

HTTR 原子炉施設
設置許可基準規則への適合性について
(第 53 条関係)

令和 2 年 6 月 12 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

第 53 条：多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

< 目次 >

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 設置許可申請書における記載
 - 1.3 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 1.3.1 安全設計方針(添付書類八)
 - 1.3.2 気象等
 - 1.3.3 設備等(添付書類八)
 - 1.3.4 設備等(添付書類十)

2. HTR 原子炉施設の多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (適合性説明資料)

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する HTTR 原子炉施設の適合性を示す。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止について、設置許可基準規則第 53 条の要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 53 条 要求事項

| 設置許可基準規則 第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止） | 備考 |
|---|----|
| 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。 | |

1.2 設置許可申請書における記載

1.2.1 位置、構造及び設備

ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(iv) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

1次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳するような事象が発生した場合には、多量の放射性物質等の放出のおそれがある。また、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生した場合には、使用済燃料の破損のおそれがある。これらの多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のため、あらかじめ以下の資機材等を設ける。

a. 防護機材

1次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等を放出するおそれがある場合に運転員の内部被ばく等を抑制するためのチャコールフィルタ付きマスク等の防護機材を用意する。

b. 原子炉建家からの放射性物質の放散を抑制するための資機材

1次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等の放出のおそれがある場合に建家の気密を改善して影響緩和を図るため、気密の低下した開口部の目張り等を行うための資機材を用意する。

c. 使用済燃料貯蔵プールへ注水するための資機材

使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生し、使用済燃料の破損のおそれがある場合に使用済燃料の冷却を目的として、使用済燃料貯蔵プールに注水するための消防自動車及び仮設ホース等を配備する。水源としては、HTTR機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等を利用する。

d. 可搬型発電機

全交流電源喪失時に直流電源設備の蓄電池枯渇以降の原子炉を監視するため、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に中性子束を連続的に監視するため及び原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に後備停止系駆動装置を直接駆動するために必要な可搬型発電機3台2組を用意する。

原子炉を監視するための可搬型発電機（温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機）は、温度、圧力及び中性子束を監視する計器等へ電源を供給するために必要な容量2kVA/基以上のもの1台2組を用意する。中性子束を連続的に監視するための可搬型発電機（中性子束監視用可搬型発電機）は、1.5kVA/基以上のもの1台2組を用意し、温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機を活用して、可搬型発電機の燃料補給時においても中性子束を連続的に監視できるようにする。後備停止系駆動装置を直接駆動するための可搬型発電機（後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機）は、1.8kVA/基以上のもの1台2組を用意する。

可搬型発電機は、多重性を考慮して3台2組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

可搬型発電機は、直流電源設備の蓄電池枯渇前にまでに、原子炉建家の設置場所へ搬入して接続し電源を供給できるようにする。

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.1 安全設計方針

(1) 設計方針(添付書類八)

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

原子炉施設は、次の基本方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)等の要求を満足するとともに、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下「試験炉設置許可基準規則」という。)に適合する設計とする。

1.1.8 多量の放射性物質を放出するおそれのある事故に対する基本方針

原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために目張り等による原子炉建家の気密の改善、さらに使用済燃料貯蔵プールへの冷却水の注入による使用済燃料の冷却等、必要な措置を講じる設計とする。

(2) 適合性説明

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために、目張り等による原子炉建家の気密の改善、さらに使用済燃料貯蔵プールへの冷却水の注入による使用済燃料の冷却等、必要な措置を講じる設計とする。

3.2.5 反応度制御設備

3.2.5.1 概要

原子炉の通常運転時の反応度制御は制御棒系及び反応度調整材で行う。制御棒系は制御棒と制御棒駆動装置から構成する。制御棒は、2本を1対とし、1対ごとに電動機によるワイヤロープ巻取り式の制御棒駆動装

置により駆動され、原子炉スクラム時には、電磁クラッチの切離しにより炉心内に挿入される。原子炉スクラム時には、まず、可動反射体領域へ制御棒 9 対を挿入し、次いで炉心温度が所定の温度以下に下がるのを待って、あるいは所定の時間間隔において、燃料領域へ制御棒 7 対(炉心中央カラムを照射試験に使用する場合は、6 対)を挿入する 2 段階方式とする。ただし、減圧事故の場合には、全制御棒を同時に挿入する。

反応度調整材は、過剰反応度を抑制するために使用する。

後備停止系は、何らかの原因で制御棒が挿入できない場合、中性子吸収材である炭化ほう素ペレットを炉心内に落下させ、全ての運転状態から原子炉を停止する。

3.2.5.2 設計方針

反応度制御設備は、次の方針により設計する。

(1) 反応度制御設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び地震時に確実、かつ、安全に原子炉を停止できるようにする。原子炉停止系としては、制御棒系及び後備停止系の原理の異なる 2 つの独立した系統を設ける。

(2) 反応度制御設備は、原子炉の反応度を次のとおり制御する。

a. 制御棒系は、出力変化、キセノン濃度変化、高温から常温までの温度変化、燃料の燃焼と反応度調整材の減少等によって生じる反応度変化を制御する。この制御棒に加えて、反応度調整材により過剰反応度を抑制する。

また、制御棒系は、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できるようにする。

b. 後備停止系は、あらゆる運転状態から原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できるようにする。

(3) 制御棒系は、フェイルセーフであるようにする。

(4) 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故に対して、炉心冷却を損なうような炉心及び炉内構造物の破壊を生じないようにする。このため、制御棒の最大連続引抜速度は、電動機の制御部が動作不良の場合でも電動機の最大回転数と減速機構等により制限し、過度の反応度添加率を抑制できるようにする。また、スタンドパイプ固定装置により、万一站ドパイプが破断したとしても、制御棒の過度の飛び上がりがないようにする。

(5) 後備停止系は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対して、基準地震動が発生した際であっても、作動できるようにする。このため、後備停止系の作動に係る、現場盤、原子炉格納容器貫通部、スタンドパイプ、ホップ、駆動軸、ガイド管、電動機等の機器及び制御棒案内ブロック等の炉内構造物は基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

8.7 燃料取扱及び貯蔵設備

8.7.1 概要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料、使用済燃料等の取扱い及び貯蔵を安全、かつ、確実に行うためのものであり、原子炉建家内に設ける新燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料検査設備並びに使用済燃料貯蔵建家内に設ける使用済燃料貯蔵設備及び燃料取扱設備から構成する。

燃料交換は、照射試験及び照射後試験に供するものを除き、約 3 年に一回行い、全炉心同時取替方式を予定している。

原子炉建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略を第 8.7.1 図に、使用済燃料貯蔵建家内の燃料取扱及び貯蔵設備の概略を第 8.7.2 図に示す。

燃料取扱及び貯蔵設備は、燃料体のほか、上部遮へい体ブロック、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等も取扱う。

原子炉施設に搬入した新燃料は、受入検査後、新燃料貯蔵設備に貯蔵する。

燃料交換は、原子炉の停止後に、原子炉格納容器の燃料交換ハッチを取外し、圧力容器ふたに取付けた制御棒スタンドパイプ内の反応度制御設備を取出した後、燃料交換機によりカラムごとに燃料体 1 体ずつ行う。

使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備で、2 年以上冷却する。冷却後は、燃料出入機により、使用済燃料貯蔵建家内に搬入し、同建家内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵保管する。なお、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等は、必要に応じて貯蔵プール等で一時貯蔵した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵する。

原子炉建家内の燃料交換機等の移動は、原子炉建家天井クレーンを使用し、使用済燃料貯蔵建家内の燃料出入機等の移動は、使用済燃料貯蔵建家天井クレーンを使用して行う。

燃料取扱いルート説明図を第 8.7.3 図に示す。

8.7.2 設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、次の方針により設計する。

- (1) 燃料取扱及び貯蔵設備のうちの燃料交換機、使用済燃料貯蔵設備及び燃料出入機は、定期的な試験及び検査が行えるようにする。
- (2) 燃料の貯蔵設備は、適切な格納性を有し、換気系を備えた区画に配置する。また、使用済燃料の貯蔵ラックは、気密性を有するようにする。
- (3) 新燃料貯蔵設備は、約 1.5 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有し、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、約 2 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有するようにする。使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、約 10 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有するようにする。
- (4) 燃料取扱設備は、燃料体等の取扱中落下を防止できるようにする。
- (5) 燃料取扱設備は、燃料体等の設計及び燃料交換手順の管理とあいまって、燃料体等の誤装荷を防止できるようにする。
- (6) 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、放射線業務従事者等の被ばくを合理的に達成可能な限り低くするようにする。
- (7) 使用済燃料貯蔵設備は、燃料の崩壊熱を除去するため十分な熱除去能力を有するようにする。
- (8) 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の保有量が著しく減少することを防止するために、十分な耐震性を有するようになるとともに、貯蔵プールに接続する配管等はプール水の著しい減少を引き起こすことのないようにする。
- (9) 使用済燃料貯蔵設備は、十分な構造強度及び耐震性を有するようにし、燃料体等の取扱中落下を想定しても、プール水の漏えい等を引き起こすような重大な損傷を起こさないようにする。
- (10) 燃料を貯蔵する貯蔵ラックは、燃料体の水平配置の間隔を十分にとり、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率は 0.90 以下で十分な未臨界性を確保できるようにする。また、地震時にも健全

性を維持し、燃料体同士を接近させないようにする。新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備は、浸水することがないようにするが、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても、実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるようにする。

燃料取扱設備は、一度に取扱う燃料体数を制限する構造とし、臨界を防止するようにする。

- (11) 燃料の取扱場所は、周辺の放射線監視を行い、過度の放射線レベルに達した場合は中央制御室に警報を発する設計とする。原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、プール水の漏えいの監視のため、漏えい検出と水位監視ができるようにするとともに、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。プール水冷却浄化設備の運転状況は、現場及び中央制御室で監視できるようにする。
- (12) 原子炉建家内の貯蔵プール水の温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。また、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備では、雰囲気温度を監視し、異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。
- (13) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールは、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対して、基準地震動が発生した際であっても、貯蔵プールに注水ができるようにする。このため、仮設ホース等を接続して貯蔵プールに注水する配管は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。
- (14) 使用済燃料は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールで、2 年以上冷却後、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルに貯蔵保管する。

使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルに使用済燃料を貯蔵する際、1 つのラックに貯蔵する冷却経過年数が 4 年未満の使用済燃料は 5 体までとする。これにより 1 つのラックに 10 体の使用済燃料を貯蔵する際は、冷却経過年数が 2 年以上の使用済燃料 5 体をラックの上側に、冷却経過年数が 4 年以上の使用済燃料 5 体をラックの下側に貯蔵する。使用済燃料の貯蔵保管については、運用方法を定め管理する。

8.7.3 主要設備

8.7.3.1 原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備

原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵設備、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料検査設備及び附属機器から構成する。

原子炉建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様を第 8.7.1 表に示す。

(1) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備は、新燃料搬入時に、燃料要素、黒鉛ブロック等の検査及び燃料誤装荷防止のための番号確認を行い、燃料要素を黒鉛ブロックに挿入して、貯蔵を行うもので、貯蔵セル、不活性ガス置換装置等から構成する。なお、新燃料貯蔵設備には、燃料体のほか、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、燃料限界照射試料等を貯蔵する。

a. 貯蔵セル

貯蔵セルは、鉄筋コンクリート造の貯蔵セル内に貯蔵ラックを設け、約 1.5 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。燃料体等は、貯蔵ラックに挿入して保管し、燃料誤装荷防止のため、貯蔵ラックには燃料体、可動反射体等を、炉心に装荷するときと同じ順列で貯蔵する。

貯蔵ラックは上部にプラグを取付けた円筒たて型容器で、耐震 B クラスとし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

貯蔵セルの構造を第 8.7.4 図に示す。

(3) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、原子炉で照射された燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等の貯蔵を行うもので、貯蔵プール、プール水冷却浄化設備、照射物貯蔵ピット等から構成する。

a. 貯蔵プール

貯蔵プールは、耐震 S クラスの強固な構造物で、十分な放射線遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の貯蔵プール内に貯蔵ラックを設けるもので、約 2 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵プールの内面は、オーステナイト系ステンレス鋼板で内張りをし、プール水の漏えいを防止する。

プール水の著しい減少防止のために、プール水冷却浄化設備の取水のための配管は、貯蔵プールの上部に取付け、注水のための配管には逆止弁を設ける。また、貯蔵プール底部には排水口は設けない。

貯蔵プールの内張りから、万一漏えいが生じた場合、漏えい水の検知ができるように漏えい検知装置を設置する。貯蔵プールは、プール水の水位を監視できる設計とし、警報装置を設け、水位低の警報をプール水冷却浄化設備室及び異常を検知した警報を中央制御室に発する。また、貯蔵プール水の温度を監視できる設計とし、警報装置を設け、温度高の警報をプール水冷却浄化設備室及び異常を検知した警報を中央制御室に発する。

貯蔵ラックは、上部に遮へいプラグを取付けた円筒たて型容器で、気密性を有する耐震 S クラスの設計とし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で実効増倍率が最も高くなるような水分雰囲気でも貯蔵ラック内が満たされたと仮定しても、実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

貯蔵プールの構造を第 8.7.6 図に示す。

b. プール水冷却浄化設備

プール水冷却浄化設備は、使用済燃料からの崩壊熱を冷却器により除去するとともに、プール水を浄化し、純度を維持する。

プール水冷却浄化設備の系統を第 8.7.7 図に示す。

c. 照射物貯蔵ピット

照射物貯蔵ピットは、制御棒、照射物等を貯蔵する。

使用済燃料貯蔵設備がある区画の空気は、原子炉建家 I 系換気空調装置によって換気され、排気フィルタユニットを通った後、排気筒から大気に放出する。

使用済燃料貯蔵設備の周辺が過度の放射線レベルに達した場合は、放射線管理設備により中央制御室に放射線レベル高の警報を発する設計とする。

8.7.3.2 使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備

使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備は、使用済燃料貯蔵設備、燃料取扱設備及び附属機器から構成する。

使用済燃料貯蔵建家内燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様を第 8.7.2 表に示す。

(1) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備は、鉄筋コンクリート造の十分な放射線遮蔽能力を有する貯蔵セル内に、貯蔵ラックを設け、約 10 炉心相当分の燃料貯蔵容量を有する。貯蔵ラックには、使用済の燃料体、可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、燃料限界照射試料等を挿入し、貯蔵する。使用済燃料貯蔵設備の構造を第 8.7.8 図に示す。

貯蔵ラックは、上部に遮へいプラグを取付けた円筒たて型容器で、気密性を有する耐震 B クラスの設計とし、貯蔵容量分の新燃料を貯蔵した状態で、万一純水で満たされたとしても、更に、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても実効増倍率を 0.90 以下で臨界未満となるように、燃料体の水平配置の間隔を十分確保する。

使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料の崩壊熱は、貯蔵セルの換気用空気によって除熱され、その空気は、排気フィルタユニットを通った後、使用済燃料貯蔵建家排気筒から大気に放出される。

なお、貯蔵セル内の雰囲気温度は、現場で監視できる設計とし、警報装置を設けて温度高の警報を中央制御室に発する。

使用済燃料貯蔵設備の周辺が過度の放射線レベルに達した場合は、放射線管理設備により、中央制御室に放射線レベル高の警報を発する設計とする。

1.3.2 気象等

該当なし

1.3.3 設備等(添付書類八)

17 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳するような事象が発生した場合には、多量の放射性物質等の放出のおそれがある。また、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生した場合には、使用済燃料の破損のおそれがある。これらの多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のため、あらかじめ以下の資機材等を設ける。

(1) 防護機材

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等を放出するおそれがある場合に運転員の内部被ばく等を抑制するためのチャコールフィルタ付きマスク等の防護機材を用意する。

(2) 原子炉建家からの放射性物質の放散を抑制するための資機材

1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象が発生し、多量の放射性物質等の放出のおそれがある場合に建家の気密を改善して影響緩和を図るため、気密の低下した開口部の目張り等を行うための資機材を用意する。

(3) 使用済燃料貯蔵プールへ注水するための資機材

使用済燃料貯蔵プールの冷却機能が喪失する事象が発生し、使用済燃料の破損のおそれがある場合に使用済燃料の冷却を目的として、使用済燃料貯蔵プールに注水するための消防自動車及び仮設ホース等を配備する。水源としては、HTTR機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等を利用する。

(4) 可搬型発電機

全交流電源喪失時に直流電源設備の蓄電池枯渇以降の原子炉を監視するため、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に中性子束を連続的に監視するため及び原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合に後備停止系駆動装置を直接駆動するために必要な可搬型発電機3台2組を用意する。

原子炉を監視するための可搬型発電機（温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機）は、温度、圧力及び中性子束を監視する計器等へ電源を供給するために必要な容量2kVA/基以上のもの1台2組を用意する。中性子束を連続的に監視するための可搬型発電機（中性子束監視用可搬型発電機）は、1.5kVA/基以上のもの1台2組を用意し、温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機を活用して、可搬型発電機の燃料補給時においても中性子束を連続的に監視できるようにする。後備停止系駆動装置を直接駆動するための可搬型発電機（後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機）は、1.8kVA/基以上のもの1台2組を用意する。

温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機は無給油で10時間以上、後備停止系駆動装置駆動用可搬型発電機は無給油で5時間（後備停止系16基の駆動に要する時間）以上運転可能とし、その燃料は7日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。可搬型発電機は、多重性を考慮して3台2組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

これらの可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ2箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

なお、可搬型発電機を原子炉建家内に設置する場合は、可搬型発電機の給気量を考慮し、十分に容積のある区画に設置し外気取入れの対策を行うとともに、排気は排気ダクト等により屋外に排出する設計とする。可搬型発電機を使用する事象発生時には、常駐運転員により可搬型発電機を設置場所まで運搬し、設置場所から監視対象の温度、圧力及び中性子束の計装盤付近までケーブルを敷設し、計器等（記録計及び信号変換器）及び中性子束計装盤に接続し、電力を給電できる設計とする。

本資機材等の仕様を第17.1表に示す。なお、可搬型発電機のうち温度、圧力及び中性子束監視用は、全交流動力電源喪失時に用いる可搬型発電機と共用する。多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故時において、原子炉の状態を把握するために監視するパラメータは、次のとおりである。

補助冷却器出口ヘリウム圧力

原子炉格納容器内圧力

原子炉圧力容器上鏡温度

中性子束

使用済燃料貯蔵プール水位

第 17.1 表 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の仕様

| | |
|----------------------|----------------------------|
| 消防自動車 | |
| 台 数 | 1 台 |
| 放水圧力 | 0.7 MPa |
| 放水量 | 1.0 m ³ /min 以上 |
| 水槽容量 | 1.0 m ³ 以上 |
| 温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 単相交流発電機 |
| 容 量 | 2 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 100 V |
| 基 数 | 2 基 (1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |
| 中性子束監視用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 単相交流発電機 |
| 容 量 | 1.5 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 100 V |
| 基 数 | 2 基 (1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |
| 後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 三相交流発電機 |
| 容 量 | 1.8 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 200 V |
| 基 数 | 2 基 (1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |

1.3.4 設備等(添付書類十)

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方

試験炉許可基準規則第 53 条に基づき、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。選定に当たっては、原子炉の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故(以下「設計基準事象」という。)時に、作動を想定していた以下の(i)から(iii)までの機能を有する機器等のいずれかの故障が重畳した場合の事象、すなわち設計基準事象を超える事象の中から、高温ガス炉の特徴を考慮して多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する。

(i) 原子炉停止機能

(ii) 炉心冷却機能

(iii) 放射性物質の閉じ込め機能(以下「閉じ込め機能」という。)

上記の設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

a. 放射性物質等の放出の影響

b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響

c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を選定する。

本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響はない。

そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a. から c. までの影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断に(i)から(iii)までの安全機能の機能喪失の重畳を想定する。

また、試験炉許可基準規則の解釈第 53 条で示されている使用済燃料の損傷についても検討を行う。

なお、事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を想定する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響がないことの例として、基準炉心における運転時の異常な過渡変化事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象の中で原子炉冷却材圧力バウンダリ(原子炉圧力容器)温度が最も高くなる事象である、商用電源喪失に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)する事象が発生した場合、第 4.1.1 図に示すように、燃料温度は上昇するものの燃料の許容設計限界温度である 1,600°C を超えない。また、燃料は溶融することなく、ヘリウムガスの急激な温度上昇もないことから、機械的エネルギーの発生により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損することはない。さらに、第 4.1.1 図に示すように、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度は使用材料の引張強度が熱時効により著しく変化しない温度である 550°C を上回ることはない。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、多量の放射性物質の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じない。すなわち、a. から c. までの影響はない。なお、本評価は、4.2.1 に示す解析コード、TAC/BLOOST⁽¹⁾、DELIGHT⁽²⁾、TWOTRAN⁽²⁾及び CITATION⁽²⁾を用いるとともに、4.2.1 に示す炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)等の条件を用いて実施した。

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

(1) 原子炉停止機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗(スクラム失敗)となり、原子炉停止機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.1図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備のみ作動しており、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。また、異常発生時の初期状態は、事故時に放出しうる放射性物質の量がより多くなる燃料限界照射試験時の照射炉心体系を選定した。

原子炉を停止させない場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることとはなく、徐々に炉心の温度が低下する。その後、事故発生後約22時間で原子炉は再臨界となり、約75時間で燃料最高温度は約1,550℃まで上昇するが、燃料の許容設計限界温度である1,600℃には到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 1.7×10^{-3} Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉压力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。なお、原子炉压力容器の最高温度は、後述するa.からc.に示す事象を早期に収束させるための措置を講ずることで、炉心冷却機能の喪失時の影響を上回ることはない。

本事象と1次冷却設備二重管破断事故を比較した場合、再臨界となるまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する(第3.7.3図参照)。本事象が発生した場合、1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46MPa(abs)へと上昇し、その後、約0.25MPa(abs)に静定する。しかしながら、再臨界後、炉心の温度上昇により約0.27MPa(abs)で安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約0.46MPa(abs)となり、原子炉格納容器の最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。

このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気の量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることとはなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.2図及び第4.2.3図に示すように、一酸化炭

素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価では、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コードにより実施している。また、使用する反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)は、設計基準事故の解析と同様に、DELIGHT、TWOTRAN 及び CITATION により評価している。黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN⁽³⁾コードにより実施している。

本事象の評価条件として、設計基準事故と同様の解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)及び可燃性ガスの生成過程は以下に示す条件により評価している。

炉心半径方向等価熱伝導率について、設計基準事故の評価では、保守性を持たせるために、燃料ブロック内燃料棒挿入孔や制御棒案内ブロック内制御棒挿入孔におけるふく射を考慮しない条件のもとで評価し、さらに得られた炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度 20%を考慮している⁽⁴⁾。

しかし、本評価においては、現象論に基づき炉心を構成する燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及びふく射を考慮し求めた第 4.2.4 図に示す値を用いている。また、得られた炉心半径方向熱伝導率には安全裕度を加味しない値を用いている。

反応度係数(ドプラ係数及び減速材温度係数)について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値⁽⁵⁾に 20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、安全裕度を加味しない値を用いている。

可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素と二酸化炭素が生成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している⁽⁶⁾。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。
- b. 原子炉が停止していない場合、手動スクラム、手動によるスクラムしゃ断器の開等による原子炉の停止操作を行う。
- c. 制御棒が挿入できない場合、後備停止系の作動操作を行う。非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視するとともに、後備停止系を操作し、原子炉の停止に努める。

なお、万一すべての停止機能が喪失した場合は、原子炉停止にかかる自主対策設備を用いて原子炉の停止に努める。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

(2) 炉心冷却機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因により炉心冷却機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能を有する炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した事象を想定した場合の原子炉の挙動を第4.2.5図に示す。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料最高温度は一旦低下した後、約1,160℃まで再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料温度は許容設計限界温度である1,600℃に到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 1.7×10^{-3} Svである。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。

原子炉压力容器の圧力は、1次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。また、原子炉压力容器の最高温度は原子炉压力容器側部に生じ、「(3)閉じ込め機能の喪失」と同様に、事故後約120時間で約460℃まで上昇するが、制限温度を超えることはない。

本事象では、「(1)原子炉停止機能の喪失」の場合に見られる再臨界とならないことから、第4.2.5図で示すように炉心温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力0.49MPa(abs)を上回らない。このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

さらに、炉内へ侵入するおそれのある空気の量は原子炉格納容器により制限されており、サポートポスト及び燃料スリーブの酸化量は制限される。これにより、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることはない。また、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度も、原子炉格納容器の空気が全て黒鉛酸化に消費されたとしても、第4.2.6図及び第4.2.7図に示すように、一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

よって、本事象では、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じるおそれがない。

なお、本評価は、事象発生後直ちに原子炉が自動停止し未臨界となることを除き、「(1)原子炉停止機能の喪失」と同様の条件で実施している。

本事象では多量の放射性物質等の放出等を生じるおそれはないが、事象を早期に収束させるために以下の措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態及び放射線量を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。

b. 炉容器冷却設備の復旧に努め、炉心をできるだけ早く冷却することにより、早期の事象収束に努める。

c. 非常用発電機が機能喪失している場合、可搬型発電機により、原子炉の状態を継続的に監視する。

本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

(3) 閉じ込め機能の喪失

設計基準事象を超える事象として、設計基準事象発生時に何らかの原因(地震等の外部事象を含む。)により閉じ込め機能が喪失する事象を想定する。

例えば、4.1のa.からc.までの影響が大きい1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失及びサイフォン効果による使用済燃料貯蔵プール水の流出も含む。)が重畳した事象を想定する。

本評価では、炉容器冷却設備、1次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。事象発生後、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「中間熱交換器1次冷却材流量低」信号により、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料温度は初期温度を上回ることなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じない。しかしながら、1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能を喪失していることから、放射性物質を含む1次冷却材の地上放出により多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

また、この時には原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、空気が原子炉格納容器内に流入し続け、炉心に空気が侵入し、黒鉛の酸化を引き起こすことで可燃性ガスが発生するおそれがあるが、第4.2.8図及び第4.2.9図に示すように原子炉格納容器への空気の流入及び混合ガスの流出条件における可燃性の一酸化炭素の濃度は最大でも1%未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。

原子炉格納容器が大規模に破損した場合には原子炉格納容器への空気の流入及びヘリウム、空気、可燃性ガス等の混合ガスの流出が多く、原子炉格納容器内の混合ガスが空気で置換されるため可燃性ガスの濃度はさらに小さくなる。

さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失によって炉内へ侵入する空気の量が増加する場合でも、サポートポストの残存等価直径は、炉心を支持するのに必要な強度を有しているための条件である80mmを下回ることなく、黒鉛スリーブ底板の等価厚さは、燃料要素の燃料部が黒鉛ブロック内にとどまっているための条件である5mmを下回ることはない。

なお、本評価は、黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価を除き、「(2) 炉心冷却機能の喪失」と同様の条件で実施した。このため、原子炉格納容器及び炉内へ侵入する空気による冷却効果は無視している。

本事象では、多量の放射性物質等の放出が生じるおそれがあるため、4.3.1に示す措置を講ずることとする。

4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。

(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の冷却機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合における使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動について、汎用熱・構造解析コード Nastran⁽⁷⁾を用いて評価した結果を第4.2.10図に示す。解析モデルの上端は断熱とし、側面及び下面は貯蔵ラック表面のプール水の自然対流を考慮した熱伝導、また貯蔵プール周囲のコンクリートへの放熱を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である5.9wt%、燃焼度は炉心全体の平均燃焼度22,000MWd/tとし、原子炉停止後40日経過した使用済燃料150体(1炉心)を貯蔵しているものとする。貯蔵プール外に設置されている配管が破損した場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出(瞬時流出とした想定)によりプール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、約15日で100℃に到達する。その後、使用済燃料貯蔵プール水の蒸発により冠水維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度は約130℃/日で上昇し、約24日で使用済燃料貯蔵ラックの温度は強度を確保できなくなる800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。

よって、本事象では多量の放射性物質等の放出のおそれがあり、4.3.2に示す措置を講ずることとする。

また、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約6日で800℃に至り、その後使用済燃料が破損する可能性があるため、4.3.2に示す措置を講ずることにより使用済燃料貯蔵プール水の流出量を制限する。なお、当該措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した第4.2.10図に示す温度挙動の評価に包絡される。

(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による除熱機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。

- a. 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度1,600℃を超えて燃料が破損する。
- b. 冷却機能喪失により貯蔵ラックが800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。
- c. 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。
- d. 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。

a. について、冷却機能が完全に喪失した場合の温度挙動を Nastran を用いて評価する。解析モデルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮する。使用済燃料貯蔵ラック周り及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体—貯蔵ラック

間にふく射による伝熱を考慮する。貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。使用済燃料の評価条件として、濃縮度は平均濃縮度である 5.9wt%、燃焼度は HTTR 燃料の最高燃焼度 33,000MWd/t とし、1つのラックに対し、冷却期間 2 年の使用済燃料 5 体をラックの上側に、さらに冷却期間 4 年の使用済燃料 5 体をラックの下側に、合計 10 体を貯蔵しているものとする。

評価の結果、第 4.2.11 図に示すように使用済燃料の最高温度は約 670°C となり、燃料の許容設計限界温度 1,600°C を超えない。そのため、昇温による燃料の破損は生じず健全性は保たれる。

b. について、第 4.2.11 図に示すように使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約 670°C となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度 800°C を超えることはない。

c. について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、約 110mm の炭素鋼の上板及び約 1600mm のコンクリート等からなる。このため、例えば地震等により構造上遮蔽体(上蓋)がなくなることは考えがたく、遮蔽機能が喪失することはない。

d. について、使用済燃料貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、被ばく量は 10^{-6} mSv 以下に留まる。

以上のように、使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態(使用済燃料貯蔵建家の屋根及び壁のコンクリート片等の堆積によって、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない状態)を想定した場合には、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがあることから、4.3.2 に示す措置を講ずることとする。

なお、使用済燃料貯蔵設備は、耐震重要度を添付書類八「1.4.2 耐震設計上の重要度分類」に基づき B クラス及び C クラスと分類している。しかし、使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定においては、上記の使用済燃料貯蔵ラックの温度解析における前提条件を成立させること及び遮蔽機能を喪失しないこと並びに未臨界性の確保が必要であることから、使用済燃料貯蔵建家躯体及び貯蔵ラック等は、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

4.3 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止

4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合、放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

- a. 中央制御室にて、原子炉の状態(止める、冷やす、閉じ込める機能を有する機器の作動状況等)及び放射線量を把握するとともに、事象の収束まで継続的に監視する。中央制御室の計器類が機能喪失しており、原子炉の状態が把握できない場合は、可搬型計器を計装盤に設置し、可搬型発電機を可搬型計器に接続することにより、原子炉の状態を把握するとともに、原子炉の状態を継続的に監視する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。
- b. 炉心冷却機能を喪失している炉容器冷却設備の循環ポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、炉心を冷却する。なお、炉容器冷却設備の配管が破損しているおそれがある場合に炉容器冷却設備の循環ポンプを起動させた場合、原子炉格納容器内に水が入るおそれがあることから、配管の健全性が確認できない場合は炉容器冷却設備の循環ポンプを作動させない。
- c. 放射性物質の放出低減機能を喪失している非常用空気浄化設備の配管や、非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- d. 放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。
- e. 原子炉の状態が把握できない場合は、放射性物質等の放出による被ばくのおそれがあるものとしてチャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングを行う。
- f. 中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれがあることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。
- g. 原子炉建家内及び原子炉建家周辺の放射線モニタリングの結果、放射線量が高い場合は、サービスエリア等の扉の目張りをすることにより建家の気密を改善して影響緩和の措置に努める。
- h. 作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、作業時間を管理することにより、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないよう作業する。
- i. 使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合、拡大防止のために、注水配管のベント弁等を開とすることにより、使用済燃料貯蔵プール水の流出を停止する。

4.3.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策

(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

使用済燃料貯蔵プールにおいて、プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事故が発生した場合、燃料の許容設計限界温度である 1,600°C を超えることで使用済燃料が破損し、多量の放射

性物質等の放出のおそれがあることから、事故の拡大防止及び放射性物質の放出による被ばくの影響を緩和するために以下のような措置を講ずる。

- a. プール水冷却浄化設備のポンプ及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
 - b. プール水冷却浄化設備が復旧できない場合、純水供給設備のポンプが簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
 - c. 純水供給設備が復旧できない場合、拡大防止及び影響緩和のために共用の消防自動車から純水供給配管の接続口に仮設ホース等を接続し、使用済燃料貯蔵プールに注水を行う。
 - d. H T T R 機械棟の共用水槽及び夏海湖の貯水等の水源を利用する。
 - e. 可搬型計器等により水位を確認する。本監視に必要な盤については、基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。
- (2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家については、設計基準事象により敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、極めて保守的に完全断熱状態（使用済燃料貯蔵建家の屋根や壁のコンクリート片等の堆積によって完全断熱になることはないが、使用済燃料貯蔵ラックの冷却がない仮想的な状態）を想定した場合、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度は上昇し、事故発生から約1か月後に貯蔵ラックが800℃を超えて破損に至り、これにより使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがある。このことから、事故の拡大防止のために以下のような措置を講ずる。

- a. 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置及び非常用発電機が簡易な補修等により復旧可能な場合は拡大防止のために復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。
- b. 使用済燃料貯蔵ラック上面に堆積した瓦礫等を撤去する。

4.3.3 事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応

事故の拡大防止及び影響緩和に係る対応のうち、①制御棒による原子炉停止操作、②後備停止系の作動操作及び③使用済燃料貯蔵プール水のサイフォン効果によるプール水の流出を止める処置等を以下のように行うため、6名以上の運転員を原子炉施設に常駐させる。

また、原子炉の出力運転中に常駐している運転員以外の事故対応要員は、夜間・休日を含めて招集され、約1時間後には事故の対応に加わる。

なお、使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵ラック上面の瓦礫撤去については、事故の進展が緩慢であるため、①から③の対応後に実施する。

- ① 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉停止機能の喪失」に示すb.(制御棒による原子炉停止操作)について、常駐している運転員で事故発生後約20分を目途に実施する。
- ② 「4.2.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定 (1)原子炉停止機能の喪失」に示すb.(制御棒による原子炉停止操作)を実施しても制御棒が挿入できない場合は、c.(後備停止系の作動操作)について、常駐している運転員で上記①の実施後約5時間を目途に実施する。

- ③ 「4.3.1 原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策」に示す a. (全電源喪失時の可搬型発電機設置及び監視体制構築)、g. (建家の目張り処置)及び i. (使用済燃料貯蔵プール水がサイフォン効果により流出している場合のプール水の流出を止める処置)については、それぞれ約35分、約20分及び約20分を目途に実施する。また、全ての処置が同時に必要になった場合でも、常駐している運転員が作業を分担・並行して行うことにより、全ての対応を約1時間を目途に実施する。

4.3.4 大規模損壊について

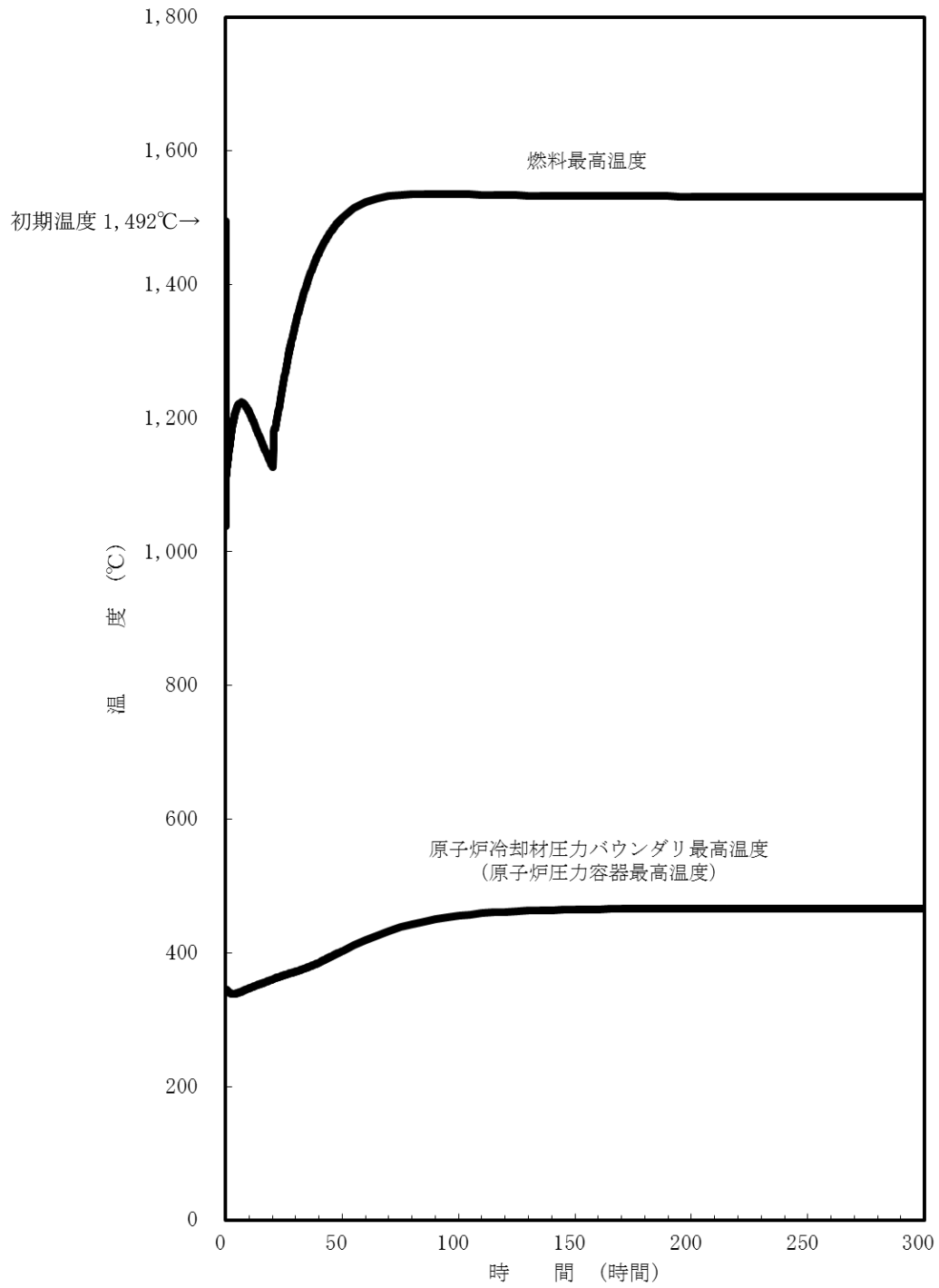
上記の想定を上回る事象として、設計基準事象を大幅に超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊*1(以下「大規模損壊」という。)の発生を仮想的に想定する。その場合、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴を踏まえて、事業者は、4.3.1及び4.3.2の対策を可能な範囲で実施する。

なお、本原子炉施設において、4.3.2(1)に示す事故及び事象が発生した場合は、共用の消防自動車を上記の事故の拡大を防止するための措置及び対策に優先して用いる。

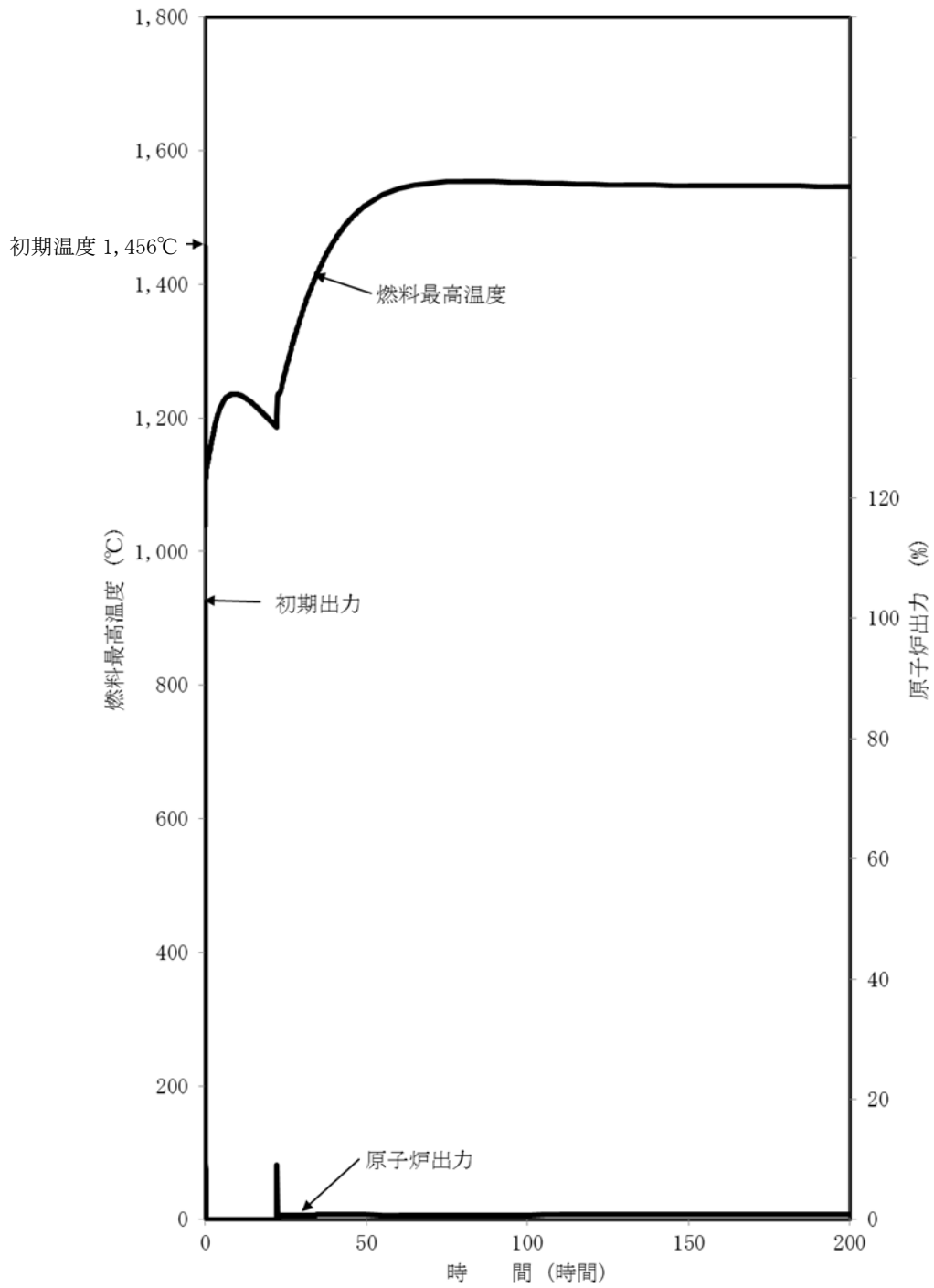
*1大規模損壊への対応は、発電用原子炉施設に対して要求されている事項である。試験研究用原子炉である本原子炉施設についても、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省を踏まえ、想定を超える事象としての大規模損壊が発生した場合の安全確保の考え方を防災の観点から考察した。

4.4 参考文献

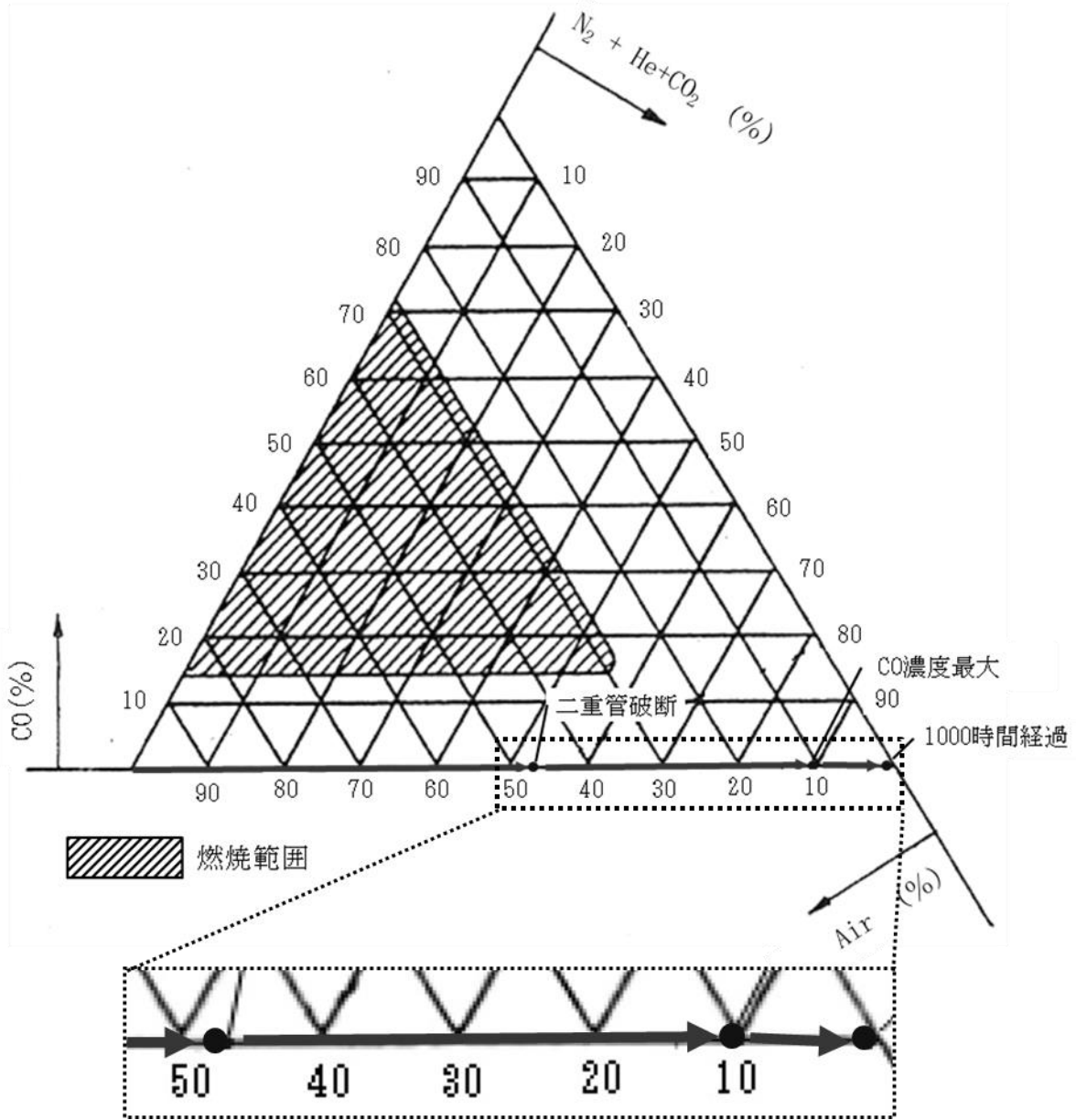
- (1) 高松 他；「TAC/BLOOST コードの検証 (受託研究)」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005)
- (2) 土井 他；「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6」、JAERI-M 83-176 (1983)
- (3) 島崎 他；「高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証」、JAEA-Technology 2014-038 (2014)
- (4) 國富 他；「高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析」、JAERI-M 91-163 (1991)
- (5) 山下 他；「高温工学試験研究炉の反応度係数の評価」、JAERI-M 90-008 (1990)
- (6) 小川 他；「円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達」、日本原子力学会誌 Vol. 35、No. 3、pp. 245-252 (1993)
- (7) Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.；「NX Nastran 8 Verification Manual」, (2011)



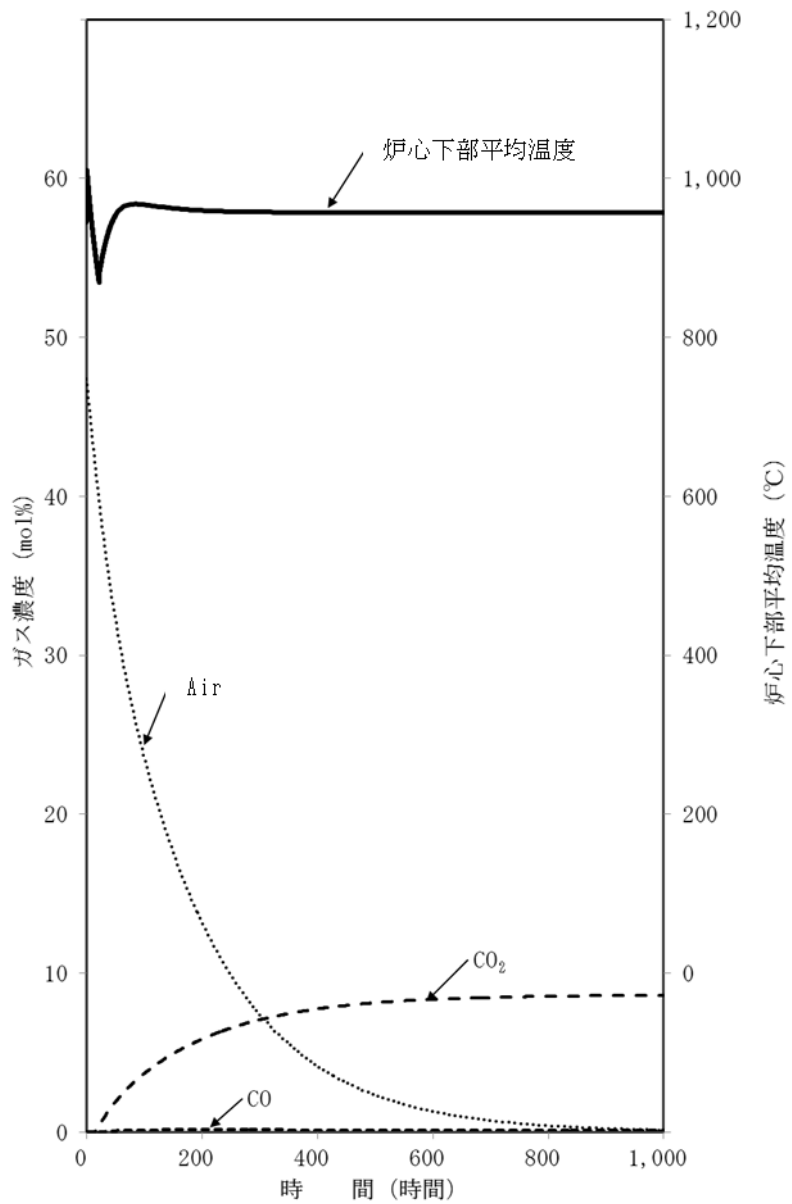
第 4.1.1 図 商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の原子炉の挙動例



