕の評価では、補助的に CITATION コードの 3 次元全炉心モデルと連続エネルギーモンテカルロコード MVP⁶⁾ の詳細な 3 次元全炉心モデルを使用したとしている。

(2) 核特性評価結果

燃焼中期まではほとんど制御棒を操作することがなく、この期間は BP の燃焼で反応度が補償されている。さらに、サンドイッチシャッフリング燃料交換方式の採用によりプルトニウムが有効利用されることによって、2 年 (730 日) / バッチの燃焼が確保されている。

制御棒の引き抜き価値は、反応度の大きい内側領域の制御棒がほとんど燃料領域に挿入されないことから、全体に平均化している。そのため、制御棒の引き抜き価値は、燃料交換用スタンドパイプの制御棒 1 対が引き抜かれる場合に最大となり、不確かさを考慮しても $+0.3\% \Delta k$ 以内となり、安全上の要求である $0.5\% \Delta k$ と比較して十分小さな値であるとしている。

1/2 ブロック平均の取り出し燃焼度は、炉内滞在時間 4 年を確保しながら、目標の 120GWd/t を達成している。取り出し最高燃焼度は、155GWd/t となる。

残存ウラン濃縮度は、初期濃縮度が高く、プルトニウムを有効に利用しているにもかかわらず 4.4% となり、目標の 4.5% を下回るとしている。

GTHTTR300 の炉心では、軸方向に均一な燃焼度を得るため、サンドイッチシャッフリング燃料交換方式と 60GWd/t 近傍で最大反応度となる複数の BP との組み合わせによって、軸方向には、出力分布を変化させながら燃焼させるものとしている。その結果、図 1.2.1-2 に示すように、燃焼によって出力分布の形は大きく変わるが、出力密度は最高で $16\text{W}/\text{cm}^3$ 、燃焼を通じてほぼ $13\text{W}/\text{cm}^3$ 以下に抑えられている。このため、軸方向には比較的ばらつきの少ない燃焼を達成でき、熱流動設計に示すように燃料最高温度が 1400°C 以下に収まるとしている。

制御棒による低温炉停止余裕は $1.4\% \Delta k/k$ 、高温炉停止余裕は $5.8\% \Delta k/k$ となり、制御棒のみで未臨界維持が可能である。また、後備炉停止系 (RSS) による低温炉停止余裕は $2.3\% \Delta k/k$ 、高温炉停止余裕も $5.3\% \Delta k/k$ となり、制御棒が臨界状態に保持されていても、RSS で未臨界維持が可能であるとしている。

プルトニウム同位体組成は [$^{239}\text{Pu} / ^{240}\text{Pu} / ^{241}\text{Pu} / ^{242}\text{Pu} : 46.2\% / 17.3\% / 24.0\% / 12.5\%$] となり、核分裂性プルトニウムの割合が 70% を超える大きな値になっており、核不拡散性の観点からは望ましくない。しかし、 ^{241}Pu の同位体組成が 1/3 以上と多いことから、一定期間の冷却後は ^{241}Pu が ^{241}Am に崩壊 (半減期 14.36 年) することにより核分裂性プルトニウム割合が大幅に低下するとしている。

1.2.1.5 熱流動設計⁷⁾

(1) 燃料温度評価方法

燃料要素形状、核設計で示した出力分布、および流量配分解析コード FLOWNET⁸⁾ を用いて評価した炉心流量配分を用いて、燃料温度解析コード TEMDIM⁹⁾ による燃料温度評価が行われ

ている。全核計算メッシュのうち、最大チャンネル出力を生じる位置、燃焼平均で最大チャンネル出力を生じる位置、出力ピーキング係数／流量割合係数が最大となる位置、最高出力密度を生じる位置を含むように、代表的な 10 チャンネルを選定して燃料温度が検討されている。

(2) 燃料温度評価結果

ランダムおよびシステマティックな工学的不確定因子を考慮した燃料最高温度の平衡炉心での燃焼変化を図 1.2.1-3 に示す。燃焼期間を通じた燃料最高温度は、燃焼 0 日で発生し 1398℃であり、1400℃以下に収まるとしている。

1.2.1.6 原子炉压力容器設計

固定反射体に冷却材の流路孔を設けると共に、その外側のコアバレルと原子炉压力容器の間に冷却材圧縮機から再生熱交換器に向かう冷却材の 0.5% 程度を分流し、約 140℃、7.1MPa の低温で炉内冷却材に比べて相対的に微高圧のヘリウム冷却材流路を設けることで、原子炉压力容器を高温の冷却材から隔離するとしている。このため原子炉压力容器内径を 7.6m に抑えて、固定反射体近傍を薄い構造物にしているにもかかわらず原子炉压力容器の昇温防止が可能となっている。これにより、軽水炉で実績の豊富な Mn-Mo 鋼を原子炉压力容器材料として使用できるとしている。

通常運転時の原子炉压力容器温度は 350℃ 以下であり、発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示第 501 号）に規定される材料の温度制限を満足している。また、短期に高温域となる加圧事象及び減圧事象に対しても、強度健全性が確保できることが確認できたとしている。

1.2.1.7 今後の課題

原子炉設計の信頼性を高めるために、高温工学試験研究炉（HTTR）の測定結果を用いることによって、核設計および熱流動設計に使用している設計解析コードの精度向上を図ることが必要であるとしている。

1.2.1.8 まとめ

GTHTR300 の炉心設計において、サンドイッチシャッフリング燃料交換方式を考案し採用したこと、可燃性毒物（BP）を適切に装荷したことなどにより、熱出力 600MWt、原子炉出口温度 850℃ の条件で、

- ・ 通常時の燃料最高温度は 1400℃ 以下を達成
- ・ 制御棒 1 対の引き抜き価値は、制限である 0.5% Δk 以下に対して 0.3% Δk 以下を達成
- ・ 炉停止余裕は、制限である 1.0% $\Delta k/k$ 以上に対して 1.4% $\Delta k/k$ を達成

と安全上の基本条件を満足するとしている。なお、異常時の燃料最高温度についても、後に述べる安全評価に示すように、制限値を満足するとしている。これにより安全性の高い炉心を構成できることが確認できたとしている。

また、炉心性能上の目標については、

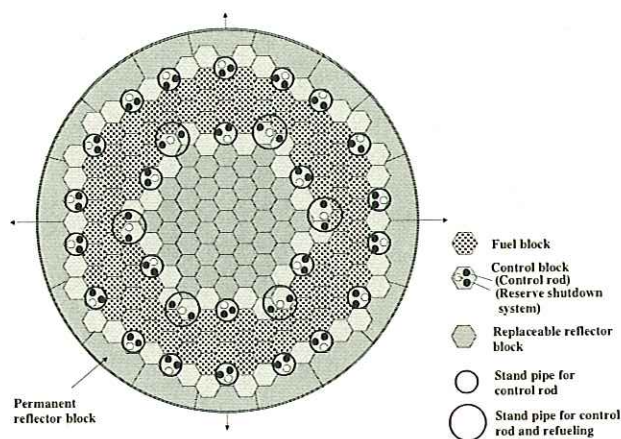
- ・ 燃焼 1 バッチあたりの運転期間 2 年を達成
- ・ 燃料炉内滞在時間 1460 日で稼働率 90%以上を達成
- ・ 取り出し平均燃焼度 120GWd/t を達成
- ・ 初期濃縮度を保障措置上の制限である 20%に対して、14%に抑制
- ・ 残存ウラン濃縮度は目標値である 4.5%に対して、4.4%を達成
- ・ 燃料の濃縮度種類数を 1 種類に抑えた
- ・ 原子炉圧力容器内径は目標値の 8.0m に対して、7.6mを達成

と目標をすべて達成しているとしている。これにより高性能で経済性の高い炉心を構成できることが確認できたとしている。

以上の炉心設計の要求条件に基づいて原子炉圧力容器設計を行い、圧縮機出口からの He ガスの一部を利用する冷却方式を採用することによって、原子炉圧力容器に用いる軽水炉の原子炉圧力容器材料(Mn-Mo 鋼)の健全性が確保できたとしている。

「1.2.1 原子炉設計」の参考文献

- 1) 中田哲夫、片西昌司、高田昌二、他、高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の核設計、JAERI-Tech 2002-066、日本原子力研究所、(2002).
- 2) Kiyonobu Yamashita et al., "Nuclear Design of the High-Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING, 122, 212-228 (1996).
- 3) 新藤隆一、山下清信、村田勲、高温ガス炉・格子燃焼特性解析コード -DELIGHT-7-、JAERI-M90-048、日本原子力研究所、(1990).
- 4) K. D. Lathrop and F. W. Brinkley, TWOTRAN-II: An Interfaced Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-Dimensional Transport, LA-484-MS (1973).
- 5) T. B. Fowler, D. R. Vondy, G. W. Cunningham, NUCLEAR REACTOR CORE ANALYSIS CODE: CITATION, ORNL-TM-2496, Rev.2, (1971).
- 6) 森 貴正、中川正幸、MVP/GMVP 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード、JAERI-DATA/Code 94-007、日本原子力研究所、(1994).
- 7) 丸山 創、藤本 望、山下清信、他、高温工学試験研究炉炉心熱流設計、JAERI-M 88-255、日本原子力研究所、(1988).
- 8) 丸山 創、村上知行、木曾芳広、他、炉内流動解析コード FLOWNET の検証、JAERI-M 88-138、日本原子力研究所、(1988).
- 9) 丸山 創、藤本 望、藤井貞夫、他、燃料温度解析コード TEMDIM の検証、JAERI-M 88-138、日本原子力研究所、(1988) .



Specification	Value	Comment
Thermal power	600 MW	
Reactor inlet coolant temperature	587 °C	
Reactor outlet coolant temperature	850 °C	
Coolant pressure	7 MPa	
Coolant flow rate	438 kg/s	
Burnup period / batch	730 days	
Batch / cycle	2	
Fuel exchanging method	Sandwich Shuffling	Half of a core is changed in each batch
Initial uranium enrichment	14 wt%	
Block across flat	410 mm	
Block height	1050 mm	
Number of fuel rods	57	
Number of burnable poison rods	3 / block	
Number of block layers	8 layers	
Number of inner reflector columns	73 columns	
Number of fuel columns	90 columns	
Reactor vessel inside diameter	About 7.6 m	
Average power density	5.4 w/cm ³	
Hot spot peak fuel temperature	1398 °C	in normal operation

図 1.2.1-1 炉心横断面図と主要炉心諸元

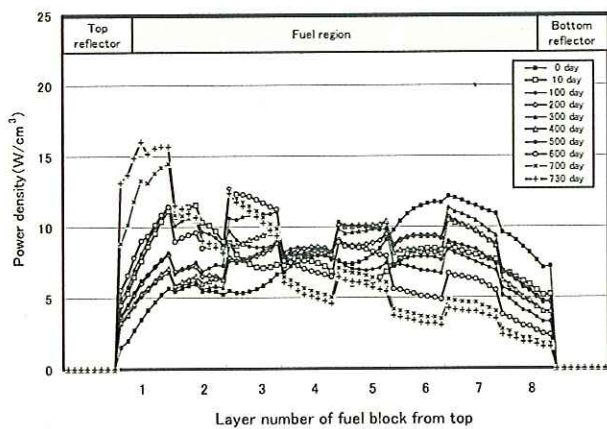


図 1.2.1-2 炉心軸方向出力分布の燃焼変化

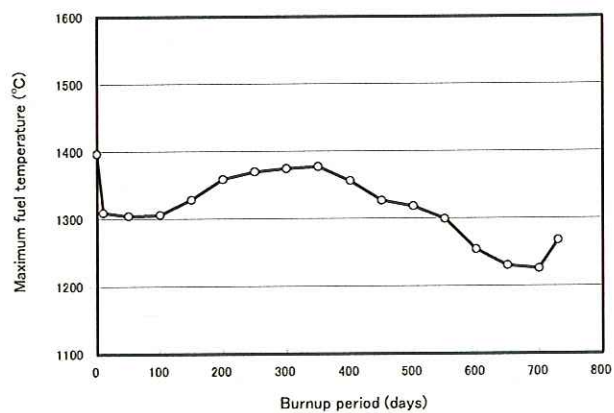


図 1.2.1-3 燃料最高温度の燃焼変化
(工学的不確定因子考慮)

1.2.2 燃料設計

1.2.2.1 設計条件

(1) 被覆燃料粒子の健全性

GTHTTR300 では、HTTR に比べ出力密度が増加するため燃料から冷却材への効率的な伝熱をはかること、高燃焼度化に耐えられるものとする等とすることを目的として、黒鉛スリーブは使用せず、燃料コンパクトを積み重ねたものを燃料棒とし、ヘリウムガスが直接燃料棒表面に接触して冷却する構造とするとともに、高燃焼度に対応するため、燃料粒子の被覆層を厚くすることとしている。この燃料について、次の設計条件を満足することとしている。

- ・ 運転に伴い、有意な燃料の追加破損が生じないようにする。

(2) 燃料棒構造設計

GTHTTR300 用燃料では、被覆燃料粒子を黒鉛とともに焼結した円筒形の燃料コンパクトを積み重ねた燃料棒を炉心に装荷することとしている。この燃料について、次の設計条件を満足することとしている。

- ・ 燃料冷却流路形状を確保できる構造とする。
- ・ 燃料コンパクトと燃料体ブロックの熱膨張差、中性子照射による収縮差を吸収できる構造とする。
- ・ 部品が確実に製作でき、組立が容易な構造とする。
- ・ 燃料コンパクトに有意な応力が生じるような荷重をかけない構造とする。

(3) 高温ガス炉使用済燃料の再処理

さらに、我が国では、ウラン資源の有効利用による将来にわたるエネルギーの安定供給の確保、放射性廃棄物による環境への負荷の低減などの観点から、使用済燃料を再処理し、回収されたプルトニウムなどを有効利用する核燃料サイクルを原子力政策の基本としており、高温ガス炉についても使用済燃料のリサイクルを検討する必要がある。そこで、GTHTTR300 を対象として、高温ガス炉使用済燃料の再処理について、成立性の検討がなされた。検討の前提条件は、以下のとおりとしている。

