

「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会最終報告：  
高温ガス炉の安全性について

Final report of Research Committee on Safety Design Process for Prismatic HTGRs;  
Safety of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

(4) 設計基準事象と許容基準

(4) Design basis events and acceptance criteria

\*浅野 和仁<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東芝

## 1. はじめに

日本原子力学会では実用高温ガス炉の安全基準作成や国際標準化に資するため、平成 27 年度から 2 年間、「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において、高温ガス炉の安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めてきた。本講演では、設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方の検討結果について報告する。

## 2. 設計基準事象の選定方針

### 2-1. 検討範囲

安全設計とその評価で対象とすべき内的事象に起因する設計基準事象は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を対象としている。「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）にて作成した「実用高温ガス炉の安全要件」では、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の対象範囲を以下のとおりとしている。

#### (1) 運転時の異常な過渡変化

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

#### (2) 設計基準事故

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

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

### 2-2. 選定方針

設計基準事象の選定フローを図 1 に示す。実用高温ガス炉の安全要件に基づき、起因事象に加えて多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象を設計基準事象の対象とする。そのため、多重化された安全系の機能喪失が重畳する事象の選定に当たっては、起因事象と緩和機能の成否の組み合わせを考慮した経路「事故シーケンス」を網羅的に摘出する。事故シーケンスの同定には決定論的な手法を用いる。

これは、高温ガス炉の基本構成要素である、被覆燃料粒子、黒鉛製炉内構造物、ヘリウム冷却材の固有の特性から、高温ガス炉では炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないため事象進展が簡素であること、受動的な安全設備の採用が可能であり、支援系が不要または簡素なので事故シナリオの把握が容易なためである。

同定された事故シーケンスのうち、発生頻度を評価及び参照した結果、発生の可能性が極めて低い、又は、発生を仮定してもその影響が十分に小さいと考えられるものは設計基準から除外した。ただし、除外した事象については、事業者が定期安全レビューにおいて最新の科学的知見及び技術的知見に基づき、事象の頻度や影響を継続的に見直すこと、見直しの結果、除外した事象が設計基準の除外基準に適合しなくなった場合には、これを設計基準事象に取入れることを要求する。

次に、起因事象及び事故シナリオの特徴を代表するとともに、安全評価における許容基準に対応する項目が評価上もっとも厳しくなると想定される事故シーケンスを安全評価対象とする「重要事故シーケンス」として同定する。以上で同定された起因事象及び重要事故シーケンスを設計基準事象とする。なお、外的事象は、サイト条件に基づき設計基準を設定するとともに、設計基準の外的事象に起因する安全系の多重故障が発生しないように設計することを要求する。

### 3. 許容基準の考え方

#### 3-1. 検討方針

本検討では、実用高温ガス炉の設計評価において、その事象を収束させるべき許容基準、すなわち、安全評価の判断基準の考え方を定めた。具体的には、実用高温ガス炉の安全要件に基づき導出された「安全要件を達成するための設計事項」のうち、「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故」に関連する安全要件を達成するための設計事項の確認に必要な着目パラメータを選定する。また、HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータとの比較により見落としのないことを確認するとともに、判断基準の考え方を参考に許容基準案を定める。

#### 3-2. 検討結果

表1に運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する「安全要件を達成するための設計事項」のうち、プラント挙動に関する着目パラメータの検討結果を示す。一方、HTTR の運転時の異常な過渡変化に対する許容基準は、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層が損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設が通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認すること」を目的として定められている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- 被覆燃料粒子被覆層の破損を十分許容し得る小さな値とすること。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。

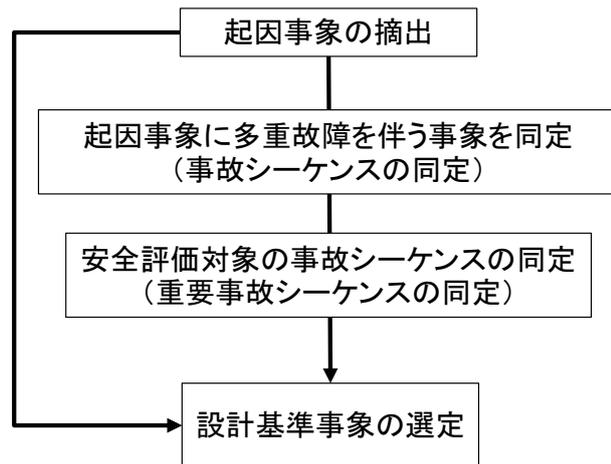


図1 設計基準事象選定の流れ

表1 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に関連する安全要件を達成するための設計事項のうち、プラント挙動に関する着目パラメータ