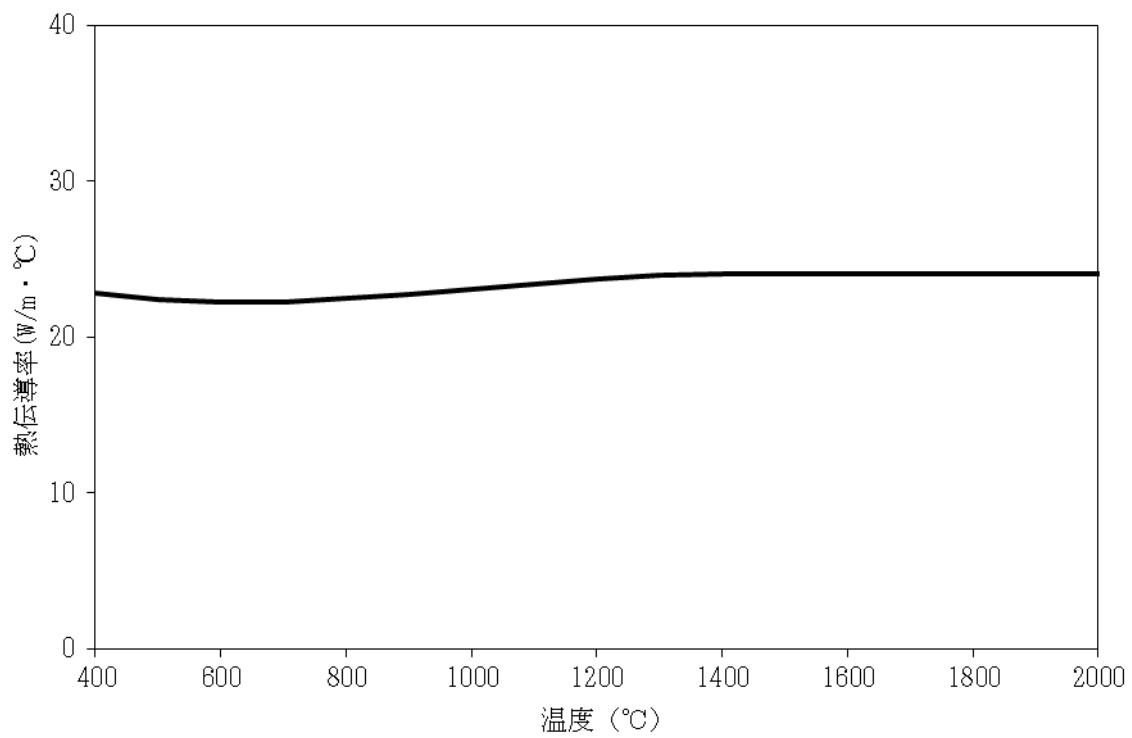
第 4.2.1 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



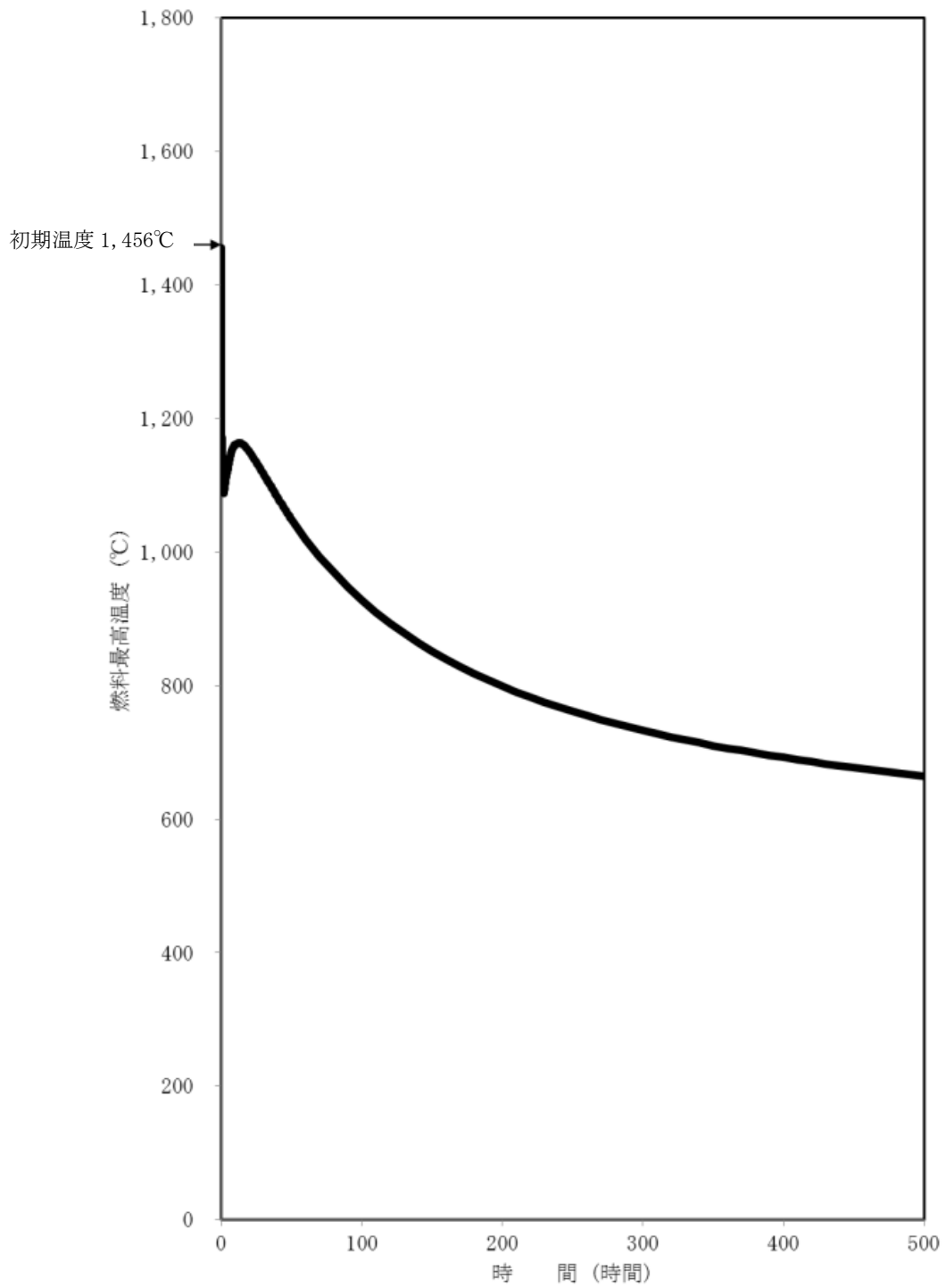
第4.2.2図 1次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



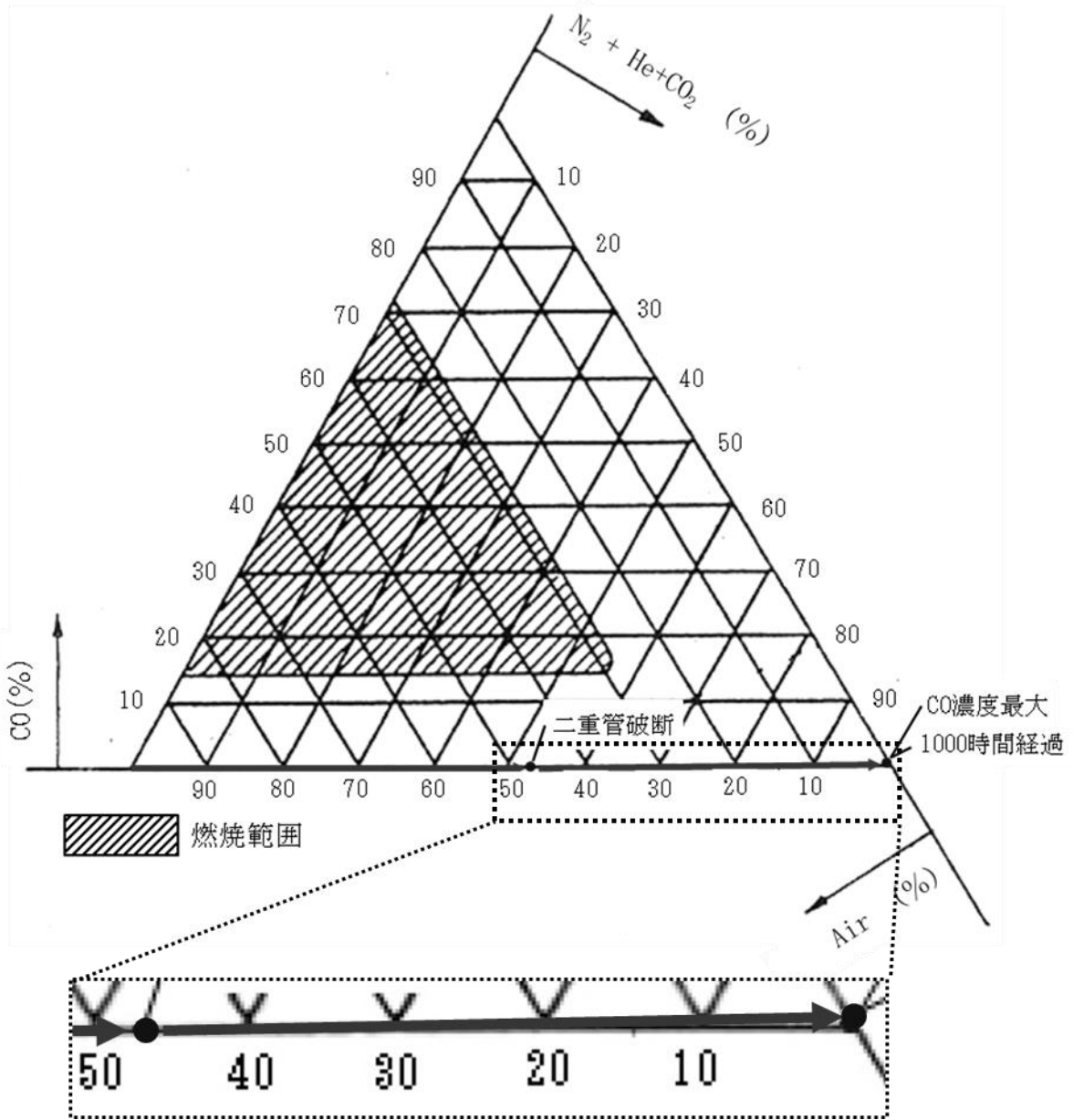
第4.2.3図 1次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



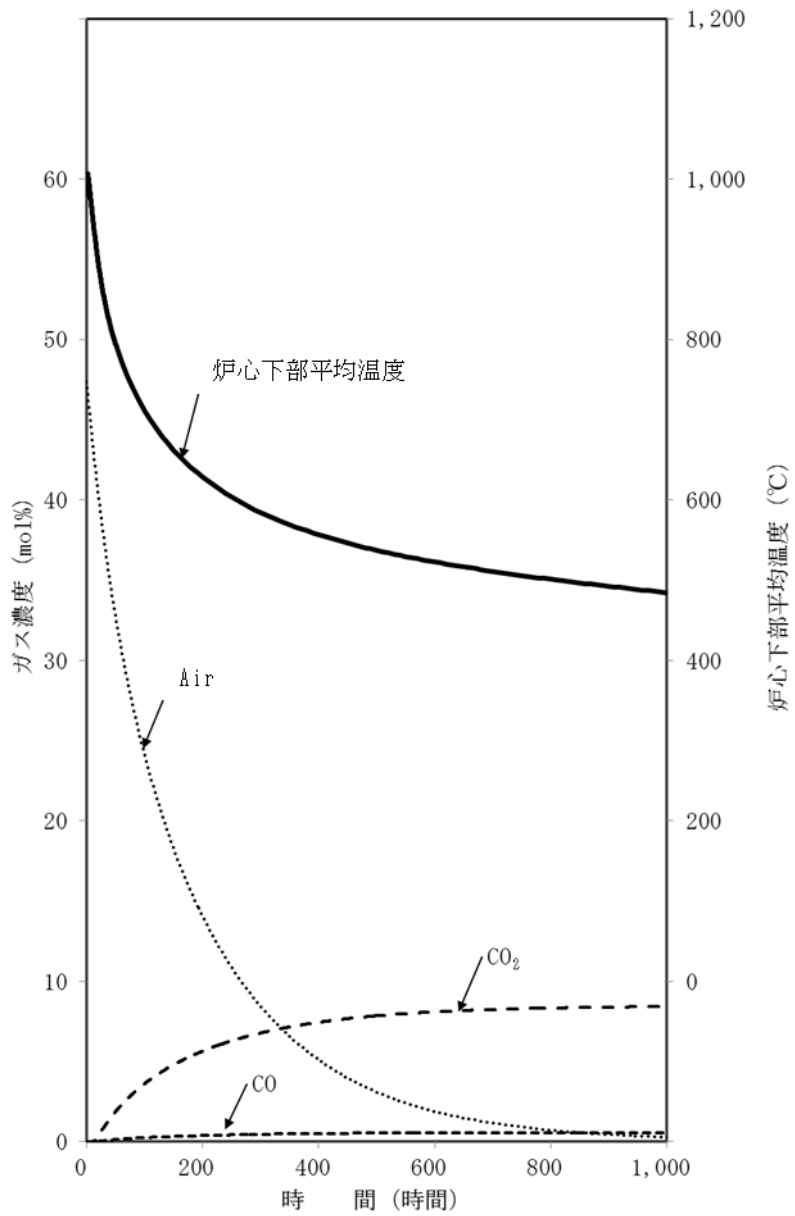
第 4.2.4 図 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事象の解析に使用した炉心半径方向等価熱伝導率



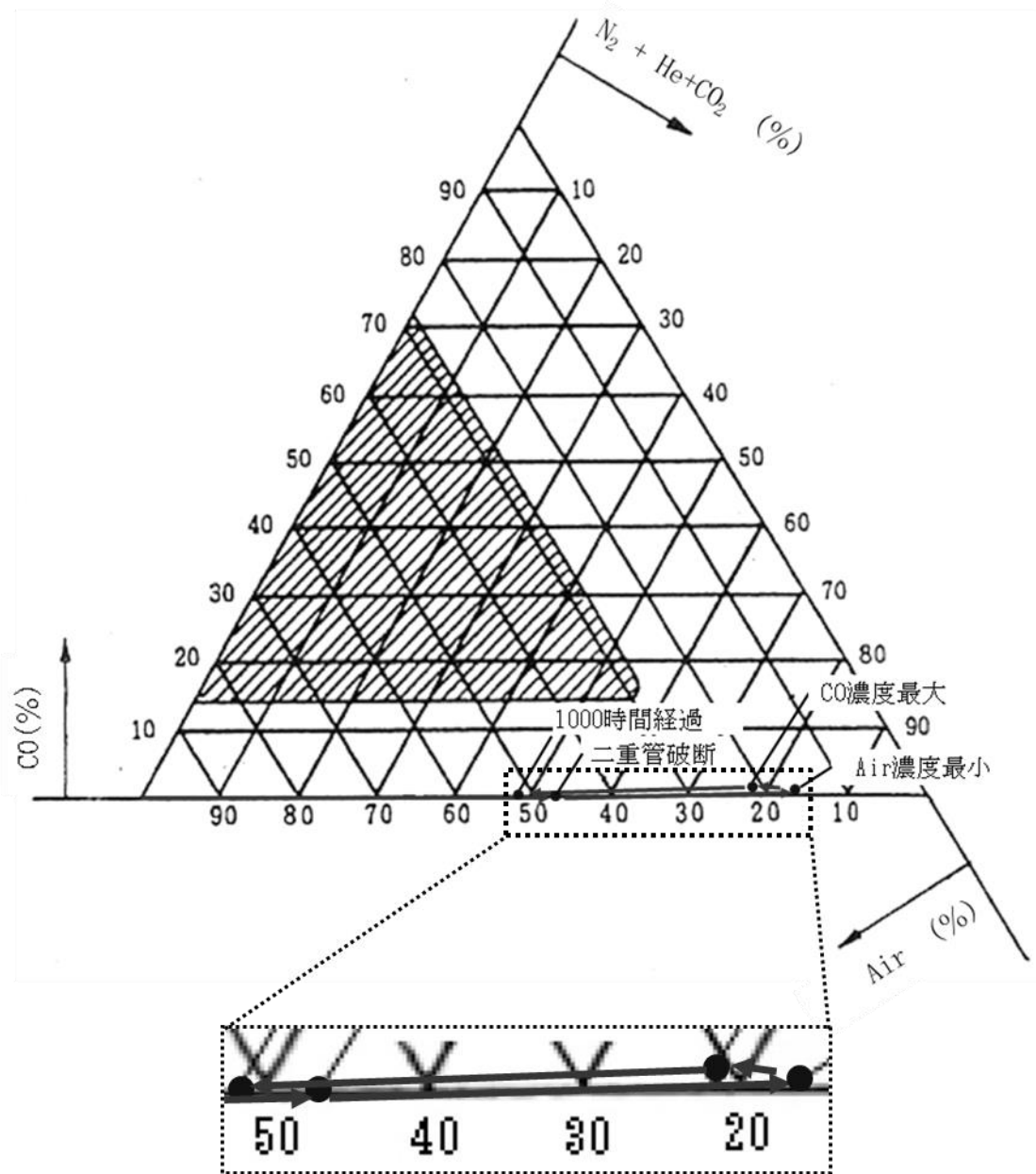
第 4.2.5 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例



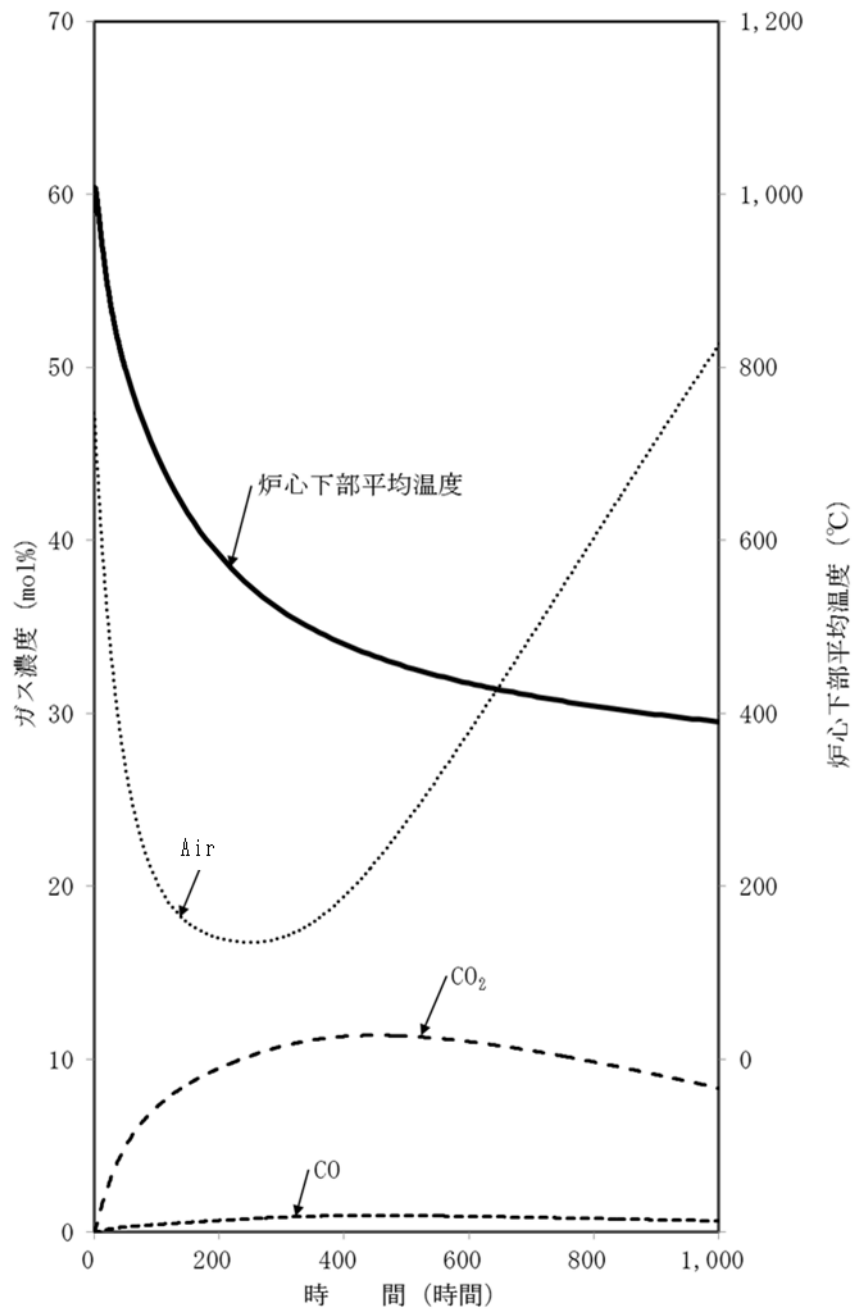
第 4.2.6 図 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



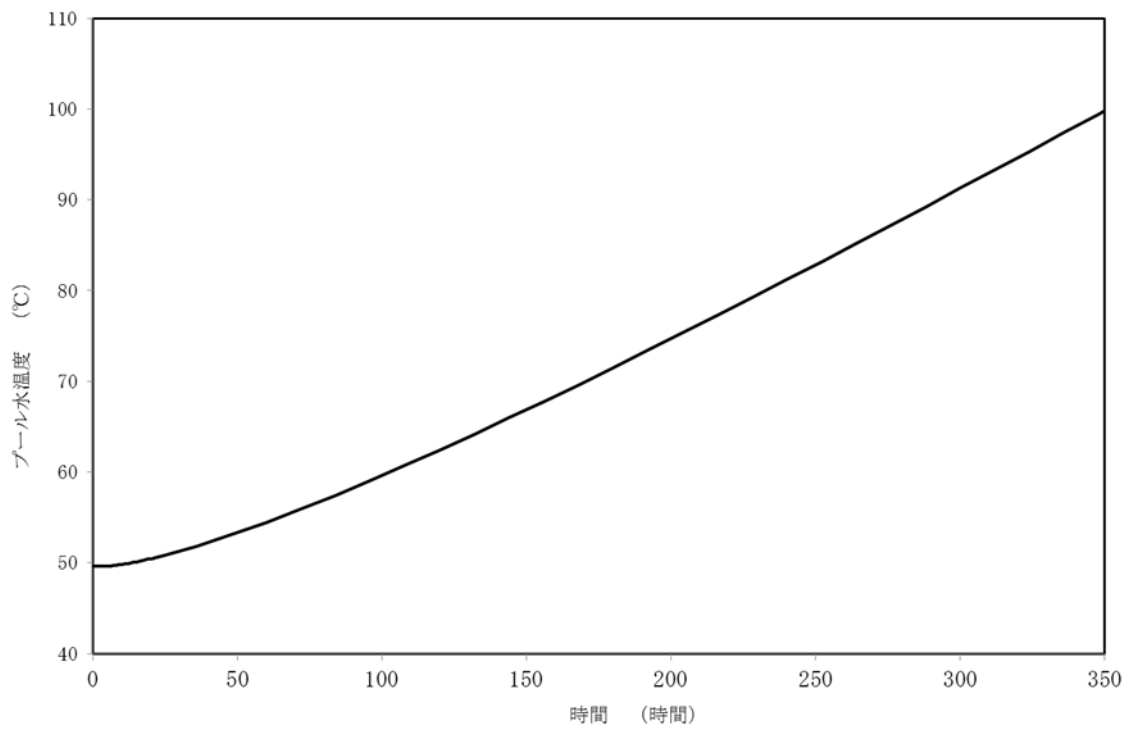
第4.2.7図 1次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



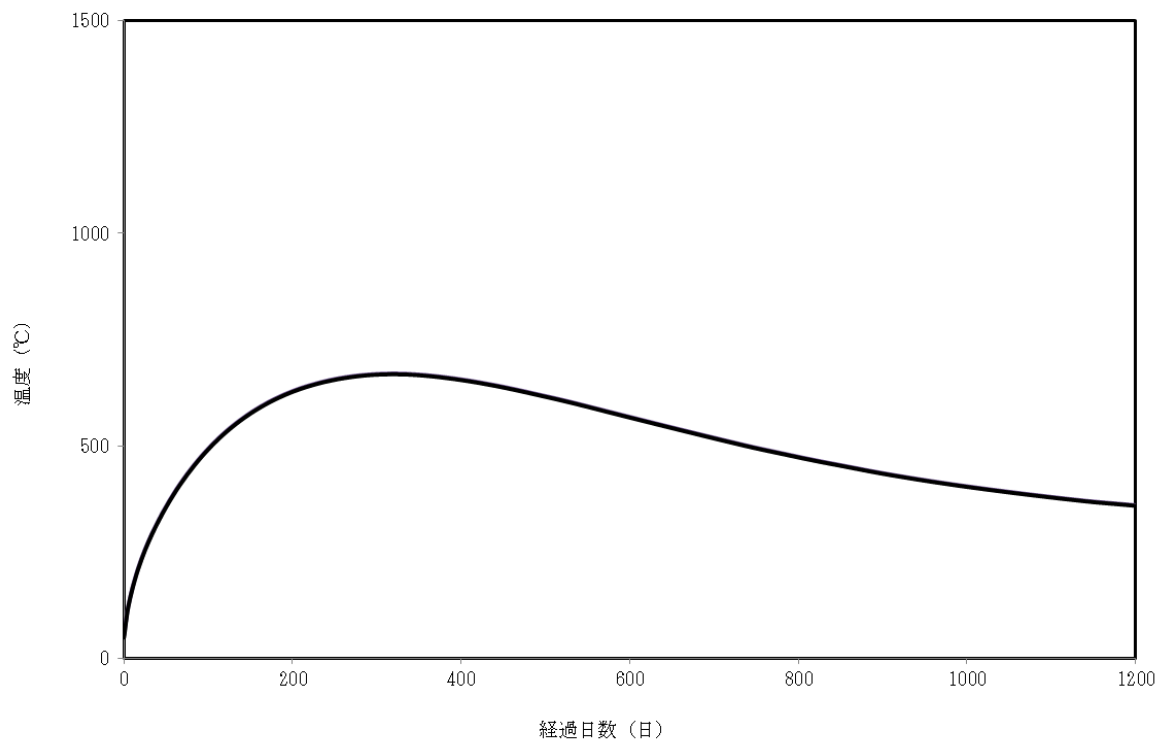
第 4.2.8 図 1 次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例



第4.2.9図 1次冷却設備二重管破断に閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例



第 4. 2. 10 図 プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合のプール水温度評価例



第 4. 2. 11 図 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の使用済燃料貯蔵ラック温度評価例

2. HTTR 原子炉施設の
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
(適合性説明資料)

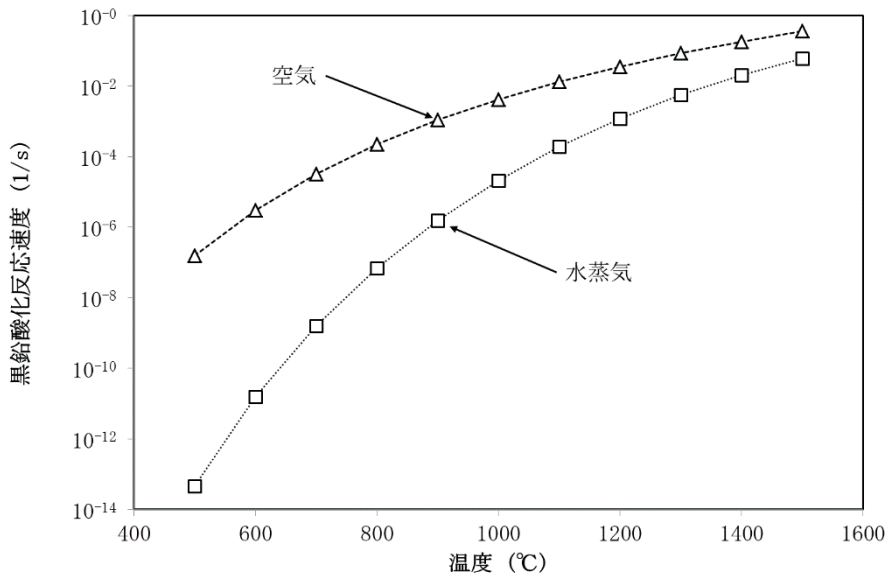
審査会合におけるコメント

原子炉格納容器内で水蒸気が発生した場合の原子炉への影響について定量的に説明すること。

【回答】

CV 内で VCS が破断した場合、CV 内に漏水することで水蒸気が発生する可能性がある。1 次冷却設備二重管破断が発生している場合、炉内への水蒸気の侵入の可能性については否定しえないが、水蒸気が炉内に侵入したとしても、水蒸気による黒鉛酸化反応速度は空気による黒鉛酸化反応速度に比べて約 1 桁以上小さく^{※1}、また、炉内の温度も低下していることから水蒸気による著しい黒鉛酸化、可燃性ガスによる爆発及び著しい燃料破損を引き起こすことはないと考えている。

※1 例えば、1,000℃における黒鉛酸化反応速度は、本事象のような大気圧条件で評価した結果^[1]、以下の図に示すように空気の場合と水蒸気の場合で 1 桁以上小さくなる。



参考文献

[1] C. Velasquez et al., “The Oxidation of H-451 Graphite by Steam, Part 1: Reaction KINETICS”, General Atomic Company (1978)

審査会合におけるコメント

事象の推移等を詳細に説明すること。

【回答】

許可申請書添付書類十 4.2 に記載を追記する。

参考として以下の資料を添付する。

添付資料 1 BDBA 事象発生時の状況

添付資料 2 BDBA に対する解析結果例（1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳する場合の原子炉の挙動例）

添付資料 3 BDBA に対する解析結果例（1 次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳する場合の原子炉の挙動例）

添付資料 4 BDBA に対する解析結果例（1 次冷却設備二重管破断事故に CV の閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の可燃性ガスの挙動例）

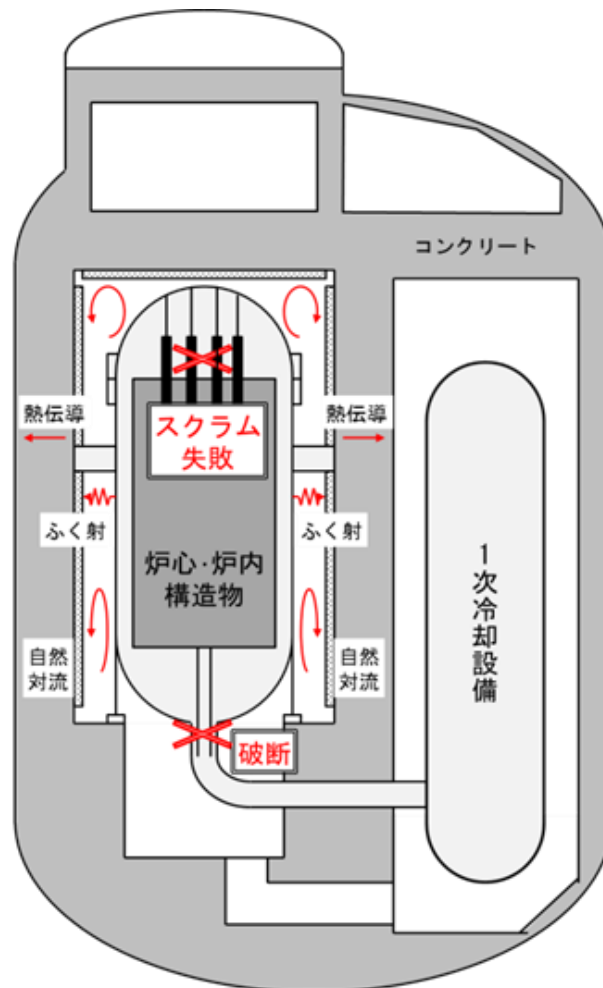
添付資料 5 H27.12.18 の第 83 回審査会合資料 2-2 の抜粋

BDBA 事象発生時の状況

BDBA 発生時の原子炉周りの状況を①から③に示す。

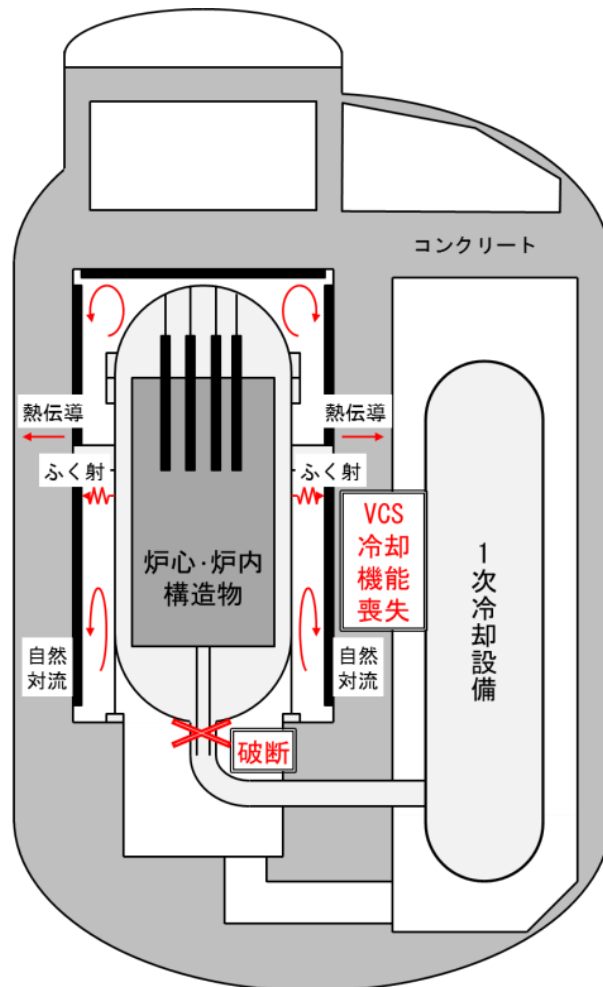
①は 1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳する事象、②は 1 次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳する事象及び③は 1 次冷却設備二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象発生時の状況を示している。

- ① 1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳する事象



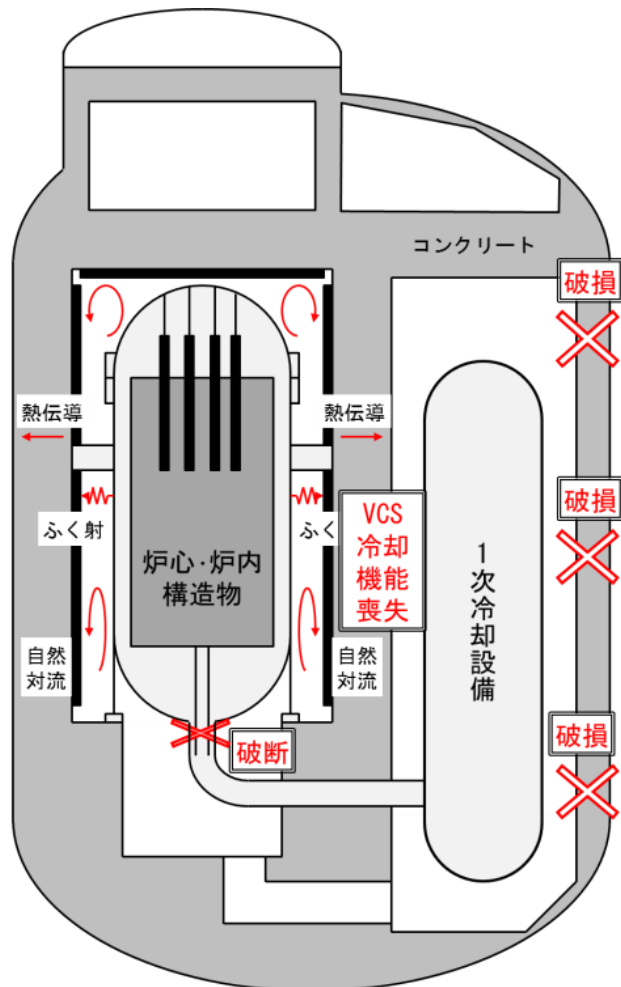
添付図 1 1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳する事象(事故発生時)

② 1次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳する事象



添付図 2 1次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳する事象(事故発生時)

③ 1次冷却設備二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象



添付図3 1次冷却設備二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失が重畳する事象(事故発生時)

BDBA に対する解析結果例(1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳する場合の原子炉の挙動例)

原子炉停止機能を期待している設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断事故（以下、「二重管破断事故」という。）に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例を添付図 1 に示す。なお、本解析例では H27.3.30 の第 52 回審査会合の資料 2（添付資料 7 参照）、及び H28.6.13 の第 122 回審査会合資料 5-3（添付資料 8 参照）で示した解析条件を設定しているが、炉心の等価熱伝導率及び温度係数には最確値を用いている。

原子炉を停止させない場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで原子炉が再臨界となり、燃料最高温度は約 1,550°C へと上昇するが、燃料の健全性を維持できる温度である 1,600°C には到達せず、自然に安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損及び多量の放射性物質等の放出は生じない。

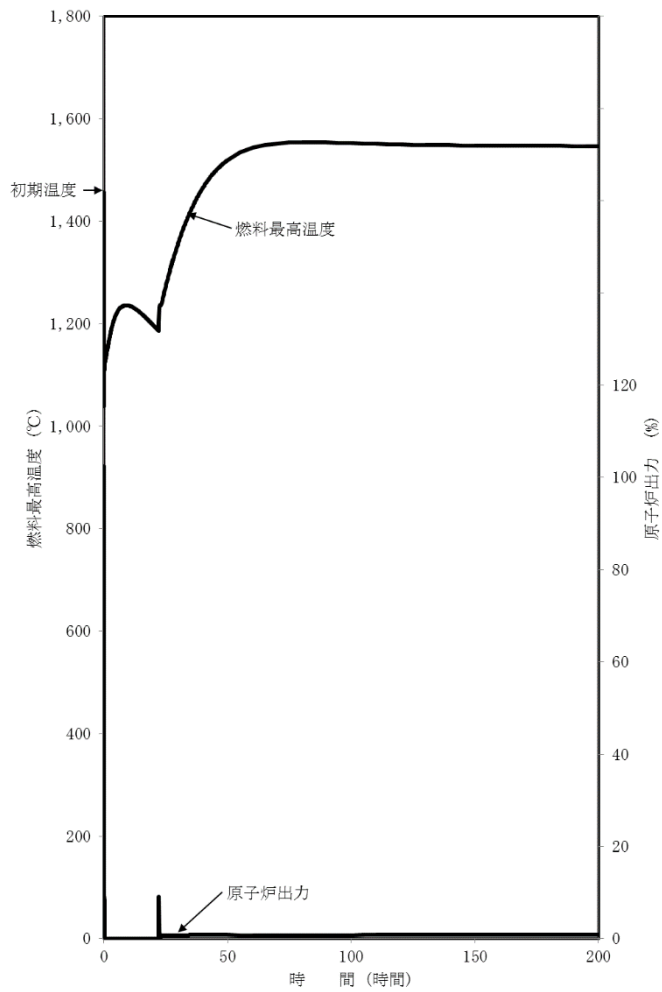
また、本事象では、再臨界後の炉心温度上昇により CV 内圧力が上昇するおそれがある。

設計基準事故（以下、「DBA」という。）である二重管破断事故時の CV 内圧力の時間変化を添付図 2 に示す。二重管破断後、CV 内圧力は約 9 秒で 0.46 MPa へと上昇するが最高使用圧力 0.49 MPa を上回らず、その後下降し、最初の約 17 分で 0.25 MPa に静定する。

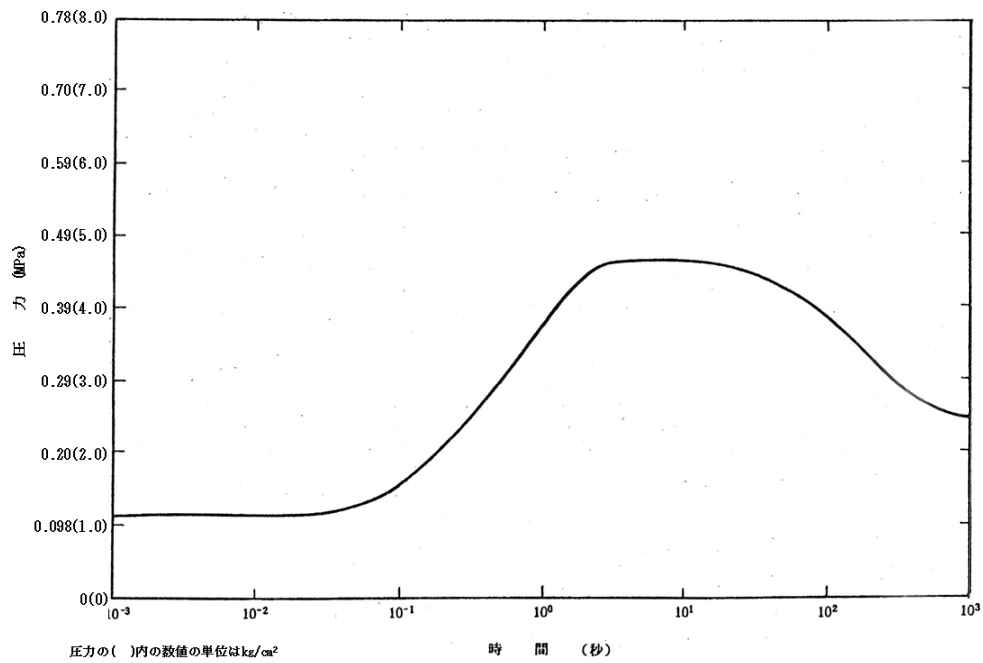
本事象は、再臨界までは DBA の二重管破断事故と原子炉及び CV 内の挙動に顕著な差はなく、CV 内の圧力変化は同じであると考えられる。よって、本事象における 17 分後の CV 内の圧力は 0.25 MPa と考えることとする。

また、本事象では、再臨界後、原子炉から発生した熱により CV 内の雰囲気温度は上昇するが、炉心の温度上昇に比べて CV 内の温度上昇は小さい。しかしながら、保守的に見積もるため、炉心平均温度の上昇分を CV 内雰囲気温度の圧力上昇と等しいと考えることとする。

以上の条件を基に本事象が発生した場合の CV 内圧力を炉心平均温度上昇分で保守的に見積もったとしても、CV 内圧力は約 0.27 MPa 程度となり、CV の最高使用圧力 0.49 MPa より十分低い値となる。



添付図1 二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例

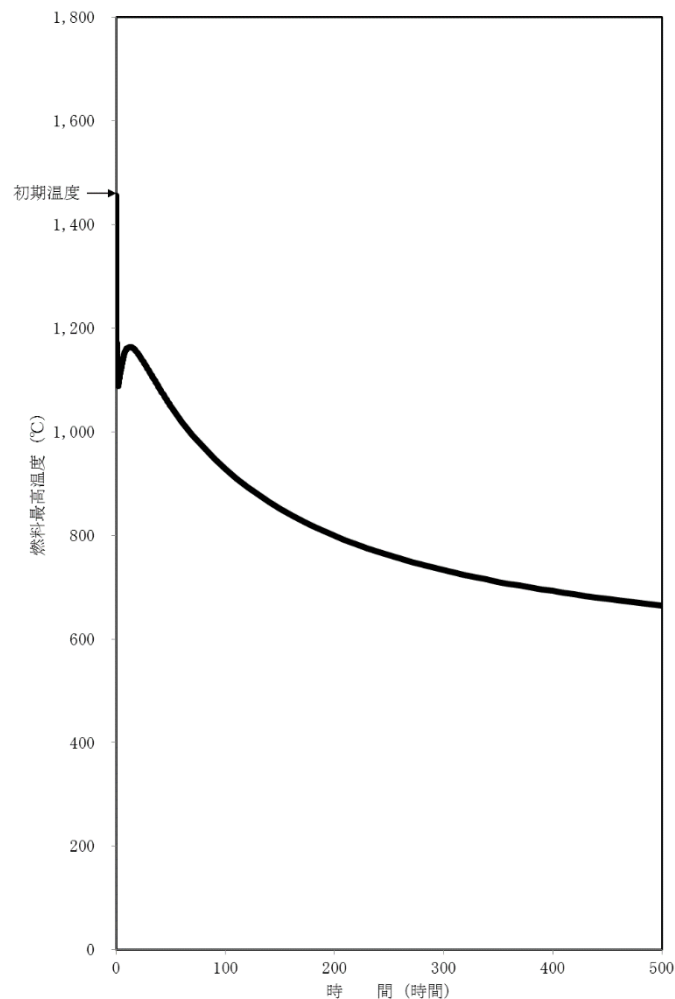


添付図2 二重管破断事故時のCV内圧力の時間変化

BDBA に対する解析結果例(1 次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳する場合の原子炉の挙動例)

炉心冷却機能を期待している設計基準事象である 1 次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例を添付図 1 に示す。なお、本解析例では H27.3.30 の第 52 回審査会合の資料 2 (添付資料 7 参照)、及び H28.6.13 の第 122 回審査会合資料 5-3 (添付資料 8 参照) で示した解析条件を設定しているが、炉心の等価熱伝導率には最確値を用いている。

炉心冷却機能が喪失した場合、燃料最高温度は一旦低下した後、約 1,160°C まで再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料の健全性を維持できる温度である 1,600°C には到達せず、自然に安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損及び多量の放射性物質等の放出は生じない。



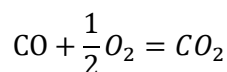
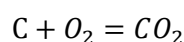
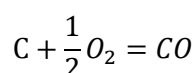
添付図 1 二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例

BDBA に対する解析結果例(1 次冷却設備二重管破断事故に CV の閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の可燃性ガスの挙動例)

1 次冷却設備二重管破断事故に CV の閉じ込め機能の喪失が重畳した場合、CV 内に流入した空気が圧力容器内へと侵入し、黒鉛が酸化することで可燃性ガスが発生する。

CV が健全な場合は、CV 内にある空気が可燃性ガスである一酸化炭素（以下、「CO」という。）の生成のみに全て費やされたとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外となる。また、CV が大規模に破損した場合には CV への空気の流入及びヘリウム、空気、可燃性ガス等の混合ガスの流出が多く、CV 内の混合ガスが空気で置換されるため可燃性ガスの濃度は小さくなる。このことから、可燃性ガスの濃度が最も厳しくなる CV への空気の流入及び混合ガスの流出条件があると考えられるため、CV への空気の流入量及び混合ガスの流出量をパラメータとして可燃性ガスの濃度を評価する。

また、設計基準事象では、H27.3.30 の第 52 回審査会合の資料 2（添付資料 7 参照）、及び H28.6.13 の第 122 回審査会合資料 5-3（添付資料 8 参照）で示した解析条件を設定しているが、現実には、以下のような酸素（以下、「O₂」という。）との黒鉛酸化反応により CO のみならず二酸化炭素（以下、「CO₂」という。）も生成する。



これらの反応により生成する CO 及び CO₂の生成割合は、添付図 1 に示すように、実験結果から温度で変化することが示されている^[3]。よって、現実的な評価が可能な BDBA では、このような CO 及び CO₂の反応を考慮して可燃性ガスの濃度を評価する。

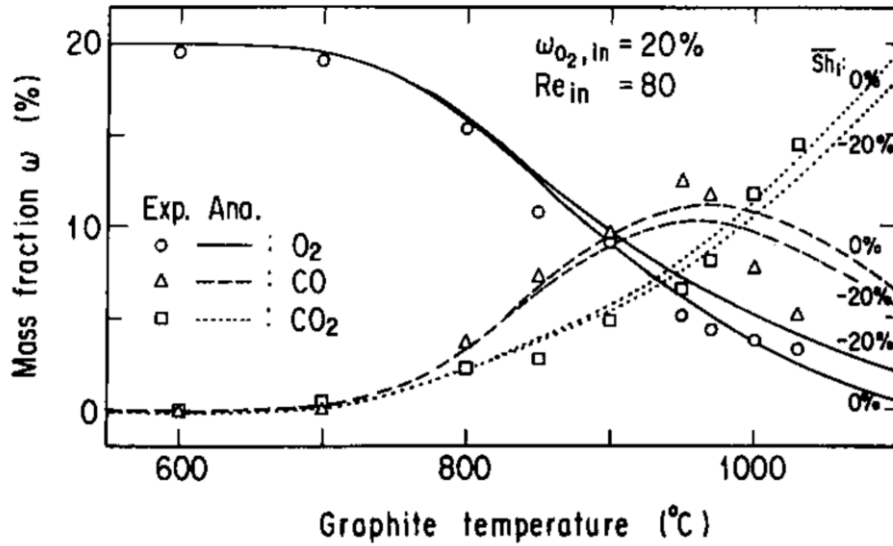
可燃性ガスの濃度が最も厳しくなる CV への空気の流入及び混合ガスの流出条件における可燃性ガスの濃度の評価結果を添付図 2 に示す。また、CV 内の空気、CO、CO₂及び炉心下部平均温度の時間変化を添付図 3 に示す。二重管破断後にヘリウムが CV 内に放出されることで、①に示すように CV 内の空気の濃度は大幅に減少する。その後、黒鉛酸化により CO 及び CO₂が生成することで、CV 内の CO の濃度は徐々に上昇するとともに空気の濃度は最小値となる(②)。その後も CV 内の CO の濃度は徐々に上昇し、最大値となる(③)。このとき、炉心下部平均温度は高温であるため、CO に比べて CO₂が多量に生成する。その後、炉心平均温度が低下することで CO 及び CO₂の生成量は抑制されるとともに、CV への空気の流入及び混合ガスの流出によって CV 内の混合ガス濃度も空気で希釈されるため、CO 及び CO₂の濃度は徐々に減少し、酸化反応が収束する(④)。