- ・ 前処理施設では、脱被覆、溶解、清澄、調整を行う。
- ・ 前処理施設で処理されたウラン溶液を既存の軽水炉使用済燃料再処理施設で処理することを想定する。

また、前処理施設は、次の目標条件を満足することとしている。

- ・ 燃料コンパクトから被覆燃料粒子の燃料核を取出す。
- ・ 再処理施設の抽出工程の受入条件を満足する。

1.2.2.2 被覆燃料粒子の健全性

高温ガス炉用被覆燃料粒子の通常運転時における破損の原因としては、

- ① 気体状 FP の発生及び UO_2 から遊離した酸素と黒鉛との反応で発生する CO や CO_2 が蓄積することによる被覆層の内圧上昇、
- ② FP である Pd と SiC との反応による SiC 層の腐食、
- ③ 燃料粒子内での温度勾配による燃料核の移動、

が考えられるとしている^{1), 2), 3)}。

取出最高燃焼度 155GWd/t を目指した GTHTTR300 用被覆粒子燃料に対し、上記の燃料破損のメカニズムに関して評価を行っている。評価においては、最も破損が起りやすいと考えられる冷却材チャンネル及び平均的と考えられる冷却材チャンネルを炉心内の出力ピーキング及び燃料温度の観点で選び、その冷却材チャンネルでの燃料挙動について評価が行われている。

(1) 内圧上昇による被覆層健全性の評価

燃料粒子の内圧上昇による被覆層の破損に関しては、原研で開発された被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成物ガス挙動解析コード (FIGHT コード) を用いて評価を行っている⁴⁾。このコードで用いているモデルは、燃焼に伴う FP ガスの蓄積と、燃料核の UO_2 から遊離した酸素と黒鉛の反応で生成した CO ガス等の蓄積により、燃料粒子の被覆層内部の圧力が高まり、被覆層が内圧により破損するという機構を基本としている。

評価対象として選定した 10 チャンネルの冷却材チャンネルにおける 1 バッチ分の燃料棒（一段おきに 4 段分、計 4 本）について、炉内滞在期間である 4 年間（1460 日）の挙動を FIGHT コードを用いて評価を行い、全被覆層の破損即ち貫通破損と、SiC 層のみの破損の発生確率を求めている。評価の結果、運転に伴い初期 SiC 層破損が貫通破損に変わるが、新たに発生する破損は、最も厳しい評価点でも貫通破損 1.5×10^{-6} 、SiC 層のみの破損 1.6×10^{-6} であり、ともに初期破損割合 8.2×10^{-5} と比較して有意なものでは無いことを確認したとしている。

(2) Pd による SiC 層腐食の評価

Pd による SiC 層の腐食は、FP 核種である Pd が燃料核から拡散により SiC 層に至り、そこで Si と反応し Pd のけい化合物と炭素を生成することによって生じるものである^{3), 5)}。これは、ノジュラー型腐食であり、腐食孔が SiC 層を貫通することをもって破損と考えるとしている。

評価の結果、腐食深さは最大でも $11.5 \mu\text{m}$ であり、SiC 層の厚さ $40 \mu\text{m}$ の半分にも達していないことから、SiC 層は Pd による腐食のために破損することはないとしている。

(3) 燃料核移動

燃料粒子内の温度勾配による燃料核の移動に関し、HTTR の設計において用いられた COPEDE コードを用いて評価を行っている。燃料核移動は、燃料核中の酸素が被覆層の炭素と反応して CO となり、これが低温側に移動して分解し炭素を析出し、その結果、燃料核が高温側に押し出されるものである。燃料核の移動速度は、実験結果に基づき温度の 2 乗に反比例し、温度勾配に比例するとした式で表すとしている⁵⁾。燃料核移動は、温度勾配によるので、評価においては燃料コンパクトを径方向に 14 分割して温度勾配を計算している。

評価の結果、最大移動距離は $86 \pm 16 \mu\text{m}$ であり、バッファ層（被覆層の最も内側の低密度熱分解炭素からなる層）の厚さ $140 \mu\text{m}$ に達することなく、燃料核が SiC 層に接触することはない、また、被覆層の強度にも影響しないことから、核移動に起因して燃料が破損することはないと判断できるとしている。

1. 2. 2. 3 燃料棒構造設計

(1) 燃料棒支持構造

燃料棒は、外形 26mm、長さ 83mm の燃料コンパクトを積み重ねて全長 1m 程度の棒状としている。燃料棒構造は、燃料棒のたわみや、冷却材流路内での偏芯を防ぐために、図 1. 2. 2-1 に示すように、燃料棒を黒鉛製の上栓及び下栓により燃料体ブロックの冷却材流路に取り付け、支持用スペーサを介して燃料体ブロックの流路内面により水平方向の支持を行い、棒としての形状を保つものとしている。また、燃料コンパクトの中空部に燃料コンパクトより短い（長さ 80mm 程度）黒鉛棒を入れ、さらに、燃料コンパクト間に嵌め合い構造の接続用スペーサを入れて燃料コンパクトのずれを防ぐ構造としている。

鉛直方向の荷重に対する支持は、燃料体ブロックにネジ構造で取り付けた下栓で支持している。水平方向の荷重に対しては、図 1. 2. 2-1 に示すように、上下端において燃料コンパクトの中空部で上栓、下栓と嵌め合い構造として支持している。上栓、下栓はガタが生じないようにネジ構造で燃料体ブロックに取り付けられる。上下端以外の部分は、燃料コンパクト 2 段おきに外周 4 方向に支持腕を設けた支持用スペーサを取り付けて水平方向の支持を行い、これにより燃料体ブロックの冷却材流路内面との距離を保つとしている。

(2) 熱膨張差・照射収縮差の吸収

燃料コンパクト、黒鉛棒及び燃料体ブロックは、据え付け状態（室温）から運転状態に至ると熱膨張及び中性子照射により寸法が変化する。そこで、燃料コンパクトの外径、内径及び長さ、黒鉛棒の外径及び長さ、燃料体ブロックの流路内径及び長さの変化を計算し、これらの寸法変化の差を吸収することができる構造を決定したとしている。寸法変化の計算における熱膨張率や照射寸法変化率に関しては、実験データの最大値、最小値と標準値との差を誤差範囲として考慮し、これをもとに各部の寸法変化の最大値と最小値を求めたとしている。

燃料体ブロック、燃料コンパクト及び黒鉛棒は、いずれも軸方向、径方向ともに、熱膨張より照射による収縮の方が大きく、そのため、いずれも照射中に収縮するとしている。評価の結果を使って燃料体ブロックと燃料棒の収縮量の差及び燃料棒と中心の黒鉛棒の収縮量の差の最大値と最小値を求め、それらの差を吸収するために据え付け状態（室温）において必要なギャップ及び嵌め合い代を決めている。必要ギャップ幅及び嵌め合い代を設けることは、炉心設計や燃料設計の上で問題を生じることなく、また、燃料の成形加工技術等の観点でも十分可能であり、熱膨張や照射収縮による変形を十分吸収できることを確認したとしている。

(3) 各部の強度評価

照射中の熱荷重、地震荷重及び流体力による応力、さらに温度分布及び照射により発生する応力について検討し、上栓、スペーサ、下栓及び燃料コンパクトに有意な応力を生じない構造寸法が決定された。

上栓は、ネジ構造で燃料体ブロックに取り付け、中央部の嵌め合い構造により燃料コンパクトを支持している。このとき、燃料体ブロックから伝わる水平及び垂直の地震荷重による応力、ヘリウムガスの流体力による応力、温度分布による熱応力及び照射応力が生じるとしている。

スペーサは、燃料コンパクト 2 段おきに外周 4 方向に支持腕を設けた支持用スペーサを取り付

け、これにより水平方向の荷重を支え、燃料体ブロックの冷却材流路内面との距離を保つものとなっている。支持用スペーサには、水平地震荷重による応力、流体力による応力、温度分布による熱応力及び照射応力が生じるとしている。

下栓は、上栓と同様、ネジ構造で燃料体ブロックに取り付け、中央部の嵌め合い構造により燃料コンパクトを支持している。このとき、燃料体ブロックから伝わる水平及び鉛直の地震荷重による応力、ヘリウムガスの流体力による応力、温度分布による熱応力及び照射応力が生じるとしている。

燃料コンパクトは支持用スペーサで支持されるので、水平地震力が働くと曲げ応力が生じる可能性がある。評価の結果、各部に生じる応力は、最も厳しい場合である地震荷重によるスペーサ支持腕部に加わる応力でも 0.8MPa であり、制限値 40.9MPa と比べ十分小さく、有意なレベルでないことを確認したとしている。

1.2.2.4 高温ガス炉使用済燃料の再処理

軽水炉使用済燃料の再処理における主要工程は、せん断・溶解、分離、精製、脱硝であり、一方、高温ガス炉使用済燃料の再処理では、軽水炉使用済燃料再処理のせん断工程に代わるものとして、燃料要素から UO_2 燃料を取出す脱被覆工程が必要となるとしている。溶解以降の工程については基本的に軽水炉使用済燃料の再処理と同様のプロセスが適用できると考えられるとしている。

(1) 脱被覆プロセスの検討

燃料コンパクトから被覆燃料粒子を取出す方法^{6),7),8)}として、燃焼法、電気解砕法、層間化合物法、機械的方法が提唱されている。GTHTR300 の使用済燃料再処理では、粒子回収率の観点から、ほぼ 100% の回収率が得られる燃焼法を用いることとするとしている。

燃焼法にて被覆燃料粒子をコンパクトより取り出した場合、黒鉛層は燃焼されるために燃料粒子の最外層は SiC となる。SiC は極めて安定な物質であるため、化学反応による効率的な除去方法は見つからず、機械的な方法^{6),9),10)}としてローラー方式、ジェットミル方式、回転ディスク方式が提唱されている。GTHTR300 の使用済燃料再処理では、SiC 層を破壊する方法として、回転ディスク方式を用いることとするとしている。

(2) 再処理プロセスの検討

脱被覆プロセスにおいて被覆材の破碎・焙焼処理を終了した高温ガス炉使用済燃料は、 U_3O_8 粉末及び SiC 断片の混合物として再処理プロセスに供給されとしている。溶解液に対する分離施設の受入条件¹¹⁾として、臨界安全管理上、縮度制限及び濃度制限がなされるが、GTHTR300 の使用済燃料の ^{235}U 濃縮度及びプルトニウム濃度は受入制限を満足しないため、使用済燃料の溶解液を劣化ウランにて希釈し、 ^{235}U 濃縮度及びプルトニウム濃度の受入条件を満足するようとしている。希釈倍率 3.1 倍とし、劣化ウランの ^{235}U 濃度を 0.2wt% と想定すると、調整後の溶解液の ^{235}U 濃縮度は約 1.6wt%、プルトニウム濃度は約 2.3gPu/L となり、受入条件を満足するとしている。

(3) 再処理施設の概略設計

再処理施設の分離施設(抽出工程)の上流への払出しを想定し、燃料コンパクトからウランを取出す脱被覆施設、溶解、清澄、調整後に再処理施設の分離工程の上流に払出す溶解－調整施設の概略設計が行われた。脱被覆施設及び溶解－調整施設の主要機器配置を図 1. 2. 2-2 に示す。

1. 2. 2. 5 今後の課題

高温ガス炉燃料について、国内外で 100GWd/t 程度の高燃焼度の照射試験が実施されている。GTHTR300 燃料についても、健全性確認のため、高燃焼度燃料の照射及び照射後試験を実施する必要があるとしている。また、高温ガス炉使用済燃料再処理の実用化のためには、燃料コンパクトの燃焼に際して発生する ^{14}C を含むオフガスの処理技術の開発、回転ディスク等の機器の保守補修方法の検討を行うとともに、パイロットプラントによる実証試験を実施し、前処理を含めたプロセスの確認が必要であるとしている。

1. 2. 2. 6 まとめ

高燃焼度領域で燃料が健全性を保つことを確認するため、被覆燃料粒子の内圧破損、Pd による SiC 層の腐食挙動及び燃料粒子内での燃料核の移動挙動について、解析的に評価がおこなわれた。その結果、燃料粒子の被覆は、GTHTR300 燃料の炉内滞在期間(1460 日と想定)には有意な追加破損が生じることはなく、健全性が保たれるとの結論を得たとしている。

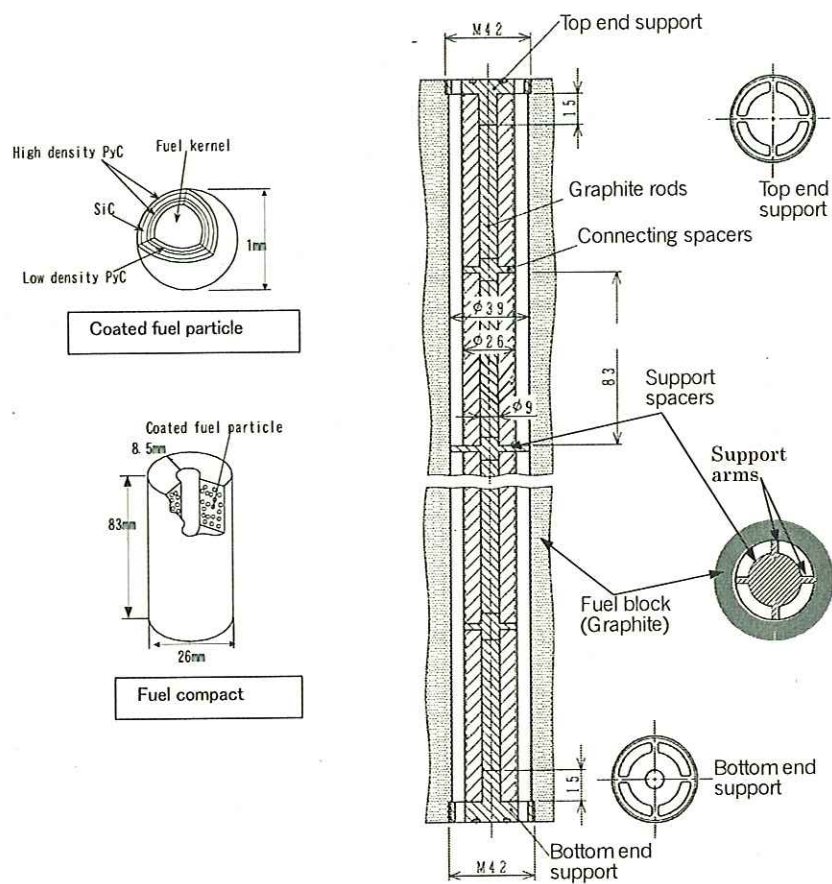
燃料棒の支持構造概念として、HTTR 用燃料とは異なる独自の燃料棒構造であるスペーサ方式を考案し、構造・強度を比較検討した結果、各部に生じる応力は小さく有意なレベルではないことを確認したとしている。