| プラント状態      | 安全要件  | 着目パラメータ   |
|-------------|---|---|
| 運転時の異常な過渡変化 | 要件 43：被覆燃料粒子の性能<br>要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送                                    | 燃料破損率   |
|             | 要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護<br>要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計                                   | 原子炉冷却材<br>圧力バウンダリにかかる圧力                           |
|             | 要件 48：原子炉冷却材系の設計<br>要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送                                   | 原子炉冷却材<br>圧力バウンダリ温度                               |
| 設計基準事故      | 要件 43：被覆燃料粒子の性能<br>要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送                                    | 燃料破損率   |
|             | 要件 44：燃料要素の性能<br>要件 48：原子炉冷却材系の設計<br>要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計<br>要件 54：原子炉のコンファインメント   | 燃料要素の燃料部が<br>黒鉛ブロック内に留まること<br>(燃料要素下栓の<br>残存等価厚さ) |
|             | 要件 45：炉心の構造上の能力<br>要件 48：原子炉冷却材系の設計<br>要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計<br>要件 54：原子炉のコンファインメント | 炉心支持黒鉛構造物（サポート<br>ポスト）が炉心支持に必要な強度<br>を有していること     |
|             | 要件 49：原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防護<br>要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計                                   | 原子炉冷却材<br>圧力バウンダリにかかる圧力                           |
|             | 要件 48：原子炉冷却材系の設計<br>要件 52：原子炉の炉心からの最終的な熱の逃がし場への残留熱の輸送                                   | 原子炉冷却材<br>圧力バウンダリ温度                               |
|             | 要件 58：コンファインメントの状態の管理   | コンファインメント<br>バウンダリにかかる圧力、温度                       |
|             | 要件 51：水又は水蒸気を用いた2次冷却材系の設計<br>要件 58：コンファインメントの状態の管理                                      | 可燃性ガス濃度   |
|             | 要件 54：原子炉のコンファインメント<br>要件 58：コンファインメントの状態の管理  | 被ばく量  |

また、設計基準事故については、「原子炉施設に想定された事象が生じた場合、被覆燃料粒子被覆層の著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認すること」を目的として許容基準を定めている。これを参考とし、以下を実用高温ガス炉における許容基準の考え方とした。

- 未臨界性と炉心の冷却性を確保していること。

- 被覆燃料粒子被覆層の著しい破損を生じないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリは安定した強度を確保していること。
- コンファインメントバウンダリにかかる圧力は過大なものとならないこと。
- コンファインメントバウンダリは安定した強度を確保していること。
- 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

次に、前述の「安全要件を達成するための設計事項」から導出した着目パラメータと HTTR 安全評価における考え方を参考にして導出した着目パラメータを比較した。その結果、安全要件からトップダウン的に導出した着目パラメータに見落としがないことを確認した。また、HTTR 判断基準の考え方を参考に、導出した着目パラメータに対応する許容基準を下記のとおり定めた。

(1) 運転時の異常な過渡変化

- 1) 燃料最高温度は 1600°C を超えないこと。
- 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。

(2) 設計基準事故

- 1) 被覆燃料粒子の有意な破損が生じることなく、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。具体的には、
  - 被ばく上有意な被覆燃料粒子の破損が生じないこと。
  - 燃料要素の燃料部は、黒鉛ブロック内に留まっていること。
  - サポートコラムが炉心を支持するのに必要な強度を有していること。
- 2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること。
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き最高使用圧力の 1.2 倍以下とし、1 次冷却材と 2 次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、制限値を超えないこと。
- 3) コンファインメントバウンダリの健全性が保たれること。
  - コンファインメントバウンダリにかかる圧力によって、コンファインメントバウンダリを破損させないこと。
  - コンファインメントバウンダリの温度は、制限値を超えないこと。
  - コンファインメント内の可燃性ガス濃度が爆発範囲外であること。
- 4) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

#### 4. まとめ

原子力学会研究専門委員会「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」において検討した、実用高温ガス炉の設計基準事象の選定方針や許容基準の考え方について報告した。今後、本検討結果を含めた実用高温ガス炉の安全基準について、国際原子力機関（IAEA）等の下で国際標準化を目指す。

---

\*Kazuhito Asano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Corporation