CO の濃度は最大でも 1%未満となり、CO の燃焼範囲外となるため、CO による爆発は生じない*。

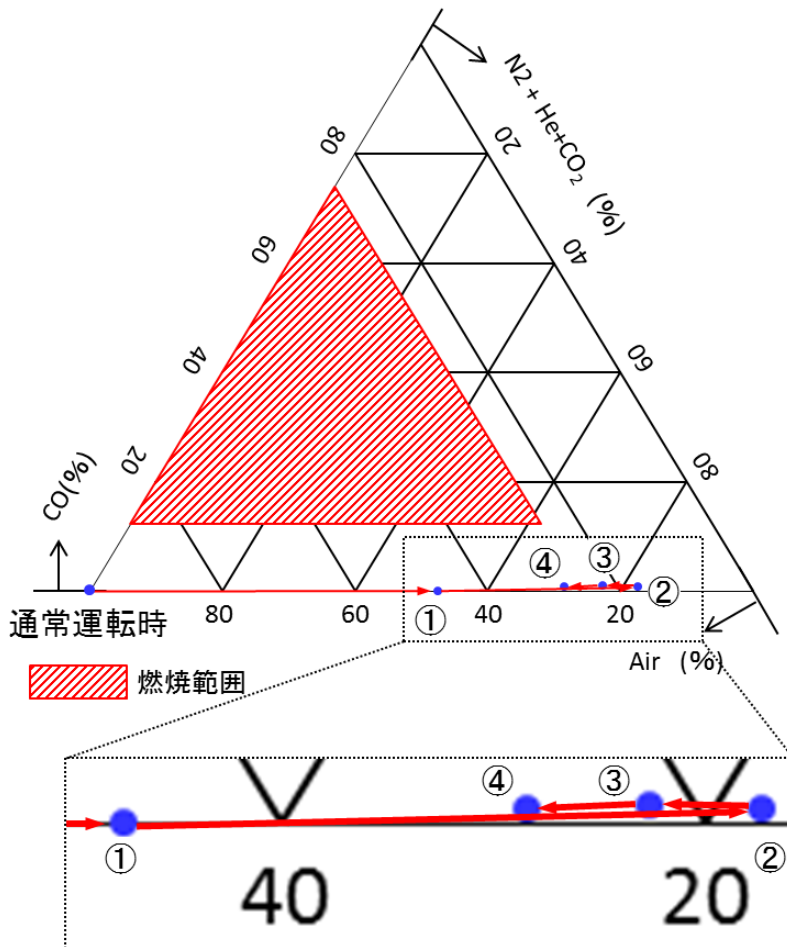
補足*：空気の供給量を抑えると CO の生成割合は高くなることがあるが、その場合 CO の生成量は減少する。このことを考慮し、原子炉格納容器への空気の供給量をパラメータとして、CO 濃度を評価し CO 濃度が最も高くなる結果を示している。

参考文献

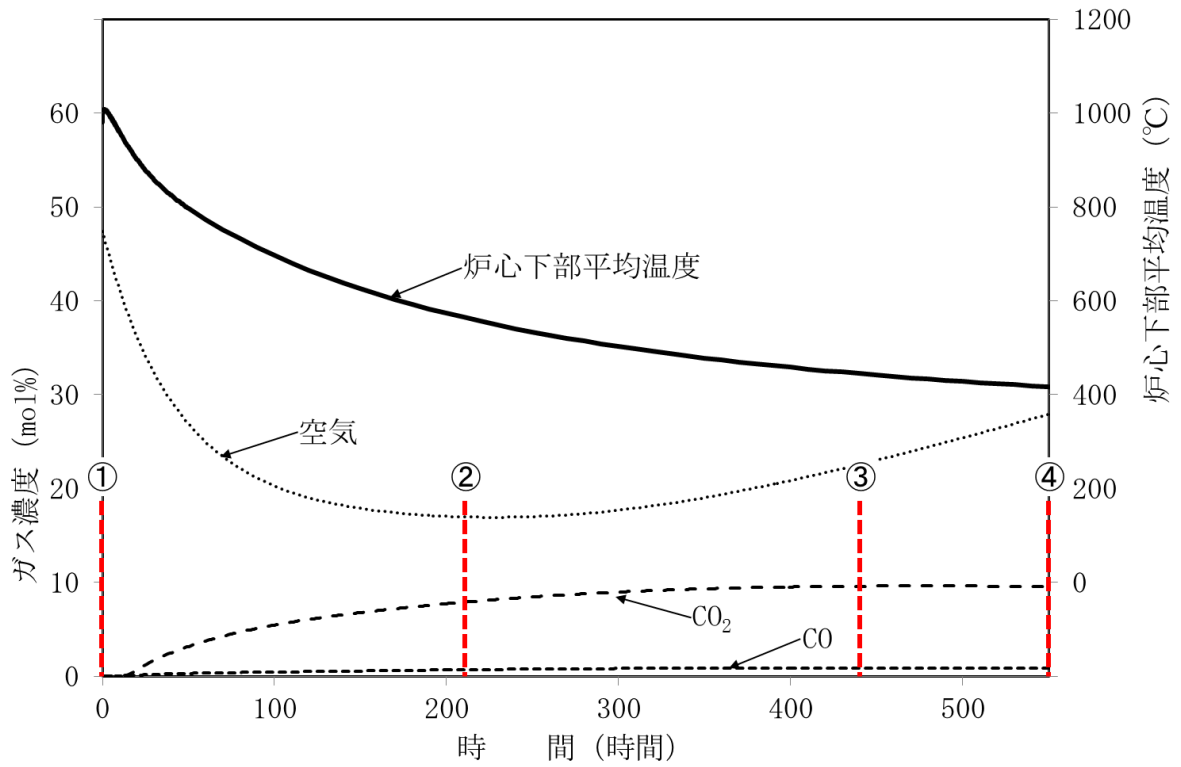
[3] 小川ら、円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達、日本原子力学会誌、Vol. 35、No. 3、pp.245-252 (1993)



添付図1 CO及びCO₂の生成割合^[3]



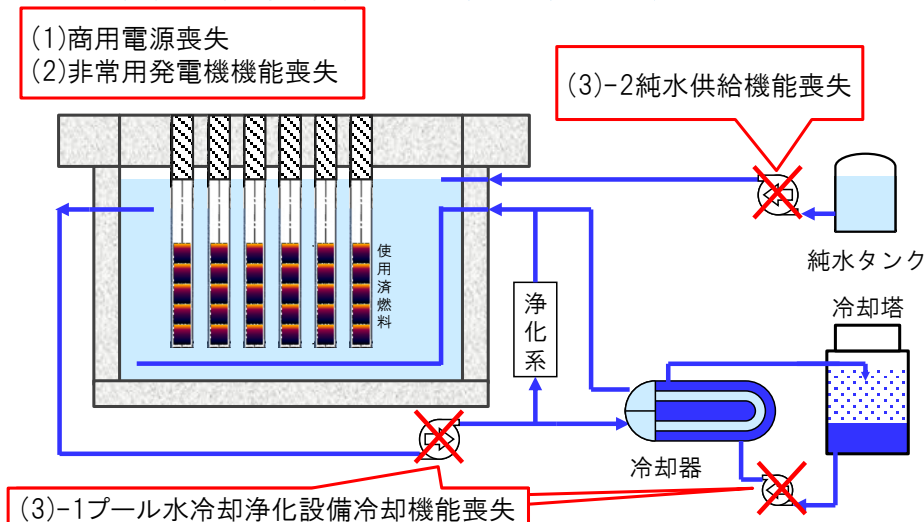
添付図2 事象発生時のCO濃度の評価例



添付図 3 事象発生時の CV 内における空気、CO 及び CO₂ 濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例

JAEA 事象の評価結果⑥ (1/3)

⑥ プール水冷却浄化設備の冷却機能及び純水供給機能が喪失する事故



【事象の説明】

重要事故シーケンス「プール水冷却浄化設備の冷却機能及び純水供給機能が喪失する事故」は、起回事象を(1)商用電源喪失とし、(2)非常用発電機の機能を喪失するものである。これに伴い(3)-1プール水冷却浄化設備の冷却機能及び(3)-2純水供給機能が喪失する事象を想定する。



JAEA 事象の評価結果⑥ (2/3)

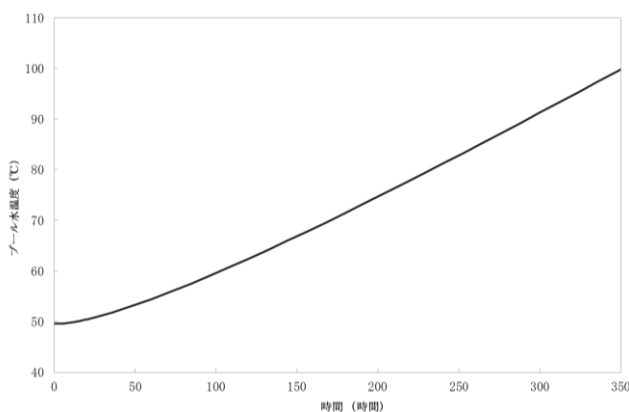
【解析条件】

- ・ 崩壊熱は、燃料体1体当たり440W（原子炉停止後10日＋燃料交換作業30日）
- ・ 貯蔵プールの初期水位は、通常水位(NWL)に対して保守的にNWL-0.6mとする。（使用済燃料上面は、NWL-1.0m）

【評価結果】

事象が発生するとプール水の温度が徐々に上昇し、約15日で100℃に達する。その後、プール水の水位は蒸発により徐々に低下し、事象発生から使用済燃料の頭頂部までのプール水の水位維持ができなくなるまでに要する時間は約19日である。水位維持できなくなった後は、貯蔵ラック表面の空気による自然対流熱伝達による冷却により、貯蔵ラックの温度上昇速度は約130℃/日となり、貯蔵ラックの強度を確保するための制限温度800℃※に至るまでに要する時間は約24日となる。

その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。そのため、貯蔵ラックの健全性確保を目的とした措置が必要となる。



※使用済燃料の貯蔵ラックの構造材料はステンレス鋼であり、強度規格においては800℃まであり、800℃を制限温度として設定した。なお、融点は約1,400℃である。

参考文献：通商産業省資源エネルギー庁、「原子力設備の技術基準」(1994)



審査会合におけるコメント

対策について、具体的、系統的に説明すること。

【回答】

許可申請書添付書類十 4.3 に記載を追記する。

審査会合におけるコメント

現状列挙している BDBA 事象が最も厳しい事象を選定していることについて説明すること。

【回答】

許可申請書添付書類十 4.1 に記載を追記する。

参考として以下の資料を添付する。

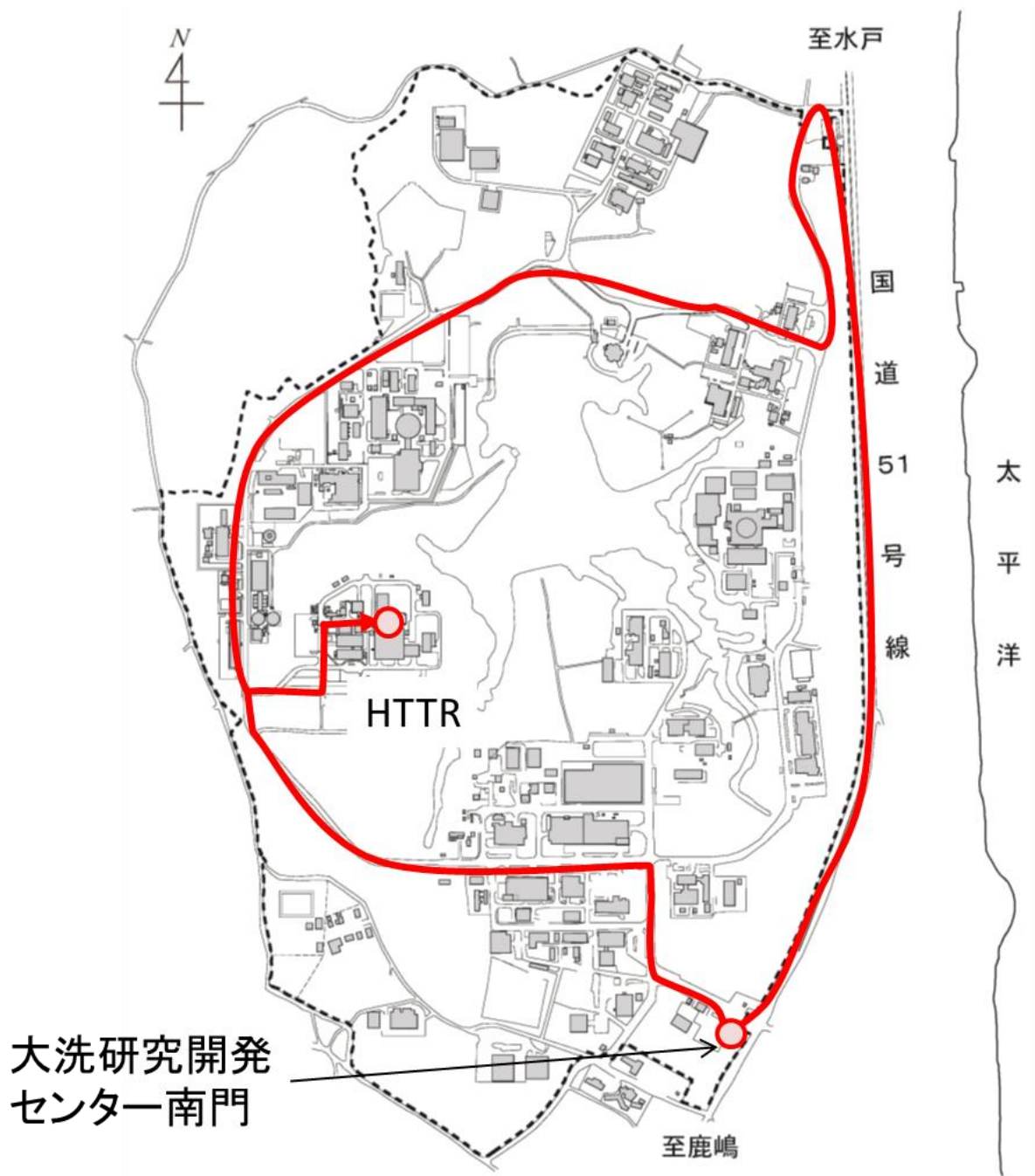
添付資料 1 消防車の移動経路及び HTTR 付近の水源

消防車の移動経路及び HTTR 付近の水源

大洗研究開発センターの消防車は敷地南門に配備されており、これを HTTR 原子炉建家近傍まで移動させて、放水することとする。消防車の南門から HTTR までの移動経路の例を添付図 1 に示す。大洗研究開発センターには北門及び南門があり、南門に配備されている消防車は敷地内を経由して、あるいは外周道路を経由して HTTR 原子炉建家近傍まで移動させることができる。

添付表 1 HTTR 付近の主な水源

| | 容量 |
|--------|---|
| 機械棟 | 107 m ³ ×1、20 m ³ ×1 |
| 冷却塔プール | 170 m ³ ×2、130 m ³ ×1 |
| 夏海湖 | 250,000m ³ ※参考値 |



添付図1 大洗研究開発センター南門からHTTRまでの消防車の移動経路の例

審査会合におけるコメント

二重管破断事故に関連する解析条件の保守性について説明すること。

二重管破断事故時にサポートポスト及び黒鉛スリーブの酸化評価において、評価の手法、解析条件の設定について説明すること。

【回答】

設計基準事故を超える事故（以下「bdba」という）に対して、原子力規制委員会の新規制基準検討チーム会合^[4]で「重大事故対策に関しては、最適評価が基本である」との見解が示されており、IAEAの文献^[5]では、「設計拡張状態について、設計基準事故としては考慮されない事故状態であるが、施設の設計プロセスの中で最適手法に従って検討され、また、放射性物質の放出が容認限度内に保たれるもの。」とあるが、本解析では運転時の異常な過渡変化（以下「A00」という）及び設計基準事故（以下「DBA」という）で用いられている保守的な解析条件での評価を行っている。

(1) 温度解析に係る解析条件について

温度解析では、評価結果を厳しく評価するために、A00及びDBAで用いられている第1表の保守的な解析条件を設定している。（参考：添付資料1）

(2) 黒鉛酸化に係る解析条件について

本解析では、評価結果を厳しく評価するために、A00及びDBAで用いられている第2表の保守的な黒鉛酸化事象の評価手法及び解析条件を用いて評価を行っている。

黒鉛酸化解析モデルを第1図に示す。黒鉛酸化反応としては、①侵入空気又は侵入水蒸気から黒鉛表面境界層への物質伝達、②黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素又は水蒸気の細孔内拡散及び③酸素又は水蒸気と黒鉛との化学反応、の3過程を考慮している。

参考文献

[4] 原子力規制委員会、「核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム 第6回会合 議事録」、p.49 (2013)

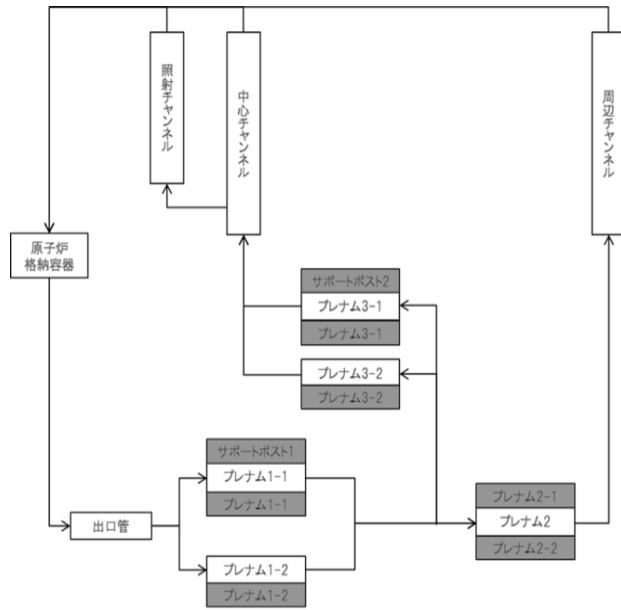
[5] IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants : Design”, IAEA Safety Standards, p.60 (2012)

第 1 表 温度解析における解析条件の設定

| 項目 | 保守性の考慮 |
|--------------------|---|
| 初期条件 ・ 原子炉出力 | ・ 定格値に誤差を考慮した 102.5%を用いる。 |
| ・ 1 次冷却材温度 | ・ 定格値に誤差を考慮した以下の値を用いる。 原子炉入口温度 原子炉出口温度 397℃ 967℃ |
| ・ 1 次冷却材圧力 | ・ 定格値に誤差を考慮した 42.5kg/cm ² (4.33MPa)を用いる。 |
| 物性値 ・ 炉心の等価熱伝導率 | ・ 燃料温度を評価する場合は炉心からの熱の逃げが小さくなる燃焼末期の値を、原子炉圧力容器温度を評価する場合は炉心からの熱の逃げが大きくなる燃焼初期の値を用いる。 |
| その他 ・ 炉容器冷却設備 | ・ 初期状態で設計の定格出力に対する最小除熱量（定格出力の 1%）となるよう温度を設定している。 |
| ・ 自然循環 | ・ 燃料温度を評価する場合は無視し、原子炉圧力容器温度を評価するときは考慮する。（但し、減圧事故の場合は自然循環の温度に与える影響は無視できる。） |
| ・ スクラム反応度 | ・ スクラムは可動反射体領域の制御棒により行い、可動反射体領域の最大反応度値を有する制御棒 1 対が完全引き抜き位置に固着し、挿入されないものとして、スクラム反応度を 4%Δk/k と設定している。 |
| ・ 温度係数 | ・ 温度係数は、解析結果が厳しくなるよう、状況に応じ最大値又は最小値を用いており、それぞれに 20%の不確かさを考慮している。 |

第 2 表 黒鉛酸化解析における解析条件の設定

| 項目 | 保守性の考慮 |
|-----------------------|--|
| 初期条件 ・ 原子炉格納容器内酸素量 | ・ 酸素量を大きめに評価するため、原子炉格納容器の自由容積は製作誤差を考慮した最大値を用いる。 |
| 物性値 ・ 物質伝達係数 | ・ 黒鉛酸化量を保守的に評価するよう、平均値+13%の上限値を用いる。 |
| ・ 拡散係数 | ・ 黒鉛中の反応性ガスの有効拡散係数は、ヘリウム中の拡散に基づいて保守的に評価した値を用いる。 |
| ・ 化学反応速度 | ・ 黒鉛酸化量を保守的に評価するよう、IG-110 黒鉛の化学反応速度は上限値を、PGX 黒鉛の化学反応速度は下限値を用いる。 |
| ・ 化学反応 | ・ 黒鉛の酸化では C+1/2O ₂ =CO 及び C+O ₂ =CO ₂ の反応が共存するが、本解析では可燃性ガスの濃度を保守的に評価するために、C+1/2O ₂ =CO のみが生成すると設定している。 |
| その他 ・ 自然循環 | ・ 炉内の自然循環について、酸化量を保守的に評価するよう、自然循環の発生時刻を以下のように設定している。 サポートポストの酸化量評価 : 事故発生直後 黒鉛スリーブの底板の酸化量評価 : 事故発生 6 日後 |



第1図 黒鉛酸化解析モデル

JAEA 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(2/10)

初期定常運転条件

初期定常運転条件は結果を厳しくする条件を選定している。

- 定格値に定常誤差を含め条件を選定。
- 高温試験運転と定格運転を比較すると、判断基準の各項目について、安全解析の初期値は高温試験運転の方が高いため、原則として高温試験運転を選定。
- 並列運転と単独運転についても結果が厳しい方を選定。

- 定常誤差を以下の表に示す。

| 項目 | 基準炉心(高温試験運転) | | 照射炉心 | |
|---------|--------------|----------|--------|----------|
| | 定格値 | 定常誤差 | 定格値 | 定常誤差 |
| 原子炉出力 | 30MWt | ±2.5% | 30MWt | ±2.5% |
| 1次冷却材温度 | 原子炉出口温度 | 950°C | 850°C | ±19°C |
| | 原子炉入口温度 | 395°C | 395°C | ±2°C |
| 1次冷却材圧力 | 4.2MPa | ±0.15MPa | 4.2MPa | ±0.15MPa |

※特殊運転は定格運転・単独運転時に実施する



JAEA 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(4/10)

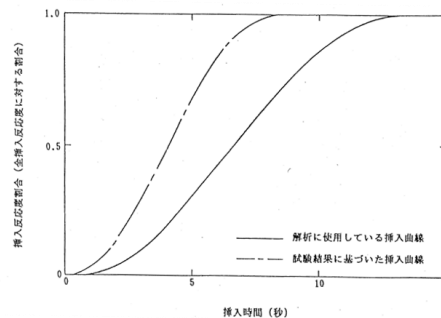
その他解析条件

● 原子炉スクラム特性

- 異常状態の解析で使用するスクラム反応度としては、4% $\Delta k/k$ を用いる。
- スクラムは可動反射体領域の制御棒により行い、可動反射体領域の最大反応度値を有する制御棒1対が完全引き抜き位置に固着し、挿入されないものとして評価を行っている。
- 第3リング制御棒の反応度は、引き抜き位置が他の制御棒と異なるため、保守的にスクラム反応度の計算には含めない。

● 原子炉スクラム反応度曲線

- 第3リング制御棒を除く他の制御棒は、すべて同一レベルで挿入される。
- スクラム開始時の制御棒の位置は、制御棒が最も引き抜かれる燃焼末期としている。



● 崩壊熱

- 核分裂生成物の崩壊熱としてはShureの式で計算される値を1.2倍した値を用いる。



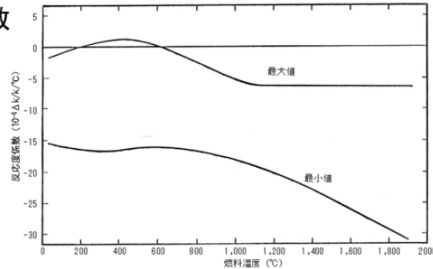


運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の 解析条件(5/10)

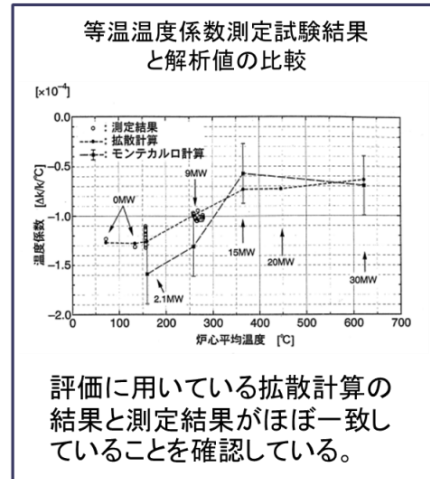
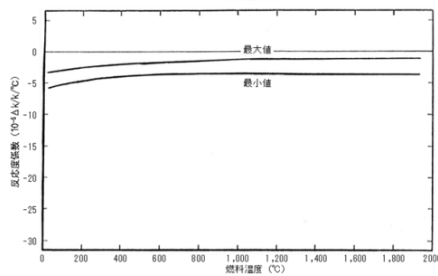
● 反応度係数

- 使用する温度係数は、解析結果が厳しくなるよう、図中の最大値又は最小値を用いている。最大値及び最小値は計算値に対して20%の不確かさを考慮している。
- 解析に使用したドプラ係数及び減速材温度係数

減速材温度係数



ドプラ温度係数



審査会合におけるコメント

BDBA 発生時における、サポートポスト、原子炉格納容器、炉容器冷却設備、使用済燃料貯蔵プールの純水供給系配管ならびに使用済燃料貯蔵建家の建家及び貯蔵ラックの考え方について説明すること。

【回答】

(1) サポートポストの考え方

BDBA が発生した場合、最適条件では数日後に炉内に自然循環が発生するが、その時点ではサポートポスト温度は、酸化が問題とならない温度域に低下している。そのため、仮に空気とヘリウムガスの混合ガスが侵入し続けたとしてもサポートポストはほとんど酸化されず、炉心支持機能が喪失することはない。

また、サポートポストは十分な裕度を持って設計されており、設計基準地震動を大幅に超える大規模な地震が発生しない限り折損することはない。また、大規模な地震が発生した場合、「地震加速度大」信号により原子炉は直ちに自動停止する。なお、最悪の想定として、サポートポストが折損した場合について仮想的に考察すると、炉心が下降して制御棒が最大 400 mm^{※1} 程度引抜かれるが、その場合でも HTTR の炉停止余裕 (46% $\Delta k/k$ ^[1]以上^{※2}) は最大 16% $\Delta k/k$ の減少にとどまるため、未臨界が維持される。また、ヘリウムガスによる冷却が期待できなくなるが、HTTR は熱伝導及び熱ふく射によって自然に炉心を冷却することができる。

よって、大規模な炉心崩壊及び燃料損傷は起こらない。

※1 炉心支持機能を有しているサポートポストは高温プレナム部の空間に設置されており、その空間の高さは 400 mmである。

※2 平成 10 年度に実施した、温度条件 300K、燃焼初期において測定した試験データであり、原子炉手動スクラム操作により、全制御棒を臨界制御棒位置から同時挿入した場合に測定された炉停止余裕である。

(2) VCS 及び CV の考え方

多量の放射性物質を放出する事故 (1 次冷却設備二重管破断事故に CV の閉じ込め機能の喪失が重畳する事象) では、B クラスの機器である CV について、評価上、その閉じ込め機能を期待していない。また、B クラスの機器である VCS についても、評価上、その炉心冷却機能を期待していない。

(3) 使用済燃料プールの純水供給系配管の考え方

使用済燃料プールの純水供給系配管は、BDBA 発生時に使用済燃料プールへと注水する系統であるが、純水供給系配管が損傷した場合も想定し、複数の対策を挙げることとする。

(4) SF 建家等の考え方

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、「試験炉設置許可基準規則」という。)の解釈第 53 条では SF 建家の使用済燃料の冷却機能の喪失による使用済燃料の損傷が例示されているため、B クラスにもかかわらず使用済燃料の冷却機能を有する SF 建家の換気空調装置の冷却機能喪失を BDBA にて検討していた。設計基準事象と BDBA におけ

る SF 建家等の考え方について整理した。

設計基準事象における SF 建家の使用済燃料貯蔵設備の考え方について

設計基準地震動が発生した場合、SF 建家が損壊（建家の壁・床が崩壊すること）することはないと評価している^{※3}。

また、地震によって同時に SF 建家の使用済燃料貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内雰囲気に含まれる放射能の全量が瞬時に地上放出したとしても周辺公衆への被ばく量は 10^{-6} mSv 程度以下となると評価している^{※4}。

よって、周辺公衆への被ばく量は 10^{-6} mSv 程度以下となることから、SF 建家、使用済燃料貯蔵ラック及び換気空調装置は耐震重要度分類上、B クラスとしている。

参考文献

[1] 山下ら、高温工学試験研究炉(HTTR)の臨界試験(I)、試験計画、燃料装荷および核特性試験、日本原子力学会誌、Vol. 42、No. 1 (2000)

※3 第 122 回審査会合の資料 5-2 からの引用

安全確保の考え方（平成 27 年 10 月 28 日第 83 回審査会合 資料 1-2）で示した「使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備の想定事象に対する検討」（第 5 表参照）では、想定する自然現象等に対して、貯蔵ラックの閉じ込め機能を想定した場合に一般公衆被ばくを検討したものであり、想定する自然現象等による損傷モードを技術的（工学的）に判断している。自然現象等に対しては、使用済燃料貯蔵建家が損壊（建家の壁・床が崩壊すること）することはないことを評価している。このため、一部天井のコンクリート片等が落下することで、貯蔵ラック頂部が損傷し、閉じ込め機能が喪失したとしても、貯蔵ラックは地下に設置されており、燃料体が飛び出るようなことは技術的に考え難い。

※4 第 70 回審査会合の資料 3-1-1、第 122 回審査会合の資料 5-2 からの引用

設計基準地震動 S_s による地震動に対して、使用済燃料貯蔵建家内の最大貯蔵量の 10 炉心分の燃料が貯蔵されたことを想定し、地震時に貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、1 次冷却系の循環放射能の全量が瞬時に地上放出したと仮定した場合の被ばく量は、 10^{-6} mSv 程度以下となり、一般公衆へ過度の被ばくを及ぼすおそれはない。

事象の評価結果⑦ (2/3)

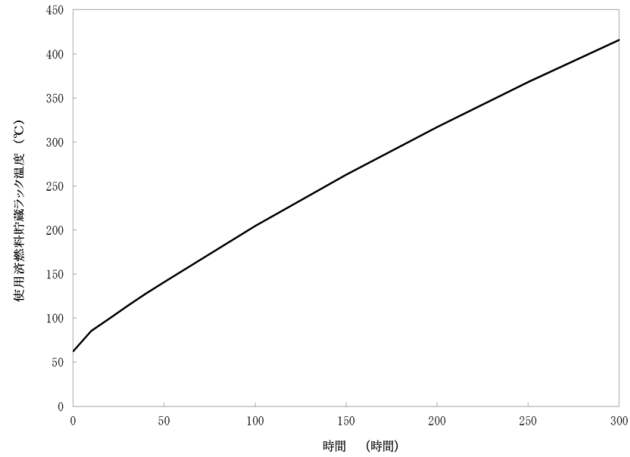
【解析条件】

- ・ 崩壊熱は、燃料体1体当たり65W（原子炉停止2年経過後の貯蔵セルへの移動）
- ・ 1つの貯蔵ラックを代表とし、貯蔵ラックの容量から10体の使用済燃料を考慮する。

【評価結果】

事象が発生すると貯蔵ラックの温度が徐々に上昇し、約12日で400℃に達する。その後、温度上昇速度を保守的に約1℃/hとして評価した結果、事象発生から貯蔵ラックの強度を確保するための制限温度800℃※に至るまでに要する時間は約28日である。

使用済燃料を収納している貯蔵ラックが損傷することにより、使用済燃料の健全性を確保できなくなり実効線量が5mSvを超えるおそれがある。このため、貯蔵ラックの健全性確保を目的とした措置が必要となる。



※使用済燃料の貯蔵セルの構造材料はステンレス鋼であり、強度規格においては800℃までであり、800℃を制限温度として設定した。なお、融点は約1,400℃であるが、

参考文献：通商産業省資源エネルギー庁、「原子力設備の技術基準」(1994)

添付図1 冷却機能喪失時のSF建家の使用済燃料貯蔵ラック温度の時間変化
(H27.12.18 第87回審査会合資料 2-2 より抜粋)

審査会合におけるコメント

可燃性ガスの評価について、参考文献等を引用するとともに、設計基準事故の評価との違いについて説明すること。

【回答】

P.53 条-35 の回答及び P.53 条-43 の回答に、参考文献を引用するとともに記載を追記する。

審査会合におけるコメント

大規模損壊について考察を行い、説明すること。

【回答】

設置許可申請書添付書類十 4.3 に記載を追記する。

ヒアリングにおけるコメント

使用済燃料貯蔵建家の使用済燃料貯蔵ラックについて、冷却機能の復旧までに28日の時間的余裕があることをもって耐震Bクラスとする場合は、その前提として、使用済燃料貯蔵建家が基準地震動に対して崩壊しないことを確認することについて、申請書に明記すること。

4.3.2(2)「使用済燃料が破損に至る可能性がある」としているが、使用済燃料貯蔵ラックの温度が800℃を超えても燃料が破損しないのであればその旨を根拠と併せて記載すること。

4.3.2(2)事故の対策として、放水はよう素以外も含めたFPの放散防止に効果はないか。

【回答】

設計基準地震動により、敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。

- ① 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度1,600℃を超えて燃料が破損する。
- ② 冷却機能喪失により貯蔵ラックが800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。
- ③ 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。
- ④ 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。

①について、冷却機能が完全に喪失した場合の温度挙動を構造解析コードNastran⁽¹⁾を用いて評価する。解析モデルは、図1(a)に示す使用済燃料貯蔵設備1ラック分について構築した。解析モデルの下端及び側面は断熱とし、上端には空気との自然対流熱伝達を考慮する。使用済燃料貯蔵ラックの上下面、側面及びコンクリート下面には空気との自然対流熱伝達を考慮する。また、燃料体—貯蔵ラック間にふく射による伝熱を考慮する。燃料体下面から貯蔵ラックへの熱伝導を考慮する。貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮する。使用済燃料の熱源については、図2に示すようにラック内の使用済燃料の冷却期間2年間(5体)、冷却期間4年(5体)を考慮した発熱量を設定する。冷却機能の喪失事象発生後における崩壊熱の減少を考慮する。また、冷却機能の喪失事象は、10体目の燃料体が貯蔵された直後に発生したものとする。

考慮した条件としていたが、過度に保守的であったため、表1に示すように現実的な保守性を確保した解析条件を設定して再評価した。

このモデルを用いて評価した結果、図3に示すように使用済燃料の温度は約640℃となり、燃料の許容設計限界温度1,600℃を超えない。そのため、冷却機能喪失による温度上昇で燃料の破損は生じず健全性は保たれる。

②について、図 3 に示すように使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約 640℃となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度 800℃を超えることはない。

③について、使用済燃料貯蔵設備の上蓋は、図 4 に示すように約 110mm の炭素鋼の上板及び約 1,600mm のコンクリート等からなる。このため、地震により構造上遮蔽体（上蓋）がなくなることは考えがたい。

④について、地震時に貯蔵ラックの全てが閉じ込め機能を喪失し、ラック内の雰囲気に含まれる放射性物質の全量が瞬時に地上放出したと仮定しても、被ばく量は 10^{-6} mSv 以下に留まる。^{*1}

①から④の要因より敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがないことから、使用済燃料貯蔵建家に関して耐震クラスを S クラスとする構築物、系統及び機器はない。

なお、以下を目的として、設計基準地震動による使用済燃料貯蔵設備の上蓋及び使用済燃料貯蔵セルの耐震評価を行い、上蓋の支持機能が維持されることを示す。

- 使用済燃料貯蔵ラックの温度解析の前提条件を成立させるため。
- 遮蔽機能が喪失しないことを確認するため。

使用済燃料貯蔵建家に係る構築物・系統及び機器については耐震 B クラス以下としており、設計基準地震動により敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。しかしながら、設計基準を超える事象として空気の自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却ができなくなる事象が発生した場合、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがあることから、以下のような対策を採ることとする。

- a. 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置が簡易な補修等により復旧可能な場合は復旧し、使用済燃料をできるだけ早く冷却する。

参考文献

(1) Siemens Product Lifecycle Management Software Inc.; “NX Nastran 8 Verification Manual”, (2011)

*1 平成 28 年 9 月 26 第 148 回審査会合 資料 3-2 にて、以下のように説明している。

1%破損を想定した被覆燃料粒子から放出される核分裂生成物は、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールで 2 年以上冷却される間に無視できる程度に減少するため、移行割合は設定していない。

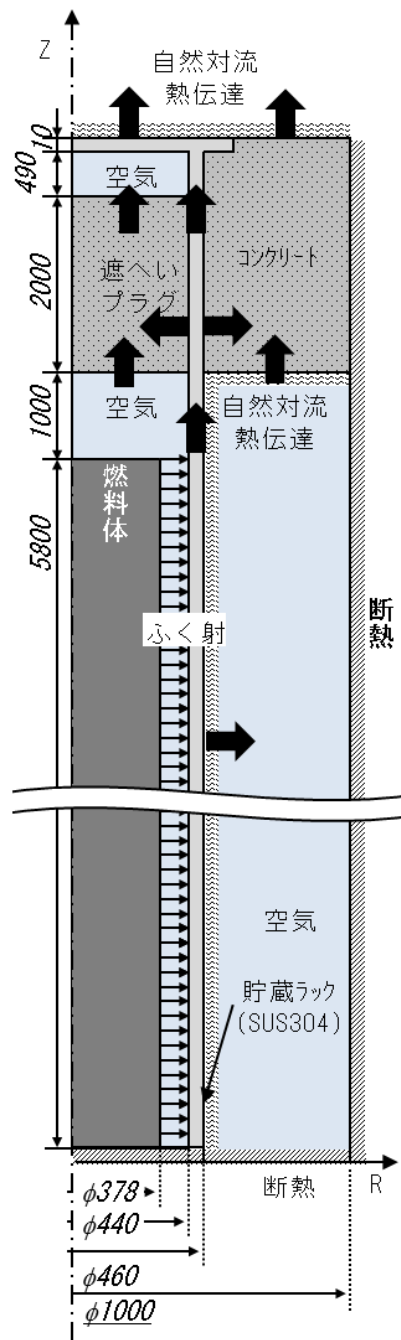
ただし、被ばく評価においては、半減期による減衰を考慮したうえで、1 次冷却材の循環放射能が使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵されていたと保守的に仮定し、その影響は 10^{-6} mSv 以下であり、一般公衆へ過度の被ばくを及ぼす恐れはないと評価している。

表1 再評価及び初回申請時における解析条件

| | 再評価 | 初回申請時の評価 |
|-------------------|--|--|
| 使用済燃料の熱源計算 | <ul style="list-style-type: none"> ○ラック内の使用済燃料の冷却期間 2 年間（5 体）、冷却期間 4 年（5 体）を考慮した発熱量を設定 ○評価結果に 50%の保守性を考慮 ○冷却機能の喪失事象発生後における崩壊熱の減少を考慮 ○10 体目の使用済燃料を貯蔵した直後に冷却機能の喪失事象が発生した場合を想定 | <ul style="list-style-type: none"> ○ラック内の使用済燃料の冷却期間 2 年間（10 体）を考慮した発熱量を設定 ○評価結果に 50%の保守性を考慮 ○冷却機能の喪失事象発生後における崩壊熱の減少を考慮しない ○10 体目の使用済燃料を貯蔵した直後に冷却機能の喪失事象が発生した場合を想定 |
| 貯蔵ラック及び使用済燃料の温度計算 | <ul style="list-style-type: none"> ○解析モデルの下端は断熱 ○解析モデルの側面は断熱 ○解析モデルの上端に空気と自然対流熱伝達を考慮 ○貯蔵ラックの上下面、側面及びコンクリート上下面に空気との自然対流熱伝達を考慮 ○燃料体と貯蔵ラック間のふく射による伝熱を考慮 ○燃料体下面から貯蔵ラックへの熱伝導を考慮 ○貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮 ○使用済貯蔵建家内の空気温度 40℃ ○昇温速度を計算により算出 | <ul style="list-style-type: none"> ○解析モデルの下端は断熱 ○解析モデルの側面は断熱 ○解析モデルの上端に空気と自然対流熱伝達を考慮 ○貯蔵ラックの上面、側面及びコンクリート上下面に空気との自然対流熱伝達を考慮 ○燃料体と貯蔵ラック間のふく射による伝熱を考慮 ○貯蔵ラックからコンクリート等への熱伝導を考慮 ○使用済貯蔵建家内の空気温度 40℃ ○仮想的に昇温速度を一定と仮定 |
| 評価結果 | ○使用済燃料貯蔵ラックは 800℃に到達せず | ○使用済燃料貯蔵ラックは 28 日で 800℃に到達 |

核物質防護情報が含まれているため非公開

図 1(a) 使用済燃料貯蔵ラックの温度解析モデル（再評価（実寸法））



- 冷却機能の喪失事象発生から 10 日で貯蔵ラックが約 360°C（昇温速度 1°C/h）。
- 使用済燃料と貯蔵ラックの昇温速度は同程度。
- 温度上昇に伴い貯蔵ラックの昇温速度は小さくなるが、10 日以降についても仮想的に 1°C/h 一定として、過度な保守性を考慮して貯蔵ラックの温度を評価。

図 1(b) 使用済燃料貯蔵ラックの温度解析モデル（初回申請時の評価）

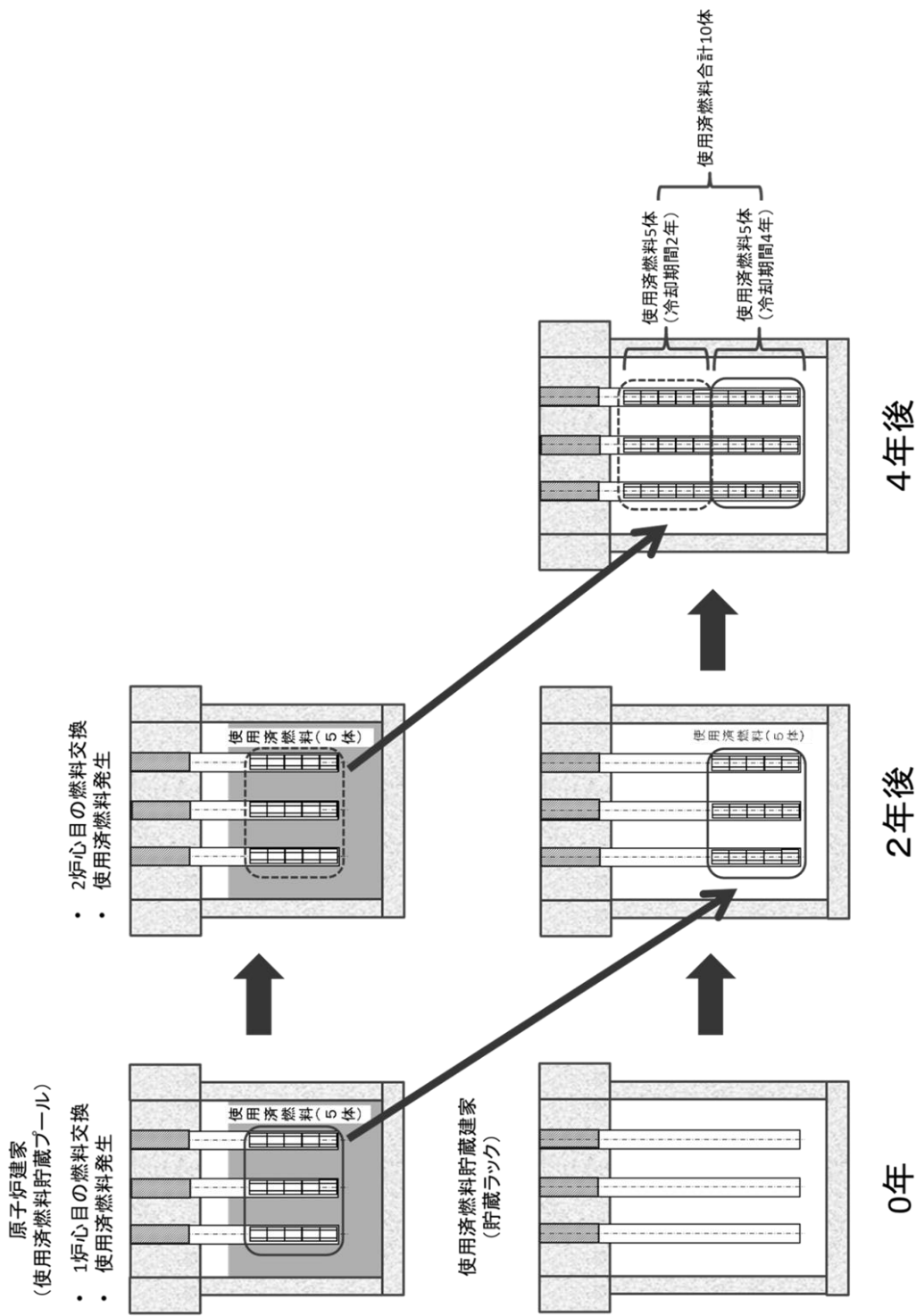


図 2 使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵されている使用済燃料の冷却期間に係る概要説明図 (再評価)

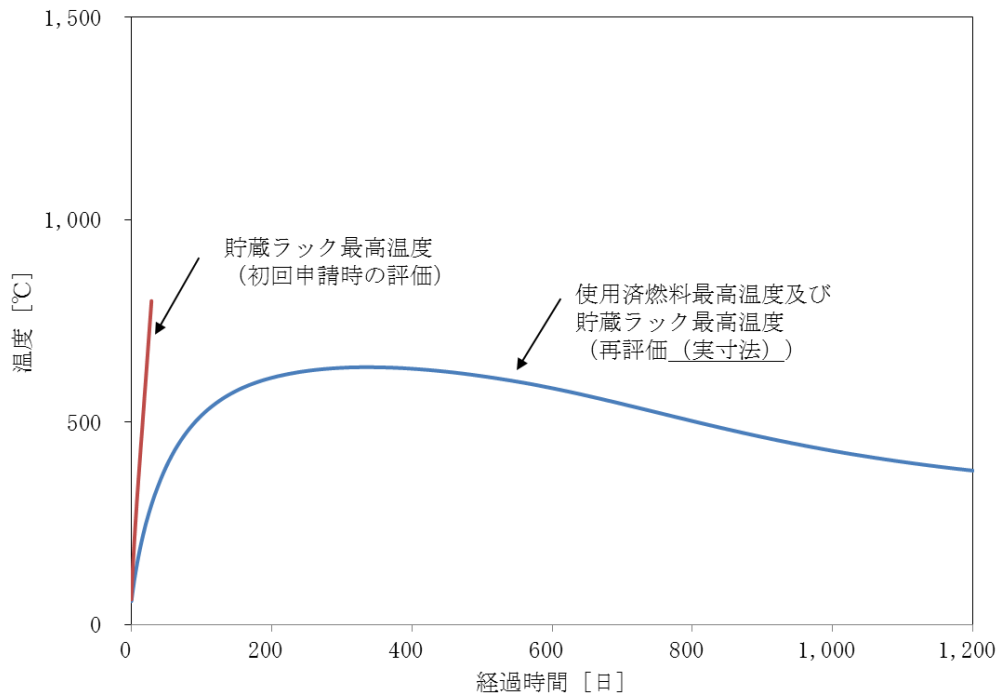


図 3 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の使用済燃料貯蔵ラック温度評価例 (初回申請時及び再評価 (実寸法) 結果)



図 4 使用済燃料貯蔵設備 (使用済燃料貯蔵建家内) の構造説明図

ヒアリングにおけるコメント

「HTTR では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出せず」について、ATWS等の評価結果を踏まえた説明を追加すること。

【回答】

該当箇所について、運転時の異常な過渡変件事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象（ATWS）に関する記載を修正するとともに、図1を第4.1.1図として追加する。また、ATWSである商用電源喪失に原子炉停止機能の喪失が重畳する事象の評価結果を本文に追加する。

本文変更前

「上記のBDBAのうち、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定に当たっては、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

- ① 放射性物質等の放出の影響
- ② 空気侵入等による黒鉛酸化の影響
- ③ 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を想定する。HTTRでは、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出せず、また空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しないため①～③の影響はない。そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、①～③の影響が最も大きくなる1次冷却設備二重管破断事故に(i)～(iii)の安全機能の機能喪失の重畳を想定する。」

本文変更後

「上記の設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

- a. 放射性物質等の放出の影響
- b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響
- c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を選定する。本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質等を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しないためaからcの影響はない。例えば、第4.1.1図に示すように、運転時の異常な過渡変件事象において原子炉停止機能喪失が重畳する事象の中で原子炉冷却材圧力バウンダリ（原子炉圧力容器）温度が最も高くなる事象である、商用電源喪失に何らかの原因により全制御棒が挿入失敗（スクラム失敗）する事象が発生した場合、燃料温度は上昇するものの燃料の許容設計限界温度である1,600℃を超えない。また、燃料は熔融することなく、ヘリウムガスの急激な温度上昇もないことから、燃料—冷却材相互作用のような急激な圧力上昇はなく、機械的エネルギーの発生により原子炉冷却材圧力バウンダリが破損するこ