さらに、高温ガス炉使用済燃料の再処理について、既設の軽水炉使用済燃料再処理施設の分離施設への払い出しを想定して、前処理プロセスの検討を行った結果、燃焼法により燃料コンパクトから被覆燃料粒子を取り出し、回転ディスク方式の粒子破壊機により SiC 層を破壊し、焙焼することによりウランを取り出した後、劣化ウランを用いて希釈することにより再処理施設の分離施設の受入条件を満足でき、高温ガス炉使用済燃料を再処理できる見通しを得たとしている。

「1. 2. 2 燃料設計」の参考文献

- 1) K.Sawa, S.Shiozawa, K.Minato, et.al., "Development of a coated fuel particle failure model under high burnup irradiation", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 33, 712 (1996).
- 2) 福田、小川、鹿志村、他、"高温ガス炉用燃料に関する試験研究"、JAERI-M 89-007、日本原子力研究所(1989).
- 3) K.Minato, T.Ogawa, S.Kashimura, et.al., "Fission product palladium-silicon carbide interaction in HTGR fuel particles", *J. Nucl. Mater.*, 172, 184 (1990).
- 4) 沢、角田、渡部、"高温ガス炉運転中の被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成物ガス挙動解析コード"、JAERI-Data/Code 99-034、日本原子力研究所(1999).
- 5) 沢、藤井、塩沢、他、"高温工学試験研究炉における被覆粒子燃料の破損及び FP 放出率の評

- 価方法”、JAERI-M 88-258、日本原子力研究所(1988).
- 6) M.Maeda, T.Tsujino, K.Iwamoto, “Process Study on Advanced Graphite-Burn Method for Head-End Step of HTR Fuel Reprocessing”, IAEA Specialists Meeting on Gas-Cooled Reactor Fuel Development and Spent Fuel Treatment, Moscow, USSR, Oct. 18-21, (1983).
 - 7) H.Bildstein, K.Knotik, “Chemical and Electrochemical Methods for the Disintegration of Graphitic Nuclear Fuel Elements”, Kerntechnik, 15, 554(1973).
 - 8) 前田充, 辻野毅, “高温ガス炉系燃料再処理工程における ^{14}C の挙動とその放出低減化法”, JAERI-M 7962, 日本原子力研究所,(1978).
 - 9) N.W.Johanson, “HTGR Fuel Particle Crusher Design Evaluation”, GA-A14957, (1978).
 - 10) K.Sawa, S.Yoshimuta, S.Shiozawa, S.Fujikawa, et.al., "Study on Storage and Reprocessing Concept of the High Temperature Engineering Test Reactor(HTTR) Fuel", IAEA-TECHDOC-1043, 177(1998).
 - 11) ” 六ヶ所事業所再処理事業指定申請書”, 日本原燃(株), (1989).



[unit : mm]

図 1.2.2-1 GTHT300 燃料の構造

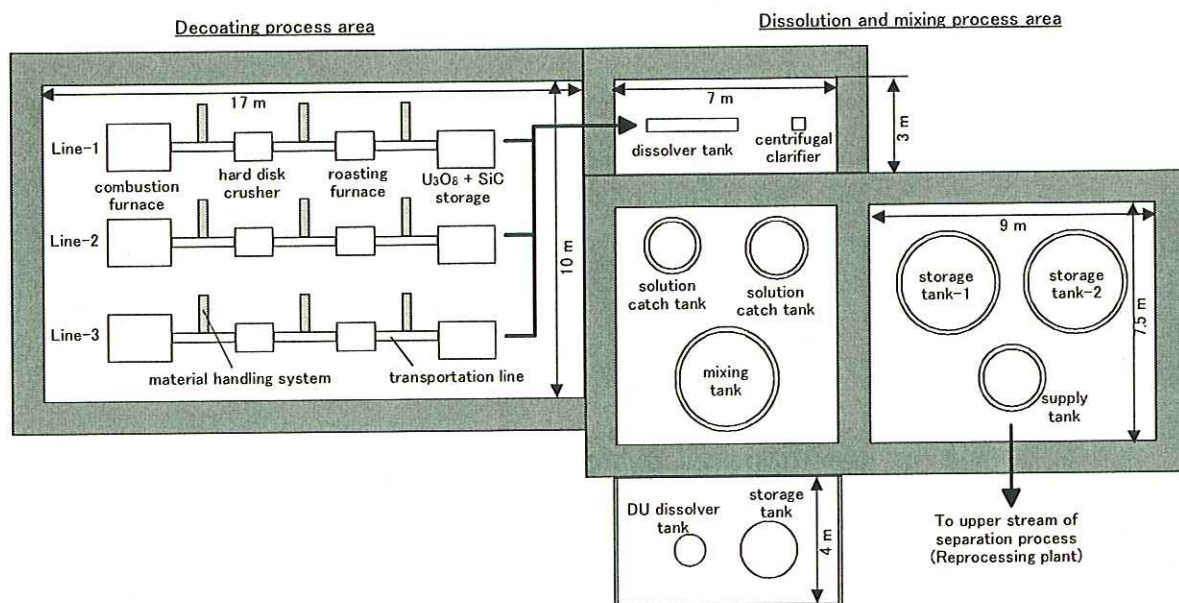


図 1.2.2-2 前処理施設の配置

1. 2. 3 発電系の設計

1. 2. 3. 1 設計条件

発電系の設計条件は以下のとおりとすることとしている。

- ・ ガスタービンの型式：横型＋熱交換容器、動力変換容器別置き＋1軸＋発電機容器内設置＋中間冷却無
- ・ 原子炉熱出力：600MWt
- ・ 原子炉出口温度：850℃
- ・ ヘリウムガス圧力：7MPa
- ・ ヘリウムガスタービン効率：90%以上
- ・ ヘリウムガス圧縮機
 - 効率：90%以上
 - サージマージン：30%以上
 - ・ 再生熱交換器温度効率：95%
 - ・ 前置冷却器出口ヘリウムガス温度：28℃
 - ・ 軸系の許容残留不釣り合い良さの等級：ISO1940/1¹⁾の G2.5 級
 - ・ 軸振動許容値 ISO7919-3²⁾を満足（定格回転数における振動振幅の許容値）
 - 調整値：75 μ m
 - 警報値：125 μ m
 - トリップ値：200 μ m

1. 2. 3. 2 発電系の特徴

発電系設計では、原子炉熱出力 600MWt に対して発電端出力 274.6MWe、発電効率 45.8%を得たとしている。本プラント全体のヒートマスバランスを図 1. 2. 3-1 に示す。なお、本ヒートバランスは、各機器の設計後、プラント全体で最適化した結果である。

原子炉において 850℃まで加熱された 6.88MPa のヘリウムガスはタービンを駆動して 618℃、3.68MPa となって、再生熱交換器に入り、圧縮機を出た 137℃、7.05MPa のヘリウムガスと熱交換する。再生熱交換器で 167℃まで冷却されたヘリウムガスは、前置冷却器において 28℃まで冷却された後、圧縮機に入り、7.05MPa まで圧縮される。圧縮機を出たヘリウムガスは再生熱交換器により 587℃まで加熱されて、原子炉に戻る。

本設計では、原子炉圧力容器用材料として軽水炉で使用実績のある低価格の Mn-Mo 鋼を使用することとしている。原子炉入口ヘリウムガスの温度は 587℃で、Mn-Mo 鋼の最高使用温度の制限値 370℃より高いため、原子炉圧力容器の冷却には使用できない。そこで、圧縮機出口からの 139℃の低温ヘリウムガス流量の 0.5%を原子炉圧力容器の冷却に使用することとしている。原子炉を含む系統圧力損失は系統圧力の 5%となるように炉心設計、系統設計が実施されている。タービンについては、翼を無冷却翼として、ディスクと車室だけを冷却し、その冷却流量を全流量の 1%まで制限したとしている。また、動力変換容器内の高圧ヘリウムガスがラビリンスシールを通してタービン出口及び圧縮機入口へ漏洩する流量を、それぞれ全流量の 1%まで制限したとしている。

発電系設備配置は図 1. 1-1 のとおりである。原子炉圧力容器と、タービン、圧縮機及び発電機を

高圧ヘリウムガス内に収納する動力変換容器、再生熱交換器と前置冷却器を収納する熱交換器容器は相互に二重配管で接続されている。発電機とターボ圧縮機ロータの質量の合計が 113ton であり、特に磁気軸受により支持する場合には、両者を単一軸で剛接続すると軸振動特性の面で問題となる。ダイヤフラムカップリングにより発電機とターボ圧縮機との間を柔接続することにより、相互間の軸振動絶縁を図ったとしている。再生熱交換器はオフセットフィン式のプレートフィン型としたとしている。前置冷却器はローフィン付きヘリカルコイル型としたとしている。

1.2.3.3 ガスタービン

ヘリウムガスタービンは高ボス比・多段型となるために、高効率の達成のために 3 次元翼形状の採用による翼端壁流れの最適化が必要である。一方、磁気軸受の負荷容量の観点から、段数の低減によるロータの軽量化が必要である。本設計では、ヘリウムタービンの特性を考慮して、軽量化と 93% 程度の高いポルトロープ効率の達成を図ったとしている。

設計では、1 次元性能計算により基本体格を決めた後、既存の 3 次元空力設計手法¹⁾に基づき翼形状を最適化する。タービン動翼に一方向凝固 Ni 基耐熱合金を採用して無冷却とする。また、タービンディスク及び車室冷却用ヘリウムガス流量を低減させることにより損失を抑制する。タービンディスクは強度が許す限り薄くし、かつ中空ディスクボルト締め構造を採用して軽量化する。タービンの主要諸元を表 1.2.3-1 にまとめる。翼端すきまはタービンの性能に大きく影響するので、最小限の値に抑える必要がある。全段の翼端すきまを約 1mm とすることにより、タービンのポルトロープ効率は 92.8% となり設計目標をほぼ満足できたとしている。

1.2.3.4 圧縮機

ヘリウムガス圧縮機は高ボス比・多段型となり、効率の低下やサージ耐性の劣化を招く。これを防ぐため、ヘリウムガス圧縮機の特性を考慮して、設計を実施したとしている。設計では、①高反動度化し、気流を軸方向化することにより翼根側及び翼端側の流れを制御しやすくする、②動静翼の端壁近傍の流れに合わせて翼入口角を増大させる設計の採用及び端壁付近の流れを改善できる湾曲静翼の採用により、サージ耐力を向上させる、③高圧ヘリウムガスによる翼荷重が高くなるため、翼を厚肉化して強度を向上させる。

設計解析手法としては、圧縮機設計で多種多様な実績を有し、かつ性能予測精度が高い既存の手法を適用した²⁾。圧縮機の主要諸元を表 1.2.3-2 に示す。段数は翼高さに対する翼端すきまの比が小さく効率が目標値に近くなる 20 段としている。ボス比は初段で 0.88 としている。翼端すきまは約 1mm とした。設計点でのサージマージンを 30% 程度と大きい値に保持することができ、かつ高いポルトロープ効率 90.5% を得ることができたとしている。

1.2.3.5 磁気軸受支持軸系振動特性

ターボ圧縮機及び発電機軸系の設計では、既存³⁾の磁気軸受特性データに基づいて軸受剛性係数及び減衰係数の調節および軸形状の最適化を行うこととした。軸系の許容残留不釣り合い良さの等級を ISO1940/1⁴⁾の G2.5 級として振動解析を行って、回転機械の軸振動許容値 ISO7919-3⁵⁾を満足できることを確認したとしている。定格回転数における振動振幅の許容値として、調整値を 75

μm 、警報値を $125\mu\text{m}$ 、トリップ値を $200\mu\text{m}$ としたとしている。但し、危険速度においては、警報値 $125\mu\text{m}$ を振動許容値としたとしている。

解析の結果、ターボ圧縮機ロータでは、定格回転数 72%以下に剛体 1 次、剛体 2 次及び曲げ 1 次危険速度があった。振動振幅は最大でも $63\mu\text{m}$ であり、振動振幅の調整値である $75\mu\text{m}$ 以下を満足したとしている。また、曲げ 2 次危険速度が 4446rpm と定格回転数の 124%にあるが、超過速度制限値 110%以上であるので問題ないとしている。発電機ロータについては、曲げ 2 次危険速度が定格回転数以下になるのは避けられないとしている。振動応答値は、危険速度において最大 $113\mu\text{m}$ であり、許容値 $125\mu\text{m}$ 以下を満足したとしている。一方、定格回転数では最大 $63\mu\text{m}$ であり、定格回転数における振動振幅の調整値である $75\mu\text{m}$ 以下を満足したとしている。曲げ 3 次の危険速度が 4661rpm と定格回転数の 129%上方にあるが、超過速度制限値 110%以上であるため問題ないとしている。ターボ圧縮機及び発電機軸用磁気軸受の静荷重、動荷重の設計値を表 1. 2. 3-3 に示す。

1. 2. 3. 6 再生熱交換器

再生熱交換器の設計では、温度効率 95%を確保して、伝熱部寸法を可能な限り小さくしつつ、伝熱部の圧力損失上限値を高圧側 35kPa、低圧側 55kPa と設定している。プレートフィン型を選定し、伝熱性能の向上のためフィン部はオフセットフィン式を採用している。圧力損失が設定した上限値より小さく、かつ伝熱部高さを最も低くできるフィン寸法として、フィンピッチ及びフィン高さが 1.2mm の正方フィンが選定された。フィン加工したプレートと仕切プレートを交互にろう付け溶接により積層した構造とし、主要部の材質は SUS316 としている。再生熱交換器ユニットの上下に 10mm のプレートを設け、このプレート間に 95 層のフィンを積層する。再生熱交換器は高さ 8m のモジュール 6 体から構成される。モジュールの構造を図 1. 2. 3-2、仕様を表 1. 2. 3-4 に示す。モジュールは、43 個の伝熱部ユニットを積層した構造であり、ユニット間を溶接接合するものとしている。