とはない。さらに、第 4.1.1 図に示すように、原子炉冷却材圧力バウンダリ温度は適用温度範囲内である 550°Cを上回ることはない。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリは健全であり、多量の放射性物質等の放出、著しい黒鉛の酸化及び可燃性ガスによる爆発は生じない。そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a.から c.の影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断事故に (i) から (iii) の安全機能の機能喪失の重量を想定する。」

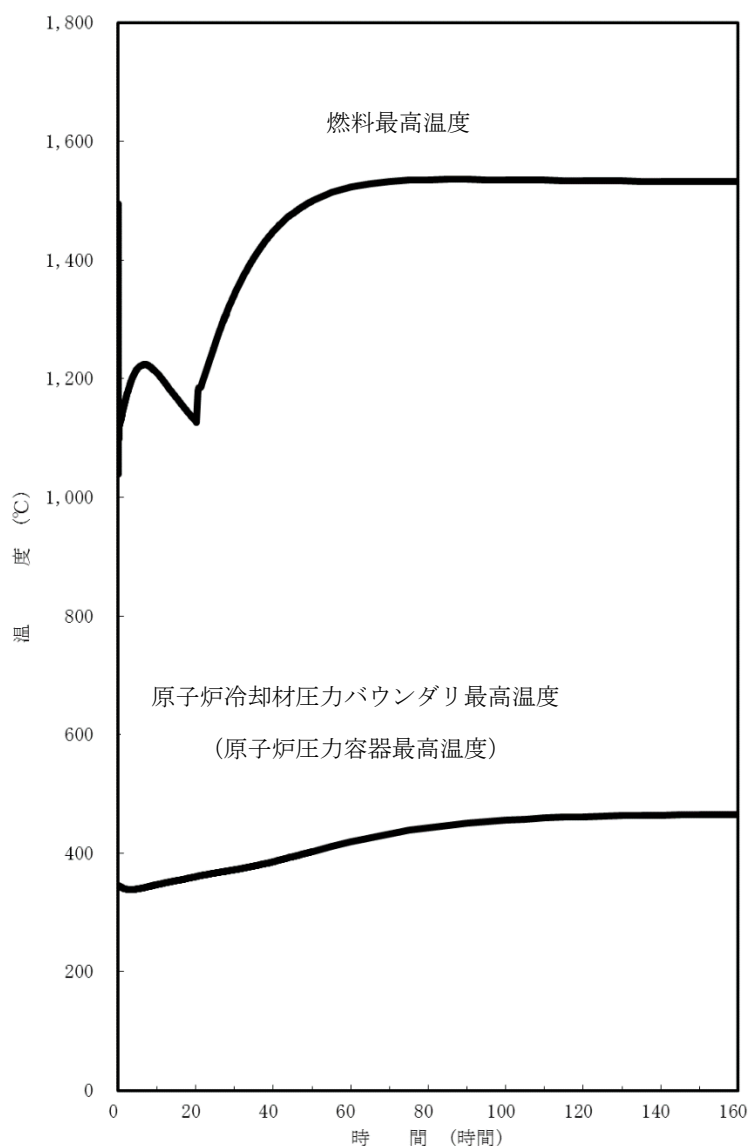


図 1 「第 4.1.1 図 商用電源喪失時に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例」

ヒアリングにおけるコメント

「多量の放射性物質等を放出することはない」について、線量評価を追加すること。

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失を重畳させた場合の敷地境界外の公衆線量においては、稼働率 60%で 20 年の間に 1 次冷却設備の壁面に沈着したセシウム 137 の離脱によるスカイシャイン γ 線による実効線量（約 $1.6 \times 10^{-3}\text{Sv}$ ）が支配的である。事故後の燃料温度の上昇により追加で放出される核分裂生成物（希ガス及びイオウ）による実効線量の増分は、原子炉格納容器及び非常用空気浄化設備の閉じ込め機能が健全なため、スカイシャイン γ 線による実効線量と比較して小さく、本事象による敷地境界外での公衆の線量は、合計で約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ である。

なお、この敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故を想定した場合（3.7.2.4 章）（約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ ）と同程度であり多量の放射性物質等を放出することはない。

本文変更前

「その後、炉心が徐々に冷却されることで原子炉が再臨界となり、燃料最高温度は約 $1,550^{\circ}\text{C}$ へと上昇するが、燃料の健全性を維持できる温度である $1,600^{\circ}\text{C}$ には到達せず、自然に安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損及び多量の放射性物質等の放出は生じない。」

本文変更後

「その後、炉心が徐々に冷却されることで原子炉が再臨界となり、燃料最高温度は約 $1,550^{\circ}\text{C}$ へと上昇するが、燃料の許容設計限界温度である $1,600^{\circ}\text{C}$ には到達せず、自然に安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ である。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。」

VCS の機能喪失を前提としているが、補助冷却系等の他の冷却系はどうなっているか。その他も含め、全般的に解析の前提条件を丁寧に記載すること。

【回答】

冷却設備としては、1 次冷却設備、炉容器冷却設備、補助冷却設備があり、本事象では炉容器冷却設備の機能喪失を前提としている。1 次冷却設備及び補助冷却設備は二重管破断事故時には使用できない（添付書類八 7.2.2(2)参照）。

また、本事象では設計基準事故と同様に設置変更許可申請書 添付書類十の「1.3 主要な解析条件」に示されている解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）及び可燃性ガスの生成過程については以下のように設定している。

炉心半径方向等価熱伝導率は、次のように評価している。図 1 に示す燃料体ブロックについて、燃料体ブロック内の燃料棒、冷却材流路等の影響を考慮すると、燃料体ブロックの熱伝導率は黒鉛単体の熱伝導率と異なる。

また、図 1 に示す制御棒案内ブロック内の制御棒挿入孔、後備停止系として使用される炭化ほう素ペレットの落下孔等の影響を考慮すると、制御棒案内ブロックの熱伝導率も黒鉛単体の熱伝導率と異なる。

したがって、燃料体ブロック及び制御棒案内ブロックの等価熱伝導率について、これらの影響を考慮して求めた。

評価にあたり、ブロックの対面方向及び対角方向に対して、燃料体ブロックの 1/4 セクション及び制御棒案内ブロックの 1/2 セクションをモデル化している。モデルを図 2⁽⁴⁾に示す。

設計基準事故の評価で用いた炉心半径方向等価熱伝導率は、このモデルの対面方向及び対角方向について 100℃の温度差をつけて温度解析を行い、図 2 に斜線で示す境界を断熱として、通過する熱流束と温度差の関係から求め、さらに安全裕度 20%を考慮している。

一方、設計基準を超える事象の評価で用いた炉心半径方向等価熱伝導率は、このモデルの対面方向及び対角方向について 100℃の温度差をつけて温度解析を行い、図 2 に示す境界にふく射を考慮して、通過する熱流束と温度差の関係から求めた。

図 3 に求めた炉心半径方向熱伝導率を示す。本図は、設計基準事故の評価と設計基準を超える事象の評価で用いた等価熱伝導率をそれぞれについて示している。

反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値⁽⁶⁾に 20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、最適評価を行うために、安全裕度を加味しない値を用いている。

可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、最適評価を行うために、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成

されるところとして可燃性ガスの濃度を評価している。

また、冷却設備の動作の有無及び評価条件について、(1)原子炉停止機能の喪失、(2)炉心冷却機能の喪失、(3)閉じ込め機能の喪失に以下の記載を追加するとともに、図 4 を第 4.2.4 図として追加する。

本文追加内容 ((1)原子炉停止機能の喪失)

「本評価では、炉容器冷却設備のみ作動しており、1 次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。」

本文追加内容 ((2)炉心冷却機能の喪失)

「本評価では、炉容器冷却設備、1 次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。」

本文追加内容 ((3)閉じ込め機能の喪失)

「本評価では、炉容器冷却設備、1 次冷却設備及び補助冷却設備は機能していない。」

評価条件に関する本文追加内容

「なお、本評価では、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コード⁽¹⁾により実施している。また、使用する反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）は、設計基準事故の解析と同様に、DELIGHT⁽²⁾、TWOTRAN⁽²⁾及び CITATION⁽²⁾により評価している。黒鉛酸化及び可燃性ガスの生成過程の評価は、THYTAN⁽³⁾コードにより実施している。

本事象の評価条件として、設置変更許可申請書 添付書類十の「1.3 主要な解析条件」に示されている設計基準事故と同様の解析条件を設定しているが、炉心半径方向等価熱伝導率、反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）及び可燃性ガスの生成過程は以下に示す条件により評価している。

炉心半径方向等価熱伝導率について、設計基準事故の評価では保守性を持たせるために、燃料ブロック内燃料棒挿入孔や制御棒案内ブロック内制御棒挿入孔におけるふく射を考慮しない条件のもとで評価し、さらに得られた炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度 20%を考慮している。

しかし、本評価においては、最適評価を行うために、現象論に基づき炉心を構成する燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及びふく射⁽⁴⁾を考慮し求めた第 4.2.4 図に示す値を用いている。また、得られた炉心半径方向熱伝導率には安全裕度を加味しない値を用いている。

反応度係数（ドプラ係数及び減速材温度係数）について、設計基準事故の評価では、燃焼を通して最も厳しい値⁽⁵⁾に 20%の安全裕度を考慮している。しかし、本評価においては、最適評価を行うために、安全裕度を加味しない値を用いている。

可燃性ガスの生成過程について、黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生

成される。設計基準事故の評価では、可燃性ガス濃度を高めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスはすべて一酸化炭素としている。しかし、本評価においては、最適評価を行うために、黒鉛と酸素の反応により、一酸化炭素のみならず二酸化炭素も生成されるとして可燃性ガスの濃度を評価している⁽⁶⁾。」

参考文献

- (1) 高松 他；「TAC/BLOOST コードの検証（受託研究）」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005)
- (2) 土井 他；「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-6」、JAERI-M 83-176(1983)
- (3) 島崎 他；「高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証」、JAEA-Technology 2014-038 (2014)
- (4) 國富 他；「高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析」、JAERI-M 91-163 (1991)
- (5) 山下 他；「高温工学試験研究炉の反応度係数の評価」、JAERI-M 90-008 (1990)
- (6) 小川 他；「円管内混合気体層流における黒鉛酸化時の物質伝達」、日本原子力学会誌、Vol. 35、No. 3、pp.245-252 (1993)

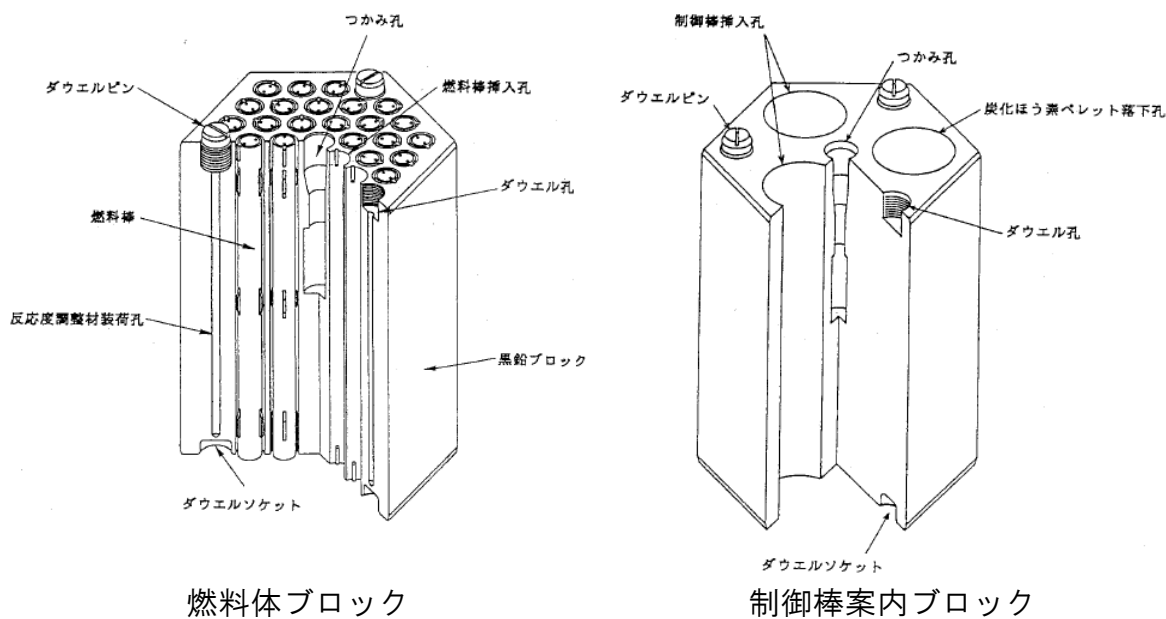


図1 燃料体ブロック及び制御棒案内ブロックの構造図

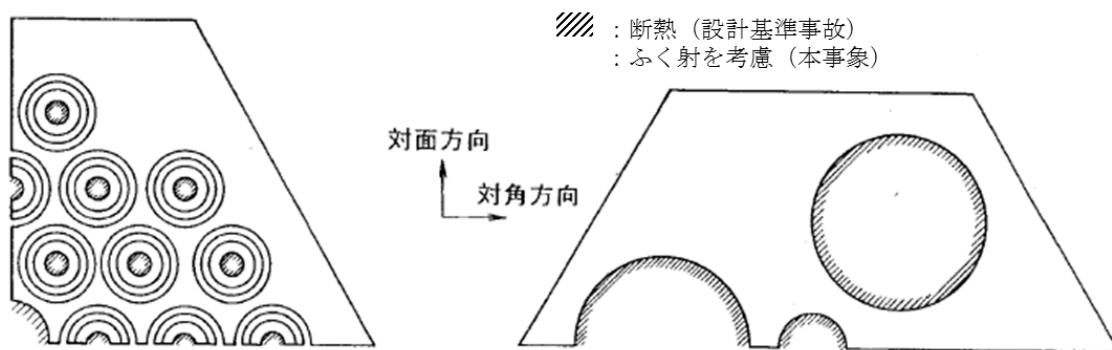


図2 燃料体ブロックと制御棒案内ブロックのモデル化

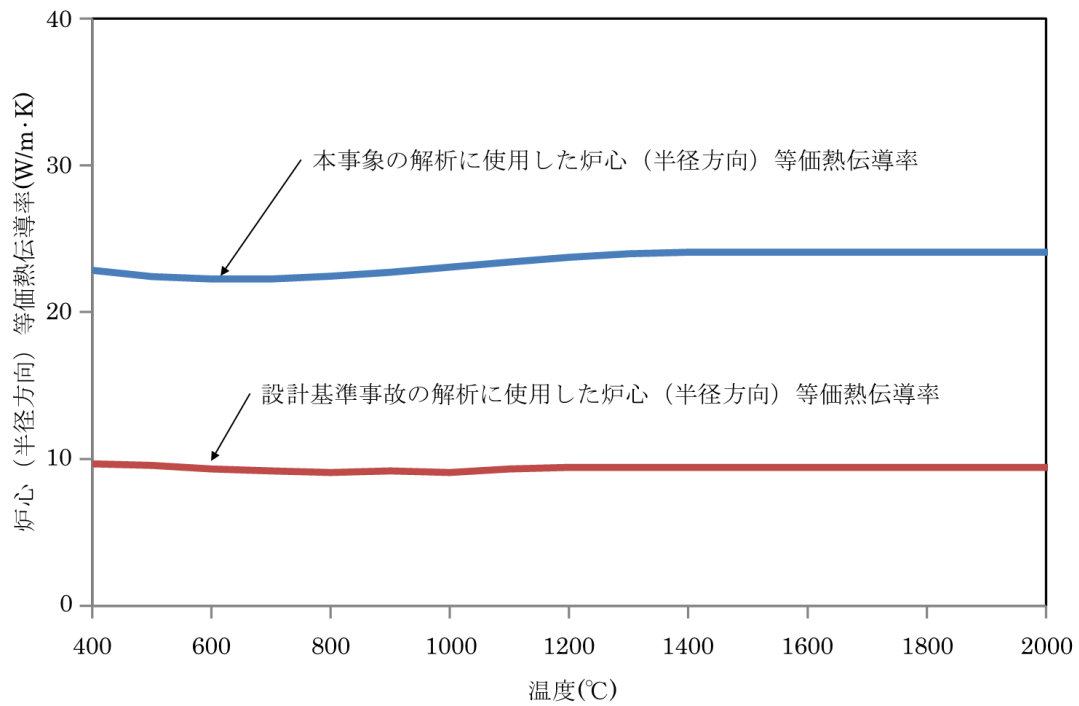


図3 炉心の半径方向の等価熱伝導率

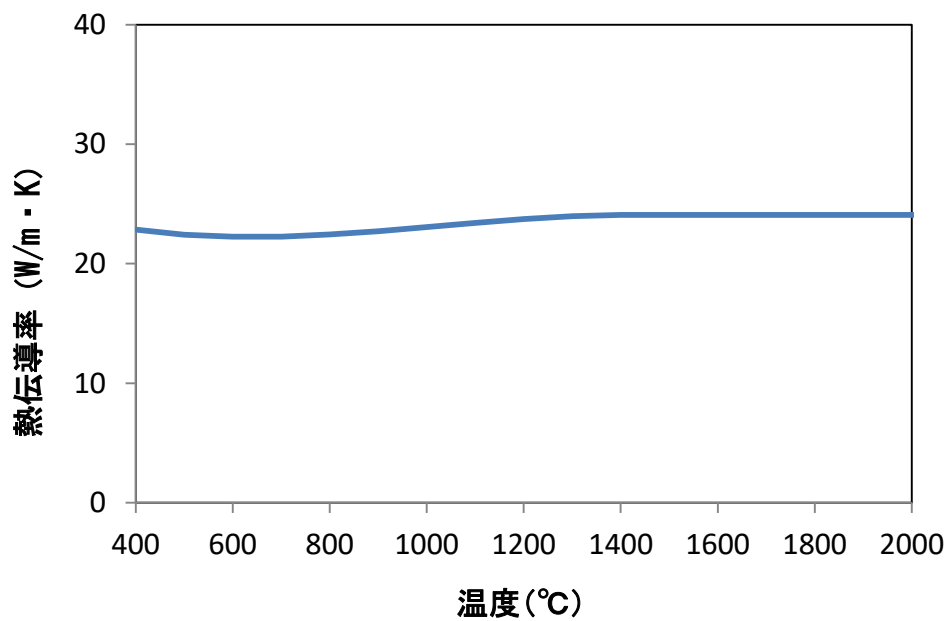


図4 「第4.2.4図 1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の解析に使用した炉心半径方向の等価熱伝導率」

ヒアリングにおけるコメント

「多量の放射性物質等を放出することはない」について、線量評価を追加すること。

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能喪失を重畳させた場合の敷地境界外の公衆線量においては、稼働率 60%で 20 年の間に 1 次冷却設備の壁面に沈着したセシウム 137 の離脱によるスカイシャイン γ 線による実効線量（約 $1.6 \times 10^{-3}\text{Sv}$ ）が支配的である。事故後の燃料温度の上昇により追加で放出される核分裂生成物（希ガス及びヨウ素）による実効線量の増分は、原子炉格納容器及び非常用空気浄化設備の閉じ込め機能が健全であること及び長期的には燃料最高温度が低下することからスカイシャイン γ 線による実効線量と比較して小さく、本事象による敷地境界外での公衆の線量は、合計で約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ である。

なお、この敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故を想定した場合（3.7.2.4 章）（約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ ）と同程度であり多量の放射性物質等を放出することはない。

本文変更前

「その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料の健全性を維持できる温度である $1,600^{\circ}\text{C}$ には到達せず、自然に安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。また、1 次冷却設備二重管の破断により CV 内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが CV により閉じ込められている。このため、多量の放射性物質等を放出することはない。」

本文変更後

「その後、炉心が徐々に冷却されることで燃料最高温度は低下する。よって、燃料温度は許容設計限界温度である $1,600^{\circ}\text{C}$ に到達せず、自然に安定な状態へと推移し、著しい燃料の破損は生じない。

また、敷地境界外での公衆の線量は、設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故と同程度の約 $1.7 \times 10^{-3}\text{Sv}$ である。よって、多量の放射性物質等の放出は生じず、敷地境界の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。」

「(3) 閉じ込め機能の喪失」について、原子炉の停止を前提としているが、原子炉が停止していない場合の評価を追加すること。

【回答】

「(3) 閉じ込め機能の喪失」では、1次冷却設備二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失を重畳させているが、炉心冷却機能の喪失も考慮している。これに原子炉停止機能の喪失も重畳した場合、1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能及び閉じ込め機能の喪失を重畳することとなる。

最悪の想定としてこのような事象の発生を仮想的に想定した場合の原子炉の挙動例を図1に示す。

1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能及び閉じ込め機能の喪失が重畳した場合、燃料最高温度は一旦低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。その後、炉心が徐々に冷却されることで原子炉が再臨界となり、燃料最高温度が上昇するが、1,600℃には到達せず、自然に安定な状態へと推移し、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に燃料の温度上昇による著しい燃料の破損は生じない。

本事象では、1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器に放射性物質を含む1次冷却材が放出され、さらに、原子炉格納容器の閉じ込め機能及び非常用空気浄化設備の放射性物質の放出低減機能を喪失していることから、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に放射性物質を含む1次冷却材の地上放出により多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

またこの時、本事象では、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失していることから、空気が原子炉格納容器内に流入し続け、また、炉心に空気が侵入することが考えられるため、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に著しい黒鉛酸化を引き起こすおそれがある。

ただし、黒鉛酸化に伴い発生した可燃性ガスの濃度は図2、図3に示すように1%未満となり、燃焼範囲外となることから、「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様に可燃性ガスによる爆発は生じない。

よって、本事象は「(3) 閉じ込め機能の喪失」と同様の現象となり、「(3) 閉じ込め機能の喪失」の影響と同じである。

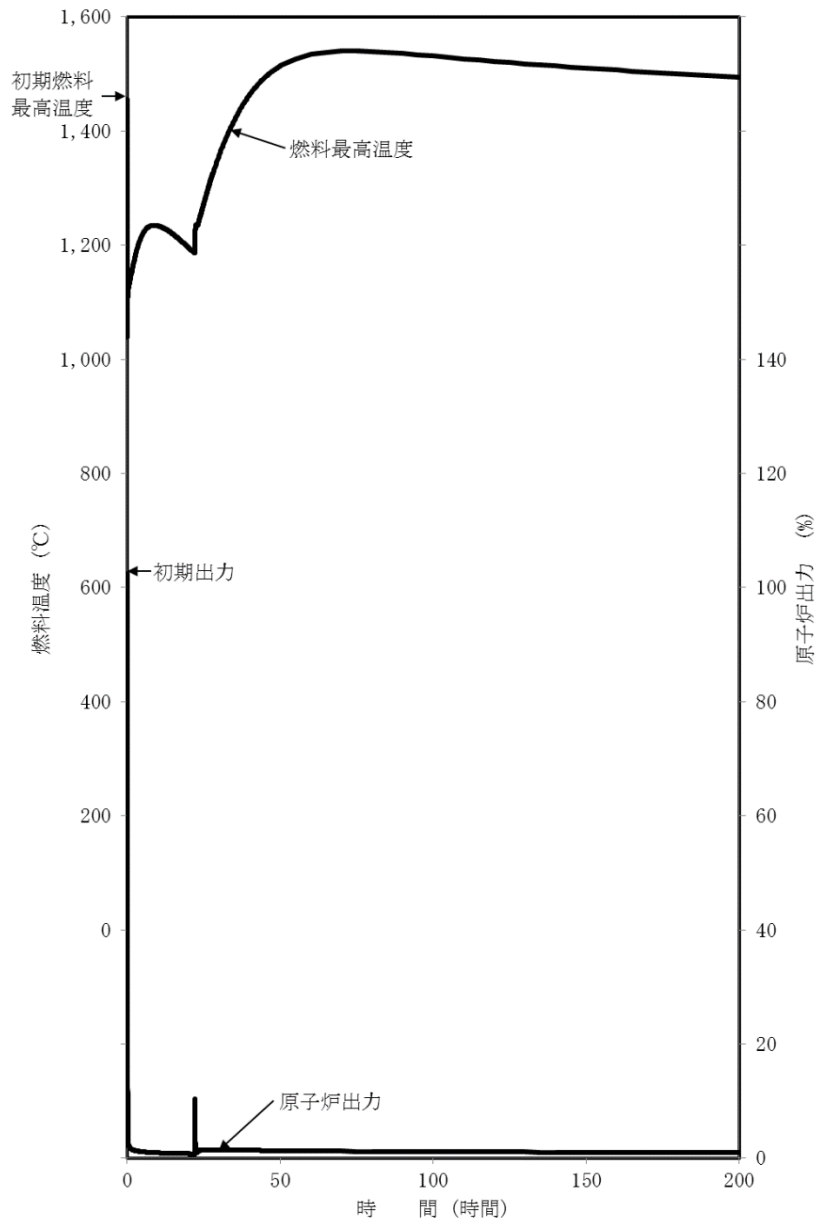


図1 1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能及び閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例

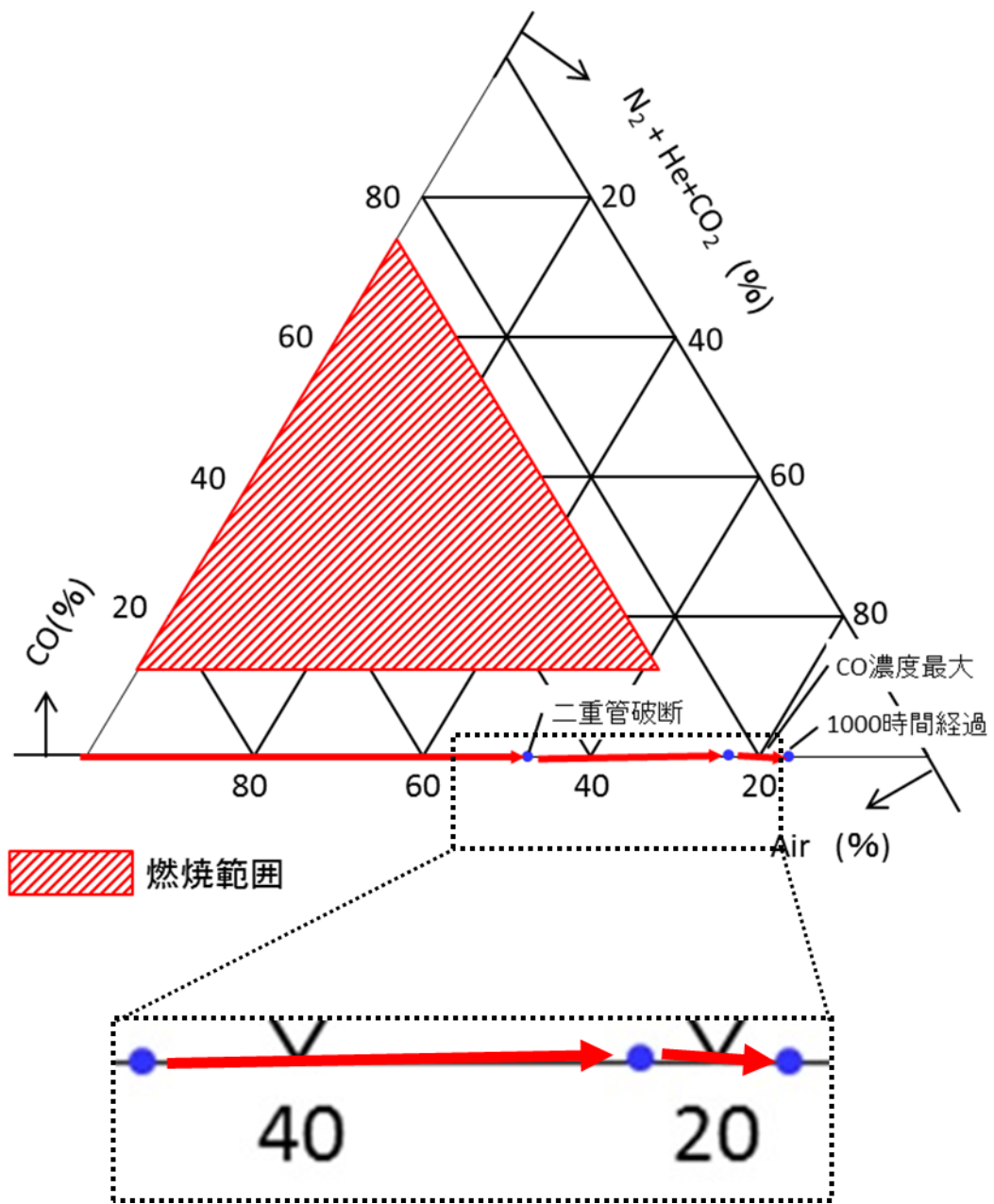


図2 1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能及び閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例

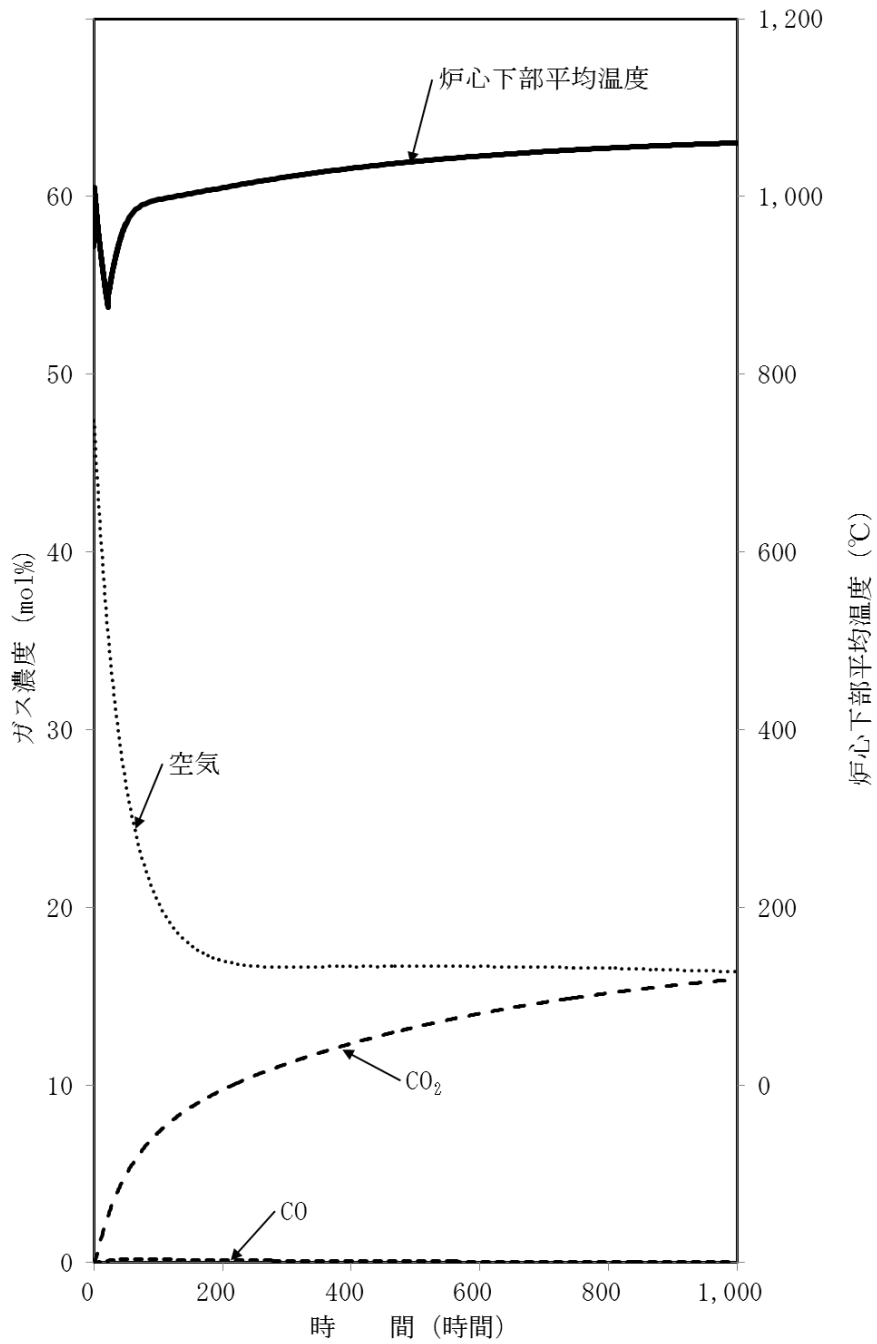


図 3 1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能及び閉じ込め機能の喪失が重畳した場合の原子炉格納容器内における空気、一酸化炭素及び二酸化炭素濃度ならびに炉心下部平均温度の時間変化の評価例

初期出力を明記すること。CV 及び RPV の圧力の変化のデータを追加すること。

【回答】

➤ 初期出力について

初期出力を追加した図 1 を第 4.2.1 図として記載する。

➤ 原子炉圧力容器（RPV）内圧について

1 次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはいないことから原子炉圧力容器内の圧力変化挙動は本文に追加しない。

➤ 原子炉格納容器（CV）内圧について

本事象と 1 次冷却設備二重管破断事故とを比較した場合、再臨界が発生するまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で約 0.46MPa へと上昇する。その後、約 0.25MPa に静定する（図 2 参照）。本事象が発生した場合、1 次冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は約 9 秒で約 0.46MPa へと上昇し、その後、約 0.25MPa に静定する。しかしながら再臨界後、炉心の温度上昇により約 0.27MPa で安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約 0.46MPa となり、原子炉格納容器の最高使用圧力 0.49 MPa を上回らない。

このことから、本事象では 1 次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない

よって、上記内容を以下に示すように本文に追加する。

本文変更前

「また、本事象が発生した場合、原子炉格納容器（以下、「CV」という。）の内圧は、設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故と同じく約 9 秒で約 0.46 MPa へと上昇するが最高使用圧力 0.49 MPa を上回らない。その後、約 0.25 MPa に静定し、炉心の温度上昇により約 0.27 MPa となるが、最高使用圧力 0.49 MPa を上回らない。このため、1 次冷却設備二重管の破断により CV 内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが CV により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。」

本文変更後

「原子炉圧力容器の圧力は、1 次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回る

ことはない。

本事象と1次冷却設備二重管破断事故とを比較した場合、再臨界が発生するまでの炉内温度挙動に違いは生じないことから、原子炉格納容器内の圧力挙動に顕著な差は生じない。設計基準事故である1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合、原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46 MPaへと上昇し、その後、約0.25 MPaに静定する（設置許可申請書添付書類十 第3.7.3 図参照）。本事象が発生した場合、1次冷却設備二重管破断事故が発生した場合と同様に原子炉格納容器の内圧は事故後約9秒で約0.46 MPaへと上昇し、その後、約0.25 MPaに静定する。しかしながら、再臨界後、炉心の温度上昇により約0.27 MPaで安定する。よって、本事象における原子炉格納容器内の最大圧力は事象発生直後の約0.46 MPaとなり、原子炉格納容器の最高使用圧力0.49 MPaを上回らない。

このことから、本事象では1次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む1次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。」

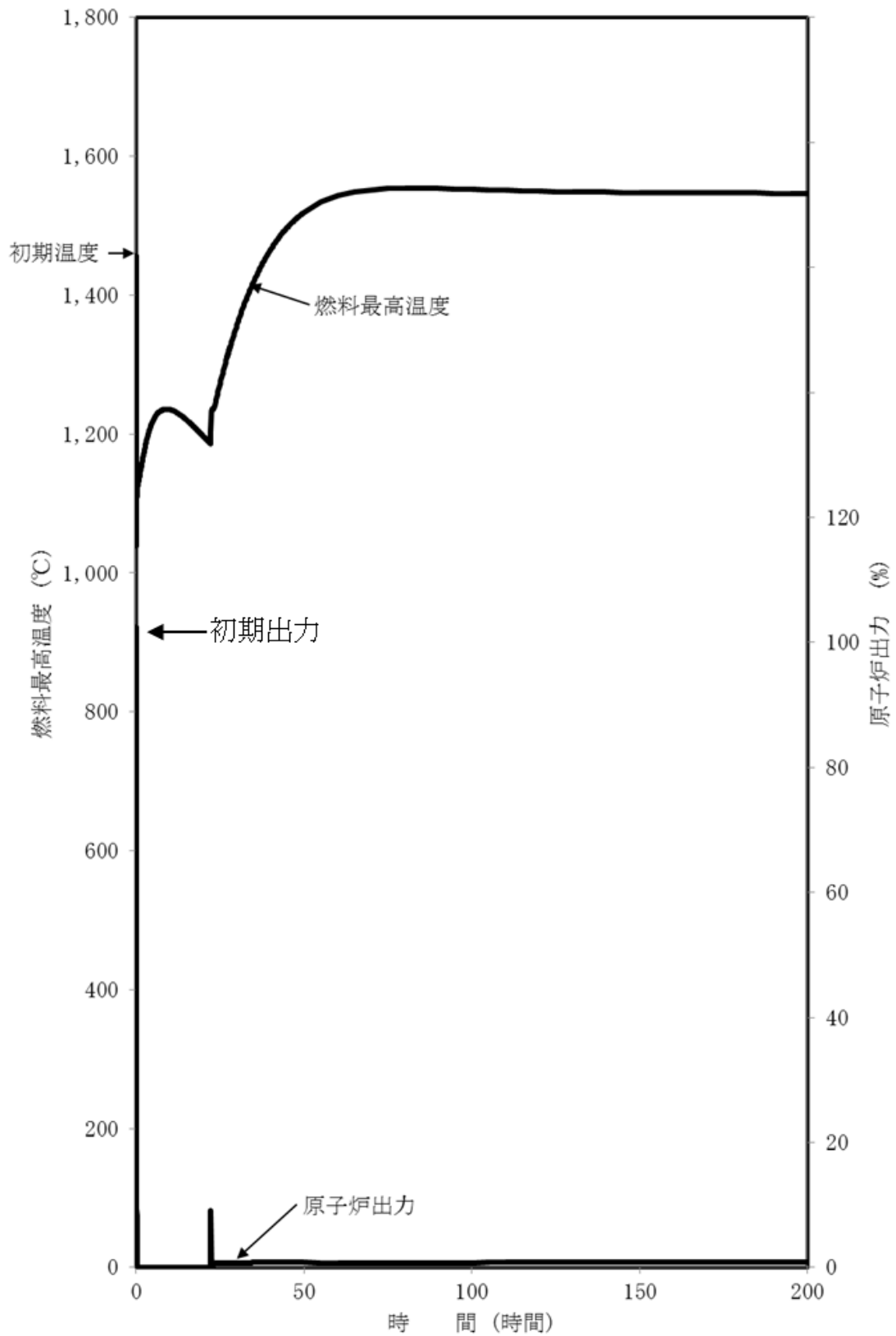


図1 「第4.2.1図 1次冷却設備二重管破断事故に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例」

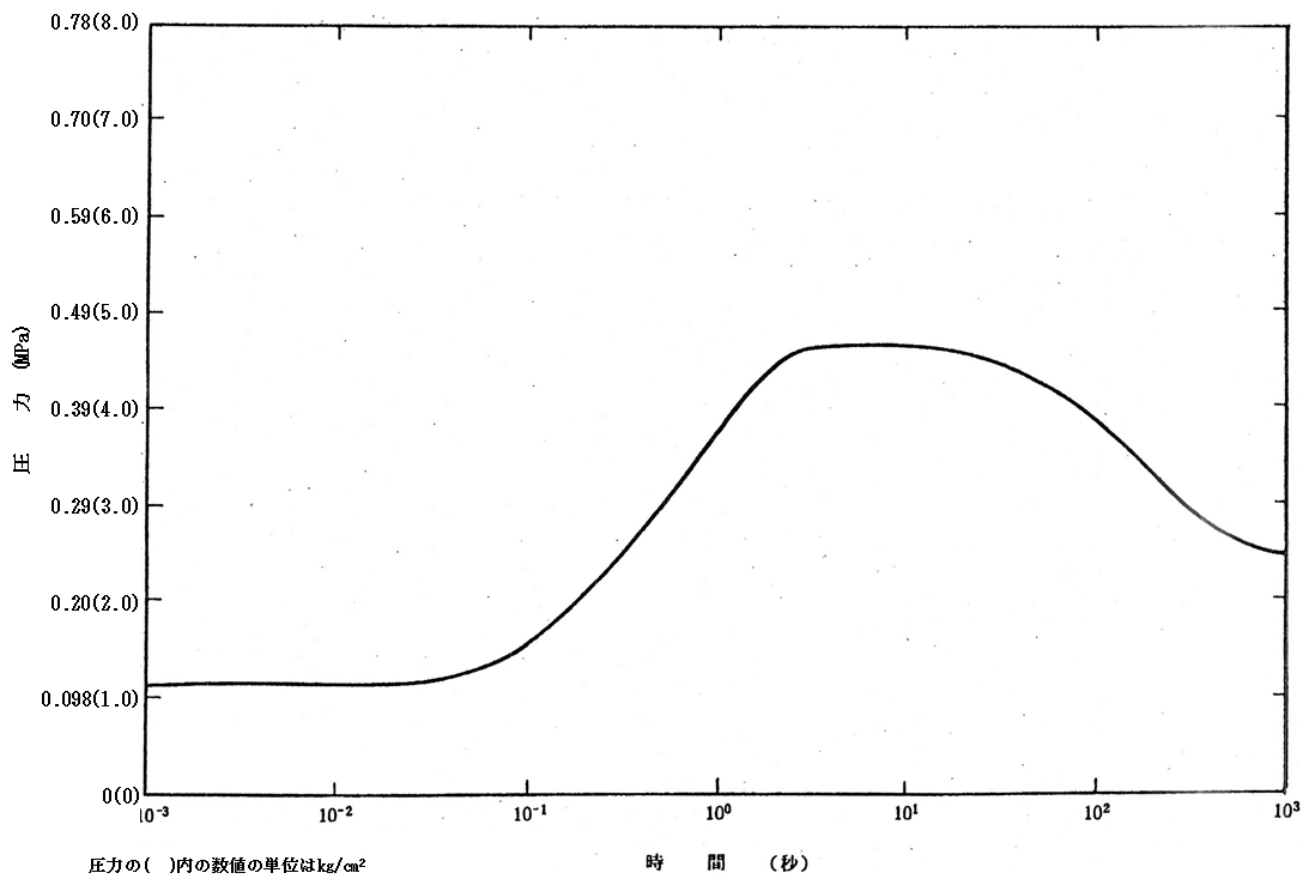


図2 「第3.7.3図 1次冷却設備二重管破断事故(3) (原子炉格納容器内圧力)」

炉出力並びに CV 及び RPV の圧力の変化のデータを追加すること。

【回答】

➤ 炉出力について

出力について、自動停止し未臨界となる旨を本文に追記する。

➤ 原子炉圧力容器（RPV）の内圧について

1 次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることではないことから圧力変化データは本文に追加しない。

➤ 原子炉格納容器（CV）の内圧について

本事象では、「(1)原子炉停止機能の喪失」のように再臨界が発生しないことから、図 1 で示すように炉心温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力 0.49 MPa を上回らない。このことから、本事象では 1 次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。

上記内容について、以下に示すように本文に追加するとともに、図 1 を第 4.2.5 図として追加する。

本文追加内容

「また、原子炉圧力容器の圧力は、1 次冷却設備二重管が破断していることから初期値を上回ることはない。

本事象では、「(1) 原子炉停止機能の喪失」の場合に見られる再臨界が発生しないことから、第 4.2.5 図で示すように燃料最高温度は低くなり、原子炉格納容器の内圧も低くなる。よって、原子炉格納容器の内圧は最高使用圧力 0.49 MPa を上回らない。このことから、本事象では 1 次冷却設備二重管の破断により原子炉格納容器内に放射性物質を含む 1 次冷却材が放出されるが原子炉格納容器により閉じ込められており、多量の放射性物質等を放出することはない。」

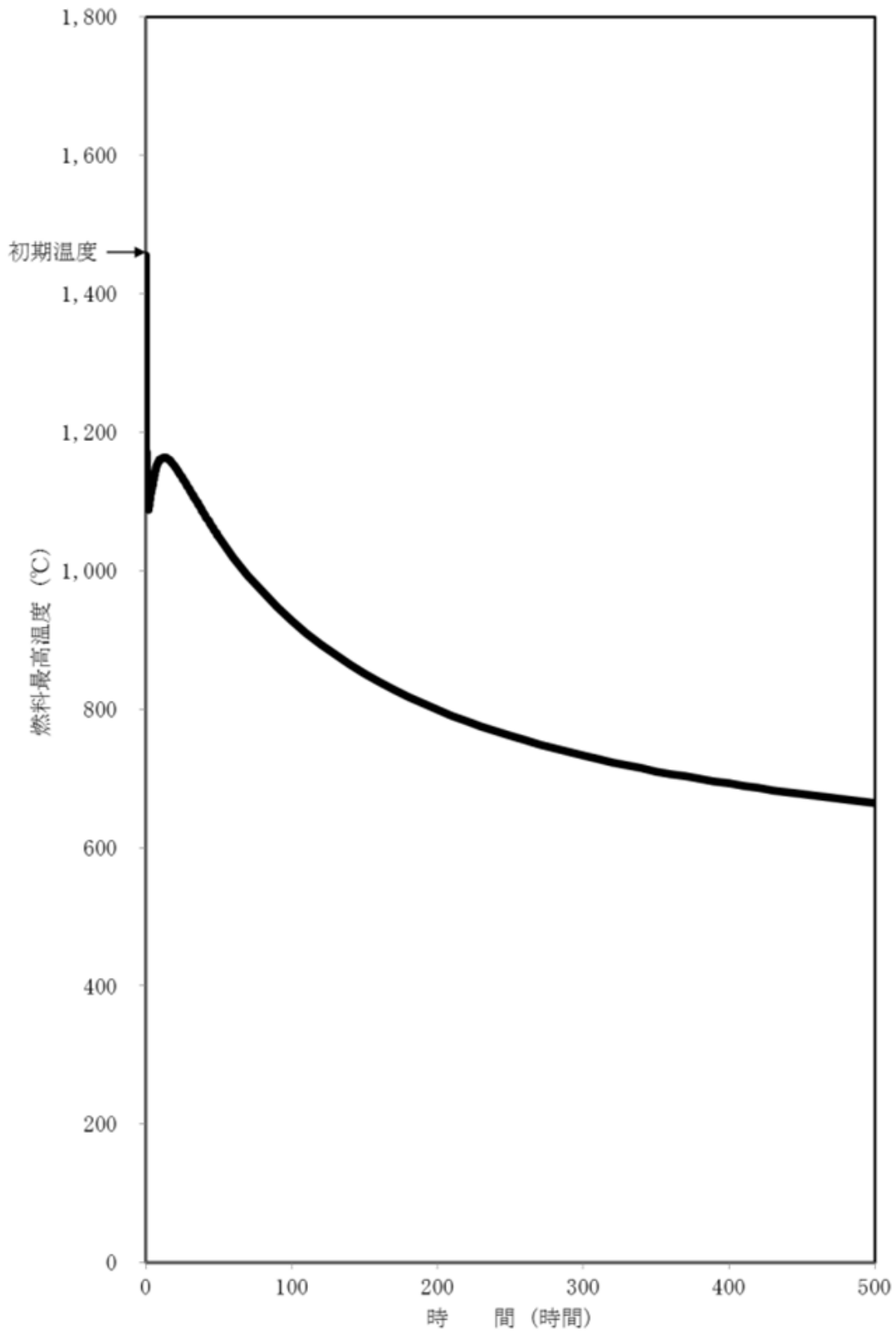


図1 「第4.2.5図 1次冷却設備二重管破断事故に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の原子炉の挙動例」

ヒアリングにおけるコメント

- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の対策について、設計基準の範囲における対策及び設計基準の範囲を超えた対策とを区別すること。
- ・ 対策を発生防止、拡大防止及び影響緩和に分類すること。その際、影響緩和対策は多量の放射性物質等の閉じ込めに係るものであることを踏まえ、設計基準事象からの拡大防止対策との違いに留意すること。

【回答】

原子炉設置変更許可申請書に記載する多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策は、事故の発生を想定し、発生後に講ずる対策を記載しているため、全て設計基準の範囲を超えた対策である。また、本原子炉施設は、1次冷却設備二重管破断事故等の設計基準事故が発生した場合、原子炉保護設備等により事故が安全に終止する設計となっている。

なお、1次冷却設備二重管破断事故と原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故発生時の対策の比較を表1に示す。

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の対策の分類を表2に示す。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定では、事故は何らかの原因で発生するため発生防止対策はない。

表 1 事故発生時の対策の比較

| | |
|--|---|
| <p>1 次冷却設備二重管破断事故</p> | <p>原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故</p> |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉容器冷却設備による炉心冷却 (事故発生前から事故終止まで作動) ・ 非常用空気浄化設備による敷地周辺の公衆の被ばく低減 (自動起動) ・ 原子炉格納容器による閉じ込め (静的機器。破損は想定しない。) ・ 原子炉格納容器隔離 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室における監視 ・ 仮設計器及び仮設電源を用いた監視 (中央制御室の計器類が機能喪失した場合) ・ 炉容器冷却設備による炉心冷却 (簡易な補修等により復旧可能で、系統の圧力やサージタンク水位等から配管の健全性が確認できた場合) ・ 非常用空気浄化設備による敷地周辺の公衆の被ばく低減 (簡易な補修等により復旧可能な場合) ・ 原子炉格納容器による閉じ込め (簡易な補修等により復旧可能な場合) ・ チャコールフィルタ付き全面マスクの着用 ・ 原子炉建家内及び周辺の放射線モニタリング |

表 2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策の分類

| 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故 | 拡大防止対策 | 影響緩和対策 |
|-------------------------------|---|--|
| 原子炉に係る事故 | — | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器、非常用空気浄化設備、炉容器冷却設備の循環ポンプの復旧。 (簡易な補修等により復旧可能な場合) ・ 消防自動車による原子炉格納容器への放水。 |
| 使用済燃料貯蔵設備に係る事故 (原子炉建家) | <ul style="list-style-type: none"> ・ プール水冷却浄化設備、純水供給設備の復旧。 (簡易な補修等により復旧可能な場合) ・ 消防自動車による使用済燃料貯蔵プールへの注水。 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 消防自動車による使用済燃料貯蔵プールへの注水。 |
| 使用済燃料貯蔵設備に係る事故 (使用済燃料貯蔵建家) | <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置の復旧 (簡易な補修等により復旧可能な場合) ・ 瓦礫の撤去 | — |

ヒアリングにおけるコメント

以下について定量的な根拠（評価結果等）を示すこと。

・ 1 次冷却設備二重管破断+閉じ込め機能の喪失事象において、高温の状態では格納容器内（外）の空気は炉内に入らないとしていること。また、炉内の圧力が低下して格納容器内（外）の空気が炉内にある程度流入する時点での黒鉛構造物の温度がどの程度で、それが著しい酸化反応が生じない温度であること。

【回答】

HTTR の 1 次冷却系主配管破断を模擬した実験によると、二重管配管破断後に、燃料領域の He と圧力容器壁側の He との間に、破断部から空気を吸いこむのに十分な圧力差を生じ、空気侵入が始まるまでに数日かかるとされている[1]。審査会合資料(H28.9.26 資料 3-2 添付資料 8 P.30)より、空気の侵入段階の、炉心下部の温度は 600℃台であり、この温度域では細孔内拡散律速から化学反応律速へと遷移する温度域であり、事故直後から反応速度は 3 桁程度低下しているため、著しい酸化は生じない。

[1] 武田哲明、他：原子力誌 37[10]、948(1995)

ヒアリングにおけるコメント

- ①3. 2 流路閉塞事故は（2）解析結果が記載されていないので追加する必要がある。各カラムの事象後の温度が図に示されているが、事故前初期条件での値が示されていないため、変化の程度が判断できない。変化範囲について本文で記載するとともに、初期条件として、各カラムの温度がわかるように工夫すること。
- ②炉及び圧力容器の計算において保守側に熱伝導率を設定しているとしているが、変化範囲について説明を記載すること。また影響はどの程度あるのか説明。

【回答】

①

流路閉塞事故では最も高温となる燃料カラムについて、その流路のうち1つが完全閉塞された場合を想定している。流路閉塞を想定した1燃料カラムを対象として、側面は断熱境界としているため、閉塞を想定するカラム以外のカラムの影響はない。また燃料温度の初期値は設置許可変更申請書添付資料ハ3章に記載している、熱的制限値である1495℃としている。

②

解析に使用する炉心黒鉛の熱伝導率については、その照射による変化、温度依存性を考慮した値に対し、さらに20%の安全裕度を考慮している。

このような考慮により、図1に示すように、燃焼初期は熱伝導率が大きく炉心部からの熱が逃げやすいため、燃料温度は単調に低下する。燃焼後期は熱伝導率が小さく、炉心部からの熱が逃げにくくなるため、燃料温度は1次ピークを形成し、一旦上昇した後、下降する傾向を示す。また、圧力容器については、使用する黒鉛の熱伝導率により、図1に示すような影響がある。

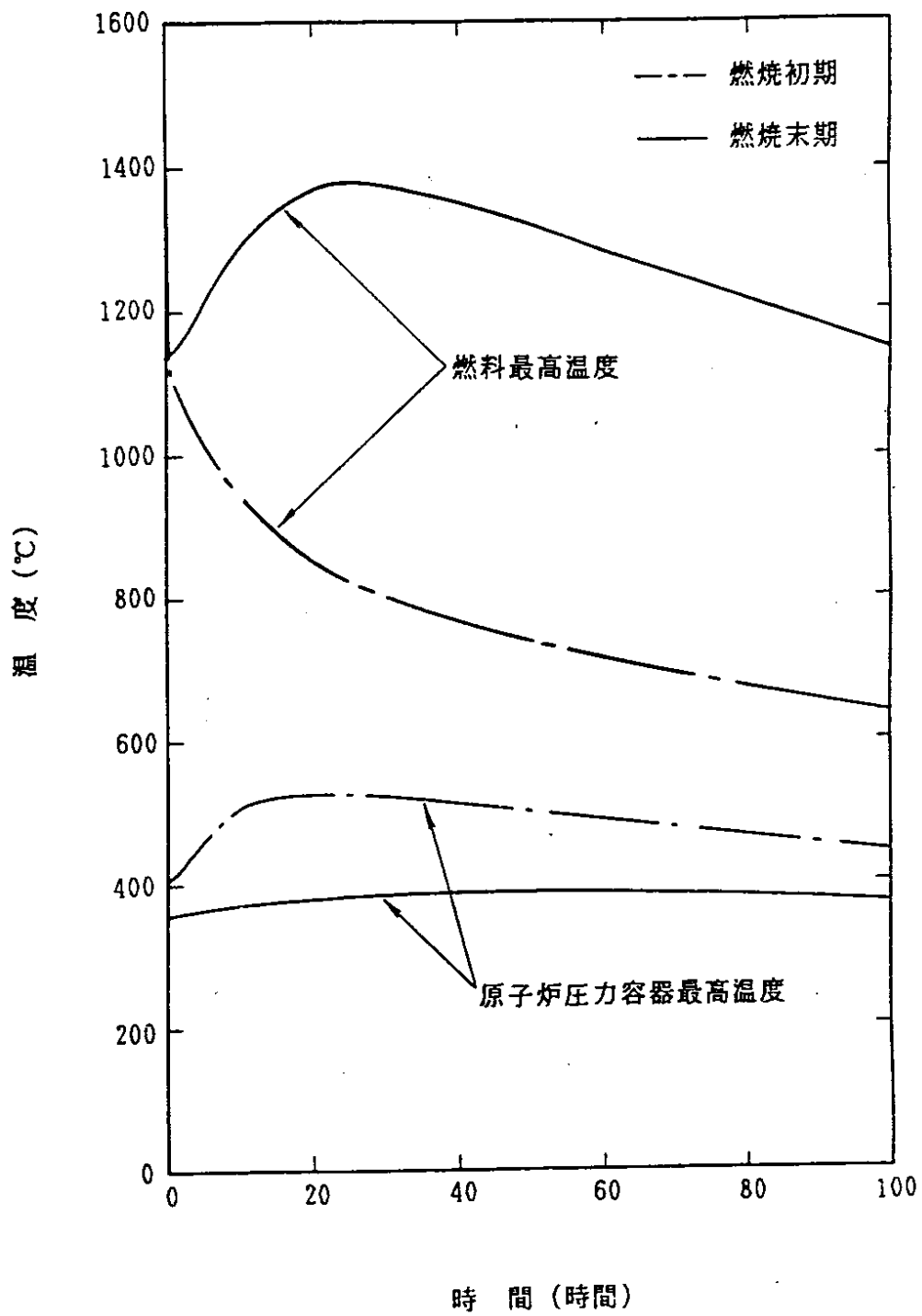


図1 炉心等価熱伝達率が温度評価に与える影響の例
(1次冷却設備二重管破断事故)

ヒアリングにおけるコメント

事故解析の解析条件における安全側の仮定として、スクラムするまでは原子炉出力が一定としているが、この妥当性を説明すること。異常な過渡変化あるいは設計基準事故事象において、出力が上昇する場合でも、この仮定が安全側であり解析結果を厳しくすることを示す。

【回答】

1 次冷却材流量の減少等の炉心温度が上昇する事象では、負の反応度フィードバック効果により負の反応度が加わり、原子炉出力が下降することになるが、保守的な評価にするため、事象発生から原子炉スクラムまでは原子炉出力を初期状態で一定としている。

1 次冷却材流量の増大等の炉心温度が低下する事象では、負の反応度フィードバック効果により正の反応度が加わり、原子炉出力が上昇することになるため、原子炉の到達出力が最大となるように、図1に示す反応度係数の最小値を用いる。

制御棒の引抜き事象等では、原子炉の到達出力が最大となるように、図1に示す反応度係数の最大値を用いる。

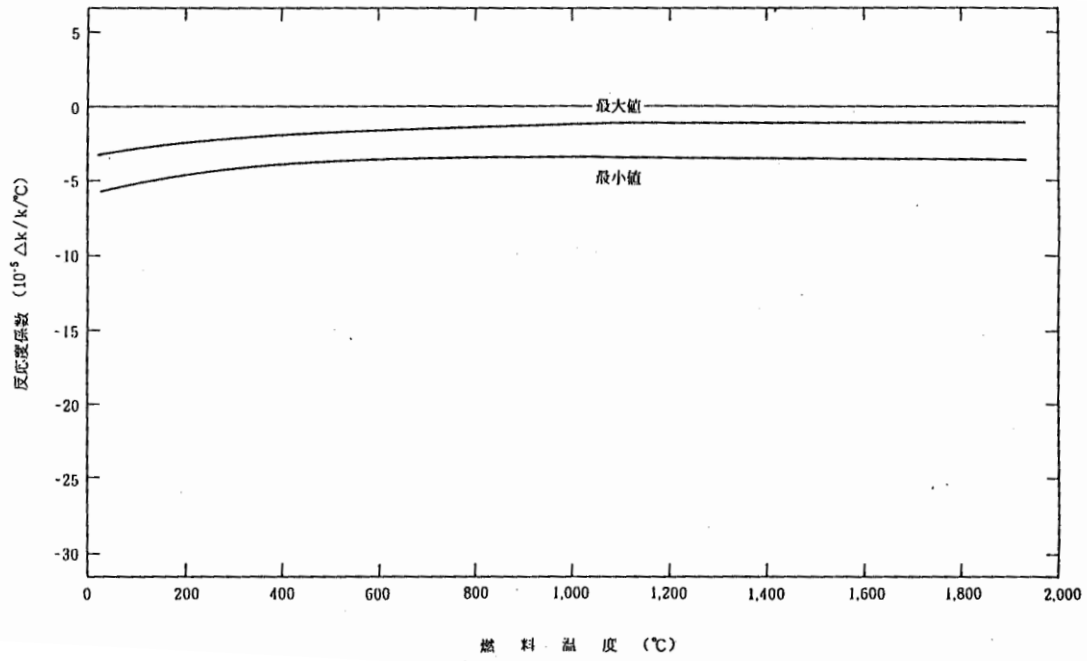


図 1(1) 解析に使用する反応度係数(ドプラ係数)

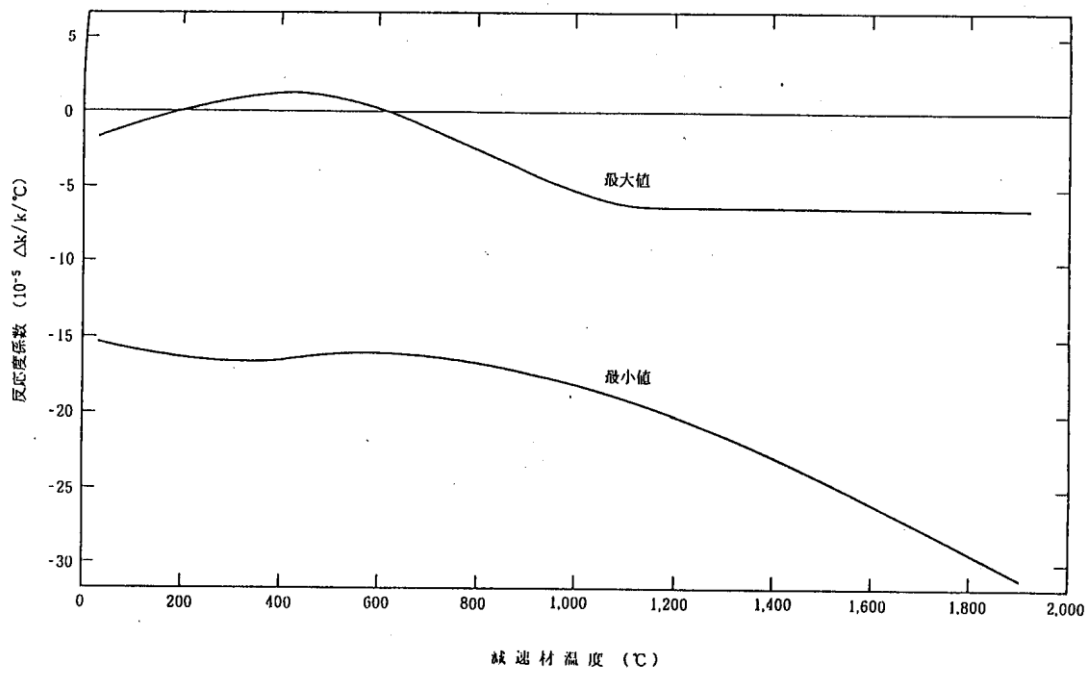


図 1(2) 解析に使用する反応度係数(減速材温度係数)

ヒアリングにおけるコメント

解析の結論として、「燃料最高温度は過度に上昇することなく…」とする表現が多いが、「過度に」とする意味は何か？その基準について説明する。3.3の一次冷却材設備二重管内管破損事故のように、初期温度を上回らないケースについても同様の表現が使用されているが、表現について差別化を図るか表現についての考え方を示すこと。

【回答】

事故解析では、判断基準として燃料温度の制限値を定めていないため、運転時の過渡変化時の判断基準である1600℃に達しないことをもって、「過度に上昇することがない」と表現している。

ヒアリングにおけるコメント

スクラムによる自動停止について、解析条件として採用するスクラム項目の選定の考え方について説明すること。解析条件において、選定したスクラム項目について記載があるが、実際に動作するスクラム項目を期待しない場合、その理由と全体を通じてスキップする考え方について整理すること。スクラム条件の設定の仕方により、事象の評価結果の大小関係に変化がないかどうか説明する。

【回答】

原子炉は原子炉保護設備のうち事故後最初に発報するスクラム信号によって自動停止する条件で事故解析を行っている。実際に動作するスクラム項目を期待しない場合はない。

ヒアリングにおけるコメント

参考までに以下について説明していただきたい。

(資料番号、参考文献等を示していただくことも可)

- ①格納容器内の雰囲気は、通常の空気と同じか。また、最高使用圧力と同程度の圧力になるときはどのような雰囲気(He分圧含む)を想定しているか。
- ②仮想的に酸素を供給した場合、高温の黒鉛構造物は、どの程度の酸素濃度になったとき著しく酸化するのか。
- ③同様に仮想的に水を大量に供給した場合、高温の黒鉛構造物は、どのような反応を起こすのか。
- ④上記②又は③に関連して、黒鉛構造物が酸化して崩れた場合、燃料が損傷することはあるか。その場合、燃料損傷の原因は冷却できずに燃料温度が1600℃を超えることによるものか。
- ⑤上記④で燃料が損傷した場合、どのような対策を講じるのか。
- ⑥拡大防止策として格納容器に外から放水するとしていることは、上記⑤の対策となるか。
- ⑦ガス炉の先行炉の評価例(例えば、原電東海発電所では650℃程度の比較的低い温度で燃焼するとしている)との違いについて評価していれば説明されたい。

【回答】

- ① 格納容器(CV)内の雰囲気は、通常の空気である。最高使用圧力は CV の機能が維持されているときに1次冷却材が CV 内に漏洩した際に至る圧力を基に定めているため、空気と1次冷却材ヘリウムの混合気体となる。
- ② 高温の黒鉛に接した酸素は即座に酸化反応を起こすため、境界内拡散が律速段階にあり[1]、酸素濃度の上昇は黒鉛表面に供給される酸素を線形的に増加させるのみである。よって、一定の濃度を超えた際に著しい酸化が生じるということはない。
- ③ 審査会合資料(H28.9.26 資料 3-2 添付資料 1 P.10)より、水による黒鉛の酸化反応速度が顕著となる温度は、酸素による酸化よりも高く、水による著しい黒鉛酸化等の問題はないと考える。
- ④ (⑤の回答を含む) ヒアリング資料(H28.10.31 資料 HT-73-2 P.1-2)より、仮想的に黒鉛ブロックの酸化により燃料領域が崩れた場合は、燃料体が真下に40cm程度落下することが考えられる。燃料コンパクトの静的破壊試験の結果から被覆燃料粒子に有意な破損が生じ始めるのは約800G以上の加速度が作用する場合である[2]。図1に示すように、燃料棒には燃料コンパクトの上下端に落下時等の衝撃をやわらげるための緩衝板が装填されており、燃料落下時の衝撃荷重は燃料コンパクトに直接作用することなく、燃料体の黒鉛ブロックから黒鉛スリーブ、緩衝板等を通して燃料コンパクトに作用する。図2に示すように、燃料コンパクト内の被覆燃料粒子は黒鉛素地中に分散しており[3]、被覆燃料粒子に直接大きな機械的荷重が加わることは考えがたい。なお、燃料体が40cm落下すると燃料体の最終落下速度は約2.8m/sとなる。この時の黒鉛ブロックの耐震試験の結果に基づき衝撃力の評価を行うと、加速度は、約140Gとなる。よって、酸化による燃料体の崩落が被覆燃料粒子を破損させることはないと考える。

- ⑥ 格納容器外側からの放水は、間接的な炉心冷却による事故収束の早期化と、格納容器開口部から漏洩する放射性物質を叩き落とすことによる放散抑制を期待した影響緩和策であり、燃料温度が1,600°Cを超えることを防止するための対策ではない。
- ⑦ HTTR で使用される黒鉛(IG-110)の特徴は高純度化処理が施されていることである。不純物は黒鉛の酸化反応を促進するため、炭酸ガス冷却炉で使用される黒鉛(Pechiney 社製 Q1/Q3)よりも不純物が少ない IG-110 は、同条件で酸化させた際の減量が Pechiney Q1 の 1/8 程度である[4]。
- なお最近の研究では、高温ガス炉で使用される原子炉級黒鉛は高純度、高密度、細孔の少なさ、高い熱伝導率等の特徴から、燃焼(自己継続的な酸化)が起きないとされており[5]、事故時の空気侵入による酸化が火災に至ることはないと考えられる。

[1] 今井 久; 原子力工業 33(8), p61-68, 1987-08. 日刊工業新聞社

[2] 林 君夫他; 「高温工学試験研究炉の異常状態時における燃料及び炉心の安全評価上の判断基準の検討」, JAERI-M 91-140 (1991)

[3] 福田 幸朔他; 高温ガス炉用燃料に関する試験研究, JAERI-M 89-007 (1989)

[4] 藤井 貴美夫; 照射黒鉛中の炭素 14 の分離,1; Pechiney Q1 及び IG-110 黒鉛の空気酸化特性と細孔構造の変化(共同研究), JAERI-Tech 2005-048 (2005)

[5] Kane, Joshua J., et al. "Understanding the reaction of nuclear graphite with molecular oxygen: Kinetics, transport, and structural evolution." *Journal of Nuclear Materials* 493 (2017): 343-367.

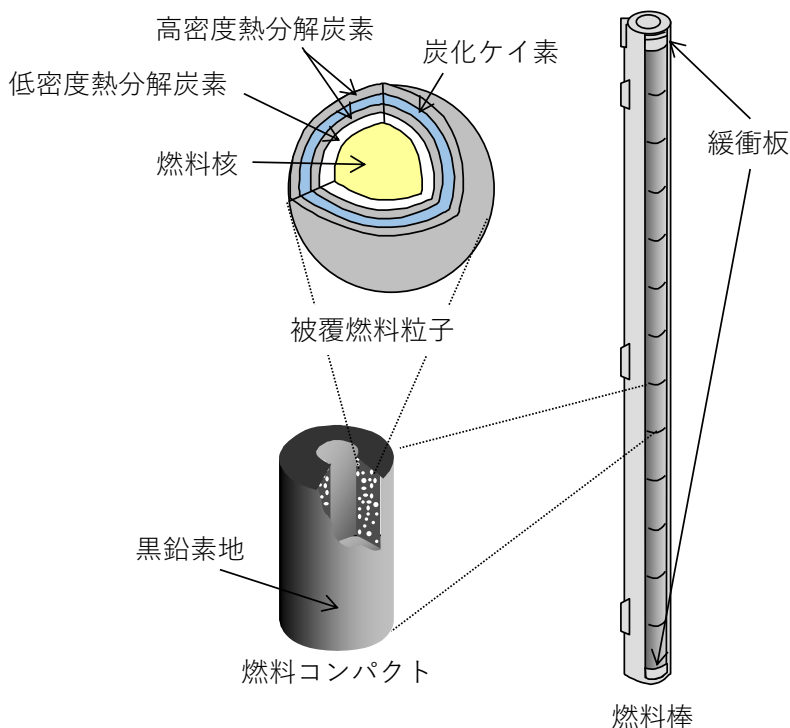


図 1 燃料棒概要

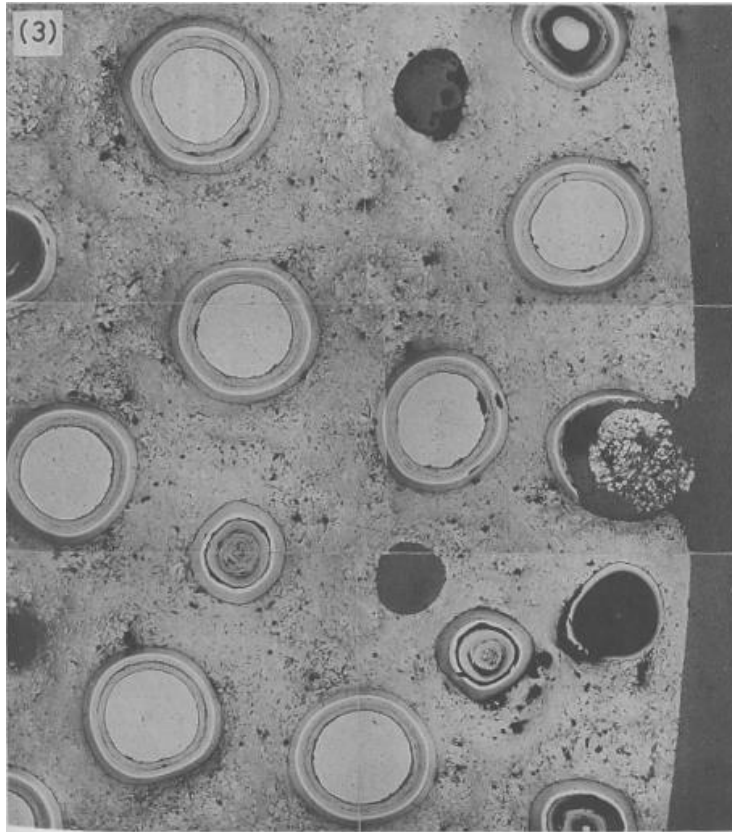


図 2 燃料コンパクト断面[3]

等価熱伝導率を使うことで著しく非保守側にならないことを説明すること。

【回答】

設計基準を超える事象の解析では、HTTRヒアリング資料（HT-76-4）のコメント 13 において説明をした等価熱伝導率を使用している。本等価熱伝導率の適用性については、下記の炉心流量喪失試験⁽¹⁾の結果により確認を行っている。

炉心流量喪失試験は、平成 22 年度に HTTR を用いて実施した安全性実証試験の 1 つである。本試験では、初期出力 9MW から制御棒を臨界制御棒位置で固定した状態で、全循環機（3 台）を停止し強制循環冷却機能を喪失させた。概要について図 1 に示す。

本試験では、原子炉停止系が作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が直ちに低下し、静定する。この時、炉心の熱は炉容器冷却設備へと主に径方向に移動する。そのため、炉心に最も近い黒鉛構造物のうち、温度計測点がある固定反射体の温度変化を確認することで炉心の等価熱伝導率の適用性を確認している。

本試験における高温プレナムの 1 次冷却材温度及び固定反射体の温度挙動の試験結果と解析結果との比較を図 2 から図 4 に示す⁽²⁾。本解析結果は、HTTRヒアリング資料（HT-76-4）のコメント 13 において説明した等価熱伝導率を組み込んだ動特性解析コード TAC/BLOOST⁽³⁾によるものである。一方、固定反射体の温度計測点は温度が最も高くなると想定される炉心側部の上部に 2 か所（図 5 の No.1 及び No.3）設置されている。これらの結果から、高温プレナムの 1 次冷却材温度及び固定反射体温度の解析結果は試験結果とよく一致している。強制循環が喪失していることから、高温プレナムの 1 次冷却材温度は、高温プレナムブロック温度とほぼ同じである。

さらに、等価熱伝導率の評価に使用している IG-110 黒鉛の熱伝導率の温度効果については、図 6 に示す測定データ⁽⁴⁾をもとに作成した設計データを使用しており、等価熱伝導率の高温での適用性は十分であると考ええる。

以上のことから、等価熱伝導率を使うことで TAC/BLOOST による温度解析の結果が著しく非保守側にならないと考えている。

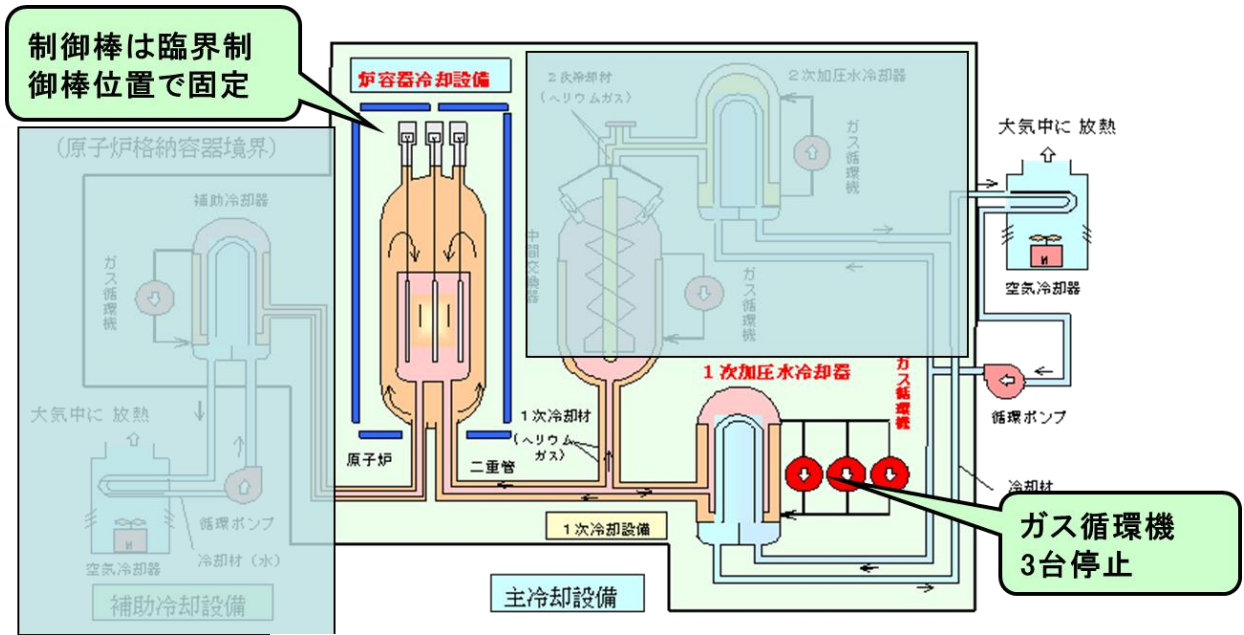


図1 炉心流量喪失試験の概要

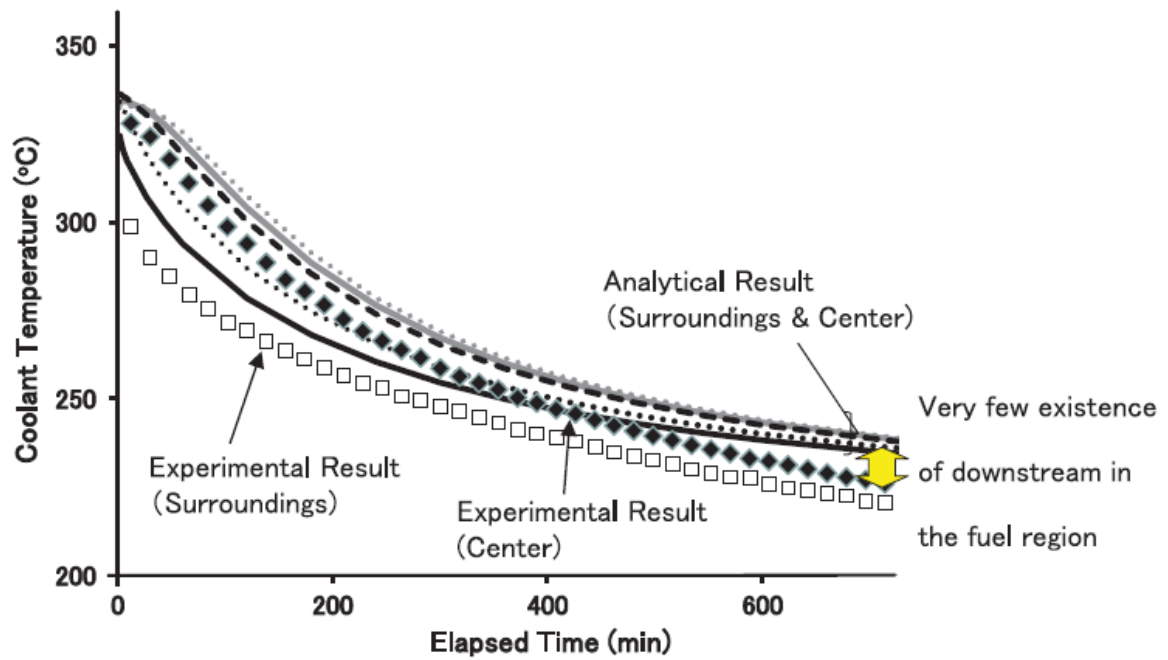


図2 1次冷却材温度（実験値と解析結果の比較）⁽²⁾

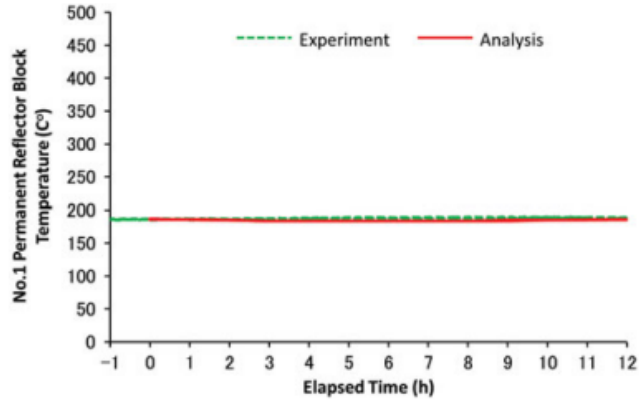


図3 固定反射体(No.1)温度 (試験データおよび解析データ) ⁽²⁾

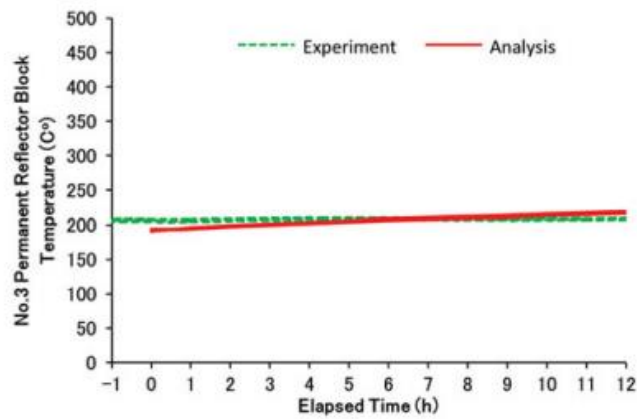


図4 固定反射体(No.3)温度 (試験データおよび解析データ) ⁽²⁾

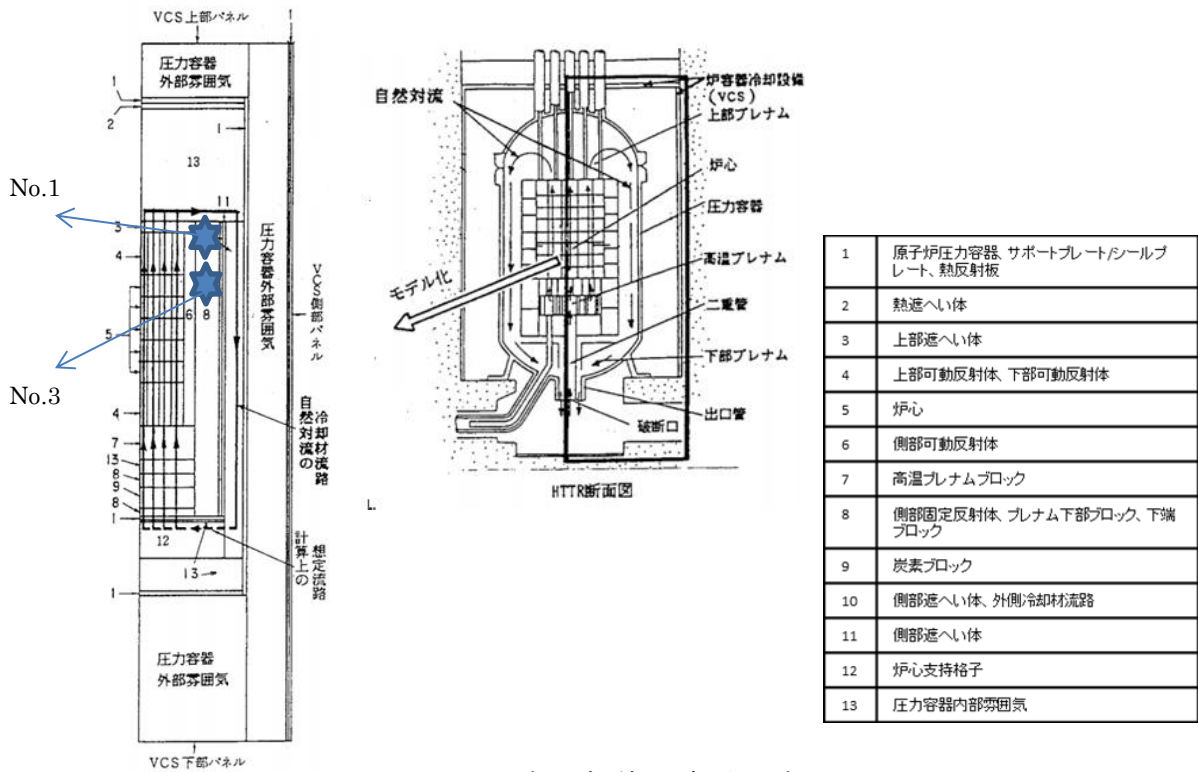


図5 固定反射体温度計測点

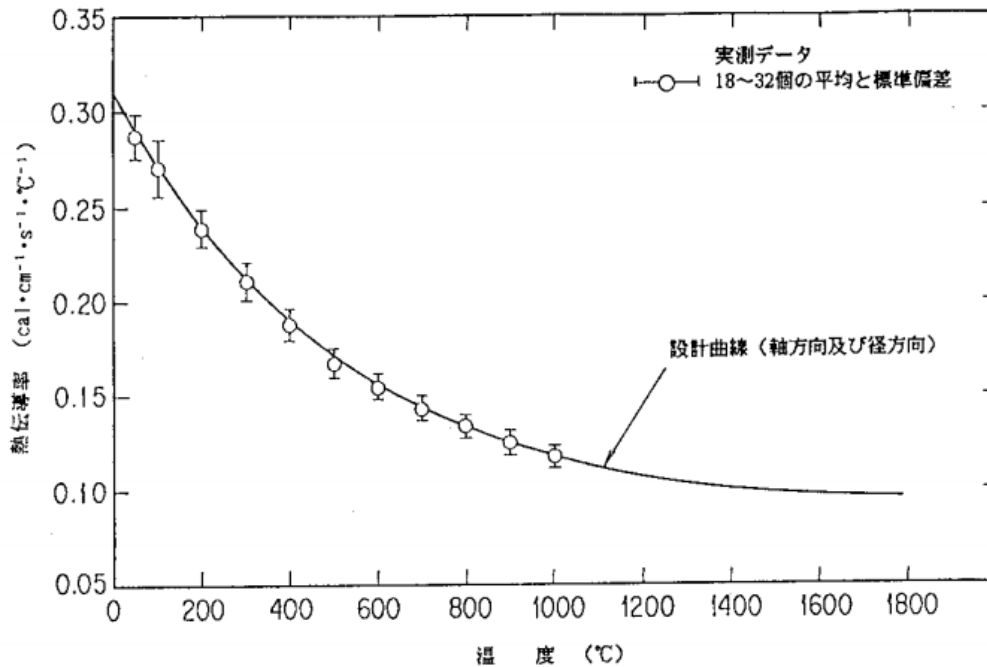


図6 IG-110 黒鉛の熱伝導率の温度効果による実測データと設計曲線の比較⁽⁴⁾

- (1) 高温工学試験研究炉部；「HTTR（高温工学試験研究炉部）の試験・運転と技術開発;2010年度」、JAEA-Review 2011-036 (2011).
- (2) 高松 他；「Experiments and validation analysis of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power」、Journal of Nuclear Science and Technology、Vol. 51、pp.1427-1443 (2014).
- (3) 高松 他；「TAC/BLOOST コードの検証(受託研究)」、JAERI Data/Code 2005-003 (2005).
- (4) 石原 他；「高温工学試験研究炉・炉心黒鉛構造設計方針における設計用データの解説」、JAERI-M 91-153 (1991).

審査会合コメント

BDBA 対策として格納容器に放水することについて、本来、水の存在しない環境に放水することで生じる副次的な影響を考慮すること。

【回答】

1. はじめに

平成 30 年 7 月 3 日に行われた審査会合において、HTTR における多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策に関し、本来、水の存在しない環境に放水することで生じる副次的な影響が論点となった。そこで、事故時でも燃料が損傷しないという HTTR の高い固有の安全性を鑑み、対策を再検討することとした。

2. 放水に関する従来の方考え方

2.1 原子炉に係る想定

HTTRの原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事象としては、1次冷却設備二重管破断に原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失(炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備の機能喪失も含む)が重畳した事象を想定している。

上記の事象を想定しても、燃料温度は初期温度を上回ることはなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じないが、格納容器の破損部から建家内に漏れ出る放射性物質の拡散を抑制し、かつ格納容器を冷却することで間接的に炉心を冷却し、温度低下を促進することを目的として、格納容器へ放水を行うとしている。

この時、放水された水が格納容器の破損箇所から格納容器内に侵入した場合、格納容器底部に溜まった後、水蒸気となって炉心部へ侵入することが考えられる。しかしながら、炉心部に空気・水蒸気が侵入するのは事故発生から数日経過しており、温度低下と相まって水蒸気の酸化反応速度は空気中の酸化よりも小さいため、黒鉛酸化が促進される等の問題はなく、さらに水蒸気による黒鉛の酸化反応は、吸熱反応であり発熱に関する影響もないと考える。

しかしながら、格納容器の破損部から侵入した水が、格納容器内に留まっている放射性物質の放出を助長する可能性や、管理区域に放水した水が蓄積することで、放射性物質を含む水の処理やアクセス性の低下といった懸念があるため、3.1 で放水を行わない場合について検討する。

2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る想定

使用済燃料貯蔵設備に関しては、図1に示すように、使用済燃料貯蔵セルの冷却機能を喪失し、さらに建家の屋根及び壁のコンクリート片が堆積して完全断熱状態となった事象を想定している。このように極めて保守的に条件設定をすることにより、空気との自然対流熱伝達による使用済燃料貯蔵ラックの冷却ができなくなる事象が発生した場合、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度が上昇し使用済燃料が破損することで多量の放射性物質等を放出するおそれがある。

上記の想定に基づき、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の冷却を目的として、使用済燃料貯蔵ラックへ放水することとしているが、使用済燃料は発熱量が小さく、事故直後は約50℃であるため、仮にラック内に水が侵入したとしても、酸化による問題はないと考える。

しかしながら、放水した水が使用済燃料貯蔵ラック内に留まっている放射性物質の放出を助長する可能性や、管理区域に放水した水が蓄積することで、放射性物質を含む水の処理やアクセス性の低下といった懸念があるため、3.2で放水を行わない場合の影響を検討する。

3. 放水を行わない場合の事象推移

3.1 原子炉

原子炉に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止策としては、炉容器冷却設備(炉心冷却機能)、非常用空気浄化設備(放射性物質の放出低減機能)、および原子炉格納容器(放射性物質の閉じ込め機能)の補修等を試みた後の最後の手段として、放射性物質の放散抑制と原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を介した炉心冷却により黒鉛温度を早期に低下させることで、黒鉛酸化の早期収束に努めるため、格納容器へ放水を行うこととしている。

仮に放水を行わない場合であっても、図2に示すように、炉心下部平均温度は低下するため、対策の一つである原子炉格納容器の補修等により、放射性物質の放散抑制を図ることができる。

3.2 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料については、使用済燃料貯蔵ラックの冷却ができなくなる事象が発生する条件として、使用済燃料貯蔵セルの冷却機能を喪失し、さらに建家の屋根及び壁のコンクリート片が堆積して完全断熱状態となった事象を想定している。図3の初回申請時の貯蔵ラック最高温度は、完全断熱状態を模擬して直線的な温度上昇を仮定して

いるため、放水等の対処を要する論拠としていた。しかし使用済燃料の冷却期間を考慮して発熱量を現実的な値とするほか、貯蔵ラック寸法を設計時の寸法から実物と同じ寸法とし、さらに貯蔵ラック上面からの自然対流による熱伝達がなされる条件とした際は、図3の再評価値に示すように、放水を行わなくても、使用済燃料貯蔵ラックの健全性は維持される。建家の屋根及び壁のコンクリート片が堆積した場合でも、完全断熱状態となることは考えにくい、さらに瓦礫を撤去する等により、貯蔵ラック上面で熱伝達ルートが確保されれば、事故が拡大防止を図ることができる。

4. まとめ

以上のことから、HTTRにおける多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故への対策として放水を行わない場合であっても、事故の拡大防止および影響緩和は図れるものとする。さらに、放水を行う場合は、破損部から侵入した水が、格納容器及び使用済燃料貯蔵ラック内に留まっている放射性物質を運び出す可能性や、管理区域に放水した水が蓄積することで事故の収束を遅らせること等のリスクが発生する。よって、放水に伴う副次的な影響を総合的に評価し、これまで説明してきた放水にかかる対策を、設置許可変更申請書から削除する。

ただし、原子炉については原子炉建家や格納容器等に生じた破損部に、目張り等の簡易な補修を施すことで、放射性物質の放散抑制を図る。さらに使用済燃料については、使用済燃料貯蔵建家が損傷している場合は、損傷部に目張り等の補修を施すことで、放射性物質の放散抑制を図る。また瓦礫等が堆積している場合はこれを除去することで、自然対流による熱伝達がなされる条件を確保する。以上の対策を、設置許可変更申請書に明記する。

参考資料：HTTRの黒鉛材料の特徴

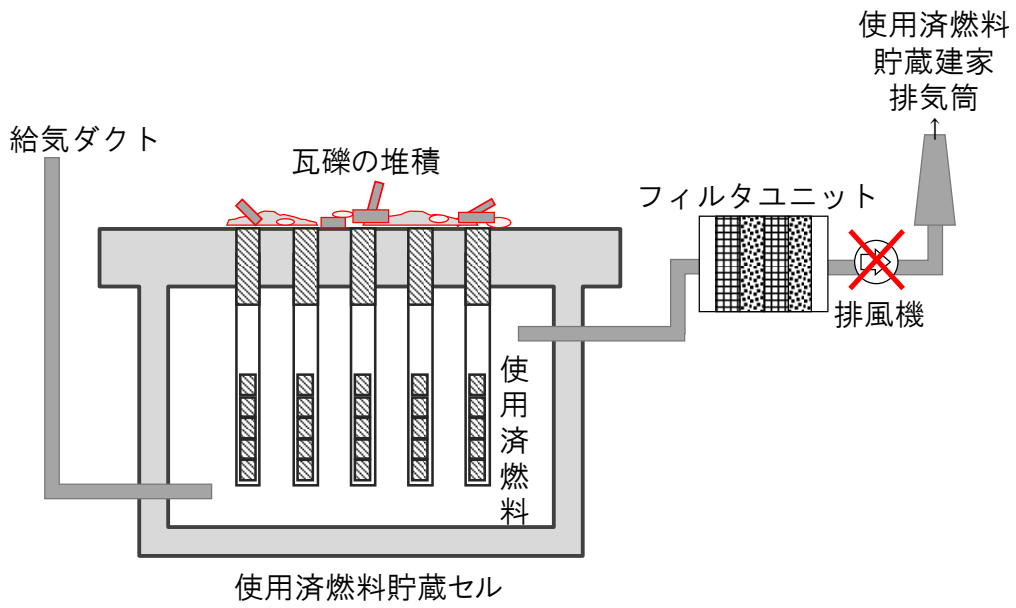


図 1 使用済燃料貯蔵セルの想定説明図

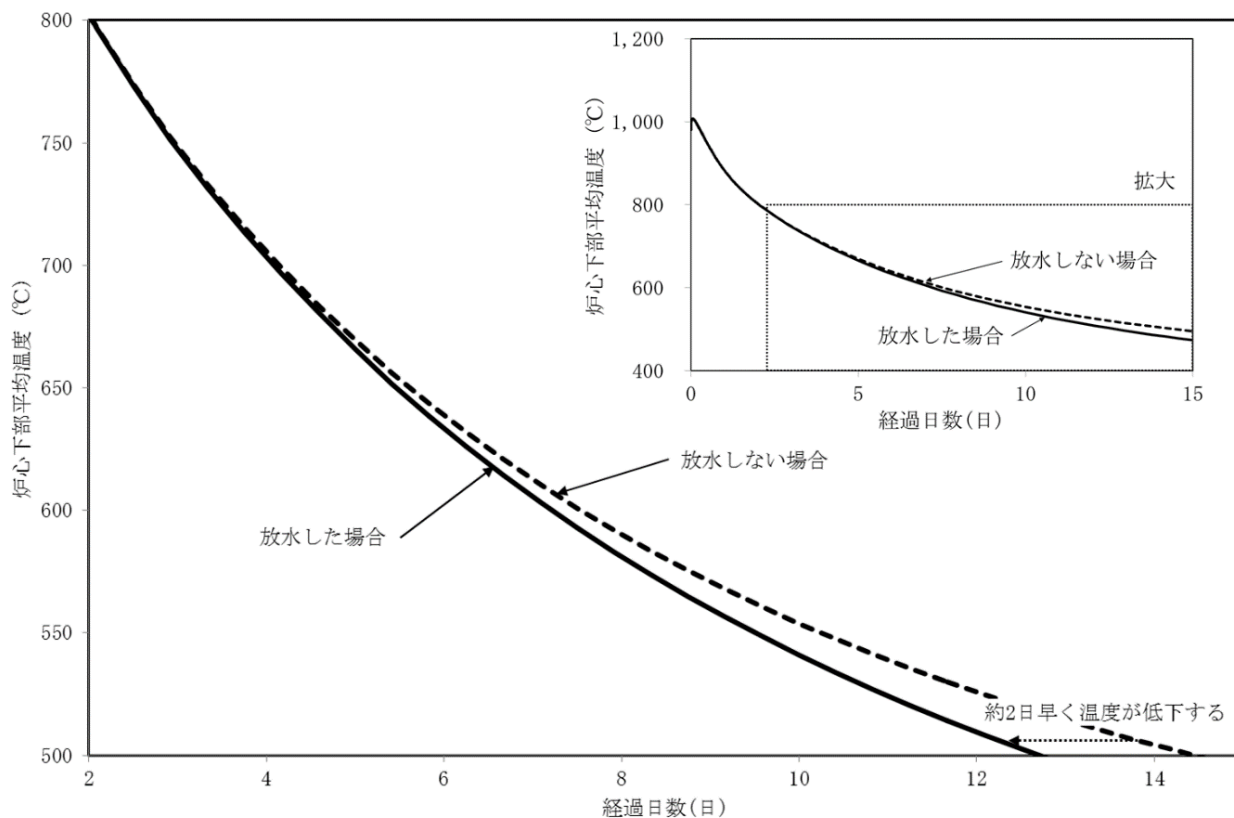


図2 CVに放水した場合としない場合の炉心下部平均温度の挙動例

(2018年7月3日 第237回審査会合 資料2-2 69ページより抜粋)

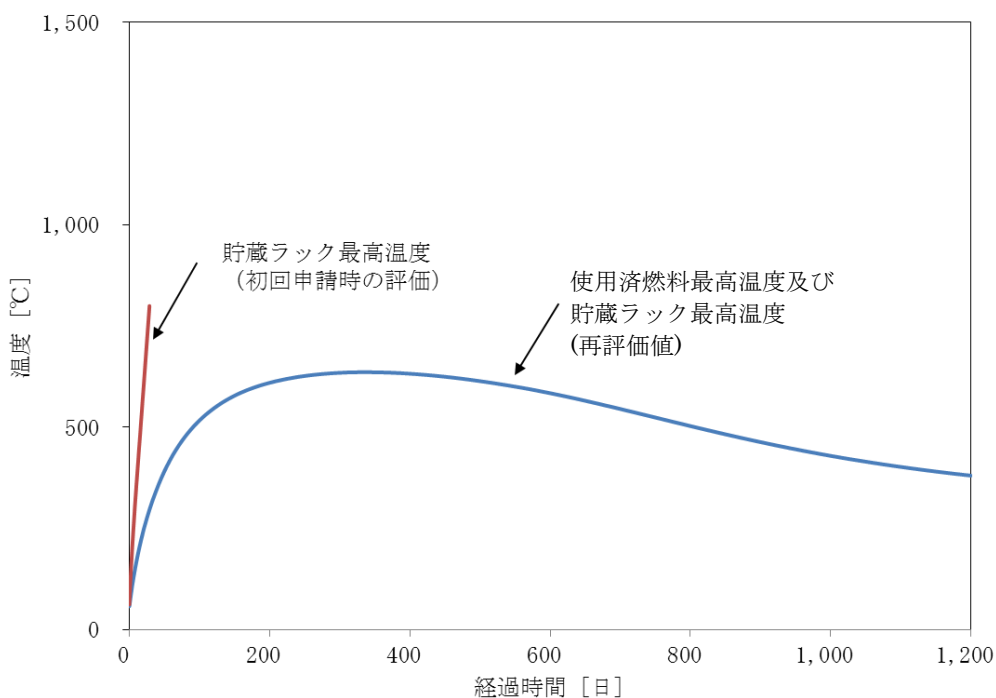


図3 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の使用済燃料貯蔵ラック温度評価例（初回申請時及び再評価結果）