1. 2. 3. 7 前置冷却器

前置冷却器には、伝熱管を用いた熱交換器が採用された。伝熱管内に冷却水を流し、管外のヘリウムガスを冷却する。前置冷却器は、圧縮機へ流入するヘリウムガス温度を設計目標値 28°C まで低減しつつ、ヘリウムガスの圧力損失の設計目標値 30kPa を満たし、かつ物量低減の観点から、伝熱部寸法を小さくする必要がある。伝熱部質量及び伝熱管高さが最小となるローフィン管、ヘリカルコイル型を採用したとしている。各伝熱管には、ボイラ・熱交換器用炭素鋼鋼管 STB410 を使用し、外径及び肉厚寸法がほぼ同じになる規格品を選定している。前置冷却器の仕様を表 1. 2. 3-5 に、全体構造を図 1. 2. 3-3 に示す。

1. 2. 3. 8 今後の課題

- ・ GTHTR300 ヘリウムガス圧縮機の 1/3 スケールモデルによる空力性能試験により、ヘリウムガス圧縮機の空力設計についてその妥当性の検証が必要である。
- ・ GTHTR300 の磁気軸受支持軸系を模擬した磁気軸受開発試験装置により、軸系振動特

性や磁気軸受制御特性について設計の妥当性の検証が必要である。

- ・ GTHTR300 発電系システムを模擬した電気出力約 1.5MW の熱源を有するヘリウムガスループを設計・製作し、GTHTR300 システムの運転制御性ならびに全体効率の実証が必要である。

1.2.3.9 まとめ

GTHTR300 の発電系設計について、発電系の特徴、タービンおよび圧縮機の空力設計、磁気軸受で支持するターボ圧縮機および発電機軸の軸系設計、並びに再生熱交換器、前置冷却器の設計について報告された。

- (1) 中間冷却器のないサイクルを採用することにより、システムを簡素化して発電コストを低減させることができたとしている。
- (2) タービン及び圧縮機のポリトロープ効率の設計目標をそれぞれ 93%、90%とした。また、圧縮機のサージマージンを 30%としてサージ耐性を向上させることとした。タービン及び圧縮機は空力性能の面で不利な高ボス比、多段型であるが、3次元翼形状の採用などにより、設計目標を満足することができたとしている。
- (3) ターボ圧縮機と発電機を横置きとし、かつダイヤフラムカップリングにより両者を柔接続することにより磁気軸受の負荷容量を低減することができたとしている。磁気軸受で支持するターボ圧縮機及び発電機ロータについて、最適な磁気軸受剛性及び減衰を見出すことができ、定格回転数以下における高次曲げ危険速度および定格回転数における振動振幅が基準値を満足できるとしている。
- (4) 再生熱交換器には、オフセットフィン式のプレートフィン型熱交換器を選定したとしている。高圧側及び低圧側ともに、フィンのピッチ及び高さを 1.2mm の正方フィンとすることにより、伝熱部圧力損失の設計目標値、高圧側 35kPa、低圧側 55kPa、温度効率の設計目標値 95%を満足しつつ、伝熱部の質量及び高さを低減することができたとしている。
- (5) 前置冷却器は、ヘリカルコイル型とし、ローフィン付き伝熱管を用いることにより、圧縮機へ流入するヘリウムガス温度を設計目標値 28℃まで低減し、かつヘリウムガスの圧力損失の設計目標値 30kPa を満足しつつ、伝熱部の質量及び高さを低減することができたとしている。
- (6) 総合的に、45.8%の高い発電効率が達成されたとしている。

「1.2.3 発電系の設計」の参考文献

- 1) 佐藤友彦、青木素直、日本ガスタービン学会誌、17[65]、46 (1989)。
- 2) 山口信行、ターボ機械、13[11]、44 (1985)。
- 3) 武藤康、石山新太郎、日本原子力学会誌、42[10]、1020(2000)。
- 4) ISO, ISO 1940/1, 495(1986)。
- 5) ISO, ISO 7919-3, (1996)。

表 1.2.3-1 タービンの主要諸元

Inlet/Outlet Pressure	MPa	6.82/3.64
Inlet/Outlet Temperature	°C	850/609
Rotational Speed	rpm	3600
Rotor Diameter (1/6 stage)	mm	1844/1750
Rotor Blade Outer Diameter (1/6 stage)	mm	156/250
Ave. Diameter	mm	2000
Boss Ratio (1/6 stage)	-	0.855/0.778
Stage Number	-	6
Rotor Blade Height (1/6 stage)	mm	156/250
Stator Blade Height (1/6 stage)	mm	150/240
Number of Blades (Stator/Rotor)	-	82/80
Flow Coefficient (1/6 stage)	-	0.43/0.46
Work Coefficient (1/6 stage)	-	1.52/1.16
Material		
Stator	-	Ni-Base Heat Resisting Alloy
Rotor	-	Directionally Solidified Ni-base Heat Resisting Alloy
Disk	-	3.5-Ni-Cr-Mo-V Steel

表 1.2.3-2 圧縮機の主要諸元

Inlet/Outlet Pressure	MPa	3.53/7.05
Inlet/Outlet Temperature	°C	28/139
Rotational Speed	rpm	3600
Number of Stages	-	20
Rotor Diameter (1/20 stage)	mm	1500/1500
Rotor Blade Outer Diameter (1/20 stage)	mm	1704/1645
Boss Ratio (1/20 stage)	-	0.88/0.91
Rotor Blade Height (1/20 stage)	mm	102/72.5
Stator Blade Height (1/20 stage)	mm	101/71.5
Number of Rotor Blades (1/20 stage)	-	72/90
Number of Stator Blades (1/20 stage)	-	94/116
Flow Coefficient	-	0.51
Work Coefficient	-	0.63
Reaction	-	0.75

表 1.2.3-3 磁気軸受の仕様

Load	Radial Bearing			Thrust Bearing		
	Turbo-compressor		Generator	Turbo-compressor		Generator
	Turbine side	Comp. side	Free side	Turbine side	compressor	
Static [kN]	253	208	321	344	500	100
Dynamic [kN]	±63	±52	±80	±86	±25	±25

表 1.2.3-4 再生熱交換器伝熱部の仕様

Fin pitch [mm]	1.2
Fin height [mm]	1.2
Heat transfer area [m ²] (High/Low pressure side)	5563/5553
Velocity [m/s] (High/Low pressure side)	8.3/17.3
Pressure loss [kPa] (High/Low pressure side)	22./49.
Dimension of Heat Transfer Unit	
Height [m]	8
Total mass [ton]	23

表 1.2.3-5 前置冷却器伝熱部の仕様

Tube type	Low fin
Fin type	Helical
Velocity (Tube/Shell) [m/s]	2/17.4
Pressure loss (Tube/Shell) [kPa]	30./20.
Heat transfer area [m ²]	3375
Dimensions	
Tube outer diameter [mm]	28.8
Tube thickness [mm]	2.85
Fin height [mm]	1.5
Number of tubes	3249
Height [m]	3.7
Total tube mass [ton]	95

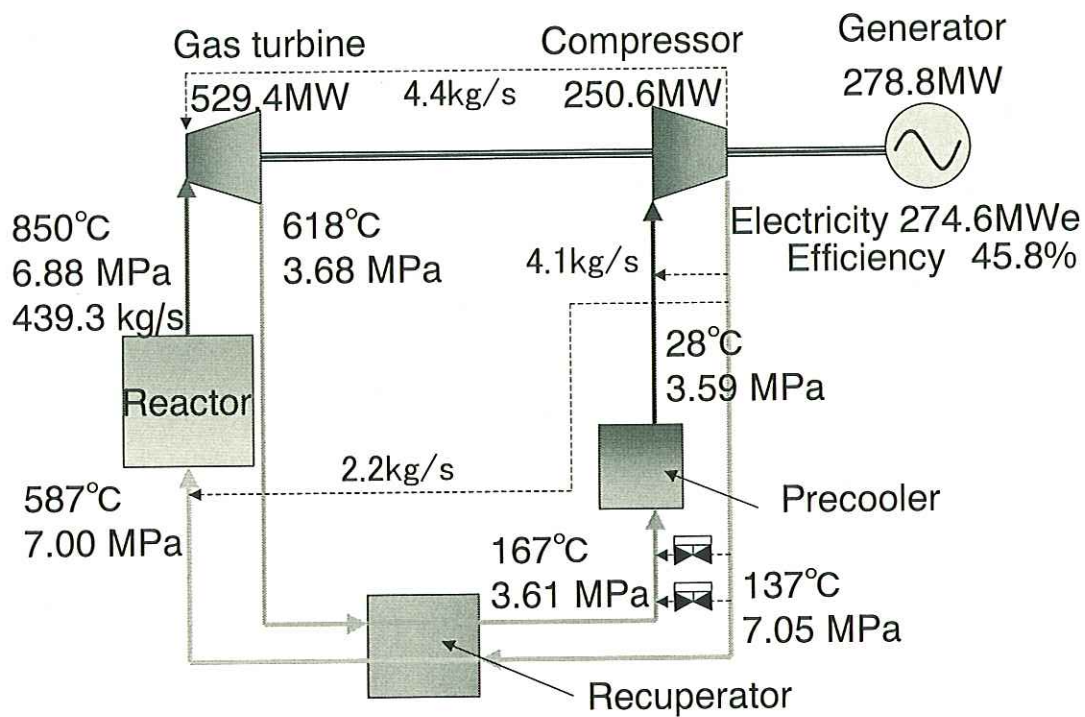


図 1.2.3-1 システムヒートバランス

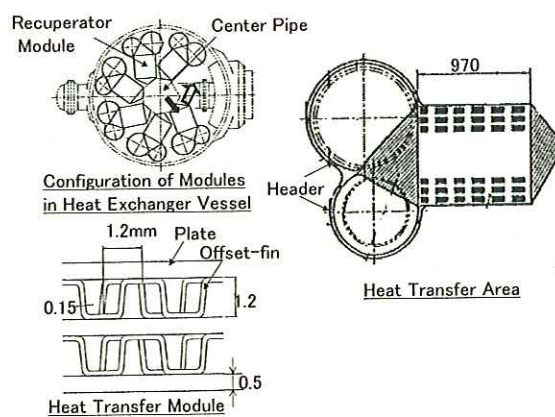


図 1.2.3-2 再生熱交換器モジュールの構造図

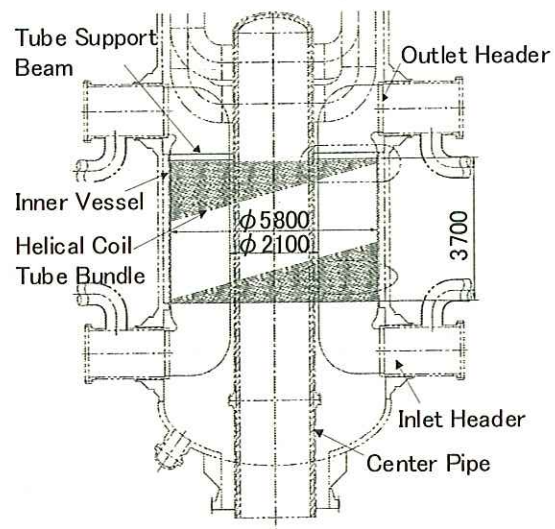


図 1.2.3-3 前置冷却器の全体構造

1.2.4 メンテナンス

1.2.4.1 設計条件

プラントの安全性と信頼性を確保する上で重要な保守・補修について、設計条件は以下のとおりとされている。

- ・ GTHTR300 に対するユーザ要件
 - 平均設備利用率：90%以上
 - 定期点検期間：30 日
 - 放射線防護：0.5Sv・人／炉・yr

1.2.4.2 保守・補修の方針

保守・補修のうち、定期的にプラントを停止して実施する定期検査、および定期検査時期に合わせて実施する定期点検に着目し、GTHTR300（4 ユニット／プラント）のプラント全範囲について点検項目および周期等の提案を行っている。なお、既存の発電プラントおよび HTTR において実績がなく、GTHTR300 に特徴的な構造及び環境となる機器については、想定される劣化事象に対する予防保全の観点から点検項目を提案したとしている。

また、現行の原子炉等規制法、電気事業法および供用期間中検査（以下、ISI と記す）に関する民間規程等は高温ガス炉ガスタービン発電システムに完全に適応し得る内容ではないが、本検討では GTHTR300 の特徴やユーザ要件を考慮しながら現行法令および規程等を適宜準用し、定期検査および ISI の要否・内容を判断したとしている。

本システムに特有の発電系機器について主な点検項目を表 1.2.4-1 に示す。

これらの点検項目のうち、

- ・ 特に線量率が高くなること
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリである動力変換容器内に設置される

といった特徴から、ガスタービンおよび圧縮機の開放点検には先行発電プラントとは異なる点検方法が必要であるとされている。また、ガスタービンおよび圧縮機の点検期間が、定期点検工程のクリティカルパスとなるため、特に詳細について検討され報告された。

ガスタービンは、点検周期が 4 年程度である既存のコンバインドサイクル発電プラントのガスタービンに比べて負荷変化及び起動停止頻度が十分低く、劣化進展が緩慢であることから、開放点検周期を 4 年以上としている。圧縮機は、ガスタービンと一体化した構造であるため、同じ時期に開放点検を実施するとしている。

1.2.4.3 被ばく線量および点検への影響評価

ガスタービン、圧縮機は主冷却系設置機器であり、また、定期点検として開放点検を提案していることから、点検時の作業員被ばく線量評価が必要である。そこで、点検時の線量率について評価を行ったとしている。考慮された線源は次の 4 種類。

- ①プラント運転中に炉心燃料の核分裂等で発生した中性子がクロスダクト内およびクロスダクトの生体遮へい貫通部をストリーミングし、成分元素として Co を含むガスタービンの翼材を放射化して発生する γ 線・・・放射化線源

- ②プラント運転中に燃料体から炉心内へ放出された核分裂生成物（以下、Fission Product : FP と記す）核種が1次系内を循環し、機器に沈着して発生する γ 線…FP 沈着線源
- ③プラント停止中に炉心の燃料物質から（ α , n）反応や自発核分裂で発生し、クロスダクト内およびクロスダクトの生体遮へい貫通部をストリーミングしてくる中性子…中性子線源
- ④プラント停止中に炉心の FP による γ 線がクロスダクト内およびクロスダクトの生体遮へい貫通部をストリーミングしてくる γ 線…炉心の FP γ 線

評価点としては図 1. 2. 4-1 に示すように、ガスタービンと圧縮機の各ケーシング表面および動力変換容器外表面を選定し、第 1 サイクル運転後のプラント停止 10 日目における線量率を算出している。ただし、FP 沈着線源以外の線源による線量率は保守的に 60 年連続運転後プラント停止 10 日目の値とした。線量率評価結果を表 1. 2. 4-2 に示す。ガスタービンおよび圧縮機いずれも動力変換容器外表面では 30～40 μ Sv/h であり作業員の接近は問題ないが、ケーシング表面では 1 mSv/h を超えるため作業時間の制限が必要であるとしている。また、作業が長時間に及ぶ場合には別途被ばく低減措置が必要となるとしている。さらに、ケーシングを開放する段階では放射化された部位や FP の沈着した部位が露出するため作業環境は一層厳しくなるため、ケーシングの開放まで一定期間の保管冷却を行い線量率を減衰させることが必要である。この場合、点検期間短縮の観点から、動力変換容器から取出したガスタービン-圧縮機は点検エリアで保管する一方で予備機器と入替る方式が有効であり採用することとしている。

1. 2. 4. 4 点検方法および点検工程の検討

線量率の評価結果が高かったこと、および原子炉冷却材圧力バウンダリである動力変換容器内に設置されるといった特徴から、ガスタービンおよび圧縮機の開放点検には先行発電プラントとは異なる点検方法が必要である。また、開放点検期間も定期点検工程全体のクリティカルパスとなる可能性がある。そこで、ガスタービンおよび圧縮機の開放点検方法・手順について検討を行ったとしている。ガスタービン-圧縮機一体を予備機器で入替る運用とする場合、動力変換容器からの取出しおよび取付け工程が工期に直接影響する。動力変換容器からの取出し手順は図 1. 2. 4-2 に示すように、設置エリアで発電機収納部を切離し、ガスタービン-圧縮機を容器外に取出す。その後、図 1. 2. 4-3 に示すように、天井クレーンを用いて別途設ける点検エリアに運ぶ手順としたとしている。この手順によると発電機収納部の切離しから動力変換容器復旧までおよそ 20 日程度を要すると見積もられた。このことを踏まえ、定期検査時期に行なう定期点検工程案をプラント全体として作成したとしている。なお、ガスタービン-圧縮機の重量は 250t なので、発電所向け等の一般用クレーン（400t）を使用できるとしている。また、4 モジュールで 1 台の天井クレーンを供用するとしている。

その結果、全ての設備について開放点検・分解点検等の本格点検を実施するケースで発電機解列から併列まで 53 日、ガスタービン-圧縮機の開放点検を実施しないケースで 33 日の工期が見積もられたとしている。前者のケースでの主なクリティカルパスは崩壊熱除去、ガスタービン-圧縮機の取外し・復旧、起動前試験であり、後者のケースでは崩壊熱除去、燃料交換、起動前試験が主なクリティカルパスである。なお、燃料交換は、炉心最高温度が 500℃を下回った時点で始めるとしている。図 1. 2. 4-4 に作成した工程案を示す。なお、本工程案は遠隔保守対象作業を採用した上で

作成されたものであり、直接保守作業の場合と比べ2日短縮できるとしている。クリティカル工程における作業時間は、原則8時間/日であるが、ガスタービン-圧縮機の取り外しに16時間/日、復旧時に24時間/日としている。

今回の検討結果から、計画外停止による平均設備利用率の低下5%を仮定したとしても、ユーザ要件である平均設備利用率90%以上を確保できる見通しを得たとしている。

1.2.4.5 今後の課題

- ①ガスタービン-圧縮機の表面線量率を低減する方策として以下の項目について検討する必要があるとしている。
 - (ア) 除染方法
 - (イ) 低放射化方法
 - (ウ) FP沈着防止方法
 - (エ) プレートアウトと燃料からのFP放出評価コードの検証
- ②遠隔操作設備の実証試験が必要であるとしている。

1.2.4.6 まとめ

GTHTTR300 発電系設備に対する点検方法・手順、工程の検討を行った。特に構造、環境の観点から既存の発電プラントおよびHTTRとは異なる特徴的な方法・手順が必要とされるガスタービン、圧縮機および発電機に注目した。主な結果は次のとおり。

- ①主に機器部材の放射化および核分裂生成物（FP）沈着に起因する被ばく影響評価により、ガスタービン、圧縮機のケーシング表面では1 mSv/hを超えるため作業時間の制限が必要であるとしている。
- ②動力変換容器から取出したガスタービン-圧縮機は点検エリアで保管する一方で予備機器と入替える方式が有効であり採用することとしたとしている。
- ③定期点検工程案を作成した結果、全ての設備について開放点検・分解点検等の本格点検を実施するケースで発電機解列から併列まで53日、ガスタービン-圧縮機の開放点検を実施しないケースで33日の工期が見積もられたとしている。
- ④計画外停止による平均設備利用率の低下5%を仮定したとしても、ユーザ要件である平均設備利用率90%以上を確保できる見通しを得たとしている。

表 1.2.4-1 GTHTR300 発電系機器の主要点検項目

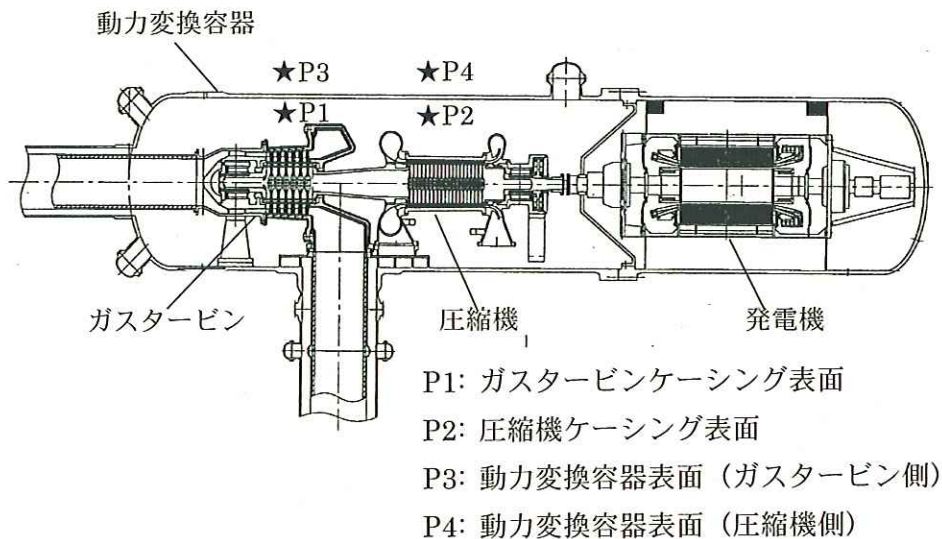
系統・機器	点検・検査項目	点検区分	周期・頻度
○原子炉圧力容器およびスタン ドパイプ	耐圧溶接部および支持構造物の目 視・表面・体積試験	ISI	溶接部：33%/10 年 支持構造物：100%/10 年
○原子炉冷却設 備	開放点検・検査	定期検査	4 年毎（成熟プラントで最 長 6 年毎）
・ガスタービン および圧縮機	耐圧溶接部および支持構造物の目 視試験	ISI	溶接部：33%/10 年 支持構造物：100%/10 年
・動力変換容器 および熱交換 器容器	伝熱管表面試験 水室開放点検 状態基準保全	ISI 自主保安 自主保安	100%/10 年 伝熱管 ISI に合わせる —
・前置冷却器	外管溶接部の目視・表面試験 分解点検・検査	ISI 定期検査	33%/10 年 4 年毎
・再生熱交換器			
・二重配管			
・制御弁類			

表 1.2.4-2 ガスタービン・圧縮機廻り線量率

($\mu\text{Sv/h}$)

	ガスタービン廻り		圧縮機廻り	
	ケーシング表面 (P1)	P C V 外表面 (P3)	ケーシング表面 (P2)	P C V 外表面 (P4)
放射化線源	508	14	~0	~0
F P 沈着線源	823	23	1071	29
中性子線源	0.05	~ 0	~0	~0
合 計	1331	37	1071	29

P C V：動力変換容器



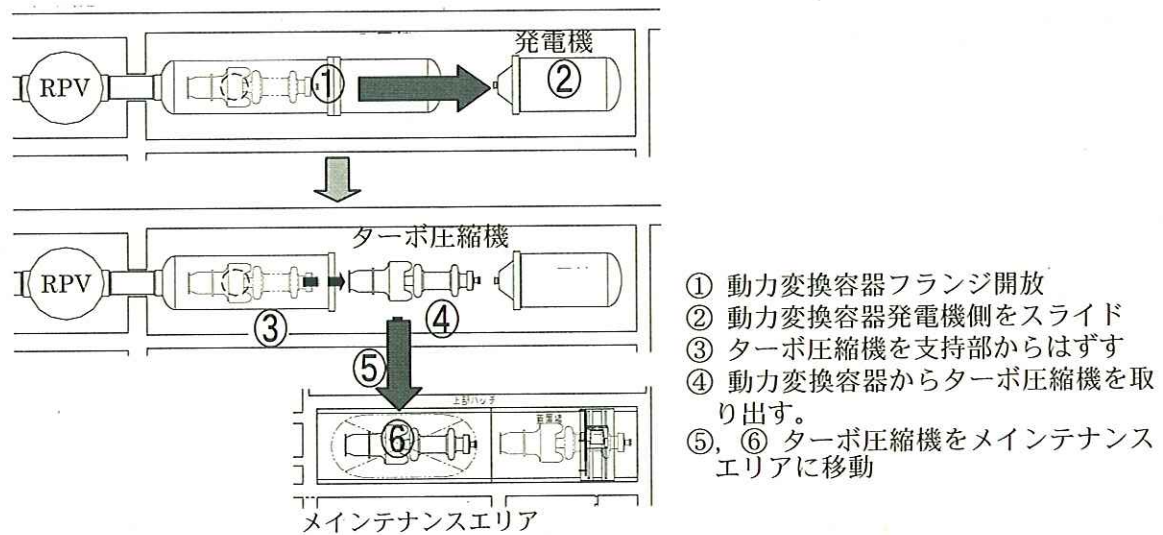


図 1.2.4-2 ガスタービン圧縮機取出し手順概念

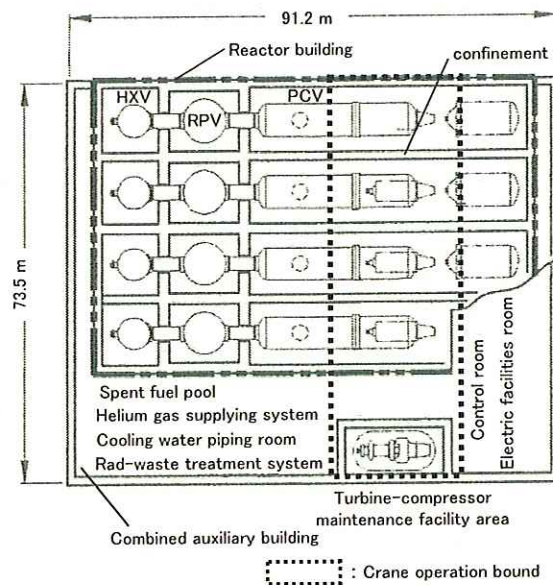


図 1.2.4-3 GTHTR300 における動力変換容器配置とターボ圧縮機のメンテナンスエリア

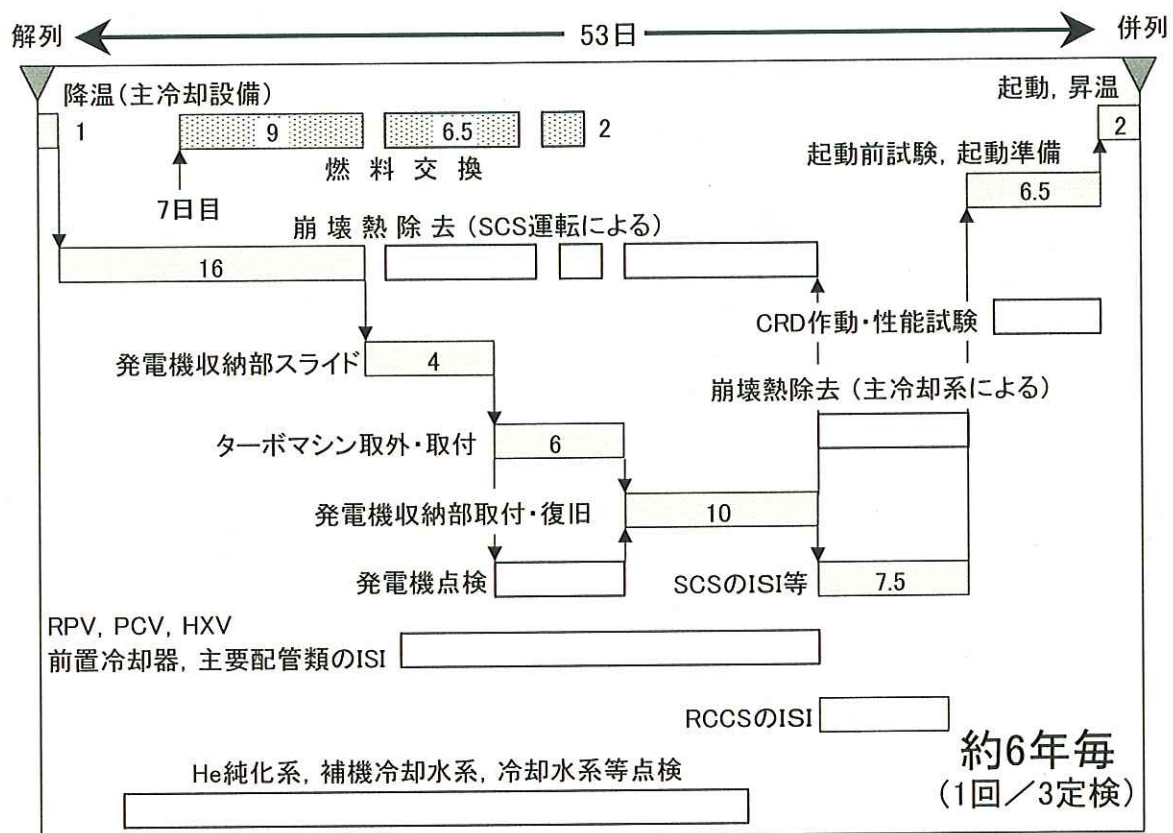


図 1.2.4-4 GTHTR300 定期点検工程案

1.2.5 安全評価

GTHTR300 の安全評価は、軽水炉と同様に異常事象を運転時の異常な過渡変化と事故とに分類し、判断基準に関係する項目（燃料温度、バウンダリ温度／圧力等々）毎に最も厳しい結果を得る事象を代表事象としている。判断基準は、GTHTR300 の特徴を考慮して決められている。安全設計評価のうち、運転時の異常な過渡変化のうちガスタービン発電システムを有する高温ガス炉システムにおいて特徴的な事象である負荷喪失と、事故のうち高温ガス炉における特徴的かつ代表的な事象である減圧事故及びスタンドパイプ破断事故について、評価条件、評価方法及びその結果について原研から報告を受けた。また、立地評価についても、同様に、判断基準、評価条件と手法及び評価結果について報告を受けた。