(2018年7月3日 第237回審査会合 資料2-2 82ページより抜粋)

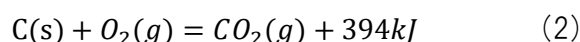
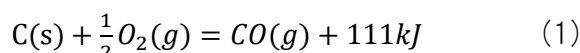
HTTR の黒鉛材料の特徴

1. 酸化による発熱

体系の温度変化は、発生する熱量と、体系から除去される熱量のバランスにより定まる。HTTR ではこれまでに、二重管破断事故によって対流による熱の除去がなされない場合であっても、伝導と輻射によって原子炉は除熱されることで、燃料は損傷しないことを説明してきた。

原子炉圧力容器から周辺のコングリート等に放出される熱量は、HTTR の原子炉出力100%(30MWt)の状態では、約 0.3%(約 1MW)である。原子炉停止直後は約 2MW 程度の崩壊熱があるが、停止後 1 分で崩壊熱は 1MW を下回るため、黒鉛の熱容量の大きさと相まって、温度上昇は緩慢かつ僅かにとどまる。

一方、黒鉛と空气中酸素による酸化発熱反応としては、以下の反応が考えられる。



侵入した空気はすべて、上式のうち発熱量の大きい(2)式で進むと仮定すると、酸化による発熱量は約 30kW と推定される。

以上のように、酸化による発熱量は原子炉の崩壊熱と比較して十分小さく、燃料の健全性に影響するような温度上昇をもたらすことはない。

2. 黒鉛材料の燃焼の可能性

燃焼とは、酸化反応によって発生する多量の熱で物質が自発的に反応を継続する状態と定義されている。黒鉛材料の酸化反応が継続するには、燃料となる黒鉛材料が存在する、酸素が多量に供給される、高温が維持される、化学反応連鎖が維持される、という 4 条件が必要であり、1 つもしくは複数を取り除かれれば黒鉛酸化は継続しない。

二重管破断事故後に侵入する空気中の酸素は、黒鉛材料と接するが、空気侵入が始まるまでには数日あり、その間に黒鉛材料の温度は低下しているため、著しい酸化を引き起こす温度ではない。仮に高温の炉心部に空気が侵入した場合であっても、黒鉛材料の結晶そのものは容易には酸化されず、結晶粒を繋いでいる黒鉛化度の低い炭素質が酸化されるのみであるため、酸化反応に寄与する領域は厳しく制限される。また黒鉛材料の内部が酸化されるには、結晶粒界に沿って酸素が内部に侵入する必要があるが、生成す

るガスの放出と対向するため、酸素の侵入は阻害される。このような作用により、黒鉛は酸化反応を自己で継続できず、物質が炎を上げて燃えるような燃焼と呼べる状態になることはない[1]。

なお、化学反応のしやすさに影響する因子としては、酸化反応を促進する触媒として働く黒鉛材料中の不純物がある。例として、マグノックス炉で使用された黒鉛材料の一つである Pechiney Q1 と、HTTR で使用している IG-110 の不純物を比較する。表 1 に示すように、Pechiney Q1 には触媒活性の高い Fe、Ni、Ti、V、アルカリ金属の Na、K 及びアルカリ土類金属の Ca 元素の含有量が IG-110 黒鉛材料に比べて多量であることから、Pechiney Q1 黒鉛材料の酸化速度は大きいことが予想され、実際に 450℃で 1000 時間ほど加熱したときの減肉量は、IG-110 は Pechiney Q1 に対して約 1/9 になることが明らかにされている[2]。このような反応速度の大きな黒鉛材料にあっては、シュバイツァー則に代表される古典的酸化モデルの保守的な適用によって、安全性が確認されている。

3. ウィグナーエネルギー

英国ウインズケール原子炉では、低温下での中性子照射によって黒鉛材料中に結晶構造の乱れとして蓄積されたエネルギー(ウィグナーエネルギー)が昇温過程で急速に放出され、燃料被覆材が損傷し、黒鉛減速材ではなく、ウラン燃料が燃焼したと報告されている[3]。

ウィグナーエネルギーの発生メカニズムの概略を図 1 に示す。ウィグナーエネルギーは黒鉛材料が比較的低温(300℃以下)で高速中性子が照射された場合に、黒鉛材料を構成する炭素原子が結晶面間にはじき出されて不安定な状態で保持されることで、黒鉛材料中に蓄積されるエネルギーである。何らかの原因でこれが瞬時に放出されると炉心が高温になる可能性がある。したがって、低温状態で運転される黒鉛減速炉では、定期的に炉内構造物を昇温(300～400℃)して、焼きなましにより炭素原子を安定な位置に戻すことで、ウィグナーエネルギーを放出する必要がある。

一方、HTTR では、定格運転状態の冷却材入口温度は約 400℃であるので、ウィグナーエネルギーは蓄積されない。図 2 に、照射温度をパラメータとして、高速中性子照射量に対する蓄積エネルギーの関係を示す。HTTR での高速中性子照射量は 660 日間の全出力運転で最大約 1.3×10^{21} n/cm² である。出力 30%(黒鉛温度約 200℃と仮定)で 1 日運転した際に蓄積するエネルギーは、これが瞬時に放出された場合でも、温度上昇は約 1℃と僅かである。通常運転時に 30%の出力を維持することはなく、試験であっても数日であり、蓄積されるエネルギーが瞬時に開放された場合でも、温度上昇は数℃程度である。このように、HTTR の低出力時に照射によってウィグナーエネルギーが蓄積されても蓄積量は僅かであり、その後炉心を昇温する際に放出されるため、ウィグナーエネルギーが問題になることはない。

表1 Q1 と IG-110 の不純物量[2]

| Elements | Average(ppm) | |
|----------|--------------|--------|
| | Q1 | IG-110 |
| Al | <0.73 | <0.1 |
| V | 62 | 0.26 |
| Ti | <13 | <0.8 |
| Cl | 0.88 | 2.3 |
| Mn | 0.005 | 0.001 |
| Si | <5000 | <2000 |
| Ni | 9.5 | <5 |
| Na | 0.29 | 0.19 |
| K | 1.9 | 0.11 |
| Cu | <0.057 | <0.05 |
| Mo | 0.15 | <0.003 |
| Ca | <6 | <4 |
| Cr | 0.117 | 0.015 |
| Fe | 3.7 | 2.6 |
| Co | 0.031 | 0.005 |

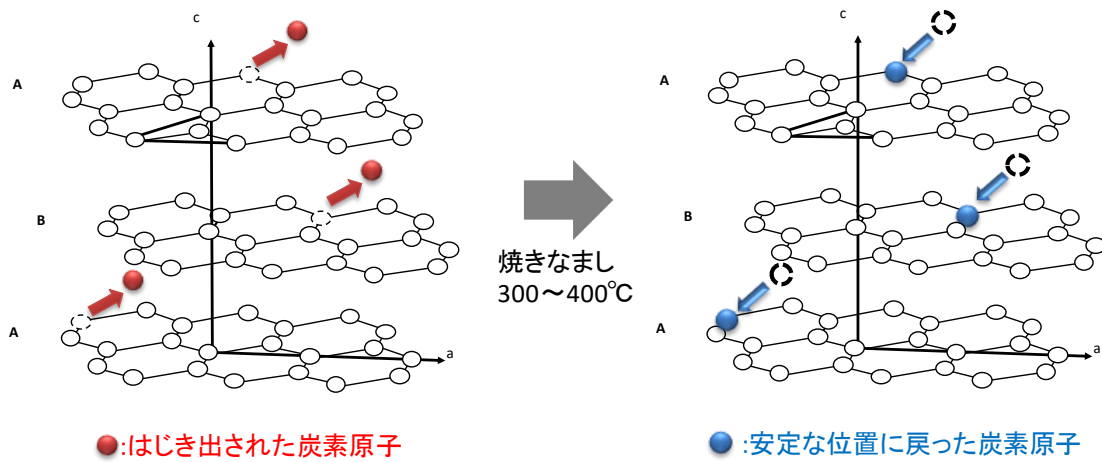


図1 ウィグナーエネルギーの蓄積と解放のメカニズム概略

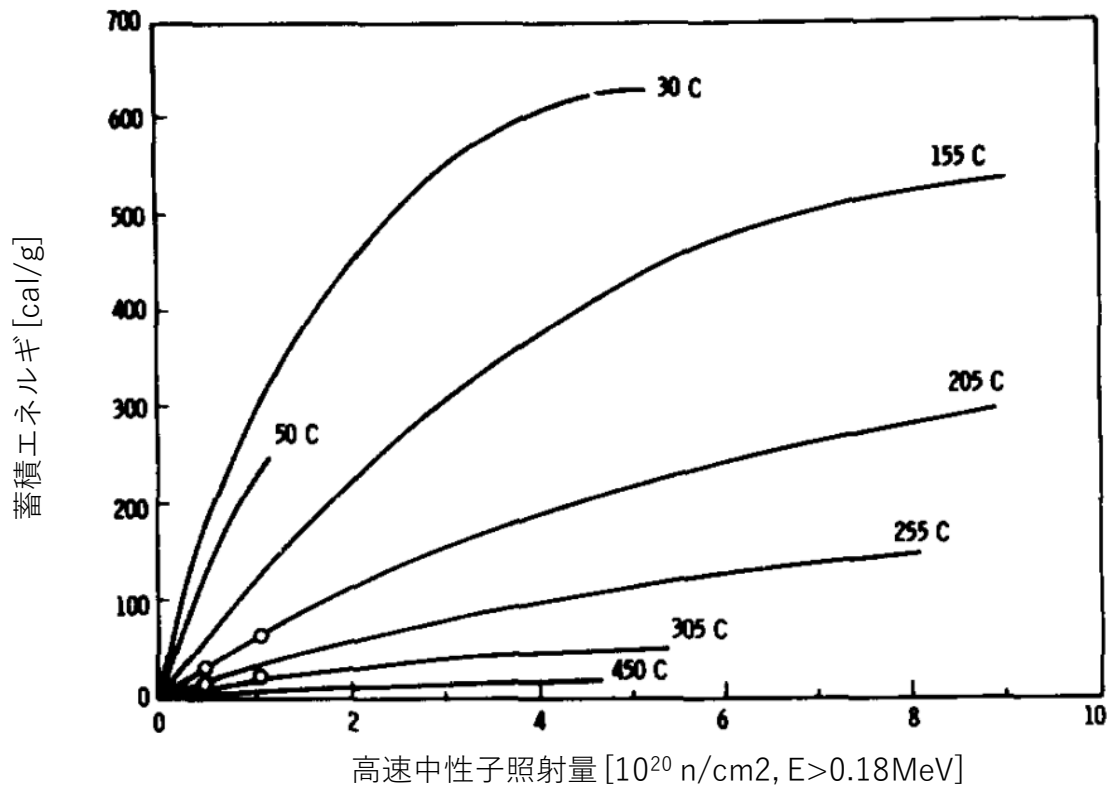


図2 種々の照射温度におけるウィグナーエネルギーの蓄積量[4]

- [1] Kane, Joshua J., et al. "Understanding the reaction of nuclear graphite with molecular oxygen: Kinetics, transport, and structural evolution." *Journal of Nuclear Materials* 493 (2017): 343-367.
- [2] 藤井 貴美夫; 照射黒鉛中の炭素 14 の分離,1; Pechiney Q1 及び IG-110 黒鉛の空気酸化特性と細孔構造の変化(共同研究), JAERI-Tech 2005-048 (2005)
- [3] "Meeting of RG2 with Windscale Pile 1 Decommissioning Project Team" . Nuclear Safety Advisory Committee, 2005
- [4] Baker, D. E. "Graphite as a neutron moderator and reflector material." *Nuclear Engineering and design* 14.3: 413-444. (1971)

黒鉛の燃焼による事故の発展性、および事故発生時の対応等について説明すること。

【回答】

平成 30 年 7 月 30 日に行われた審査会合において、HTTR における多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策に関し、放水を行った際の副次的な影響を考慮して、放水を行わない方針を示した。一方で、黒鉛の燃焼による事故の発展性、および事故発生時の対応等については議論が残ったため、本資料により説明を行う。

1. 黒鉛の酸化発熱による事故の発展性

1.1 原子炉級黒鉛材料の不燃性をもたらす基本的特性

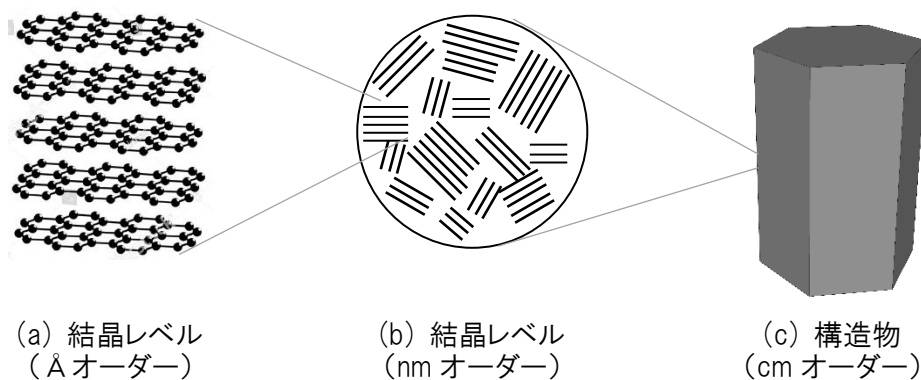
原子力級黒鉛材料は、民生用の燃料として用いられる木炭や石炭とは異なり、炭素原子が共有結合した六角形平面構造が積層した結晶構造を有している。この結晶構造を得るため、高温ガス炉用に用いる黒鉛材料の製造工程においては、材料を 2800℃以上に加熱する黒鉛化処理を行なっている。そのため、原料に含まれる不純物は取り除かれ製品に含有される灰分は 300ppm 以下^[2](HTTR で用いている IG-110 黒鉛は、さらに高純度化処理を施したものであり、灰分は 100ppm 以下)であり、木炭や石炭に含まれる灰分の数%～20%程度とは桁違いに少ない。この灰分は酸化反応における触媒の役割を果たすため、原子力級黒鉛材料は木炭や石炭に比べてはるかに酸化されにくい。さらに、木炭や石炭は加熱によって可燃性の揮発性ガスを放出するが、原子力級黒鉛材料は黒鉛化処理の際に不純物が外部に放出されており、加熱による揮発性ガスの放出はない。原子力級黒鉛材料の特徴を図 1 に示す。

以上のことから、仮に高温の炉心部に空気が侵入した場合であっても、原子力級黒鉛材料は酸化反応を自己で継続できず、燃焼状態になることはない^[2]¹⁾。

¹⁾ HTTR の減圧事故後に炉内に侵入した空気と炉内黒鉛構造物の酸化反応挙動は、GRACE コード、および THYTAN コードにより解析される。両コードは空気雰囲気下における黒鉛の酸化実験¹⁾により検証された解析モデルを基礎にしている²⁾。酸化実験は、空気雰囲気下でヒータ加熱等によって 700℃～1000℃の温度範囲に制御して行われている。黒鉛材料が空気雰囲気下で燃焼するとすれば、ヒータ加熱による温度制御が出来ないだけでなく、ヒータによる降温操作によっても試料温度が低下できないこととなるが、黒鉛は空気雰囲気下で加熱しても燃焼しない物質であるため、ヒータ等の熱源がないと試料は任意の温度を維持できず、ヒータの温度を下げれば黒鉛材料も温度が低下することが確認されている。

1) Kawakami, Haruo. "Air oxidation behavior of carbon and graphite materials for HTGR." Tanso 1986.124 (1986): 26-33.

2) 小川益郎. "高温の黒鉛円柱に直交して流れる混合ガス流が化学反応と多孔質内拡散を伴う場合の物質伝



(a) 黒鉛の結晶は、炭素原子が共有結合により六角形平面構造を作り、それがファンデルワールス力により積層した構造を有する。層面(基底面)内の原子は共有結合で強く結びつけられているため酸化反応に対する抵抗性は高く、酸化反応は結晶端部に限定される。

(b) 結晶の集合した状態ではそれらの配向はランダムである。そのため、構造部の表面において、酸化反応に寄与する結晶端部の量は制限される。

(c) 黒鉛構造物について、酸化反応は酸素にさらされる黒鉛結晶端部に生じる。

約 800°C 以上の高温では酸化反応速度が大きいため、直接酸素にさらされる黒鉛構造物の表面が酸化される。一方、温度が比較的低く酸化反応速度が大きくない場合には、黒鉛構造物の表面での酸化反応では酸素が消費されきれず、内部に通じる開気孔に沿って構造物内部まで酸素が侵入し、内部の結晶端部が徐々に酸化される。このような酸化が生じるのは約 550°C 以下の酸化反応速度が小さい温度領域であるが、800°C 以上の時と比べて反応速度は 3 桁程度小さくなるため、影響は無視しうる。なお、反応速度が大きい 800°C 以上であっても、放熱量は発熱量を常に上回り、酸化発熱によって温度が上昇せず、燃焼状態にはならない。

図 1 原子力級黒鉛材料の特徴[2-4]

1.2 過去に黒鉛減速炉で生じた事故に対する見解

過去に炉内構造材として黒鉛を使用する原子炉で生じた事故として、黒鉛減速空気冷却型のウインズケール原子炉で生じた火災(1957 年、英国)と、黒鉛減速軽水冷却型のチェルノブイリ原発事故(1986 年、旧ソビエト連邦(現ウクライナ))がある。

それぞれの事故に関して、事故直後の分析では、使用された黒鉛材料が火災に至ったという評価があったものの、近年、黒鉛が自己持続的に酸化反応を起こすことができると仮定したこれらの評価は間違いであると示

達。”日本機械学会論文集 B 編 53.488 (1987), 1351-1359.

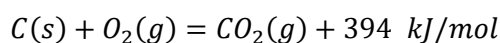
されている。なお燃焼した物質は、ウインズケール原子炉では燃料の金属ウランそのものであり、チェルノブイリ原発では屋根のタールや周辺の樹木等と報告されている[5-7]。

1.3 原子力級黒鉛材料の燃焼可能性評価

燃焼とは、酸化反応によって発生する熱で物質が自発的に酸化反応を継続する状態である。燃焼が継続するためには、(1)酸化される物質が必要十分に存在する、(2)化学反応連鎖が維持される、(3)酸素が必要十分に供給される、(4)酸化反応を維持するのに必要な温度が維持される、という4条件が必要であり、1つでも条件が取り除かれれば燃焼は継続しない。そこで、HTTRで使用する燃料体1体について、空気侵入量を保守的に仮定し、燃料体の温度ごとに生じる酸化による発熱量と、対流および輻射による放熱量を求めた。その収支を比較した結果、燃料体は酸化反応を維持するのに必要な温度が維持されず、条件(4)が成立しないため、燃焼の可能性が無いことを確認した。以下にその評価方法を述べる。

本評価における酸化発熱量は、HTTRの燃料体等の寸法を考慮して求める。一方、本来材料の銘柄に依存する酸化反応速度等は、侵入した酸素は全て酸化反応によって消費されると保守的に仮定している。よって本評価方法は広く原子力級黒鉛に適用できるものとする。

発熱量は燃料体(燃料棒33本の燃料ブロックにおける流路)内を流れる空気中の酸素量に依存するため、最初に空気の自然循環流量を算出する。自然循環流量は、燃料体が空気中におかれた場合に、出入口温度差(密度差)で冷却材流路を空気が上昇するものとして求める。空気の入口温度は20℃とし、出口温度は燃料体の温度として、これをパラメータとして自然循環流量を求めた。この空気の流量から、空気中の酸素が全て炭素を酸化させて発熱するとして発熱量を求めた結果を図2に示す。なお、燃料体の温度が約700℃以下では酸化反応速度の低下が顕著となる[3]が、酸化発熱量を減少させることに寄与する要素となるため、評価上は保守的に無視する。また黒鉛の酸化反応は、すべて以下の反応式によるとして、発熱量を求めた。



また、燃料体からの放熱量 Q_{los} (対流と輻射で単位時間に失う熱量)は、境界層内の平均熱伝導率を λ_m 、燃料体の温度を T_S 、試料を囲む空気の温度を T_∞ 、試料の放射率を ε 、ステファン-ボルツマン定数を σ 、燃料ブロック等価直径を d 、表面積を S とすると、以下の式で与えられ[8]、結果は図2のとおりである。

$$Q_{los} = \left[2\lambda_m (T_S - T_\infty) / d + \varepsilon\sigma (T_S^4 - T_\infty^4) \right] S$$

図2が示すように、燃料体の発熱量に対し放熱量は常に大きいことが分かる。従って、燃料体温度は常に低下するため、空気侵入によって燃焼することはない。

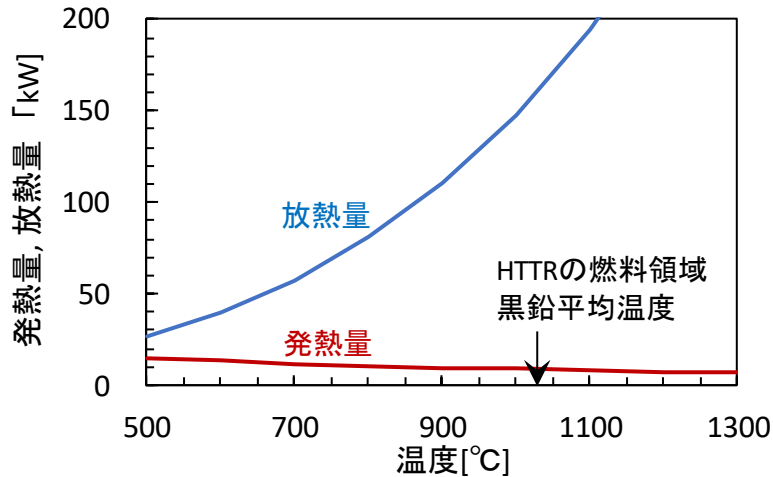


図 2 燃料体 1 体の空気酸化による発熱量と対流および輻射による放熱量の関係

2. 事故拡大防止策の成立性

2.1 要員

- ・ HTTRにおいて事故が発生した場合は、運転班(5名/班)は、原子炉の状態の把握に努める。運転班以外の事故対応要員(現場対応班約 50 名、このうち緊急作業従事者は約 30 名)は、高温工学試験研究炉部長のもとで事故の影響緩和策をとることができる。
- ・ 休日夜間の事故対応要員は、緊急呼び出し装置により招集され、約 1 時間後には、影響緩和策等をはじめることができる。
- ・ 建家の補修等にかかる作業は現場対応班のうち、2~4 名程度で行う。
- ・ 一般職員等の避難については、現場対応班が、屋内退避や避難を誘導する。
- ・ 以上の現場対応班の活動の他、消防車の配車等は、大洗研究所の事故対策規則の定めにより、大洗研究所に設置される現地対策本部内の各作業班(図 3)によって行われる。大洗研究所の現地対策本部要員についても、休日夜間を含めて招集され、約 1 時間後には、各種対応をとることができる。

2.2 線量率

モンテカルロコード PHITS[9]を用いて、1 次 He 中の FP(主に Xe、Kr[1])がオペレーティングフロアに滞留している時の線量を計算した結果は約 $3 \mu\text{Sv/h}$ となるため、線量による作業上の問題はない。(ただし作業に当たっては、放射線モニタリング等の結果から作業場所の放射線量を考慮し、外部被ばくによる緊急作業時の線量限度を超えないように、作業時間等を管理する。)

2.3 環境温度

図 4 に示すように、二重管破断から 1000 秒経過後の 1 次ヘリウムと格納容器内の空気の混合ガスの温度は最高でも 60°C である。事故対応要員が格納容器付近に近づくのは、招集から約 1 時間より後となるため、格納容器破損部から漏洩する He によって格納容器周り等の環境温度が問題となることはない

考える。

2.4 酸欠

HTTR の 1 次冷却材ヘリウムは約 3800Nm³、サービスエリア内の空気は約 23000Nm³である。1 次冷却材が格納容器内およびサービスエリア内に瞬時に漏洩しても、酸素濃度の低下は 21%から 18%強であり、作業上の問題はない。

2.5 圧力

二重管破断事故に加え、格納容器と原子炉建家の損傷による気密機能喪失を想定した場合、原子炉建家内の圧力は瞬時に大気圧と均圧すると考えられ、事故対応要員が原子炉建家に入る招集から約 1 時間後には、原子炉建家内の圧力が作業場の問題となることはないとする。

2.6 使用済燃料貯蔵建家における瓦礫撤去

使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル上面に建家の瓦礫等が堆積したと仮定しても、使用済燃料貯蔵ラック及び使用済燃料の温度は、堆積物から空気への自然対流熱伝達により、図 5 に示すように約 785℃まで上昇した後に低下する。このため、使用済燃料が破損する温度に至ることはなく、瓦礫等の堆積が生じた場合であっても、可能な範囲で撤去することで十分と考える。

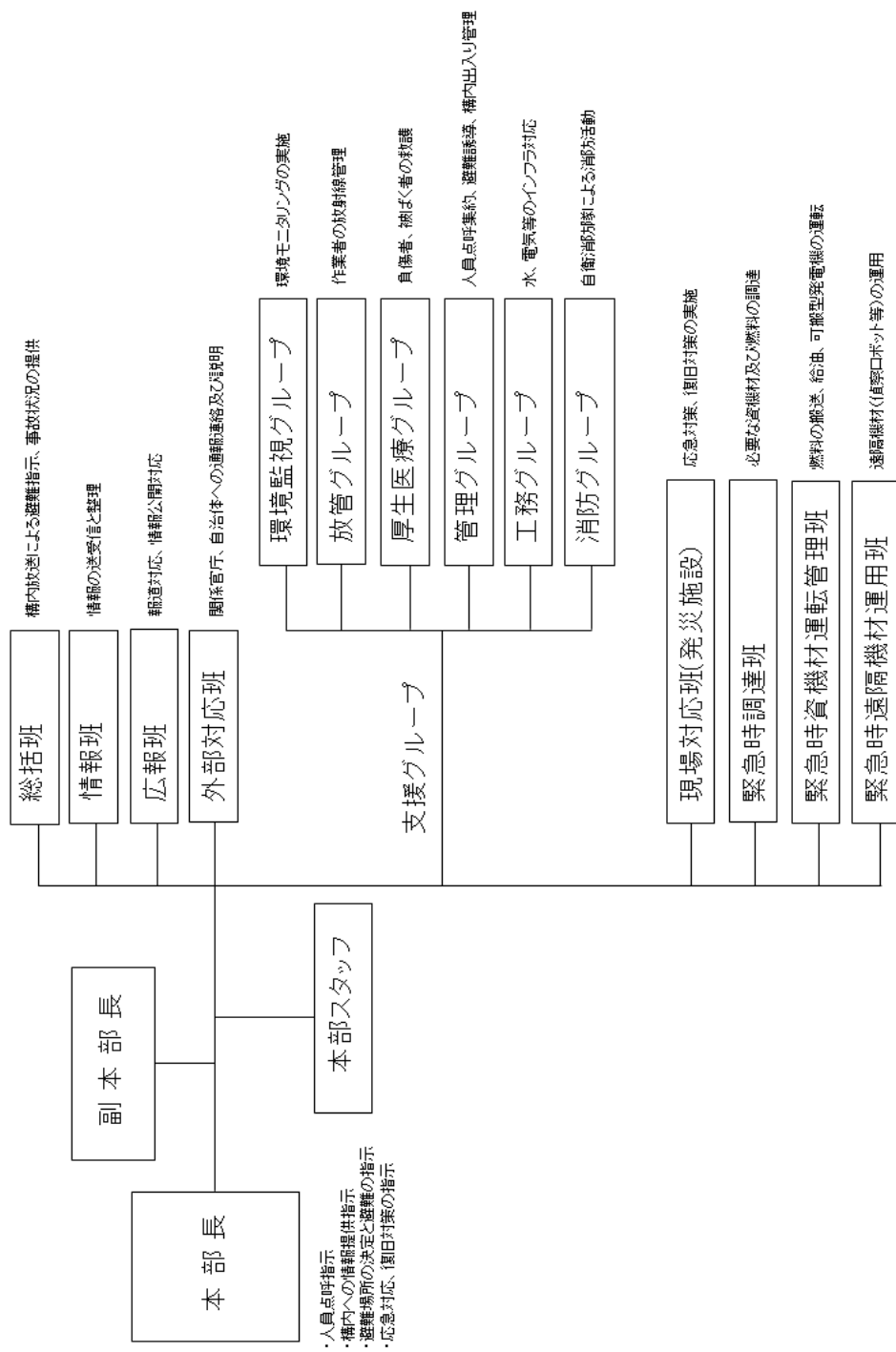


図 3 現地対策本部の体制

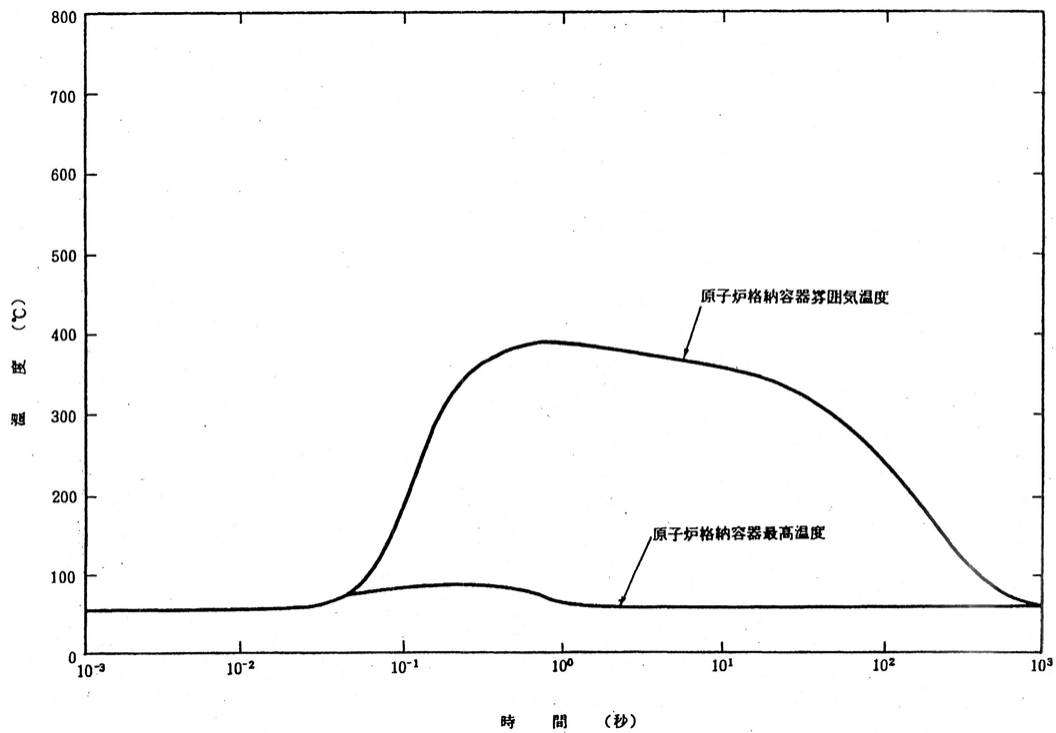


図 4 1次冷却設備二重管破断事故

(二重管破断時に He が原子炉格納容器内に保持される場合の原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器
雰囲気温度)

(設置許可変更申請書 添付書類十 第 3.7.4 図)

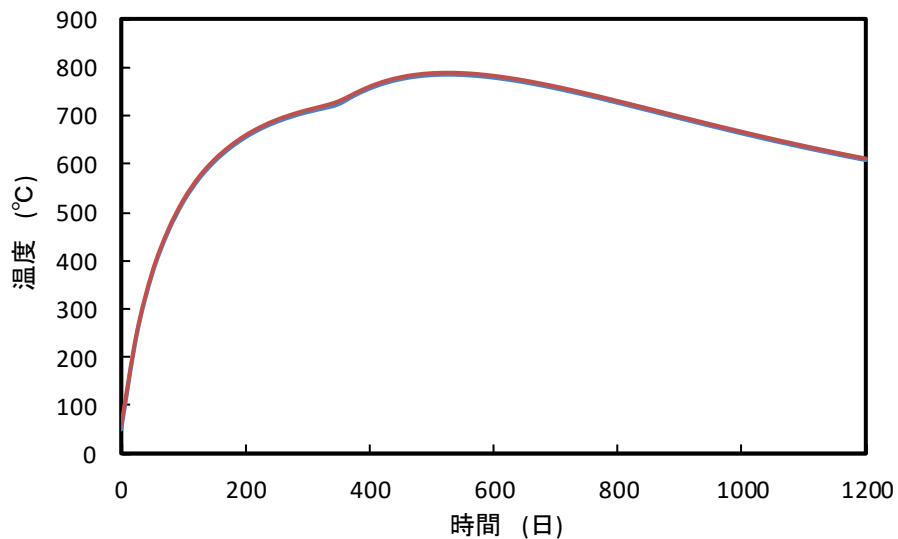


図 5 使用済燃料貯蔵セルの上面に建家天井が崩落して堆積した場合の
使用済燃料および使用済燃料貯蔵ラック温度評価例

(使用済燃料貯蔵セル上面(放熱面)に屋根のコンクリートが重なった場合の想定)

3. まとめ

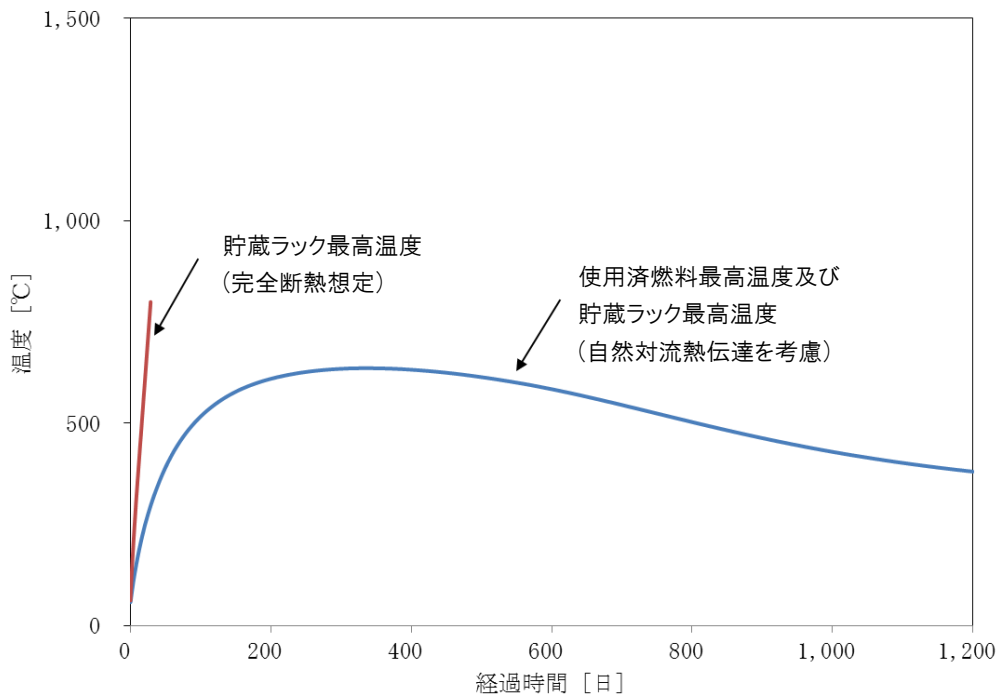
平成 30 年 7 月 30 日に行われた審査会合において、HTTRにおける多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策に関し、放水を行った際の副次的な影響を考慮して、放水を行わないこととした。放水を行わない場合でも、原子炉の自然停止、自然冷却可能である高温ガス炉の固有の安全特性、高温での放射性物質の閉じ込め能力に優れた被覆燃料粒子の特徴、さらに事故の影響を大きくする黒鉛燃焼等がないため、瞬時に放出される放射性物質は僅かにあるものの、それ以後の事故収束は自然と図られる。よって招集される事故対応要員によって十分な余裕をもって事故への対策をとることができる。

参考文献

- [1] 足利谷好信 他, “HTTR 出力上昇試験における放射線モニタリングデータ: 高温試験運転モード 30MW までの結果,” JAERI-Tech 2005-010 (2005)
- [2] W. Windes, G. Strydom, R. Smith, and J. Kane, Role of Nuclear Grade Graphite in Controlling Oxidation in Modular HTGRs, INL/EXT-14-31720, November 2014
- [3] J.J. Lee et al., Oxidation rate of nuclear-grade graphite IG-110 in the kinetic regime for VHTR air ingress accident scenarios, Journal of Nuclear Materials 446 (2014) 38-48
- [4] Joshua J. Kane, et al., Understanding the reaction of nuclear graphite with molecular oxygen: Kinetics, transport, and structural evolution, Journal of Nuclear Materials 493(2017)343-367.
- [5] Nuclear Safety Advisory Committee, Nuclear Safety Advisory Committee Meeting of RG2 with Windscale Pile 1 Decommissioning Project Team 29/09/2005, NuSAC (2005) pp. 18.
- [6] チェルノブイリ事故調査アドホック委員会, “チェルノブイリ事故調査アドホック委員会報告書,” JAERI-M 87-195, 305 Pages, 1987.
- [7] C. Wood, “Graphite Decommissioning: Options for graphite treatment, recycling, or disposal, including a discussion of safety-related issues”, EPRI Technical Report 1013091, March 2006.
- [8] 水谷幸夫, “燃焼工学” 森北出版, 2002
- [9] Sato T, Niita K, Matsuda N, et al.: Particle and Heavy Ion Transport code System, PHITS, version 2.52. J. Nucl. Sci. Technol. 50: 913-923, 2013

核物質防護情報が含まれているため非公開

参考図 使用済燃料貯蔵ラックの温度解析モデル
(セル上面に屋根コンクリートの堆積を想定)



参考図 使用済燃料貯蔵建家の冷却機能が喪失した場合の
 使用済燃料貯蔵ラック温度評価例
 (平成 30 年 7 月 3 日審査会合資料 2 より)

「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」の考え方と対策を整理すること。

【回答】

I. 「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」の考え方

HTTR 原子炉施設にかかる「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」の考え方を以下に整理する。

「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」の想定にあたっては、「試験炉許可基準規則第 53 条」に基づいて行っており、解釈には「自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すること」と記載されている。このため HTTR では、設置許可申請書において、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮すると記載し、①内部事象に起因する設計基準事故を超える事象(安全系の多重故障等)が発生した場合と、②設計範囲で想定している自然現象の大きさを超える事象を想定している。

①の内部事象に起因する設計基準事故を超える事象(安全系の多重故障等)としては、設計基準事故が発生した際に、機能を期待している機器の作動が多重故障等によって期待できない場合を想定し、事象選定を行っている。ここでは、周辺公衆に対する被ばく量の観点から、最も公衆に対して影響を与える可能性のある事故(1 次冷却設備二重管破断事故)を基本とし、当該事故に原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能がそれぞれ機能喪失する事象を代表事象に選定している。これは設置許可申請書 4.2.1 の(1)、(2)及び(3)に記載のとおりである。

②の設計範囲で想定している自然現象の大きさを超える事象としては、基準地震動を超えた地震を想定している。具体的な想定事象としては、内の事象としての 1 次冷却設備二重管破断事故時に地震が重畳して発生する事象(二重管破断+冷却機能喪失+閉じ込め機能喪失(B クラス機器の不作動を含む))を代表事象に選定している。これは設置許可申請書 4.2.1 の(3)に記載のとおりである。なお、停止機能については、実際は最大加速度より十分小さな加速度で原子炉スクラムし、さらに制御棒と炉心支持黒鉛構造物等は基準地震動に対して十分な耐震強度を有するため、基準地震動を超える地震時にも停止機能は失われないと考えられるものの、先行炉と同様に BDBA として考慮すべき範囲として制御棒による原子炉停止が出来ない状況も考慮し、後備停止系を利用した原子炉の停止操作が可能な設備対応を講ずる。

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失の重量に関し、制御棒の挿入及び後備停止系の炭化ホウ素ペレット投入が行えない状態が継続した場合、炉心温度やキセノン濃度の変化に伴い、原子炉出力は低下（未臨界）と上昇（臨界）を繰り返すと考えられる。その場合において、

- ・燃料中の U-235 の減損や核分裂生成物の蓄積により原子炉停止までに要する時間、その間における燃焼度、炉心温度、Xe 濃度、He 圧力、空気圧力等の変化量及びその反応度
- ・自動スクラムが機能しない場合、手動スクラムや後備停止系による停止に努めるとしているが、時間的に余裕がある場合の具体的な措置
- ・原子炉停止までに時間を要する場合、中央制御室の居住性を確保するための措置の必要性の有無、必要な場合は具体的な措置（空調設備の整備等）

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故発生時に何らかの原因により、原子炉の自動スクラムに失敗した場合には、初期対応として手動スクラムによる原子炉停止を試みるが、これにも失敗した場合には原子炉停止機能喪失と判断する。原子炉停止機能喪失時の対策として、後備停止系による原子炉停止手段を整備する。

1. 制御棒挿入(手動)による原子炉停止

1-1 操作手順

- (1) 原子炉運転班長は、設計基準事故が発生した場合、原子炉のスクラム状況を確認し、自動スクラムしていない場合は、中央制御室にて手動スクラムスイッチによる原子炉手動スクラムを行う。
- (2) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても制御棒が挿入できない場合は、中央制御室外のスクラム装置盤でスクラム遮断器開スイッチによる原子炉スクラム遮断器開操作を行う。
- (3) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても制御棒が挿入できない場合は、スクラム装置盤にて各制御棒のヒューズを引き抜き、制御棒を個別に挿入する。

1-2 操作時間

1-1 の操作は、手動スクラムスイッチ操作から個別の制御棒挿入まで運転員 2 名により 20 分以内で行うことが可能である。

2. 後備停止系による原子炉停止

原子炉停止機能が喪失した場合には、後備停止系を作動させ、炭化ほう素ペレットを炉心内に重力落下させ原子炉を停止する措置を講じる(別紙1)。

後備停止系は耐震 B クラスの機器であるが、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。また、可搬型電源により後備停止系を直接作動するための停止手段を整備する。この可搬型電源は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策機器として設工認申請する。

2-1 操作手順

- (1) 原子炉運転班長は、1.の制御棒挿入の操作を実施しても、制御棒が挿入できない場合には、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室にて後備停止系作動スイッチにより後備停止系を作動させる。
- (2) 原子炉運転班長は、上記の操作を実施しても後備停止系が作動できない場合は、図 1 示すように、可搬型発電機を後備停止系制御装置盤(非管理区域)(以下「現場盤」という。)に接続し、後備停止系の駆動用電動機を直接作動させる。

2-2 操作時間

2-1(1)の操作は、運転員 2 名により 1 分以内で行うことが可能である。

2-1(2)の操作は、事故対応要員 4 名により数時間で行うことが可能である。

中央制御室の居住性については、HTTR の状態変化は非常に緩慢であることから、原子炉の状態を監視する場合でも、数時間に 1 度程度の状態監視を行えば十分であるため、中央制御室に常に滞在する必要がなく、居住性を確保するための特段の措置は不要と考える

なお、中央制御室の換気空調装置が機能喪失している場合、放出された放射性物質等による運転員等への被ばくのおそれが考えられることから、チャコールフィルタ付の全面マスクを着用し、運転員等の被ばく低減に努める。²

² チャコールフィルタ付きの全面マスクを予め準備しておくことを、保安規定に定めることとする。



図 1 後備停止系の駆動用電動機を直接作動させる操作概要

後備停止系の構造及び動作原理

1. 概要

後備停止系は、制御棒系と原理の異なる独立した原子炉停止系であり、万一制御棒が挿入できない場合に中性子吸収材である炭化ほう素ペレットを炉心に落下させることにより、原子炉を停止することができる。その能力は、運転モードや燃焼状態を考慮した全ての運転状態から低温状態で原子炉を臨界未満にし、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって未臨界の状態を維持できる。

2. 構造及び動作原理

後備停止系は、制御棒系と共にスタンドパイプ内に 16 基設けており、各々は後備停止系駆動装置、炭化ほう素ペレットを収納するホッパ、電動プラグ、中性子吸収材である炭化ほう素ペレットで構成される。また、後備停止系駆動装置は、電動機、歯車、ボールねじ等から構成される。後備停止系の配置及び構造を別図 1 に示す。

後備停止系の動作は、電動機により歯車及びボールねじを駆動し、ホッパ内下部の電動プラグを引き抜き、ホッパを開放することにより炭化ほう素ペレットを制御棒案内ブロックの炭化ほう素ペレット落下孔へ重力で落下させることにより行う。後備停止系の動作説明を別図 2 に示す。

3. 仕様

後備停止系駆動装置、炭化ほう素ペレットの仕様を以下に示す。

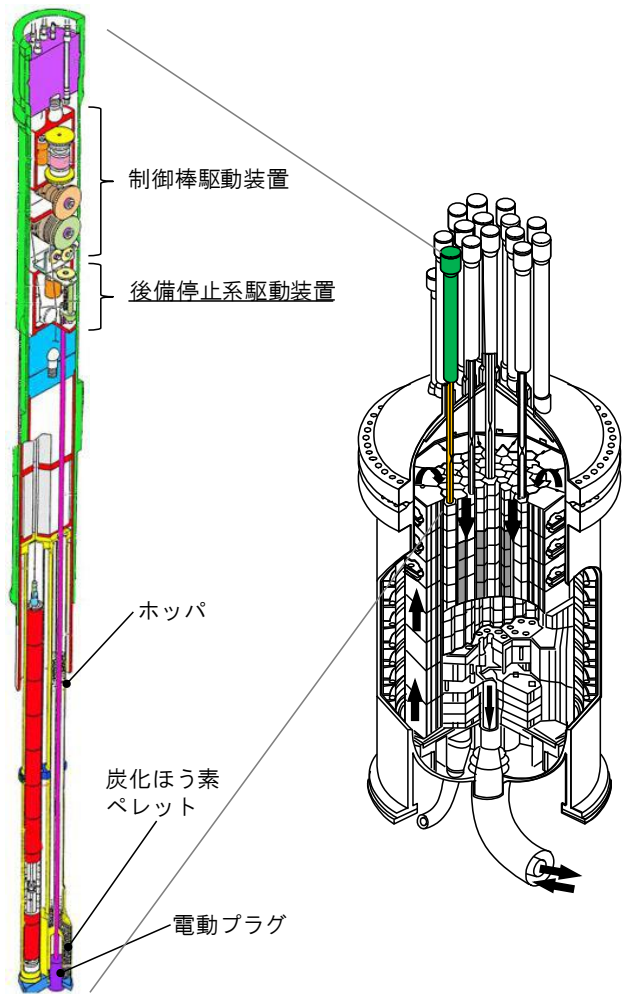
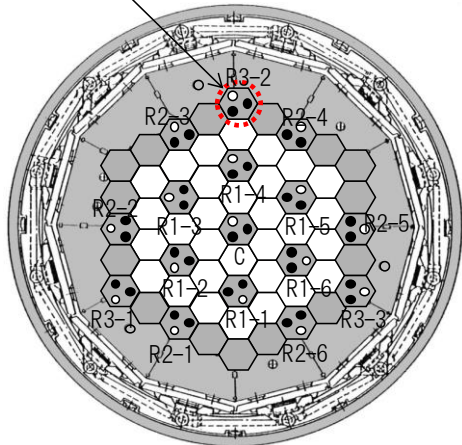
(1) 後備停止系駆動装置

| | | |
|---------|-----|-----------------|
| 作 動 方 式 | — | 炭化ほう素ペレット重力落下方式 |
| 電 動 機 | 種 類 | 誘導電動機 |
| | 出 力 | kW/個 0.1 |
| | 個 数 | — 16 |
| 基 数 | — | 16 |