1.2.5.1 安全設計評価

（１）判断基準

安全設計評価に用いる「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の判断基準は、GTHTR300 の特徴を考慮して決定されており、燃料最高温度、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力と温度、ガスタービン等の回転機器の破損によるバウンダリへの影響及び公衆の被ばくに関する判断基準が設けられている。

（２）評価対象事象の選定

GTHTR300 の評価対象事象は「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に分類されているが、「事故」については 10^{-8} ／炉年程度の発生頻度の事象までを設計基準事象とし、このように非常に低い発生頻度の事象についても安全であることを示すことにより、シビアアクシデントフリーであることを示すこととしている。選定された代表事象を表 1.2.5-1 及び表 1.2.5-2 に示す。

（３）使用した解析コード

安全解析は、GTHTR300 の主冷却系、即ち原子炉系と発電系を含む全体系の動特性を解析するための GTHTR300 動特性解析コード、炉心内の強制対流冷却が喪失した後の自然循環及びそれに応じた炉心と原子炉圧力容器等の温度挙動を解析する TAC-NC コード、及び減圧事故後に炉心へ侵入した空気による炉内黒鉛構造物の酸化反応と酸化量分布を求める GRACE コードを用いて行われた。このうち、GTHTR300 動特性解析コードは、原子炉部分については HTTR の出力上昇運転及び出力下降運転の結果と安全性実証試験の結果を用いて検証されているが、発電系（ターボ機械、熱交換器類、制御用バルブ類、He 配管）等の動特性については、PBMR が実施した PBMR 発電系を模擬した He ループ試験の結果を用いた検証解析を実施中であるとしている。また、今後、原研で GTHTR300 の発電系を模擬した運転制御性試験を行い、検証する予定となっている。TAC-NC コード及び GRACE コードは、HTTR の安全評価で用いられたものであり、高温ガス炉の安全評価用コードとして既に検証されている。

（４）安全設計評価の結果

（a）負荷喪失事象

この事象は、冷却材流量の増大とタービン系の回転数上昇を引き起こす事象の代表事象として解析が実施された。解析においては、次のような事象推移を想定したとしている（図 1.2.5-1 参照）。原子炉の出力運転中に電源系統の異常等により、発電機負荷が喪失し、タービン機器の回転数が上

昇し、冷却材流量が増加するため炉心に正のフィードバック反応度が加わることで、原子炉出力と燃料温度が上昇する。タービン回転数がタービントリップの設定値まで上昇すると、タービンバイパス弁開信号が発信して弁が開きタービン回転数は低下し停止する。タービントリップ信号が発信すると原子炉はスクラムにより停止する。タービンがトリップし原子炉がスクラムした後の除熱の評価では、冷却水ポンプへの電源が断たれたものとして、前置冷却器の冷却水流量がゼロになると仮定している。

解析の結果、タービンバイパス弁により回転数の上昇は抑えられ、また、原子炉もスクラムにより停止して事象は終息している。タービン最大回転数は、制限値 4320rpm（定格回転数 3600rpm の 120%）に対し 4210rpm であり、また、燃料最高温度は、制限値 1600℃に対し初期温度（1398℃）以下であった。さらに、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度と圧力、前置冷却器の伝熱管温度、停止時冷却設備伝熱管温度は、いずれも通常時の値から大きく変化しておらず、制限値以下で推移していた。以上より、評価結果は全て判断基準を満足することを確認したとしている。

（b）減圧事故（二重管内管外管同時破断）

この事故は、原子炉の運転中に何らかの原因により二重管の内管と外管とが同時に破断し、冷却材の He が系外へ流出する事象である。冷却材の喪失による燃料温度の上昇、炉心への空気侵入による燃料と黒鉛構造物の酸化及び放射性物質の放出による公衆の被ばくの観点で評価が実施された。考えられる事象進展のシナリオの概略と各段階における評価対象は図 1. 2. 5-2 に示すとおりとしている。評価結果は以下に示すとおりである。

（b-1）燃料温度挙動

事象発生直後の挙動としては、異なる 3 カ所の破断位置を想定して原子炉冷却材圧力がスクラム設定値まで低下して原子炉が停止し、燃料温度等が低下することを確認している。このうち、原子炉圧力容器と動力変換容器との間の配管が破断した場合に燃料温度は最も高くなるが、その場合でも燃料最高温度は、制限値 1600℃に対して 1422℃であった。さらに、その後長期間にわたって強制冷却が喪失した状態で炉心の残留熱が炉容器冷却設備により除熱される過程を評価した結果、燃料温度は制限値以下で推移していた。これらの評価結果から、燃料の追加破損や炉心の著しい損傷は生じないことが確認されたとしている。

（b-2）原子炉建家内の圧力挙動

GTHTR300 の原子炉建家には原子炉格納容器を設置しない設計としている。一方、原子炉冷却材である He ガスは通常運転時において主冷却系から微量ながら漏えいし、また、主冷却系配管の破断等の減圧事故が発生した場合には放射能を含んだ高圧の He ガスが瞬時に建家内に放出される。従って、安全上の観点から、通常運転時及び事故時に建家外に放出される He ガス中の放射能による周辺公衆への被ばく影響を十分低く抑え、さらには、減圧事故後に外部から空気が主冷却系内に入り込むことによる炉心・燃料の有意な酸化を防ぐ機能を原子炉建家に持たせることとしている。このために、図 1.2.5-3 に示すように、原子炉建家内で GTHTR300 の一次系が設置される部屋の壁は鋼板コンクリート構造（SC 構造）として、減圧事故時の噴出 He ガスによる圧力上昇に耐え得る強度と空気の漏えい率を適切な範囲（20%/日）に抑制する気密性とを併せ持つコンファインメント機能を持たせることとしている。なお、コンファインメントの形式は通常運転時の被ばくに対して比較的大きな低減効果が見込まれる二重のコンファインメント（ダブルコンファインメント）と

している。

内側コンファインメントについては減圧事故時の噴出 He ガスの影響を直接受けるため、減圧事故時のコンファインメントの健全性を評価するために事故時の昇圧・昇温挙動について検討がなされた。その結果、原子炉压力容器室内での配管破断において、その室の内圧が最も高くなるが、原子炉压力容器室の設計圧力 1.3MPa に対し 1.29MPa であることから、どの位置で破断が生じて、原子炉建家は健全性を保つ設計となっていることを確認したとしている。

(b-3) 燃料及び黒鉛構造物の酸化

短期挙動評価に続いて、二重管の破断開口部から侵入した空気による炉心部での自然循環量と炉内温度挙動を解析し、その結果を用いて侵入した空気による燃料及び黒鉛構造物の酸化量が評価されている。このとき、建家内部への空気の侵入量の評価条件として、建家の漏洩率は基準差圧 (10mmAq) における漏洩率 (20%/日) に基づいて計算している。

被覆燃料粒子の酸化による破損については、被覆層のうち SiC 層に着目して破損の有無が判断されている。即ち、SiC 層は温度が低いほど、或いは、雰囲気酸素濃度が高いほど、安定な SiO₂ の酸化膜ができて、それ以上の酸化の進行を抑える効果があるとしている。このことから、GRACE コードにより計算された各評価点の温度と酸素濃度から、被覆燃料粒子の SiC 層の破損の有無が判定されている。この結果、炉心平均の燃料破損率は $5 \times 10^{-3}\%$ 以下であり、被ばく評価の観点で問題とならないほど僅かであることがわかったとしている。

また、炉心に空気が侵入した場合、燃料コンパクトを支えている黒鉛製の支持具が酸化して強度が低下すると燃料コンパクトが落下する恐れがある。そこで、酸化による支持具の厚みの減少を評価したところ、最大でも 1.9mm の肉厚減少に留まり、支持具の健全性は保たれ、燃料の冷却可能形状は維持されるとしている。

(b-4) 公衆の被ばく線量

以上の結果を用いて周辺公衆の被ばく量が評価された。被ばく評価のソースタームとしては、HTTR の減圧事故評価と同様の考え方を採っている。ただし、沈着している FP のうち He 放出時の高流速の He によるリフトオフの割合、内側コンファインメント内での沈着、建家の漏洩率等 GTHTR300 の設計上の特徴を考慮した上で、放射性物質の放出量が計算されている。大気中に放出されてからの移行挙動は、HTTR の安全評価で用いた条件と同様としている。この結果、公衆の被ばく線量は、小児の内部被ばくで 4.3mSv となり、めやす線量である 5mSv 未満であり、判断基準を満足しているとしている。

(c) スタンドパイプ破断事故

この事故は、原子炉の運転中に何らかの原因によりスタンドパイプが瞬時に破断し、制御棒の飛び出しにより正の反応度が投入されるとともに、He が系外へ流出する事象として評価が行われている。燃料温度の上昇、建家内圧の上昇、炉心への空気侵入による燃料と黒鉛構造物の酸化及び放射性物質の放出による公衆の被ばくの観点で評価が実施された。

最大反応度値を有する制御棒 1 対が瞬時に飛び出すと想定し、 $0.26\% \Delta k/k$ の反応度が 0.1 秒で印加されるという条件で評価を行っている。事故発生後の燃料温度挙動としては、反応度投入により原子炉出力は大きく上昇するが、燃料最高温度は制限値 1600℃ に対して 1437℃ であり、燃料の追加破損は生じないことが確認された。その他、長期的な炉心冷却挙動、スタンドパイプ破断に

より建家内に放出された He ガスによる建家内の圧力と温度挙動、燃料と黒鉛構造物の酸化挙動及び放出される FP による公衆の被ばくについて、二重管内管外管同時破断による減圧事故と同様の手法により評価がなされた。その結果、いずれも、二重管内管外管同時破断の影響に包絡されることを確認したとしている。

1.2.5.2 立地評価

(1) 判断基準

立地評価の判断基準は炉形によって変わるものではなく、立地指針のめやす値を GTHTR300 の立地評価にも適用している。さらに、GTHTR300 では、仮想事故の評価結果が防災指針における周辺公衆の屋内退避の指標となっている線量より低いことを確認することで、想定するいかなる事象においても周辺住民に影響を与えないシステムであること、かつ、アクシデントマネジメントに期待せずにこれを達成できることを示し、シビアアクシデントフリーであることを明らかにしている。

(2) 評価対象事象の選定

立地指針及び安全評価指針における重大事故の定義に則り、GTHTR300 において設計基準事象とする 10^{-8} /炉年以上の発生頻度を有する事象のうち放射性物質の放出が最大となる事象として、減圧事故を重大事故として想定している。

また、仮想事故は、「技術的見地からは起こるとは考えられない事故。例えば、重大事故で期待した安全防護施設のいくつかが作動しない様な状況を想定」という安全評価指針の定義に則り、GTHTR300 における工学的安全施設のひとつである炉容器冷却設備の除熱能力の低下を仮想している。評価においては、具体的な故障の状況等は想定せず、事象初期で除熱能力が 10%低下するという状況を仮想しているが、炉容器冷却設備は完全な受動的設備でありこの機能低下は現実的には起こりえない状況を仮想するものであるため、指針における仮想事故の定義に従った事象想定であるとしている。

(3) 評価条件

立地評価では、事象の進展に応じたメカニスティックなソースタームを用いて、原子炉建家外に放出された放射性物質による被ばく及び原子炉建家内に残留している放射性物質の γ 線の外部被ばくによる線量を無限時間にわたり評価している。なお、GTHTR300 は地下設置であるために直接 γ 線による被ばくは考えていない。また、環境へ放出された後の移行挙動等の評価条件は、HTTR の条件と同様としている。

(4) 評価結果

評価結果は表 1.2.5-3 及び表 1.2.5-4 に示すとおり、重大事故、仮想事故ともに、判断基準を満たしているとしている。

1.2.5.3 今後の課題

今後の課題としては、現在計画を進めている運転制御性試験により動特性解析コードの検証を行うこと、燃料破損の判断基準に対する実験的な裏付けを強化するために高燃焼度燃料の昇温試験や SiC 被覆層における安定な酸化層形成の効果についての実験的確認が必要であるとしている。

1.2.5.4 まとめ

安全評価として、安全設計の妥当性評価と立地の妥当性評価が行われた。いずれも軽水炉や HTTR での安全評価の考え方を参考にした上で、当システムの特徴を考慮した判断基準の設定と事象の選定がなされている。解析には、HTTR の安全評価における実績のある解析コードが使用されるとともに、当システム用に開発された解析コードも使用されている。安全設計評価に関しては、当システムにおいて特徴的であり、かつ事象の影響が厳しいと考えられる負荷喪失、二重管内管外管同時破断による減圧事故及びスタンドパイプ破断事故に対しその評価条件、評価手法及び評価結果について報告を受け検討した。また、立地評価の条件と評価結果についても報告を受けて検討した。その結果、必要な評価がなされていることを確認した。

また、格納容器のない設計については技術的には可能性があるとは判断されるが、社会的受容性を考慮する場合、技術的成立性とは別の議論が必要となる。

表 1.2.5-1 選定された代表事象（運転時の異常な過渡変化）

異常事象	代表事象（起因事象）
炉心内の反応度の異常な変化	制御棒の誤引抜き
冷却材流量の増大	負荷喪失 He 貯蔵供給設備供給弁の誤開
冷却材流量の減少	バイパス制御弁の誤開
主冷却設備冷却材圧力の上昇	He 貯蔵供給設備供給弁の誤開
冷却器二次側冷却水流量の低下	外部電源喪失
タービン系の回転数の上昇	負荷喪失

表 1.2.5-2 選定された代表事象（事故）

異常事象	代表事象（起因事象）
炉心への空気侵入	二重管内管外管の同時破断 スタンドパイプ破断
炉心への水侵入	停止時冷却設備伝熱管破断
異常な反応度投入	スタンドパイプ破断
燃料流路での冷却材流量の減少	燃料冷却流路閉塞
炉心流量の減少	二重管内管破損
冷却材の喪失	二重管内管外管の同時破断 スタンドパイプ破断
冷却材からの除熱量の減少	前置冷却器冷却水配管破断
放射性物質のコンファインメント内への漏洩	二重管内管外管の同時破断 スタンドパイプ破断
放射性物質のコンファインメント外への漏洩	気体廃棄物処理設備減衰タンク出口または入口配管の破断

表 1.2.5-3 重大事故における公衆の被ばく量評価結果

項目	評価結果	判断基準
小児の甲状腺内部被ばく	9.6×10^{-2} Sv	1.5Sv（立地指針のめやす値）
γ 線による外部被ばく	5.2×10^{-6} Sv	0.25Sv（立地指針のめやす値）

表 1.2.5-4 仮想事故における公衆の被ばく量評価結果

項目	評価結果	判断基準
成人の甲状腺内部被ばく	4.5×10^{-2} Sv	3Sv（立地指針のめやす値）
γ 線による外部被ばく	6.0×10^{-6} Sv	0.25Sv（立地指針のめやす値）
集団線量（将来人口）	2.6×10^{-2} 万人・Sv	2 万人・Sv（立地指針のめやす値）
γ 線による外部被ばく	6.0×10^{-6} Sv	1×10^{-2} Sv（防災指針の屋内待避の指標）
小児の甲状腺内部被ばく	9.6×10^{-2} Sv	1×10^{-1} Sv（防災指針の屋内待避の指標）

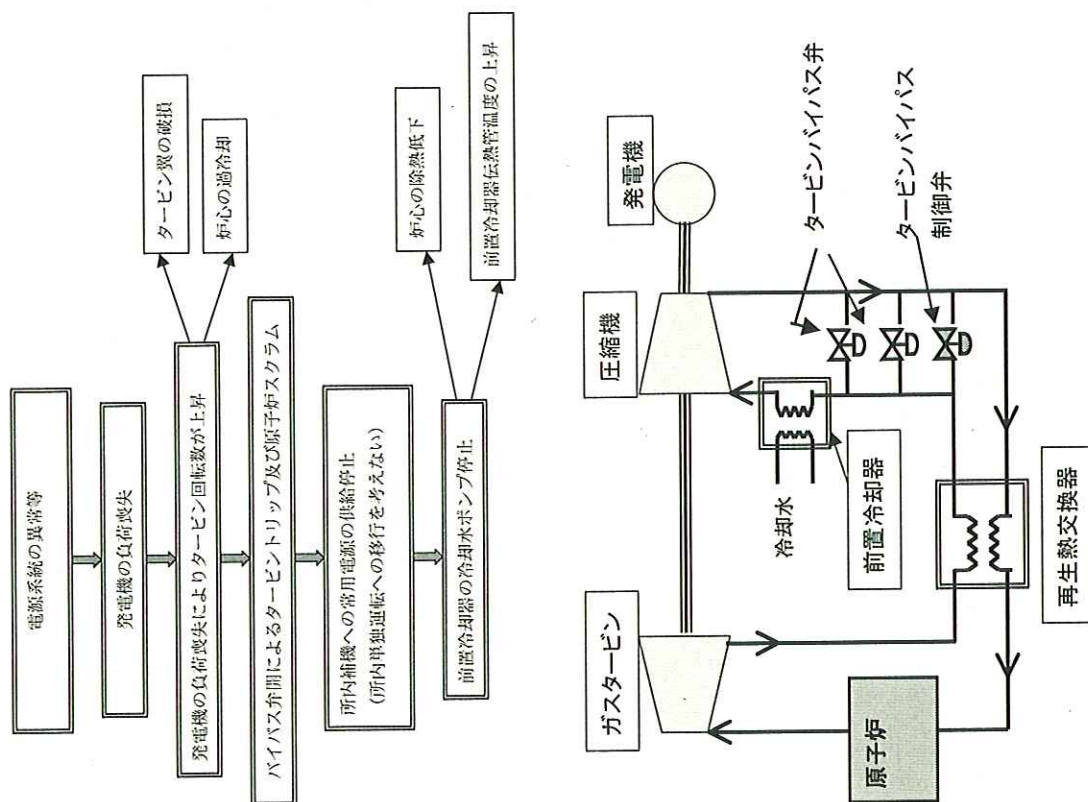


図 1.2.5-1 負荷喪失事象の事象進展

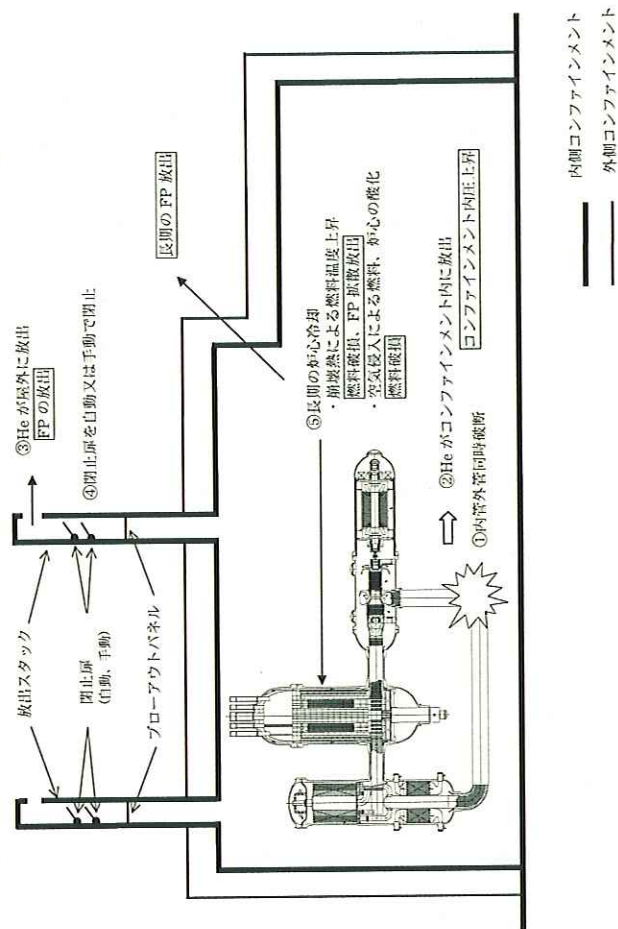
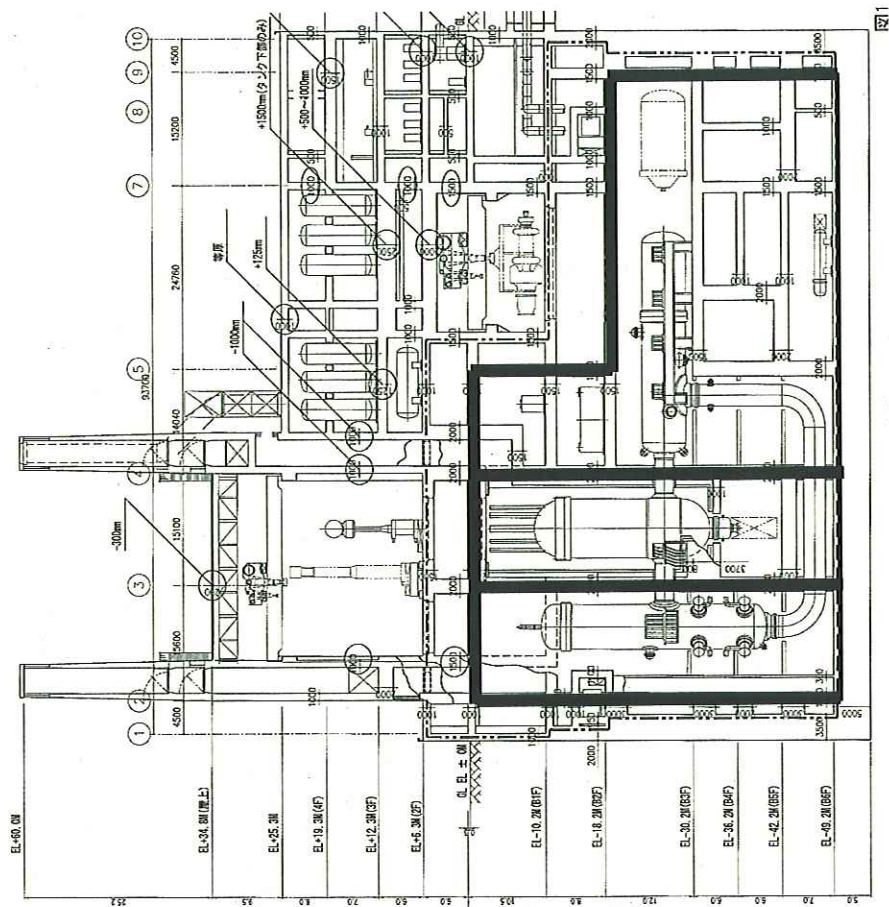
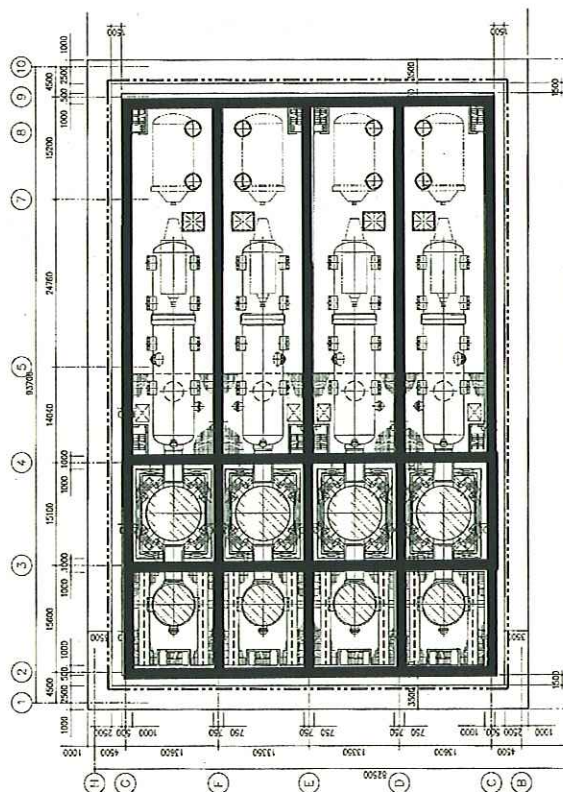


図 1.2.5-2 減圧事故のシナリオ



(立面図)



(平面図)

図 1.2.5-3 コンファインメント構造の範囲 (太線部分が SC 構造壁による内側コンファインメント部分)

1.3 経済的成立性

1.3.1 設計条件

原研では、GTHTR300 が 2020 年代以降の商用発電プラントとして、他電源に対して十分な経済的競争力を有するかの評価を行っている。算定結果に対する評価基準は、平成 12 年度～13 年度にかけて実施された日本原子力産業会議の「原子炉熱利用に関する将来展開検討会」で定められた高温ガス炉ガスタービン発電システムに対するユーザー要件¹⁾を適用し、

建設コスト：16～20 万円/kWe

発電コスト：4 円/kWh 程度

としている。

1.3.2 建設コスト

建設コスト評価の前提条件は下記のとおりであるとしている。

- ①習熟効果を加味したN号機プラントで、軽水炉発電プラントのリプレイス対応で建設
- ②モジュラー工法を採用
- ③建設場所は茨城県臨海地区とし、敷地内に専用港を有し海上からの機器搬入が可能とする
- ④建家・構築物の検討条件は HTTR に基づく
- ⑤評価範囲：設備設計・製作、プラント建設及び試運転（R&D 費、許認可対応費、土地代、敷地造成費、燃料費及び予備品費は範囲外）

評価に当っては、4ユニットの GTHTR300 から構成される出力約 110 万 kWe の発電プラントを建設することを前提としている。GTHTR300 の主要設備の特徴を、軽水炉と比較して以下に示す。

(1) 原子炉設備

GTHTR300 では固有の安全性を生かし、炉心の冷却に関しては空冷の受動的冷却設備のみで安全性を確保しており、軽水炉の非常用炉心冷却系に相当する水系の動的設備、配管類はない。また、原子炉圧力容器は冷却材流路の工夫により軽水炉と同じ材料を用い、コスト増加を抑えている。しかしながら、GTHTR300 は出力密度が低いため、1 ユニット分の原子炉圧力容器は 110 万 kWe 級の軽水炉と同等の大きさとなる。この結果、軽水炉では総建設コストの約 15% を占める原子炉設備の建設コストが、GTHTR300 では約 70% 増となるとしている。

(2) 動力変換容器

GTHTR300 では、原子炉冷却材として He を用いているとともに、タービン等の動力変換設備は主冷却系の構成設備であるため、軽水炉の主蒸気系及び給復水系等と比較して、系統構成が簡素化されている。これにより、機器の数量及び物量が軽水炉よりも少なくなり、軽水炉では総建設コストの約 25% を占める動力変換設備の建設コストが、GTHTR300 では約 30% 減となるとしている。

(3) 建屋・構築物および補助設備等

GTHTR300 は、固有の安全性を生かしてシビアアクシデントフリーとすることにより、格納容器を不要とした。また、GTHTR300 の主要建屋容積は同等規模軽水炉の約 2/3 である。さらに、補助設備等を共用化している。これらにより、軽水炉では総建設コストの約 60% を占める建屋・構築物および補助設備等の建設コストが、GTHTR300 では約 50% 減となるとしている。

(4) 発電効率

GTHTR300 の発電効率は約 46%であり、軽水炉と比較して 10%以上高い。これにより、単位電力あたりの建設コストが低下するとしている。

その結果、プラント建設費は表 1.3-1 に示すとおり約 547 億円/ユニット、単位電力当たりの建設コストは約 19.9 万円/kWe となり、ユーザー要件である 16 万～20 万円/kWe を満足するとともに、軽水炉の約 27.9 万円/kWe²⁾ に対して約 30%低コストとなったとしている。なお、補助的な設備の設計詳細化および人件費の削減等により、更に 10%程度のコスト削減は可能であると推定されている。