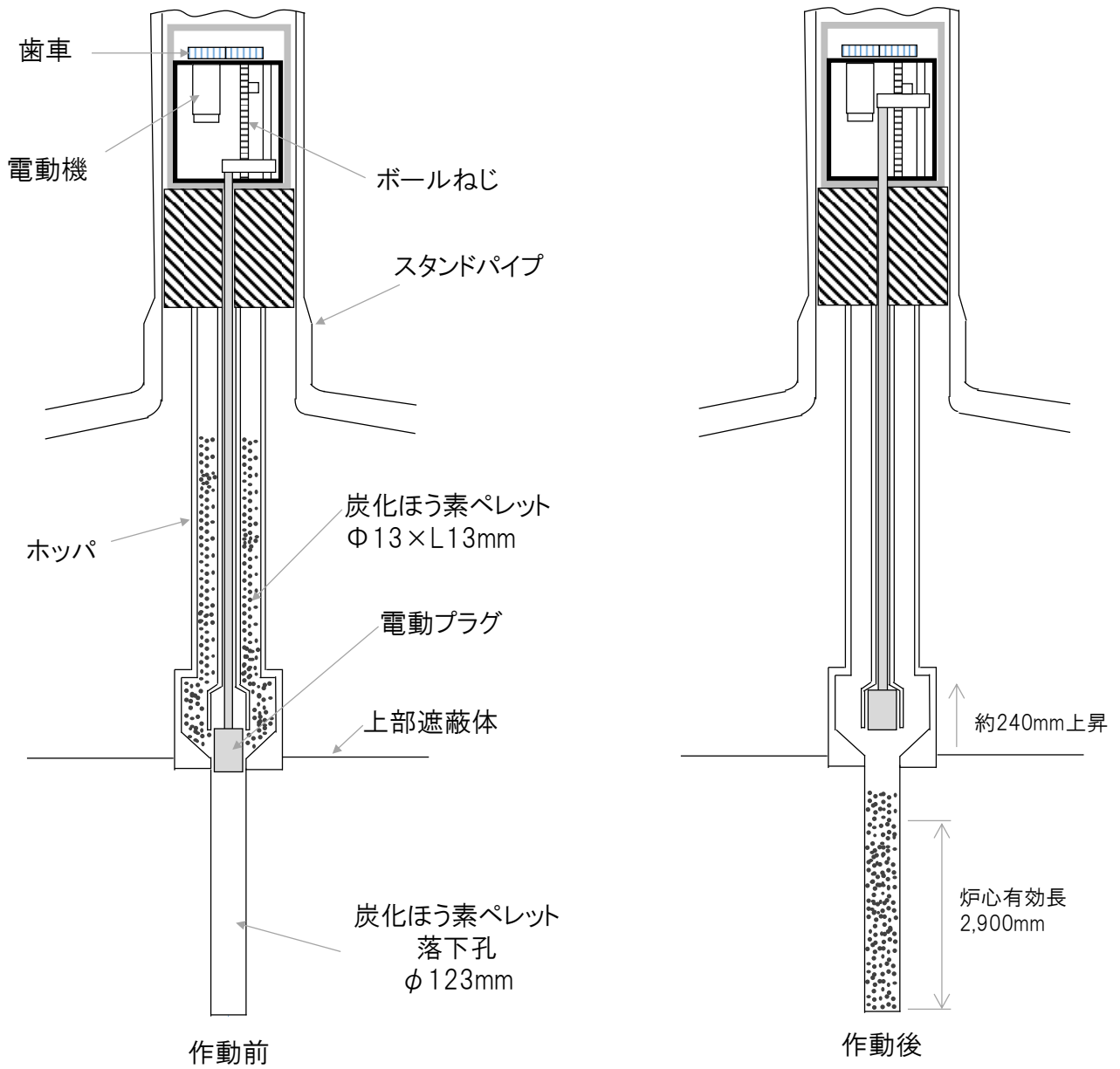
(2) 炭化ほう素ペレット

| | | |
|---------------|------|-------------------|
| 種 類 | — | 円柱型 |
| 主 要 材 料 | — | 炭化ほう素及び黒鉛粉末の混合焼成体 |
| 反 応 度 制 御 能 力 | — | 炉心の実効増倍率 0.99 以下 |
| 寸 法 | 直 径 | mm 13 |
| | 長 さ | mm 13 |
| ほう素-10 装荷量 | kg/基 | 2.2 以上 |

制御棒案内ブロック ● : 制御棒挿入孔
○ : 炭化ほう素ペレット落下孔



別図 1 後備停止系の配置及び構造



別図 2 後備停止系の動作説明

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失の重畳に関し、炉心がヘリウムと空気の混合気体で満たされた後に再臨界となり原子炉出力が上昇した場合、黒鉛スリーブの酸化が進むことにより燃料損傷に至らないこと(又は被覆燃料粒子の破損率が1%を超えないこと)

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故時、空気は二重管の内管を通して高温プレナム部に入ったあと、燃料領域を上昇する。仮に停止機能喪失が長期化した場合、燃料領域より下側の可動反射体ブロックが比較的高温であるため、侵入する空気の大半は燃料領域に到達する前に酸化に消費される。

黒鉛構造物の酸化量を解析するにあたっては、事故発生から5日後に、空気とヘリウムからなる混合気体が、原子炉圧力容器内へ侵入することを想定する。この時、サポートポストの酸化量は、酸化前のサポートポストの半径75mmに対して約0.1mmの等価肉ベリ量となり、サポートポストの残存等価直径は約150mm(判断基準は80mm以上)あるので、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉ベリ量は黒鉛スリーブ底板の厚さ10mmに対して約1mmであり、残存等価厚さは約9mm(判断基準は5mm以上)厚さを有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはなく、燃料は損傷することはない。

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失の重畳に関し、解析に当たっての設定条件及びその結果

- ・炉心核計算、熱流計算、酸化反応計算において設定している条件及びその設定の考え方
- ・上記条件及びその設定の考え方の設計基準事故の1次冷却設備二重管破断事故との比較
- ・複数の計算コードを連結させて解析しているが、コード間の引き渡しに使用している具体的なパラメータ及びそのデータ
- ・炉心出力分布、温度分布及びその時間変化等の代表的な計算結果

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失の重畳の解析(許可申請書 添十 第4.2.1 図)において、設定している条件及びその設定の考え方と設計基準事故の1次冷却設備二重管破断事故の条件の比較を表1に、あわせて解析結果の概要を表2示す。

設計基準事故時の燃料最高温度は、原子炉スクラム後に約1135℃に低下した後、再び上昇して1400℃をわずかに下回る程度まで上昇するが、BDBA時は熱伝達率を現実的な値とすることで、スクラム後に低下した後、再び上昇した際でも、1600℃を上回らないため、燃料の健全性が損なわれることはない判断できる。

表1 解析において設定している条件及びその設定の考え方

| | BDBA | | DBA |
|--------|--|--|--|
| 項目 | 設定している条件 | その考え方 | 1次冷却設備二重管破断事故 (設計基準事故)における取扱 |
| 炉心核計算 | 反応度係数: 燃焼を通して最も厳しい値(安全裕度を加味しない値) ドップラ係数、減速材温度係数: 燃焼度0日と660日(平均燃焼度22000MWd/t)の温度係数を包絡する曲線を最大値と最小値とし、より結果が厳しくなる値を使用 崩壊熱:Shure式にアクチノイドの崩壊熱を加えたものを1.2倍する | 再臨界時の原子炉の到達出力が大きくなる。 DBAと同様 DBAと同様 | 実施せず。 |
| 熱流力計算 | 原子炉の発熱: 1点炉近似動特性方程式により算出された出力に崩壊熱を加算 炉心半径方向等価熱伝導率: 燃料ブロック、制御棒案内ブロックにおける黒鉛の熱伝導及び輻射を考慮する。炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度20%を考慮 | 停止機能喪失時の原子炉動特性を解析 現象論に基づく評価 | 崩壊熱のみを考慮。 輻射を考慮しない。炉心半径方向等価熱伝導率に安全裕度20%を考慮する。 |
| 酸化反応計算 | 黒鉛と酸素の反応: 一酸化炭素と二酸化炭素が生成 酸化反応速度の温度依存性は実験値を使用 酸化と共に表面積(反応面積)が増加する現象を考慮 | 現象論に基づく評価 現象論に基づく評価 DBAと同様 | 黒鉛と酸素の反応: 生成されるガスはすべて一酸化炭素 温度依存性の実験値に安全裕度を考慮 |

過渡状態の解析にかかる以下の項目の初期値は BDBA、DBA とともに共通である。

原子炉出力：定格値に誤差を考慮した 102.5%

原子炉圧力：定格値に誤差を考慮した 42.5kg/cm^2 (4.33MPa)

BDBA の解析では、事故時に放出する放射性物質の量がより多くなる燃料限界照射試験の炉心体系を選定している。このため、燃料最高温度の初期値については、添付書類八 8-3-31 に記載の照射炉心の燃料最高温度である 1456°C となるようにしている。また、原子炉圧力容器最高温度の初期値については、TAC/BLOOST による初期定常解析において、燃料最高温度が 1456°C となる条件での計算値である 346°C である。なお、CV 温度については、TAC/BLOOST による解析において、温度境界条件として 40°C を与えている。

表 2 解析結果の概要

| 事象 評価対象 | 二重管破断事故 | | |
|---------------------|--|--|---|
| | +停止機能喪失 | +冷却機能喪失 | +CV 閉じ込め機能喪失 |
| 燃料最高温度 | 再臨界となり、燃料最高温度は約 1,550℃ へと上昇するが、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃には到達せず、時間の経過とともに安定な状態へと推移する。よって、著しい燃料の破損は生じない。 | 事象発生後、原子炉は自動停止し未臨界となる。また、燃料最高温度は一旦低下した後、約 1,160℃まで再び上昇するが初期値を上回ることはない。 | 燃料温度は初期温度を上回ることなく、その後も自然に冷却されるため、温度が上昇することによる著しい燃料の破損は生じない。 |
| 原子炉圧力容器最高温度 | 事故発生後約 200 時間で最高の 462℃ | 事故発生後約 120 時間で最高の 463℃ | 事故発生後約 120 時間で最高の 463℃ |
| 原子炉格納容器の内圧 | 事故後約 9 秒で約 0.46MPa へと上昇し、その後、約 0.25MPa に静定する。しかしながら、再臨界による炉心の温度上昇により約 0.27MPa[abs]まで上昇する。 | 停止機能喪失時が最大となる | |
| サポートポストの残存等価直径 | 約 150 mm が維持される。 | 約 150 mm が維持される。 | 約 150 mm が維持される。 |
| 黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さ | 約 9 mm が維持される。 | 約 9 mm が維持される。 | 約 6 mm が維持される。 |
| 敷地境界外での公衆への影響 | 設計基準事故である 1 次冷却設備二重管破断事故と同程度の 1.7mSv（事故発生前の被覆燃料粒子の破損率 1% を仮定した場合）であることから、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれはない。 | | 多量の放射性物質等を放出するおそれがある。 |
| 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスの濃度 | 原子炉格納容器内の空気が全て黒鉛酸化に消費されたと仮定しても、一酸化炭素の濃度は最大でも 1% 未満となり、一酸化炭素の燃焼範囲外となるため、一酸化炭素による爆発は生じない。 | | |

「設計基準事故」「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」の解析のうち、1次冷却設備二重管破断事故に使用した各計算コードの解析範囲を図1から図3に示す。それぞれの計算コードの説明は、設置許可申請書 添付書類十 P.10-1-6に示すとおりである。

多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故のうち、停止機能喪失が重畳した事故の解析にあたっては、設計基準事故の解析に用いた BLOOST-J2 コードと TAC-NC コードを結合させた TAC/BLOOST コードにより実施している。

図4に TAC/BLOOST コードの解析モデル図を示す。BLOOST-J2 コードにおいて、1点炉近似動特性方程式により求められた原子炉の出力が、TAC-NC コードにおける2次元モデルの炉心の発熱量として与えられる。また、TAC-NC において、2次元非定常熱伝導方程式により求められた炉心の温度分布が、BLOOST-J2 コードにおける炉心単チャンネルモデルの温度境界条件として与えられる[1]。

コード間で引き渡すデータとしては、TAC-NC、TAC-BLOOST で計算された炉内構造材や空気とHeの混合気体の温度があり、GRACE、THYTAN の計算条件として使用し、炉内構造材の酸化量を計算している。

設計基準事故時の炉内構造物の酸化と生成するガスの原子炉格納容器内濃度を解析するためには、GRACE コードを用いているが、より解析結果の出力を柔軟に設定できるコードとして、多量の放射性物質を放出するおそれのある事故時の解析には THYTAN コードを用いている。両コードの解析値は、黒鉛構造物の酸化実験結果と良く一致しており、妥当な解析結果を与えることが確認されている[2]。

1次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失の重畳の解析においては、炉心出力分布の時間変化は計算しておらず、初期条件としての燃料領域の出力比(表1参照)と定格出力運転時の出力分布(図5参照)が変化しないとして炉心温度分布を計算している。炉心温度分布の時間変化の代表的な計算結果として、7.5hr、75hr 後の温度分布を図6に示す。

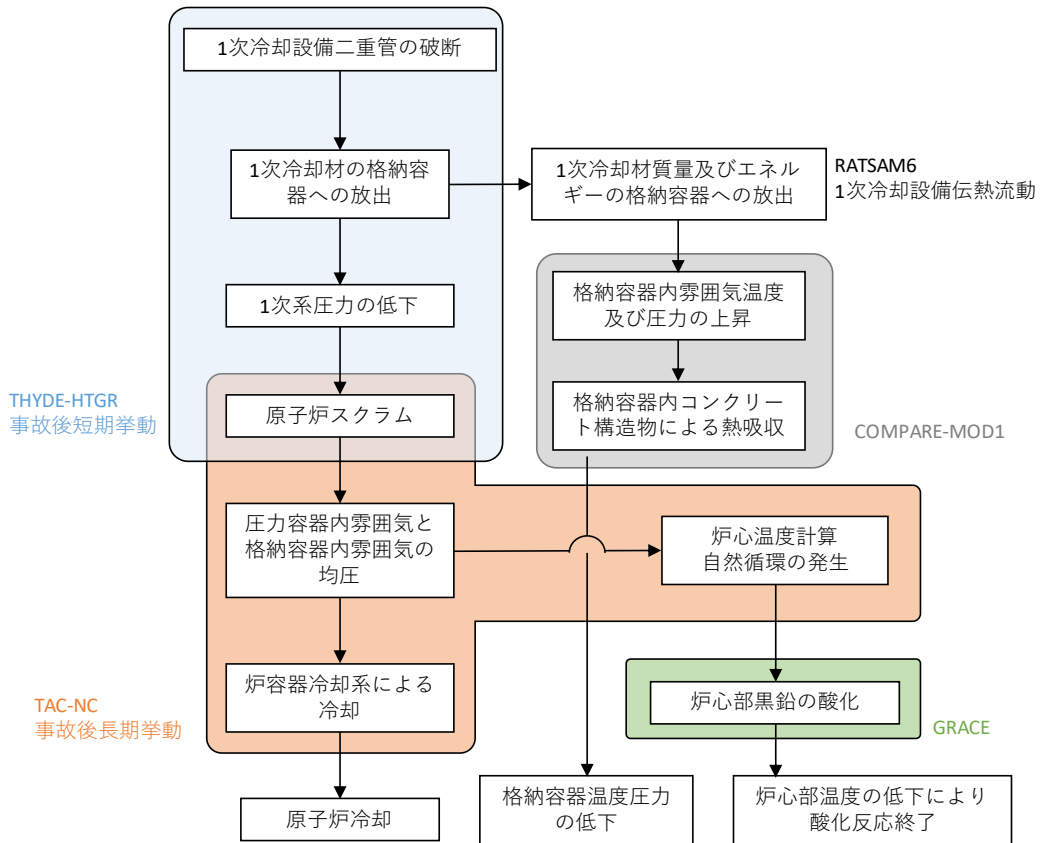


図 1 1次冷却設備二重管破断事故(DBA)における各コードの解析範囲

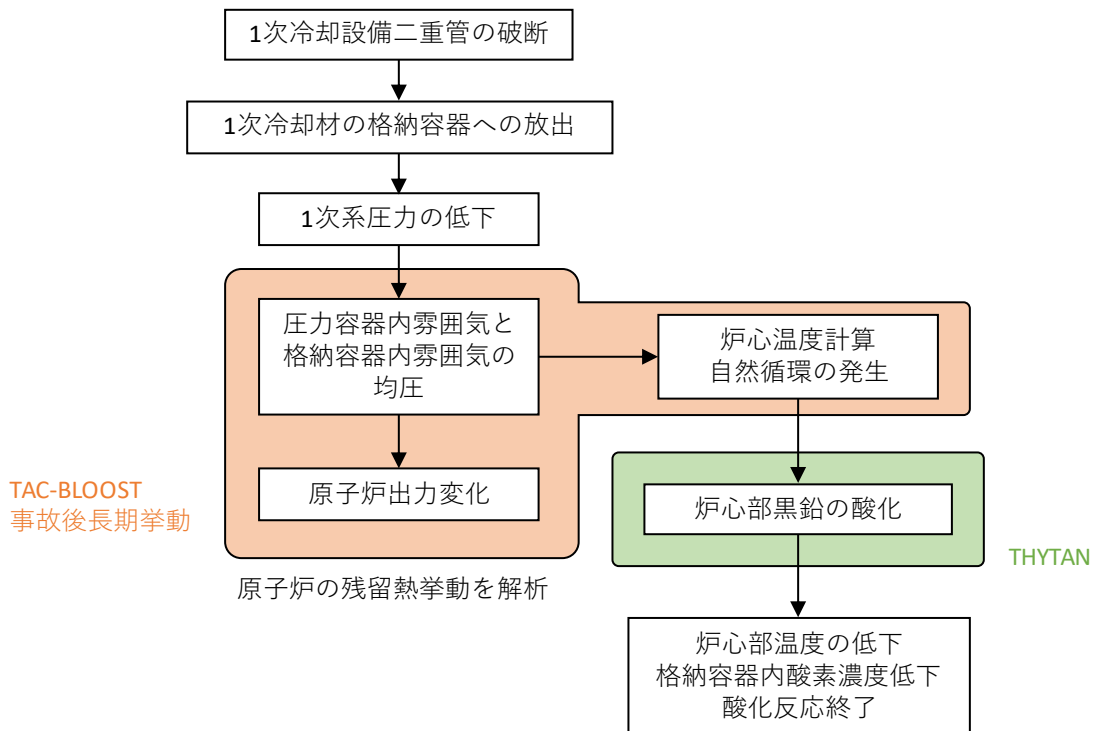


図 2 1次冷却設備二重管破断事故に停止機能喪失を重畳した場合の各コードの解析範囲

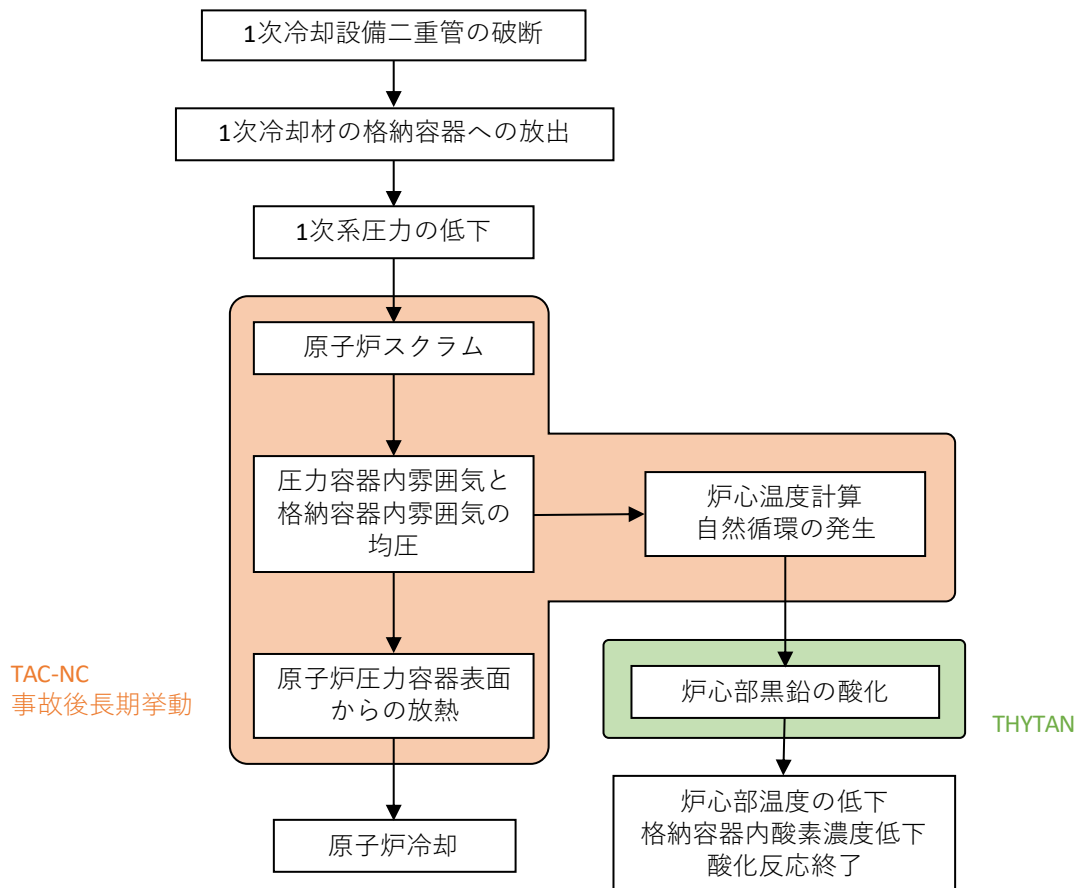
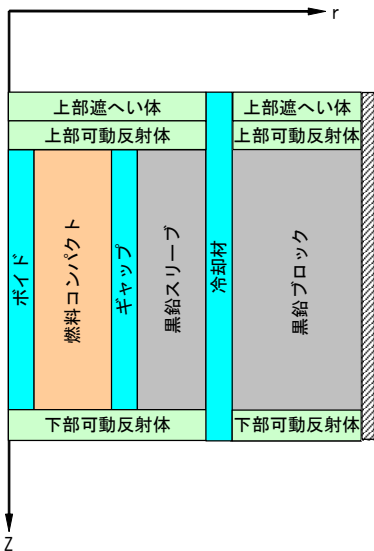
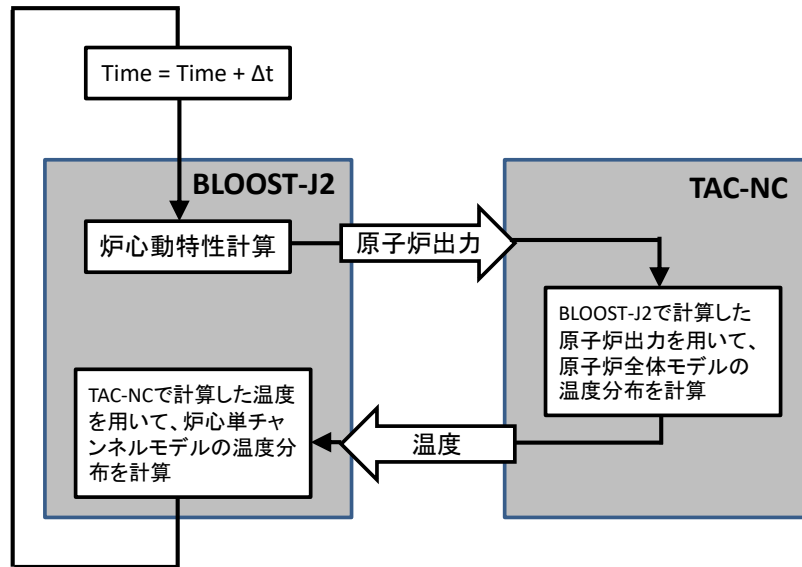


図 3 1 次冷却設備二重管破断事故に冷却/閉じ込め機能喪失を重畳した場合の各コードの解析範囲



炉心単チャンネルモデル

径方向メッシュ番号

| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 | 18 | 19 | 20 | 21 | 22 | 23 | 24 | 25 |
|----|---|---|---|---|---|---|---|---|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|----|
| 1 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 2 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 3 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 4 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 5 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 6 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 7 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 8 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 9 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 10 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 11 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 12 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 13 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 14 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 15 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 16 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 17 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 18 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 19 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 20 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 21 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 22 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 23 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 24 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 25 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 26 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 27 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 28 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 29 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 30 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 31 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 32 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 33 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 34 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 35 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 36 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 37 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 38 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 39 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 40 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 41 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 42 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 43 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 44 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

軸方向メッシュ番号

原子炉全体モデル

図4 TAC/BLOOST コードの解析モデル図

表 1 燃料領域の出力比

| | 第1リング： ① | 第2リング： ② | 第3リング： ③ |
|-----|-------------|-------------|-------------|
| 1段目 | 0.04 | 0.03 | 0.08 |
| 2段目 | 0.06 | 0.06 | 0.15 |
| 3段目 | 0.06 | 0.06 | 0.15 |
| 4段目 | 0.04 | 0.04 | 0.11 |
| 5段目 | 0.03 | 0.03 | 0.08 |

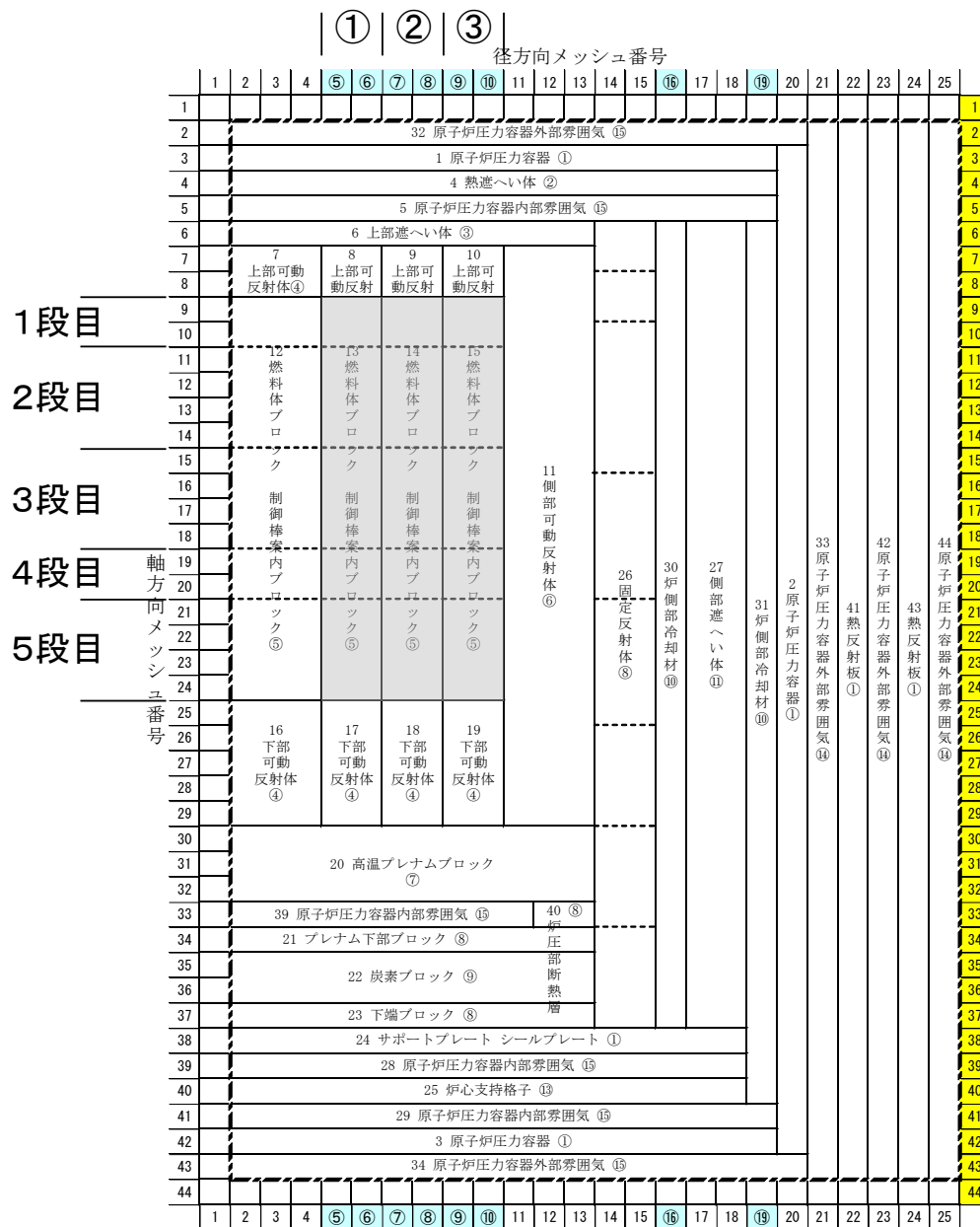


図 5 解析に使用した出力分布

燃料領域 反射体領域 原子炉压力容器

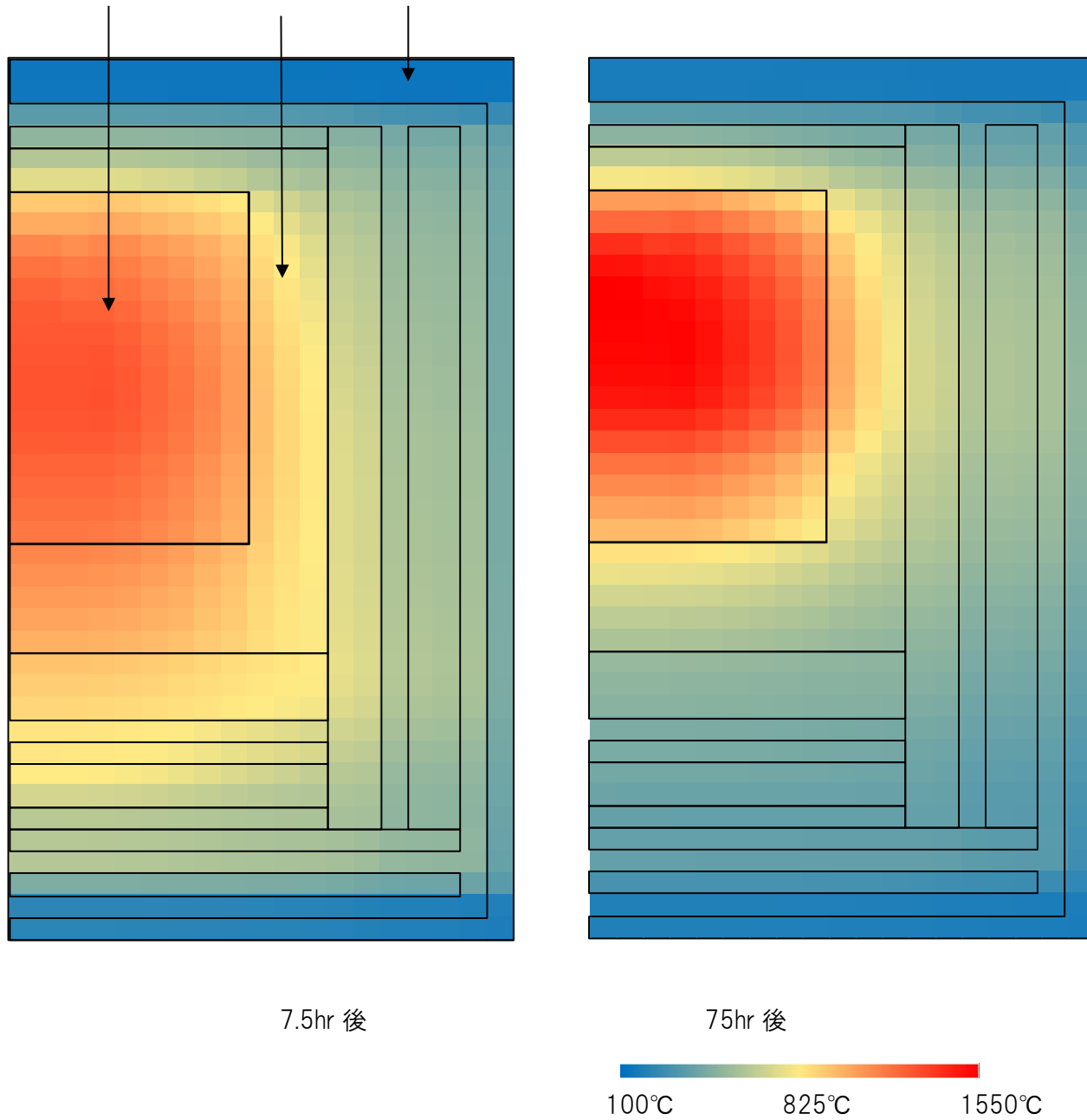


図 6 7.5hr、75hr 後の原子炉压力容器内の温度分布の解析結果

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と冷却機能喪失の重畳に関し、原子炉冷却過程における熱伝導、熱輻射、自然対流熱伝達等による燃料、炉心構造物、原子炉压力容器、原子炉格納容器等の間の熱バランスについての定量的な説明及び炉容器冷却設備の作動、不作動が及ぼす燃料最高温度、炉心構造物温度、原子炉压力容器温度等への影響

【回答】

炉容器冷却設備が機能する場合と機能しない場合について、燃料、構造材等の温度変化の違いを図 1 に示す。(原子炉压力容器内の構造材のうち、その他の温度変化を参考資料 4 に示す。)

炉容器冷却設備の除熱量は、通常運転時、約 0.6MW(輻射と自然対流が 8:2)である[3]。1 次冷却設備二重管破断事故時に炉容器冷却設備の機能喪失が重畳した場合は、燃料、原子炉压力容器等の温度低下が緩やかになる。

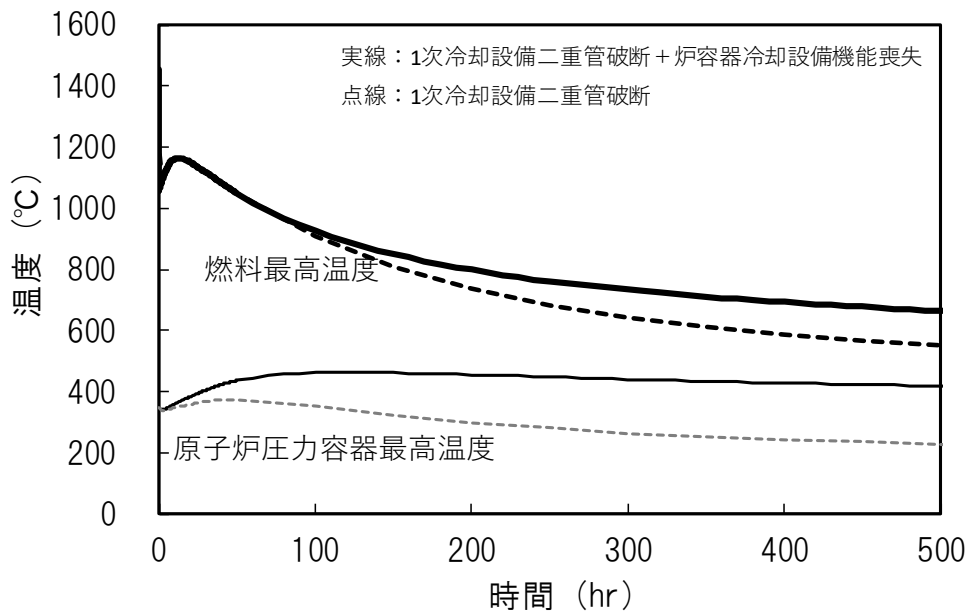


図 1 炉容器冷却設備の機能喪失の有無による燃料・原子炉压力容器の温度低下の比較

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と冷却機能喪失の重畳に関し、炉容器冷却設備の損傷による冷却水(水蒸気)の二重管破断口を通じた原子炉圧力容器内への侵入を想定した場合の黒鉛の酸化や可燃性ガスの生成への影響

【回答】

1 次冷却設備二重管破断事故後に原子炉格納容器内の空気が自然循環によって炉心部に侵入する事象は約 5 日後から始まる。このため、自然循環開始時には炉内の温度は低下しており、酸化による影響は無視できる(平成 30 年 7 月 3 日 第 237 回審査会合 資料 2 参照)。

そこで、仮に、炉容器冷却設備の冷却水が原子炉格納容器内で漏えいし、1 系統が保有する約 6m³の水が飽和蒸気圧分空気中に存在し、事故から 5 日後から自然循環によって炉心へ侵入して、黒鉛の酸化に消費されたと想定する。この時、サポートポストの酸化量は、酸化前のサポートポストの半径 75mm に対して約 0.1mm の等価肉ベリ量となり、サポートポストの残存等価直径は約 150mm(判断基準は 80mm 以上)あるので、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉ベリ量は黒鉛スリーブ底板の厚さ 10mm に対して約 1.4mm であり、残存等価厚さは約 8mm(判断基準は 5mm 以上)厚さを有しているので、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。

本事象で評価する黒鉛材料の温度は約 500℃から 1300℃であり、この温度域では H₂O の黒鉛酸化速度は O₂による酸化速度より、2 桁から 4 桁低いため、H₂O の蒸気が炉心に侵入することを想定しても、燃料が損傷することはない。

更に原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にあり、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

審査会合におけるコメント

1 次冷却設備二重管破断事故と閉じ込め機能喪失の重畳に関し、黒鉛構造物の酸化量の評価について、閉じ込め機能が維持されている場合は原子炉格納容器内の空気中の酸素が消費されるとしているが、その場合のサポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の酸化に消費される酸素の量、他の黒鉛構造物の酸化との間の配分割合及びその評価モデル

【回答】

原子炉格納容器及び原子炉圧力容器内全体の解析モデルを図 1、炉心チャンネルの解析モデルを図 2 に示す。

事故後、原子炉圧力容器内と原子炉圧力容器外(原子炉格納容器)との間に自然循環が形成され、原子炉格納容器内の空気とヘリウムからなる混合気体は原子炉圧力容器内へ侵入する。解析においては、空気とヘリウムからなる混合気体は、図 2 の左側の図に示す流れに沿って原子炉圧力容器内に侵入し、プレナム、

炉心チャンネルを通過して原子炉格納容器へ流出するモデルとしている。この際、空気中の酸素は、順次、サポートポスト、プレナム、高温プレナムブロック、下部可動反射体、燃料(燃料ブロック及び燃料棒黒鉛スリーブ)、上部可動反射体の黒鉛構造物と反応し消費される。黒鉛酸化解析に用いた THYTAN コードの概要を別紙 2 に示す。

<構造材の形状に関する取扱い>

事故直後の炉内の黒鉛構造材の形状は図 2 の右側に示す形状として扱っており、酸化が進むとともに寸法が変化する現象を考慮している。図 2 の炉心チャンネルモデルのうち炉心中心チャンネルは C 制御棒周辺の 6 つの燃料カラムの形状を模擬しており、炉心周辺チャンネルはそれ以外の 24 カラムを模擬している。それぞれのチャンネルは、高さ毎に異なる本数の円筒状流路を有している。炉心中心チャンネルと炉心周辺チャンネルの内径、および高さ方向に異なる流路本数を図 2 に併せて記す。本モデルで表される構造物全体の表面積は約 800m²である。酸化量に対して判断基準を有する黒鉛構造物は、平成 28 年 6 月 13 日の第 122 回審査会合資料 5-3 の P.1 に記したように、サポートポストと黒鉛スリーブ底板であり、それぞれサポートポストが約 0.3m²(約 0.03%)、黒鉛スリーブ底板が約 3m²(約 0.4%)の表面積を有する。判断基準を有しない、上部可動反射体、燃料ブロック、下部可動反射体、高温プレナムブロック、黒鉛スリーブの上側(燃料領域 20 ノードのうち上側の 19 ノード分)は、表 1 における、その他の黒鉛構造物にあたる。

<モデルに含めない黒鉛構造材の考え方>

サポートポストや黒鉛スリーブの酸化量を厳しく評価するため、黒鉛酸化解析上は、固定反射体領域の酸化現象は取り扱わない。なお、固定反射体領域の黒鉛は事故後の温度上昇は 500℃程度までにとどまり、また炉心部で消費されずに残り、固定反射体領域に入る酸素はわずかであることから、工学的に有意な量の酸化が生じることはないと考えられる。

<自然循環により原子炉圧力容器に侵入する空気の流量・温度の取扱い>

自然循環によって空気が侵入する際の流量は、TAC-NC/BLOOST の非定常温度解析コードの計算結果を使用する。炉内に侵入する空気の温度は黒鉛酸化解析上考慮せず、黒鉛の酸化反応速度は対象箇所となる黒鉛構造材の温度で決まるとする。本仮定は、黒鉛構造材と侵入するガスの熱容量差が大きいことから、侵入したガスは瞬時に黒鉛構造材の温度に近づくと考えられるため、実際の現象に相違ない仮定と考える。

<反応温度の取扱い>

黒鉛と酸素の反応速度は、IG-110 と PGX の活性化エネルギーと頻度因子を実験から定めたアレニウス式を用いて算出する[1]。このため、酸化反応速度に閾値はないが、黒鉛と酸素との反応は 600℃程度以上で有意になるため、解析コード(図 1 参照)としては温度が最も高いノードが 500℃以下となるまで、計算を継続する。

<解析結果>

黒鉛の酸化現象に影響する因子を上記のように取り扱うことで最適評価が得られることは、THYTANの解析結果と実験がよく一致することから明らかにされている。よってHTTRで想定するBDDBA事象のなかで、酸化解析の結果に影響する因子は、原子炉格納容器(CV)破損時に想定する空気の侵入量となる。

空気侵入量の違いが、原子炉黒鉛スリーブとサポートポストの酸化解析結果にどのように影響するかについて、以下に示す。

二重管破断事故の5日後から自然循環によりCV内の空気とHeの混合ガスが原子炉圧力容器内に侵入した際の、CVによる閉じ込め機能が維持されている場合と、CV閉じ込め機能が喪失している場合のサポートポスト、黒鉛スリーブ底板及び他の黒鉛構造物の酸化に消費される酸素の量とその配分割合の解析結果を表1に示す。CVの閉じ込め機能喪失の状態として、CV内が常に約21%の酸素濃度が維持される状態を模擬した場合であっても、サポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の酸化に消費される酸素量は全体としてはわずかであり、酸素の大部分はサポートポスト及び黒鉛スリーブ底板以外のその他の黒鉛構造物と反応している。

表1に示した各構造材の酸化量の時間変化を図3に示す。CV機能喪失によりCV内の酸素濃度が一定に保たれた場合は、黒鉛スリーブ底板の酸素消費量は約3倍になるが、肉べり量は約4mmであり、判断基準に対して余裕を残した酸化量に留まっている。HTTRのCVは屋内かつ地下に設置されてあることから、実際のCV機能喪失時の空気侵入量は極わずかと考えられるため、酸化量は表1のCV閉じ込め機能維持の評価結果に近いと考える。

[1] 島崎洋祐, 井坂和義, 野本恭信, 関朝和, 大橋弘史, “高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関するTHYTANコードの検証”, JAEA-Technology 2014-038, (2014)

表 1 原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合と、維持されていない場合の黒鉛構造物の酸化に消費される酸素の量とその配分割合

| 構造物 | CV 閉じ込め機能維持 (CV 内酸素濃度は酸化とともに減少) | | CV 閉じ込め機能喪失 (CV 内酸素濃度は常に一定) | |
|-----------|------------------------------------|----------------------|--------------------------------|----------------------|
| | 酸化に消費される酸素 | | 酸化に消費される酸素 | |
| | 酸素量(kg) | 配分割合(%) | 酸素量(kg) | 配分割合(%) |
| サポートポスト | 1.9×10^{-2} | 3.2×10^{-3} | 2.9×10^{-2} | 9.6×10^{-4} |
| 黒鉛スリーブ底板 | 10 | 2 | 28 | 1 |
| その他の黒鉛構造物 | 586 | 98 | 3023 | 99 |

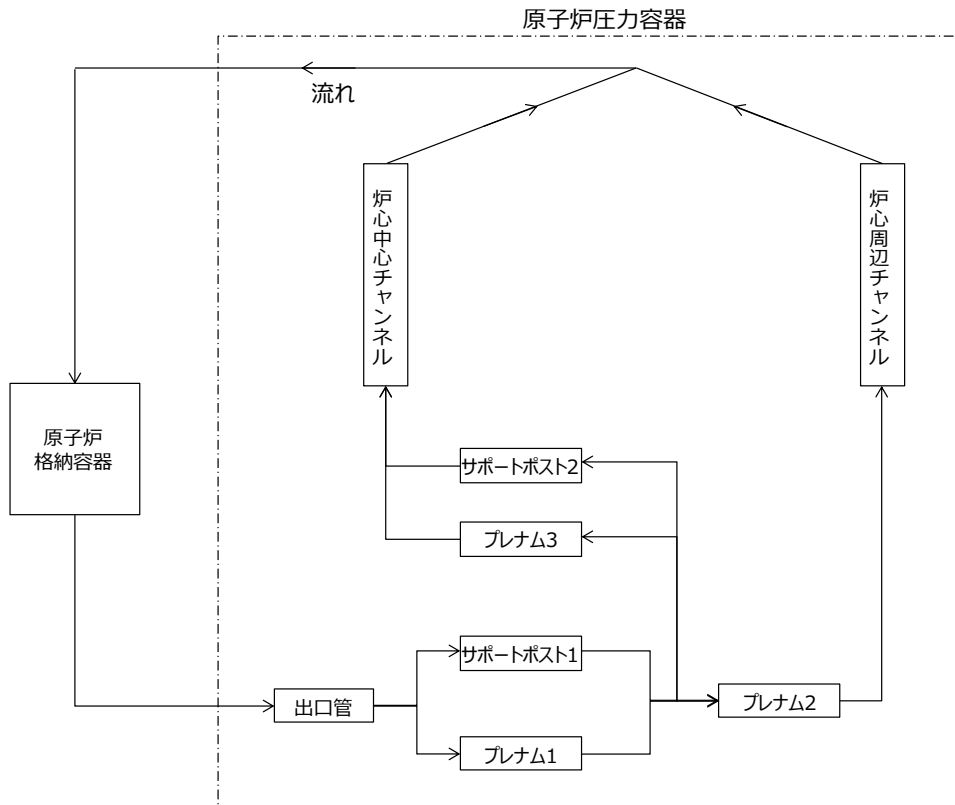
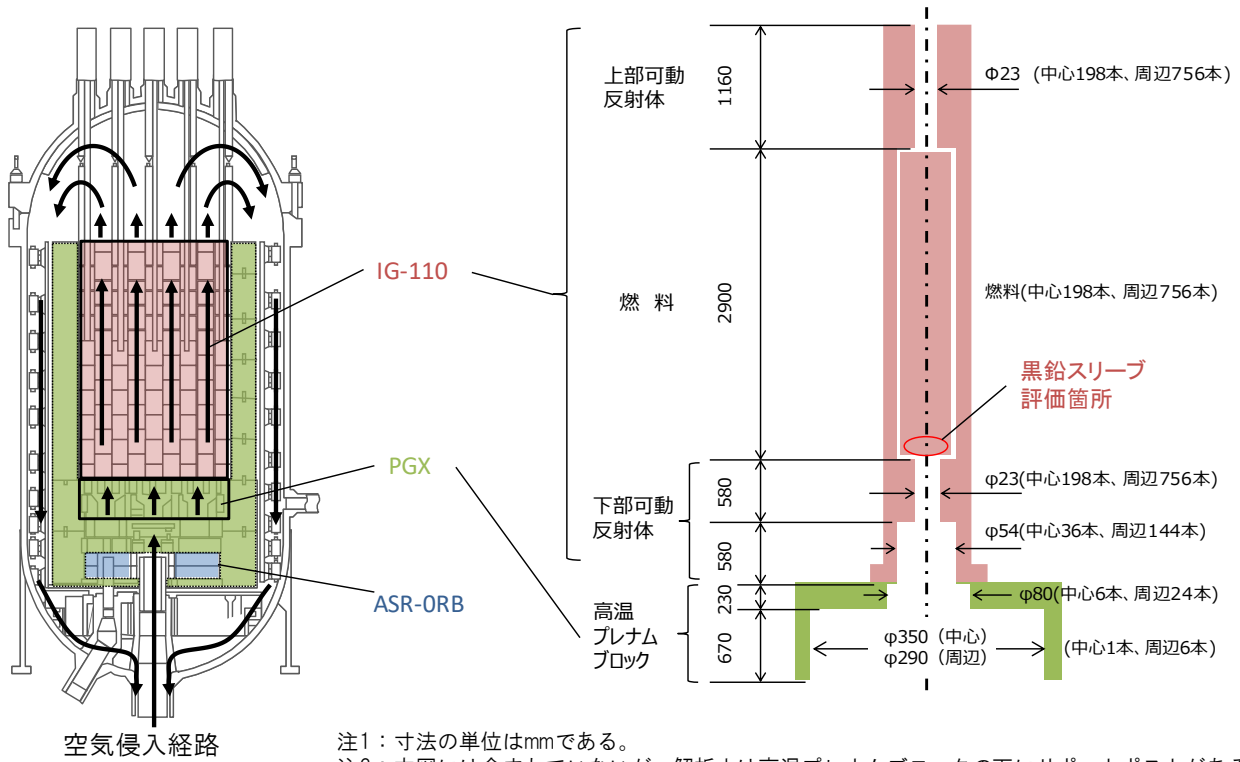