1.3.3 発電コスト

発電コストの算定においては、資本費、運転維持費および燃料費をコスト構成要素として考慮し、それぞれについて電気事業連合会が行った電源別発電コストの試算²⁾ に準拠した方法で算定している。これは、運転年数発電原価方式とよばれるもので、OECD においても一般的に採用されている方法であり、次式により kWh 当たりの発電単価を求めるとしている。

$$\text{発電コスト} = (\text{資本費} + \text{運転維持費} + \text{燃料費}) / \text{発電電力量}$$

各構成要素の評価条件は、GTHTR300 固有の設計諸元に係る項目を除き、基本的に電気事業連合会によるコスト試算条件に準じたが、税法上定められている固定資産税率等を除いた経費率等については、公開されている軽水炉の運転・保守コスト評価³⁾ および高速増殖炉の経済性分析⁴⁾ に用いられた値を適用したとしている。

(1) 資本費

資本費は、減価償却費、報酬(金利)、固定資産税および廃炉費の和としている。減価償却費は、償却年数：40 年、割引率：3%、残存簿価：運転最終年時点で 5%として、定率法により算定している。報酬は、運転初年度は建設費、2 年目以降は減価償却残高に対して割引率を乗じて算定している。固定資産税は、運転初年度は建設費、2 年目以降は減価償却残高に対して固定資産税率 1.4%を乗じて算定している。廃炉費は、解体費および解体廃棄物処理費から成り、原子力発電施設解体引当金として運転期間中毎年積立てるものとし、運転終了後 7 年間の冷却期間を置いて廃止措置を開始するものと想定したとしている。解体費用は、解体廃棄物物量の概略見積もり結果等を用い、電事連による再処理施設の廃止措置費用見積もり⁷⁾ の考え方等を参考に概略の算定を行うこととしたとしている。また、処理費用は、廃棄体の輸送費用及び処分費用の合計とし、解体廃棄物の放射能レベルに応じた輸送単価及び処分単価は、総合エネルギー調査会原子力部会による検討報告⁵⁾ 並びに電事連による再処理施設の廃止措置費用見積もり⁶⁾ を準用したとしている。

(2) 運転維持費

運転維持費は、修繕費、諸費、給料手当、業務分担費および事業税の和としている。修繕費は、建設費に修繕費率を乗じて算定している。GTHTR300 の保守・点検の詳細内容については検討段階であるため、軽水炉の運転・保守コスト評価³⁾ で用いられた日本における大型軽水炉プラントの修繕費率 1.4%を適用したとしている。諸費は、建設費に諸費率を乗じて算定している。諸費率も GTHTR300 に即した設定が困難であるため、高速増殖炉の経済性分析⁴⁾ で用いられた大型高速増殖炉の諸費率 1.55%を適用したとしている。給料手当は、電力会社の有価証券報告書から引用した従業員の給与と一般管理費(退職給与金、厚生費、養成費)の和に従業員数を乗じて算定している。

GTHTR300 のプラント運用に携わる従業員数については、GTHTR300(4 ユニット/プラント)と発電容量が同等な 110 万 kWe 級軽水炉発電プラントの状況を参考に設定している。発電部門のうち当直運転員は 4 ユニットに対して 10 人/班、あるいは 2 ユニットに対して 5 人/班の構成とし、軽水炉の当直勤務 6 班体制に準じて計 60 人としている。発電部門、保守部門および技術部門の日勤者数については、主要建屋容積比に比例するものと仮定している。その結果、GTHTR300 の従業員数は、約 28 人/ユニットと評価したとしている。業務分担費は、修繕費、諸費および給料手当を合わせたものに業務分担費率を乗じて算定している。業務分担費率は諸費率と同様に、高速増殖炉の経済性分析⁴⁾で用いられた大型高速増殖炉の業務分担費率 0.42%を適用している。事業税は、資本費、修繕費、諸費、給料手当、燃料費および業務分担費の合計に税法上の事業税率 1.3%を乗じて算定したとしている。

(3) 燃料費

燃料費については、フロントエンドとして、鉱石調達・精鉱・転換、濃縮、再転換・成形加工の工程を、バックエンドとして、中間貯蔵、再処理、廃棄物処分の工程を考慮して評価した燃料サイクルコストを基に、発生電力量を乗じて算定している。高温ガス炉の燃料サイクルは基本的に軽水炉と同様であるため、軽水炉燃料サイクルコストの試算(OECD/NEA⁷⁾、総合エネルギー調査会原子力部会⁸⁾、電事連⁹⁾)をベースに処理単価を想定したとしている。ただし、高温ガス炉燃料に特有な工程については、下記のように処理単価を想定したとしている。燃料費評価のためのコスト諸元を表 1.3-2 に示す。

- ・再転換・成型加工については、GTHTR300 の燃料製造を想定した燃料製造施設の概略設計を行い、建家建設費、燃料製造設備費、人件費、材料及び消耗品費、再転換費を見積もり、燃料製造単価を見積もった。
- ・再処理については、高温ガス炉使用済燃料の脱被覆及び劣化ウランによる希釈を行う前処理施設の概略設計を行い、前処理単価を見積もった。また、前処理後の使用済燃料は、既設の軽水炉使用済燃料再処理施設で処理することを想定し、希釈による処理量の増加を再処理単価の増加として取込むこととした。
- ・中間貯蔵については、高温ガス炉使用済燃料のウラン密度、発熱率等を考慮し、中間貯蔵単価を見積もった。
- ・廃棄物処理・処分について、高レベル廃棄物は、ORIGEN コード^{9),10)}を用いて軽水炉と GTHTR300 の高レベル廃棄物発生量を比較し、軽水炉ベースの値を補正した。また、黒鉛廃棄物は浅地中コンクリートピット処分を想定し、電事連による再処理施設の廃止措置費用見積もり⁶⁾を参考に、処分単価を見積もった。

燃料サイクルコストを評価した結果、GTHTR300 では、平均燃焼度 120 GWd/t に達する高燃焼度、45%を超える高い発電効率等の特徴により、燃料サイクルコストは約 1.46 円/kWh となり、軽水炉並の燃料サイクルコストを達成できる見通しを得たとしている。

(4) 発電コスト

プラントの運転年数 40 年、送電端電気出力約 269 MWe/ユニット、割引率 3%の条件で、プラント稼働率をパラメータとして、発電コストを評価した結果を表 1.3-3 に示す。GTHTR300 はプラント稼働率 90%以上を満足できる設計であるため、発電コストは約 3.84 円/kWh 以下となり、ユ

一ザ一要件である 4 円/kWh の目標を満足するとともに、既存の軽水炉発電プラントに対する経済的優位性を見通しを得たとしている。

1.3.4 今後の課題

GTHTR300 の経済性について、コスト構成要素の評価をさらに詳細化し、経済性評価の精度向上を図るとしている。また、1 ユニットずつ建設する際の建設コスト、直接処分の発電コストについても、今後検討する必要があるとしている。

1.3.5 まとめ

GTHTR300 の経済性について、建設コスト及び発電コストの試算による評価を行った。

建設コストについては、同等発電容量の大型軽水炉発電プラントと比較し出力密度が小さいことによる原子炉設備の物量増大等のコスト増加要因がある一方で、高温ガス炉の特徴を生かした水・蒸気系設備の大幅削減、主要系統の簡素化、モジュールタイプのユニット構成による補助系設備の合理化、原子炉格納容器不要を含めた建家・構造物の容積増加抑制、及び高いプラント熱効率等の効果により、全体としては軽水炉発電プラントよりも建設コストが低くなる結果が得られたとしている。

発電コストについては、軽水炉燃料と異なり被覆燃料粒子を用いるため、燃料製造コスト、再処理コスト等が増加するが、高いプラント熱効率及び高燃焼度の効果により、総合的な発電コストは軽水炉よりも十分低くなることが確認できたとしている。

以上より、GTHTR300 は、経済的競争力を有しており、2020 年代以降の商用発電プラントとして、導入される可能性のあるものとなっている。

「1.3 経済的成立性」の参考文献

- 1) 日本原子力産業会議，“高温ガス炉の実用化に向けて，”（2001）。
- 2) 電気事業連合会，“モデル試算による各電源の発電コスト比較”，総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 コスト等検討小委員会（第 9 回），資料 4，（2004）。
- 3) OECD/NEA，“原子力発電所の運転・保守コスト予測”，日本原子力産業会議，（1995）。
- 4) “軽水炉及び高速炉の経済性評価”，日本原子力情報センター，資料 No. 8711360，（1987）。
- 5) 総合エネルギー調査会原子力部会，“商業用原子力発電施設解体廃棄物の処理処分に向けて”，中間報告書，（1999）。
- 6) 電気事業連合会，“再処理施設の廃止措置費用の見積もりについて”，総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 コスト等検討小委員会（第 2 回），資料 2-2，（2003）。
- 7) “The Economics of the Nuclear Fuel Cycle”，OECD/NEA，（1994）。
- 8) “原子力発電の経済性について”，総合エネルギー調査会原子力部会（第 70 回），資料 3，（1999）。
- 9) “ORIGEN2.1: Isotope Generation and Depletion Code Matrix Exponential Method”，CCC-371, ORNL,（1991）。

- 10) O. W. Hermann, R. M. Westrall, "ORIGEN-S: SCALE System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms", NUREG/CR-0200, Revision 6, Vol. 2, Sec. F7, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6, (2000).

表 1.3-1 GTHTR300 プラント建設費

Reactor components	11,384
Power conversion system	14,011
Auxiliary system	6,623
Radioactive waste treatment system	354
Fuel handling system and strage	3,101
Control and instrumentation system	4,000
Radiasion protection system	965
Ventilation system	1,376
Building	11,071
Electric system	1,780
Total	54,665

(Unit: Million Yen)

表 1.3-2 燃料費評価のためのコスト諸元

項 目	コスト単価	()内は軽水炉の値	ロス率
鉱石調達・精鉱・転換	0.6 万円/kg-U	(0.6 万円/kg-U)	
濃縮	1.3 万円/kg-SWU	(1.3 万円/kg-SWU)	0.5%
再転換・成形加工	56.2 万円/kg-U *	(8.4 万円/kg-U)	1.0%
中間貯蔵	17.6 万円/kg-HM *	(9.1 万円/kg-HM)	
再処理	106.3 万円/kg-HM *	(35.1 万円/kg-HM)	2.0%
廃棄物処理・処分	98.5 万円/kg-HM *	(33.5 万円/kg-HM)	
その他		*: GTHTR300の評価	
初期濃縮度	14.0 wt%		
劣化ウラン濃度	0.25 wt%		

表 1.3-3 GTHTR300 発電コスト

	Availability		
	70 %	80 %	90 %
Capital cost	1.80	1.57	1.40
Operating cost	1.26	1.11	0.99
Fuel cost	1.46	1.46	1.46
Total	4.52	4.14	3.84
(LWR)	(5.9)	(5.3)	—

(Unit: Yen/kWh)

2. 今後の計画と展開

GTHTR300の研究開発の年次計画を図2-1に示す。実証プラントの設計は、平成13年度より開始し平成15年度末に完成した。平成16年度以降は、産業界のコメントを反映し、設計合理化、設計高度化を図り、平成19年度末までに最終化する予定となっている。また、設計に並行して、要素技術開発が実施されている。断熱効率90%以上の高性能圧縮機の開発は、平成16年度中に終了し、その成果を設計に反映することとなっている。また、磁気軸受制御技術の開発は、平成17年度末に終了し、その成果を設計に反映する計画である。GTHTR300システムの総合実証と運転制御法の開発を目的とした高温流動試験装置の製作は、平成18年度末までに終了させ、平成19年度中に定常試験、過渡試験を実施する予定となっている。定常試験ではプラント効率の確認、過渡試験では起動停止法の実証、異常過渡時の運転制御法の開発を行う予定である。これらの要素技術試験により、GTHTR300の実用化に必要な基本技術の開発を終了し、これらの技術は産業界に引き継ぐ予定となっている。

図2-2は、GTHTR300の1号機の建設に向けてのマイルストーンを示したものである。GTHTR300の設置許可審査のためには、高燃焼燃料の照射及び照射後試験が必要不可欠であり、高燃焼燃料の製造と試験を合わせて9年の年月が必要になる。設置許可が認可された後、供用開始までに要する期間は6年間であり、この期間内にはガスタービンシステムに関する実証試験も行われる。また、1号機の建設に合わせて燃料製造工場の製作が行われる。燃料製造工場の建設と製造試験に5年、燃料製造に約2年の期間が必要となるとされている。

原研が作成したこのマイルストーンは、建設に必要な概略の期間を示す有益な資料と考えられる。

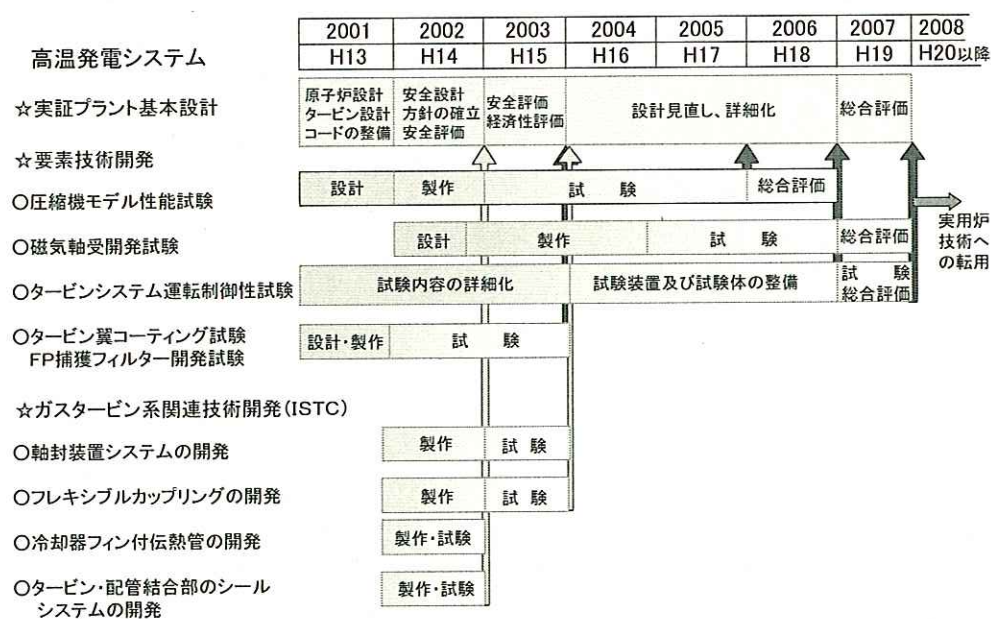


図2-1 高温ガス炉ガスタービン発電システムの年次計画