図 1 黒鉛酸化量評価の全体解析モデル



注1：寸法の単位はmmである。

注2：本図には含まれていないが、解析上は高温プレナムブロックの下にサポートポストがある。

注3：図中、「中心」は炉心中心チャンネル、「周辺」は炉心周辺チャンネルの寸法、本数を示す。

図 2 空気侵入経路と黒鉛酸化解析における炉心チャンネルモデル

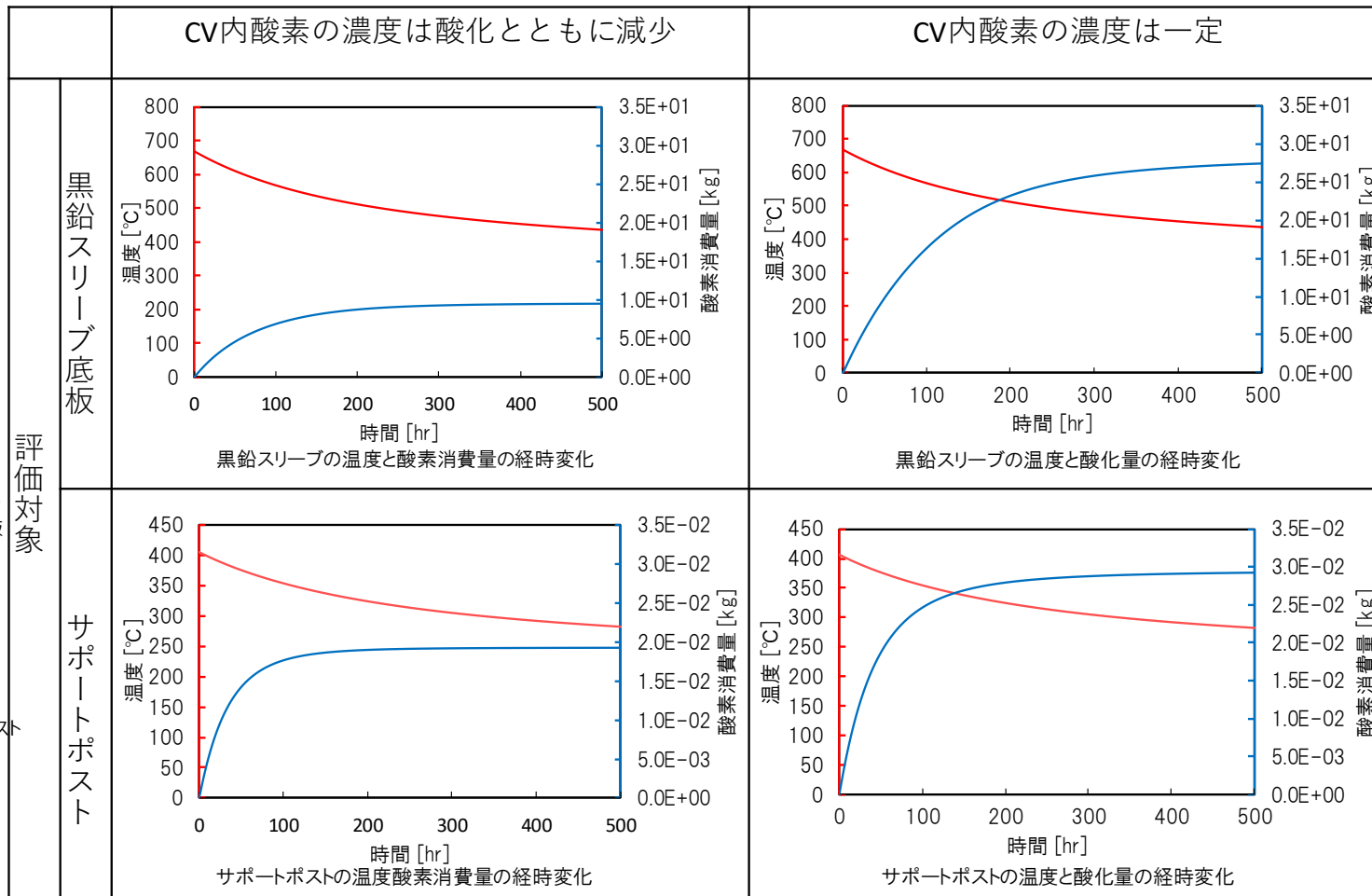
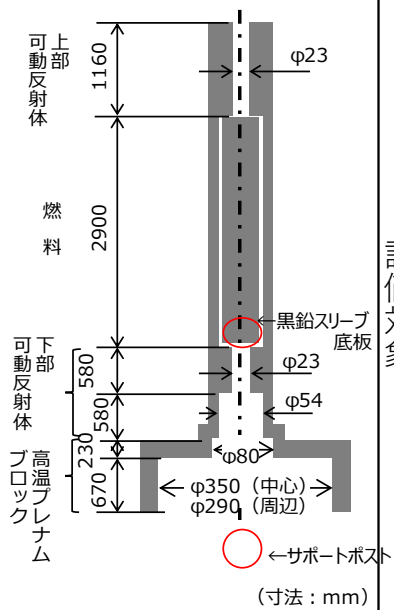


図 3 原子炉格納容器の機能の有無による黒鉛スリーブとサポートポストの酸素消費量の時間変化

黒鉛酸化解析コードについて

これまでの審査会合で出た黒鉛酸化解析コードに関するコメント等を反映し、解析コードの概要および BDBA 解析で使用する事の妥当性を述べる。

(1)概要

BDBA 時の黒鉛酸化解析に用いる THYTAN コードは、減圧事故後に炉内に侵入した空気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、流路方向及び半径方向の黒鉛構造物の酸化量分布、気体中の酸素濃度変化などを求める解析コードである。解析に際しては、侵入空気から黒鉛表面境界層への酸素の物質伝達、黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素の細孔内拡散及び酸素と黒鉛との化学反応の 3 つの仮定を考慮する。

1 次冷却設備二重管破断事故時の原子炉圧力容器内の空気を含む混合気体の侵入は P.53 条-141 の図 2 に示すように、高温プレナム、炉心を経て再び格納容器へ流出する。THYTAN コードの計算フロー図を別図 1 に示す。

(2)検証

黒鉛酸化解析コードの中では、黒鉛の酸化量を求めるために用いる物質伝達係数、拡散係数、反応速度などの物性値が関与する。気相から境界層までの物質伝達係数については文献[1]で導出されたものを用い、黒鉛内の拡散係数は文献[2,3]を基に求め、反応速度は文献[4]の実験値を基にした。これらの物性値は温度の関数として扱われるため、黒鉛と反応ガスの温度をパラメータとして、酸化実験を行い、試料の酸化量と解析値が一致すれば、HTTR における BDBA 時の黒鉛酸化解析に本解析コードを用いることの妥当性を示すことができる。

そこで、IG-110 黒鉛を用いた酸化試験結果[4]を用いて、THYTAN コードの検証を実施した[5]。実験は内径 88mm の流路内に空気を流し、外径 50mm の IG-110 を加熱して酸化量を測定することにより行った。実験条件を以下に示す。

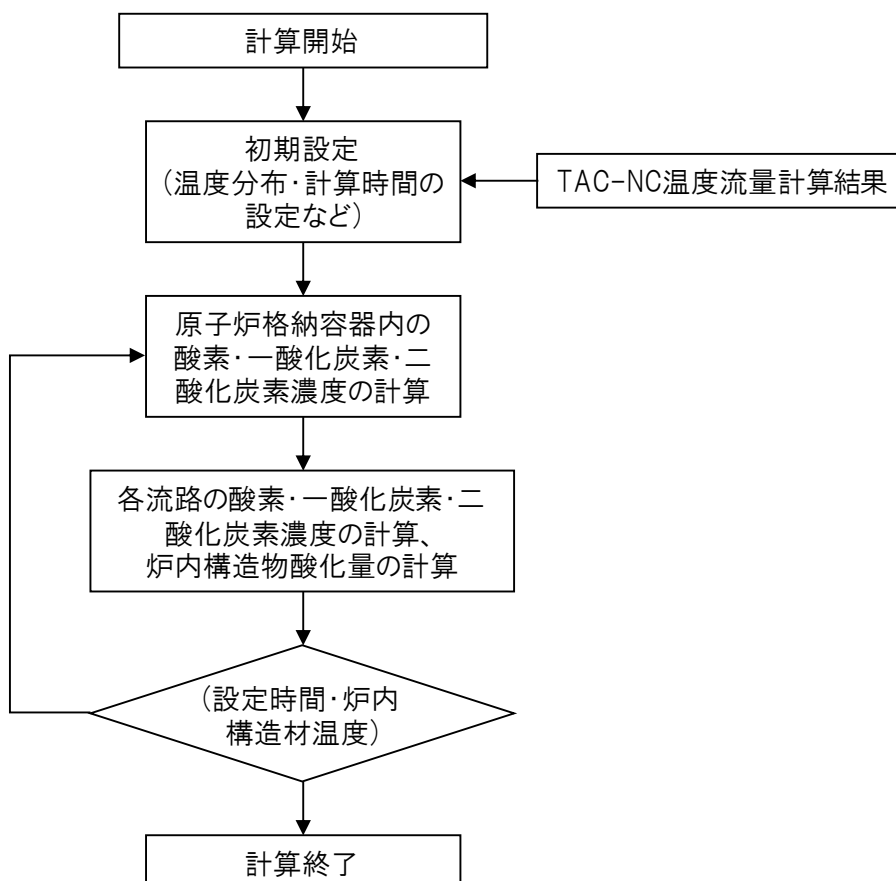
| | |
|------|----------------|
| 実験条件 | 温度 700℃～1000℃ |
| | 空気流量 2～7 l/min |
| | 酸素濃度 20% |

その結果の例を別図 2 に示す。実験温度は 700℃から 1000℃であるが、これは 700℃以下では酸化反応が遅いこと、また、900℃以上では酸化反応が黒鉛表面の境界層での物質伝達過程支配となり、挙動が殆ど変わらないことから定めた。同図に示すように、700℃では解析値が実験値を大きく上回っているが、それより高温ではほぼ全ての位置で両者は比較的良く一致している。従って、THYTAN コードによる解析結果は実験値

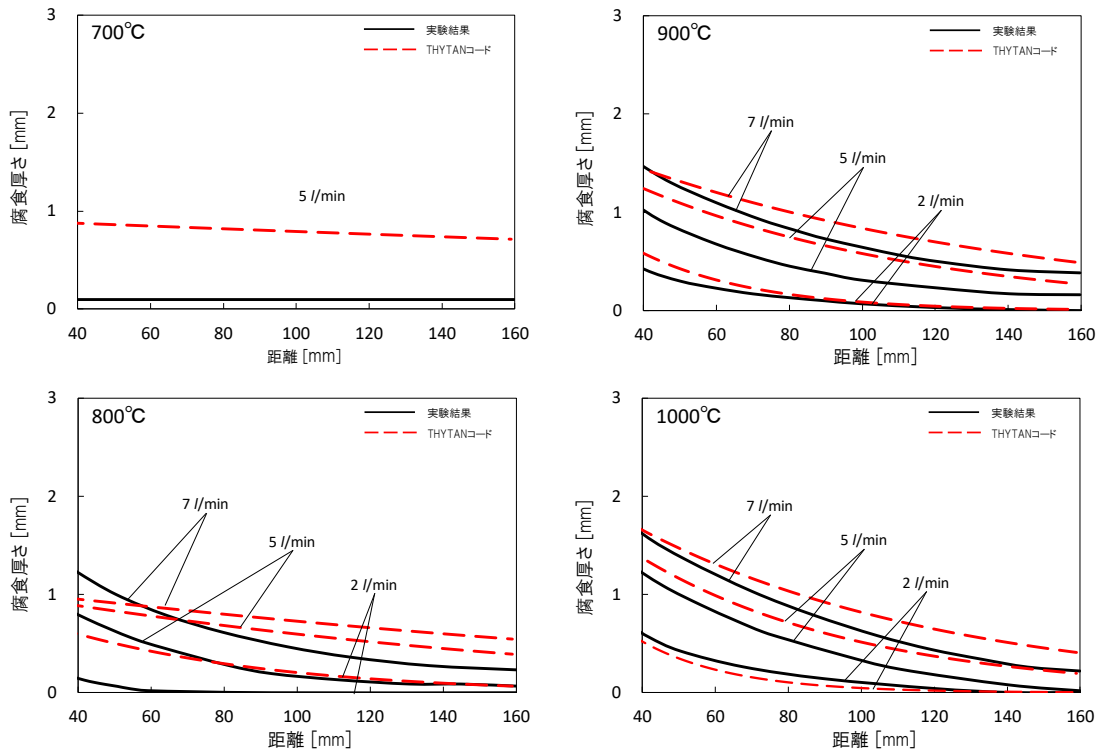
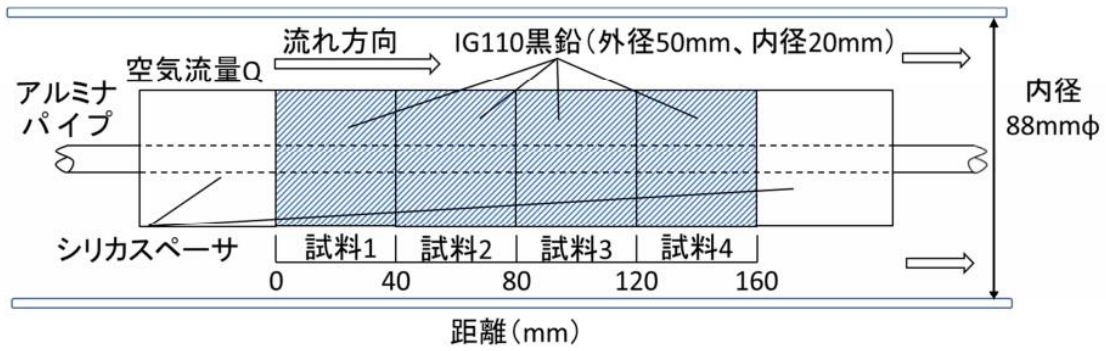
を良く再現しており、温度が低い場合にはより保守的な結果を与える。以上により解析コード THYTAN の妥当性が示された。

引用文献

- [1] 小川益郎. “高温の黒鉛円柱に直交して流れる混合ガス流が化学反応と多孔質内拡散を伴う場合の物質伝達.” 日本機械学会論文集 B 編 53.488 (1987), 1351-1359.
- [2] CLARK, J. D.; ROBINSON, P. J. “Diffusion studies of porous materials.” Journal of Materials Science, 17.9 (1982), 2649-2656.
- [3] S. Nomura, et al., IAEA Specialists Meeting on graphite component structural design JAERI Tokai, Japan September 8-11, 1986 Summary Report, JAERI-M 86-192, 1986, 195-200.
- [4] Kawakami, Haruo. “Air oxidation behavior of carbon and graphite materials for HTGR.” Tanso 1986.124 (1986): 26-33.
- [5] 島崎洋祐 他, “高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証” JAEA-Technology 2014-038, 2014.



別図 1 THYTAN の計算フロー図



別図 2 実験及び解析による酸化腐食深さの流れ方向分布

審査会合におけるコメント

1次冷却設備二重管破断事故と閉じ込め機能喪失の重畳に関し、原子炉格納容器が破損して外気が流入する場合を想定した、サポートポスト及び黒鉛スリーブ底板の酸化に消費される酸素の量、他の黒鉛構造物との配分割合及びその際想定している原子炉格納容器の損傷部分の位置、空気の流入量

【回答】

原子炉格納容器が破損して外気が流入する場合を想定した当該事象の解析では、原子炉格納容器内に流入する空気の流量は、保守的に毎分あたり原子炉格納容器と同体積の空気が流入する条件(3,000m³/分)とし、原子炉格納容器内の空気濃度が外気とほぼ等しい状態を模擬している。

なお、本条件は保守的な解析結果を得るための仮想的な条件であり、原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失の想定、および対策については参考資料 6 に示すとおりである。

原子炉格納容器が破損して外気が流入することを想定した場合のサポートポスト、黒鉛スリーブ底板及び他の黒鉛構造物の酸化に消費される酸素の量とその配分割合の解析結果を表 1 に示す。原子炉格納容器による閉じ込め機能が維持されている場合(P.53 条-140 の表 1)と比較して、酸化に消費される酸素量は、サポートポストでは約 1.5 倍、黒鉛スリーブ底板は約 2.8 倍に増加する。

表 1 原子炉格納容器が破損して外気が流入することを想定した場合の
黒鉛構造物の酸化に消費される酸素の量とその割合

| 構造物 | 酸化に消費される酸素 | |
|-----------|----------------------|----------------------|
| | 酸素量(kg) | 割合(%) |
| サポートポスト | 2.9×10^{-2} | 9.6×10^{-4} |
| 黒鉛スリーブ底板 | 28 | 1 |
| その他の黒鉛構造物 | 3023 | 99 |

審査会合におけるコメント

1次冷却設備二重管破断事故と閉じ込め機能の喪失の重畳に加えて、停止機能の喪失を重畳させた場合について、原子炉停止まで要する期間を想定した燃料の損傷や黒鉛の酸化の評価結果

【回答】

原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失によって、原子炉格納容器を貫通する配管が全周破断し、原子炉格納容器に貫通孔が生じる場合を想定する。この場合、事故発生直後に原子炉格納容器内のガスが破損箇所からサービスエリアに放出されるが、原子炉格納容器内とサービスエリアの圧力が均圧した後、サービスエリアから原子炉格納容器内に空気が大量に流入しつづけるとは考えにくい。

仮に、貫通孔が生じ、約 $0.3\text{m}^3/\text{分}^*$ で原子炉格納容器への空気流入が 1000 時間継続した場合であっても、サポートポストの酸化量は、酸化前のサポートポストの半径 75mm に対して約 7mm の等価肉盛り量となり、サポートポストの残存等価直径は約 136mm(判断基準は 80mm 以上)あるので、サポートポストは炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉盛り量は黒鉛スリーブ底板の厚さ 10mm に対して約 1mm であり、残存等価厚さは約 9mm(判断基準は 5mm 以上)厚さを有しているので、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはなく、燃料は損傷することはない*⁴。

*³ HTTR の原子炉格納容器は地下に設置されているため、原子炉格納容器周りに地上と同じような空気の流れがあるとは考えられないが、 $0.3\text{m}^3/\text{分}$ の空気の流れは、地上 0m 高の風速と同程度の風速で原子炉格納容器内に空気が入る状況を仮想的に想定している。すなわち開口部の大きい配管(3B)の破断孔からであれば約 1m/s、内径の小さい配管(1B)の破断孔からであれば約 8m/s である。

*⁴ 黒鉛スリーブ底板は、内蔵する燃料コンパクトの脱落を防止するための構造強度上の要件としている。しかし、万一脱落した場合でも燃料ブロック底部にとどまり、除熱は輻射と自然対流によりなされるため、問題となることはないと考えられる。

審査会合におけるコメント

中央カラムに制御棒を配置しない照射炉心において、サポートポストが座屈した場合の炉停止余裕への影響

【回答】

温度条件 300K、燃焼初期の条件において、原子炉スクラム操作により、全制御棒を臨界制御棒位置から同時に挿入して測定された原子炉出力変化に基づき逆動特性法により求めた炉停止余裕は $46\% \Delta k/k$ である。C 制御棒のない照射炉心体系と、仮想的にサポートポストが折損した場合、炉心が下降して、相対的に制御棒が最大 400 mm 程度引抜かれた時の添加反応度は $25\% \Delta k/k$ となることから、照射炉心の炉停止余裕は表 1 に示すように $21\% \Delta k/k$ となり、十分に未臨界が維持される。

表 1 HTTR の炉停止余裕

| 状態 | サポートポスト健全時 | 照射炉心 ＋ サポートポスト折損 |
|--------------------------|------------|------------------------|
| 添加反応度($\% \Delta k/k$) | - | 25 |
| 炉停止余裕($\% \Delta k/k$) | 46 | 21 |

審査会合におけるコメント

原子炉建家内使用済燃料貯蔵プールについて、耐震 B クラスの浄化系配管及び止め弁が破損した場合のサイフォン現象による冷却水の流出が及ぼす使用済燃料の健全性への影響

【回答】

逆止弁が機能喪失するような大きな外力が働くような事態では、弁周辺配管がすでに破損していると考えられるため、サイフォン現象そのものが生じないと考える。

仮に逆止弁とプールより下の位置にある配管が破損してサイフォン現象による水の流出が生じた場合でも、通常の位置から水位が 60cm 低下までに約 20 分あり、プール水位低下を示す警報が溢水から約 3 分後に発信すること、破損個所の特定が容易であること、手動弁の開操作によるサイフォンブレイクが容易であることにより、約 15 分でプール水の流出を防ぐことが可能である(図 1 参照)。よって、使用済燃料の健全性への影響は、使用済燃料貯蔵プールの外側の配管が破損して瞬時に 60cm 水位が低下したところから、蒸発によって水位低下が継続するとした現在の想定に包絡される。

また、サイフォン現象による漏水への対応は運転員 5 名の中から 2 名が対応する。手順については運転手引等に定める。本手順には、水位が確認できない場合に直ちに点検を行うことも定め、水位低警報が発信しない場合でも、サイフォン現象の発生に対応できるようにする。なお、現在使用済燃料貯蔵プールに使用済燃料は貯蔵していないため、本手順については、使用済燃料貯蔵プールに使用済燃料が貯蔵された後から運用することとする。

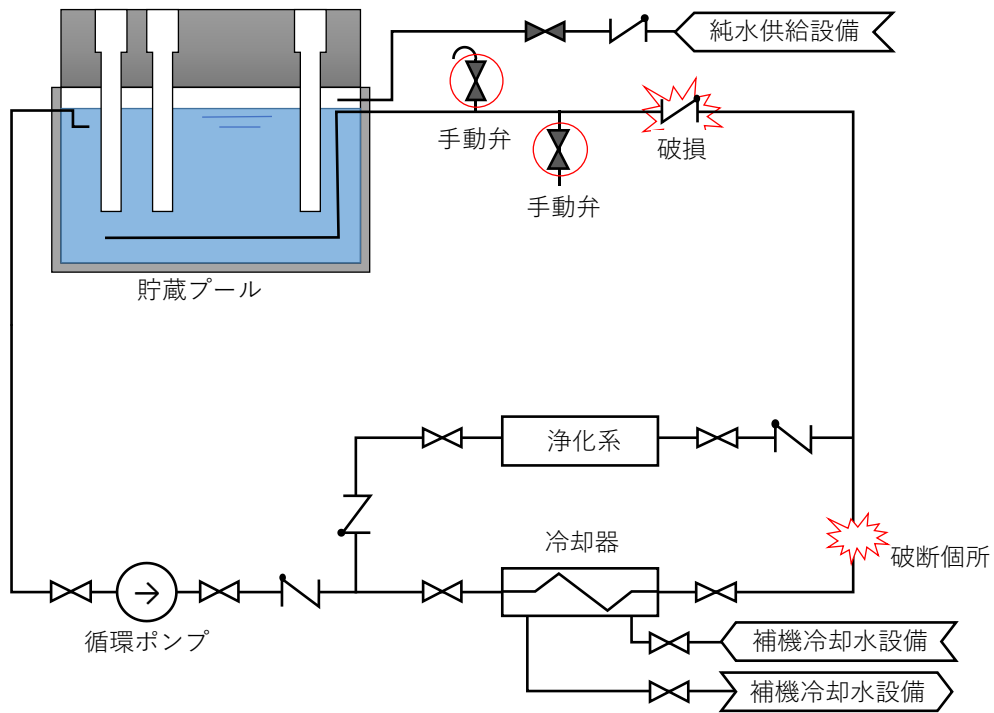


図 1(1) 使用済燃料貯蔵設備プール水冷却浄化設備系統説明図(1)

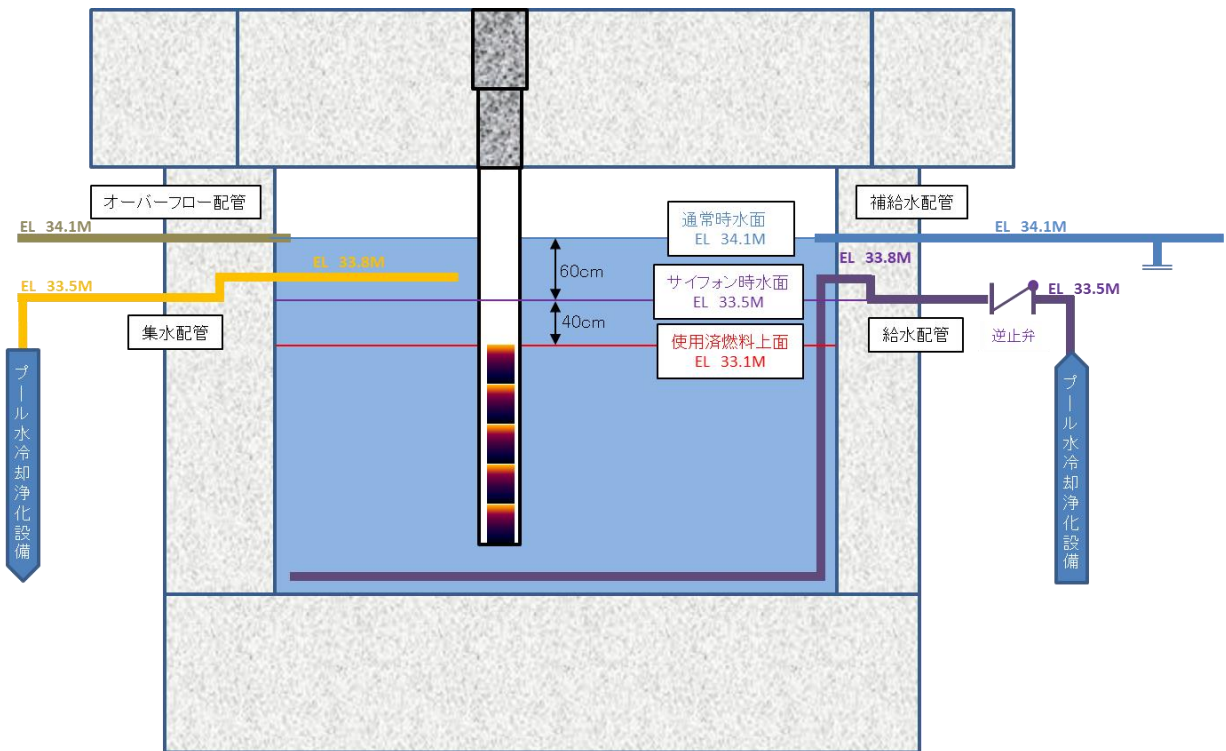


図 1(2) 使用済燃料貯蔵設備プール水冷却浄化設備系統説明図(2)

審査会合におけるコメント

黒鉛の酸化及び可燃性ガスの生成について、原子炉冷却材圧力バウンダリが損傷する事故において、空気や水の侵入による黒鉛の酸化に伴い、原子炉圧力容器内で局所的に可燃性ガス(CO 及び H₂)の濃度が高くなり、爆発限界を超えないこと。可燃性ガスの生成に関し、爆発範囲の温度依存性

【回答】

(可燃性ガスの局所的な偏在の可能性)

平成 28 年 6 月 13 日の第 122 回核燃料施設等の新規規制基準適合性に係る審査会合資料 5-3 で説明したとおり、可燃性ガスの局所的な濃度上昇はない。

具体的には、1 次冷却設備二重管破断事故時には、二重管破断口より空気と He の混合空気が侵入し、炉床部及び炉心の冷却チャンネルで炉内黒鉛構造物と酸化反応を起こす。黒鉛酸化で生じた可燃性ガスである CO は炉心上部の上部プレナム部へと流入する。

原子炉圧力容器内に空気が侵入した場合、高温プレナム部を通り燃料の冷却チャンネルへと流入するが、原子炉圧力容器内の燃料ブロック内の冷却チャンネルは比較的狭い流路であり、大口径配管にみられる流路内の偏流の影響は小さく、局所的な酸化は発生しない。

また、CO は空気及び He と良く混合しており、可燃性ガス濃度が局所的に高濃度となることはないが、万一、混合が不十分だったとしても、可燃性ガスである CO と空気の密度差は小さく、均質化されるため、CO のみが局所的に偏在することはない。

また、二重管破断後に、原子炉格納容器内では空気と He が均質化した状態となり、二重管の破断口付近の混合ガス(空気、He)中の空気濃度は局所的に高濃度にはならないため、CO が原子炉格納容器内の空気などで希釈されても、混合ガス(空気、He、CO)の組成は常に CO の燃焼範囲外であるため、CO の燃焼は生じない。また、原子炉格納容器内では空気と He が均質化しているため、原子炉格納容器内のどの位置においても、混合ガスの組成は常に CO の燃焼範囲外であるため、CO の燃焼は生じない。

H₂ は H₂O と C の反応によって生成するが、O₂ と C の反応速度と比較して 2 桁以上遅く、絶対的な生成量が CO に対して 1/100 以下となるため、量的には無視しうる。

仮に局所的に流れの無い領域が形成され、 $2C + O_2 \rightarrow 2CO$ という反応が進行した場合でも、化学量論的に当該雰囲気組成は図 1(a)の点線のように変化するため、爆発範囲に入ることはない。

(爆発範囲の温度依存性)

可燃性ガスのうち CO の爆発濃度の温度依存性を図 1(b)に示す。図 1(b)中の網掛け部分は室温大気圧における爆発範囲を示す[4]。温度上昇にともなって発生熱の拡散速度が低下するため、爆発範囲は図中の一点鎖線で示す範囲まで広がるものの[5]、支燃性ガスである酸素から定まる爆発濃度限界は変化しない。HTTR で想定される混合ガスの組成は、原子炉圧力容器内では酸素濃度が極めて低いため、爆発濃度の変化の拡大を考慮しても、爆発範囲外にある。

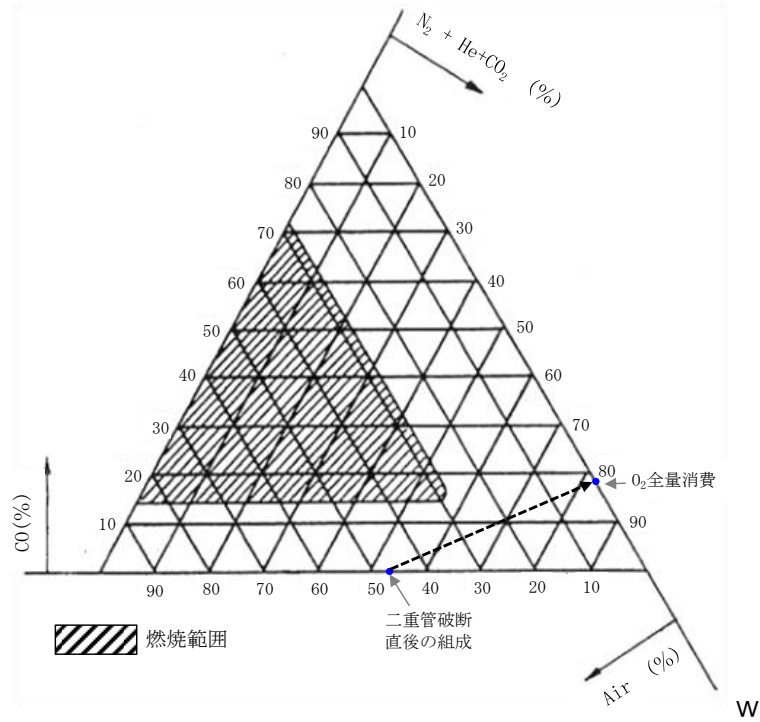


図 1(a) 滞留した場でのガス組成の変化

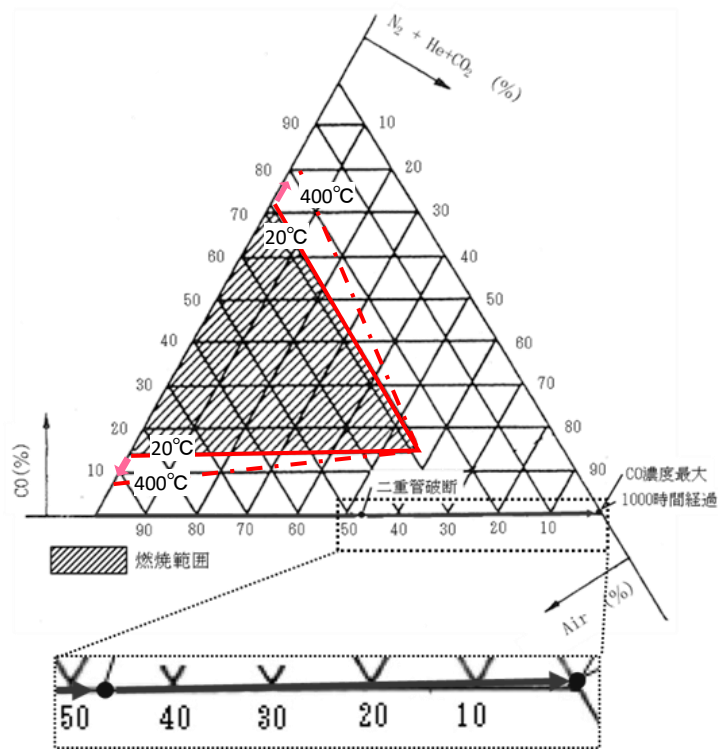


図 1(b) 1 次冷却設備二重管破断に炉心冷却機能の喪失が重畳した場合の一酸化炭素濃度の評価例と温度による燃焼範囲の変化
(許可申請書 第 4.2.6 図に追記)

審査会合におけるコメント

IG-110 に比べ熱伝導率が低く灰分が多い黒鉛材料(PGX、ASR-ORB 炭素)について、HTTR における当該黒鉛材料が使用されている箇所及び環境条件下での燃焼可能性、また、高温の空気中での燃焼可能性

【回答】

HTTR で使用する黒鉛材料、炭素材料の位置を図 1 に示す。それぞれの主な位置は、IG-110 は燃料領域、PGX は反射体領域、ASR-ORB は炉床部の断熱層に使用されており、高温となる燃料領域には PGX、ASR-ORB は使用されていない。

PGX の熱伝導率は IG-110 とほぼ同等である。炭などは、熱分解によって含有する炭化水素を放出して気体燃焼を伴って燃焼するが、高温で焼成された黒鉛材料は揮発分がないため発熱量が小さく、さらに熱伝導率が高く熱が溜まりにくいいため、燃焼することはない(平成 30 年 9 月 5 日 第 242 回審査会合 資料 1 で説明したとおり)。

ASR-ORB は、熱伝導率が低いため炉床部の断熱層に使用されており、流動する冷却材ヘリウムガス(1 次冷却設備二重管破断事故時は空気)と接しない構造物であるため、1 次冷却設備二重管破断事故時であっても侵入してくる空気と接することがなく、また 500℃以下と低温であるため、燃焼することはない。

このように、HTTR で使用する黒鉛材料、炭素材料のいずれも、使用条件下で燃焼することはない。

平成 30 年 9 月 5 日の第 242 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合資料 1 で示した黒鉛の燃焼性に関する評価は、本来材料ごとに異なる酸化反応速度を考慮せず、燃料ブロックに流入する空気に含まれる酸素が全量消費されて発熱すると評価している。仮にこの燃料ブロックが IG-110 よりも熱伝導率の低い材料を想定し、ASR-ORB の熱伝導率を適用しても、発熱量より放熱量が上回り、燃焼しないという結果が得られる。以上により、HTTR で使用している IG-110、PGX、ASR-ORB はいずれも空気侵入によって燃焼することはない。

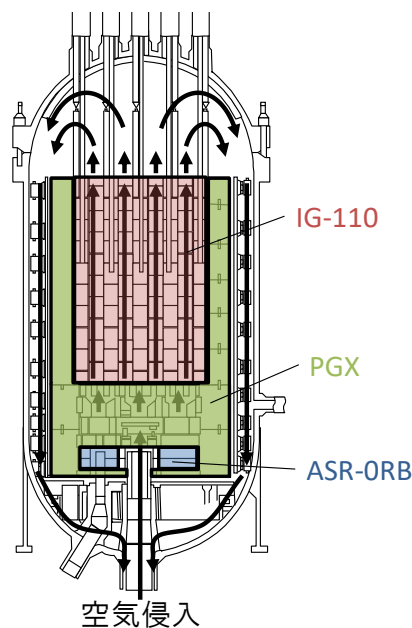


図 1 黒鉛材料の配置

審査会合におけるコメント

被覆燃料粒子の被覆層の破損率について、被覆燃料粒子の被覆層の初期破損率を 0.2%以下に、また、運転中に発生する被覆層の破損は十分許容しうる小さな値に制限するとしているが、その設計、検査、運転管理等について、照射データ、運転実績等を踏まえた上で、事故時の被ばく評価の条件としている破損率 1%を超えないこと

【回答】

HTTR で使用する燃料は、原子炉内における使用期間を通じ、起こり得る種々の劣化等を考慮してもその健全性を失うことがないように設計することとしている。被覆燃料粒子の健全性は、設計時に照射試験による評価を行うとともに、これまでの HTTR の運転において確認している。また、原子炉運転中は 1%を下回る破損率で管理している。被覆燃料粒子の健全性についての評価及び運転中の燃料破損の管理方法について以下に示す。

(1)被覆燃料粒子の通常運転時の健全性について

高温ガス炉用燃料は、通常運転中の破損原因として、①燃料核移動、②Pd による SiC 層の腐食、③内圧破損について考慮した評価を行っている。これらについて、これまでの審査会合において以下を説明している(平成 27 年 3 月 30 日 第 52 回審査会合 資料 1)。

- ① 燃料核移動については、設計評価式が実験データに対して十分な保守性を有していること。
- ② Pd による SiC 層の腐食については、実験データを基に腐食距離の最大値が SiC 層の厚さに比べて十分小さい値であること。
- ③ 内圧破損については、照射実績を示し、最高燃焼度まで十分な性能及び健全性を確認していることを評価していること。
- ④ これらの評価に対して、これまでの運転実績により、安全評価の初期条件としている燃料破損率 1%に相当する希ガス放出率から 3 桁以上低い値を示し、極めて優れた燃料性能を発揮していることを確認していること。

(2)運転中の燃料破損管理方法について

運転中の燃料破損は、1 次冷却材中の放射性物質濃度により監視しており、1 次冷却材中の放射性物質濃度を連続測定する原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装及び燃料破損検出装置(FFD)で測定している。原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装は、1 次冷却材中の FP から放出される γ 線を測定し、燃料破損率 1%に相当する 0.07 MBq/cm^3 の濃度が検出された場合は、原子炉スクラム信号を発信する設計となっている。FFD は、7 領域ある高温プレナムブロックから 7 本のサンプリング配管により 1 次冷却材をサンプリングし、1 次冷却材中の短半減期の希ガス FP の濃度を測定することにより、高温プレナムブロックごとに燃料破損の発生を検出できる設計となっている。1 次冷却材放射能及び燃料破損検出装置の概要を図 1 及び図 2 に示す。

また、原子炉運転中は、以下のように 1%を下回る破損率で管理している。

- ① 燃料破損率 0.2%に相当する 0.01 MBq/cm^3 の濃度で 1 次冷却材放射能計装の警報装置を作動させる。当該警報が発信した場合は、燃料破損率 0.4%に相当する 0.03 MBq/cm^3 に警報設定値を変更して、FFD に破損燃料領域の特定を行う。
- ② 破損燃料領域の特定後又は燃料破損率が 0.4%を超えた場合は、原子炉を通常停止する。

(前回審査会合から変更なし)

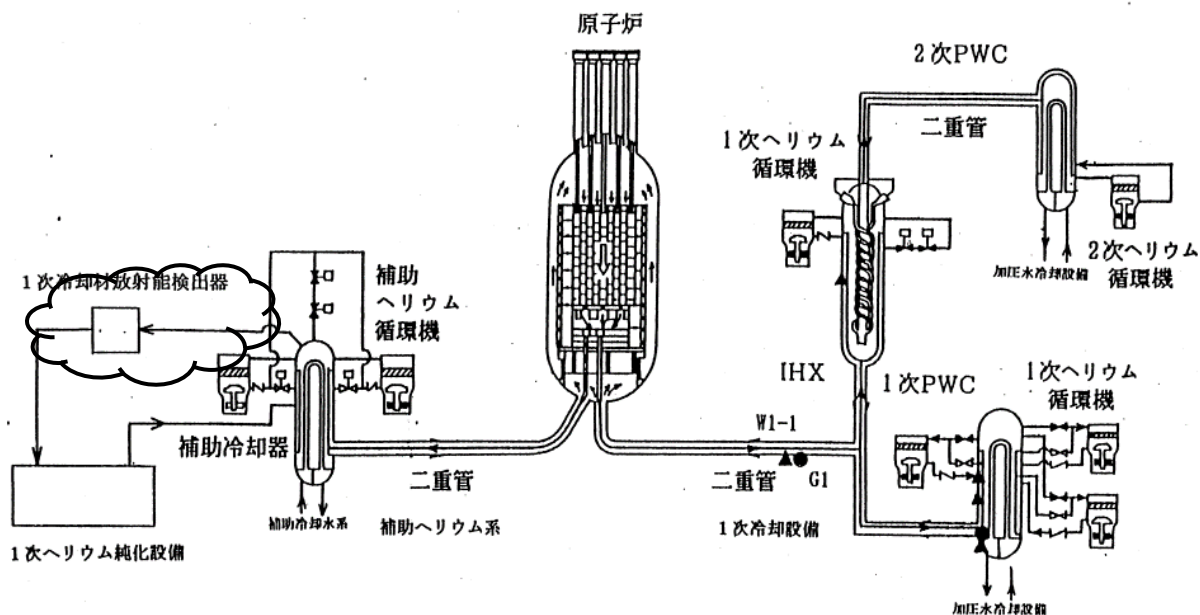


図 1 1 次冷却材放射能計装概要説明図

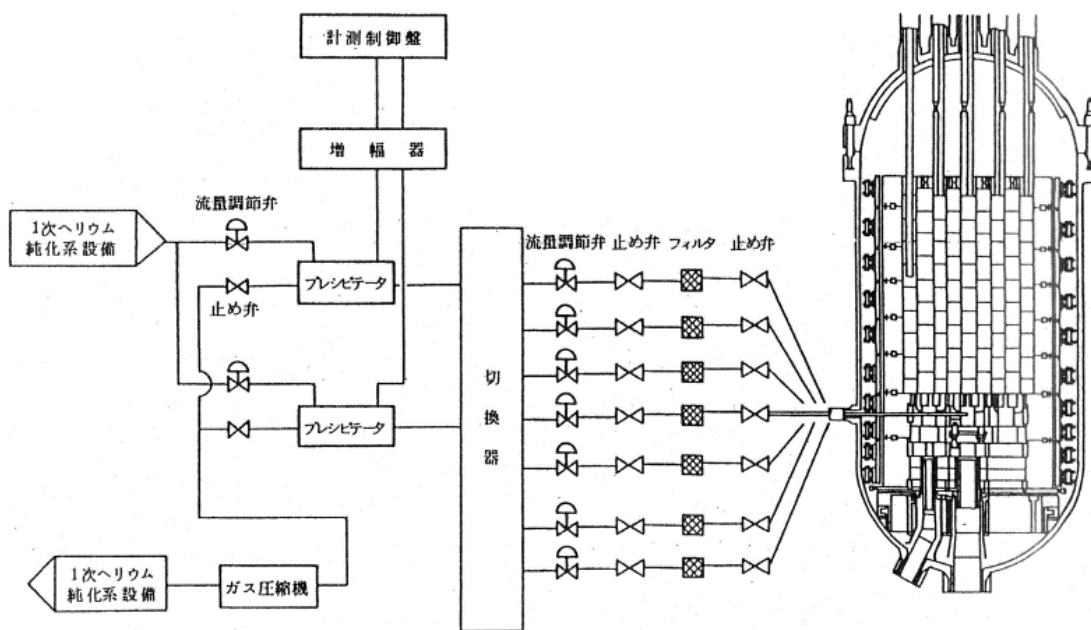


図 2 燃料破損検出装置概要説明図

審査会合におけるコメント

事故の対策について、事故時の使用済燃料貯蔵プールへの給水、原子炉格納容器等の損傷箇所への目張り、監視に使用する可搬型設備の設置、緊急作業従事者の被ばく管理、実験者、見学者等の避難等の手順に関し、あらかじめ定めておく事項

【回答】

HTTR において事故が発生した場合、運転班以外の事故対応要員(現場対応班約 50 名、このうち緊急作業従事者は約 30 名)は、休日夜間を含めて招集され、約 1 時間後には高温工学試験研究炉部長のもとで事故の影響緩和策をとることができる。また、HTTR 現場対応班活動要領には、現場対応班長(高温工学試験研究炉部長)は、現場対応班の組織によらない対応もできるとしており、現場の状況に応じて必要な要員を影響緩和策に割り当てることができる。(2018 年 9 月 5 日第 242 回審査会合資料 1)

事故時の対策として、あらかじめ定めておく事項を以下に示す。なお本記載内容は設計及び工事の方法の認可申請等の後段規制において、詳細が審査されるものであるが、ここでその概要を説明する。

【使用済燃料貯蔵プールへの注水】

注水にかかる以下の手順を運転手引に定める。

- (3) 原子炉建家の外に消防自動車を配置する。
- (4) 原子炉建家 1 階から地下 1 階を繋ぐハッチを開放して、原子炉建家内に配備する緊急注水用ホースを既設の配管フランジに接続して注水する。
- (5) 消防自動車の配置位置及び緊急注水用ホースの敷設ルートを図 1 に示す。

これらに要する作業は 2 名程度で実施できる。消防自動車からの送水の操作は、2 名程度で実施できる。なお、消防自動車内の貯水、機械棟、夏海湖の貯水等の水源を利用する。機械棟の配置及び夏海湖からの取水位置の例を図 2 に示す。

【サービスエリア等の扉の目張り】

事故時にサービスエリアの負圧が維持できておらず、モニタリングの結果、空間線量の上昇が確認された場合、養生テープ等によりサービスエリア等の扉に目張りを行うことを運転手引に定める。

作業は 2 名程度を 1 組として、被ばく線量に応じて交代で実施する。

【監視に使用する可搬型設備の設置】

可搬型計器による監視にかかる以下の手順を運転手引に定める。

- 既設の計装盤に記録計等を接続し、可搬型発電機から電力を供給して測定する。
- プール水位は、ハンディキャリブレータを差圧計に接続し、測定する。
- ハンディキャリブレータは内蔵の電源により差圧伝送器に 24VDC を供給し、差圧伝送器の 4~20mA の出力を得る。

- 得られた出力を換算し、水位を測定する。

仮設計器等の接続イメージを図 3 に示す。

可搬型発電機等の資機材の設置、計器の接続、測定等の各作業は 2 名程度で実施できる。

【実験者、見学者等の避難等の手順】

(HTTR 原子炉施設)

原子炉建家に立ち入る外来作業員、見学者、外部の実験者には、職員等が立ち会う。また、非常の事態に発展するおそれのある場合などの異常発生時は、原子炉運転班長又は監視要員(あるいは事故発見者)が一斉放送を行い、職員等の誘導のもと避難させる。

(大洗研究所)

事故・災害等が発生した場合は、本部長(大洗研究所の所長)を責任者とする現地対策本部が設置される。避難については、事故対策規則に基づき設置される現地対策本部において、発災施設の状況や環境モニタリング等の情報を基に、本部長が判断し、同規則に定めた活動班により行われる。

具体的には、避難指示は、発災現場の状況、放射性物質の放出状況、環境モニタリングの結果等の情報を現地対策本部で収集し、判断し、構内放送等により指示を行う。

避難までの流れは、まずは、屋内退避を指示し、施設毎に人員掌握を行う。

その後、事象進展・状況に応じて、構内の適切な避難場所(北、南など)及び避難方法を決定する。

現地対策本部の構成班により、構内避難場所へ誘導し、スクリーニングの実施、避難する者の連絡先等を確認し、その後、事業所外への避難となる。

なお、詳細は、平成 27 年 6 月 26 日第 63 回、平成 27 年 7 月 31 日第 70 回審査会合において、設計基準事故が発生した場合の対応として説明しており、BDBA 時の対応・体制も、設計基準事故と同様である。

【緊急作業従事者の被ばく管理】

大洗研究所(北地区)原子炉施設保安規定、大洗研究所(北地区)放射線安全取扱手引等に基づき被ばく管理を行う。作業は、現場のサーベイ結果を基に実施する。放射線作業用に施設で保有している呼吸保護具、防護服等の保護具、線量計を着用して作業を実施する。

【停止措置にかかる手順】

No.1(本資料 P.53 条 120～122)に記載の原子炉停止に係る手順を運転手引に定める。

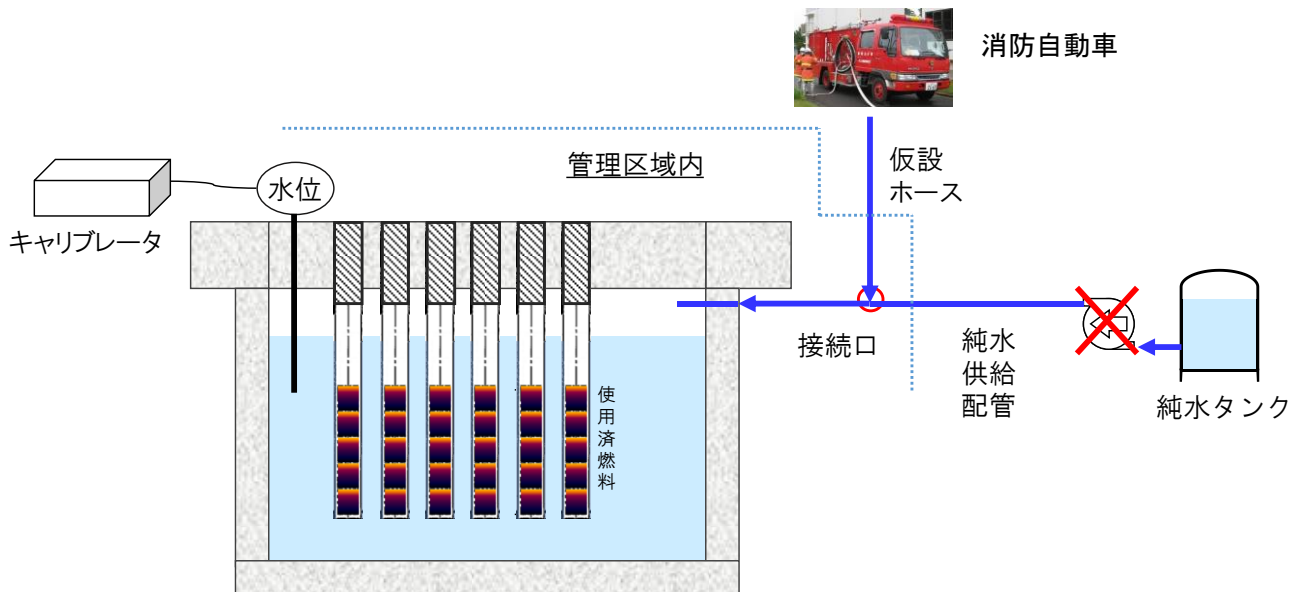


図 1(a) 図 1 緊急注水用ホースの敷設ルート概略図

核物質防護情報が含まれているため非公開

図 1(b) 緊急注水用ホースの敷設ルート

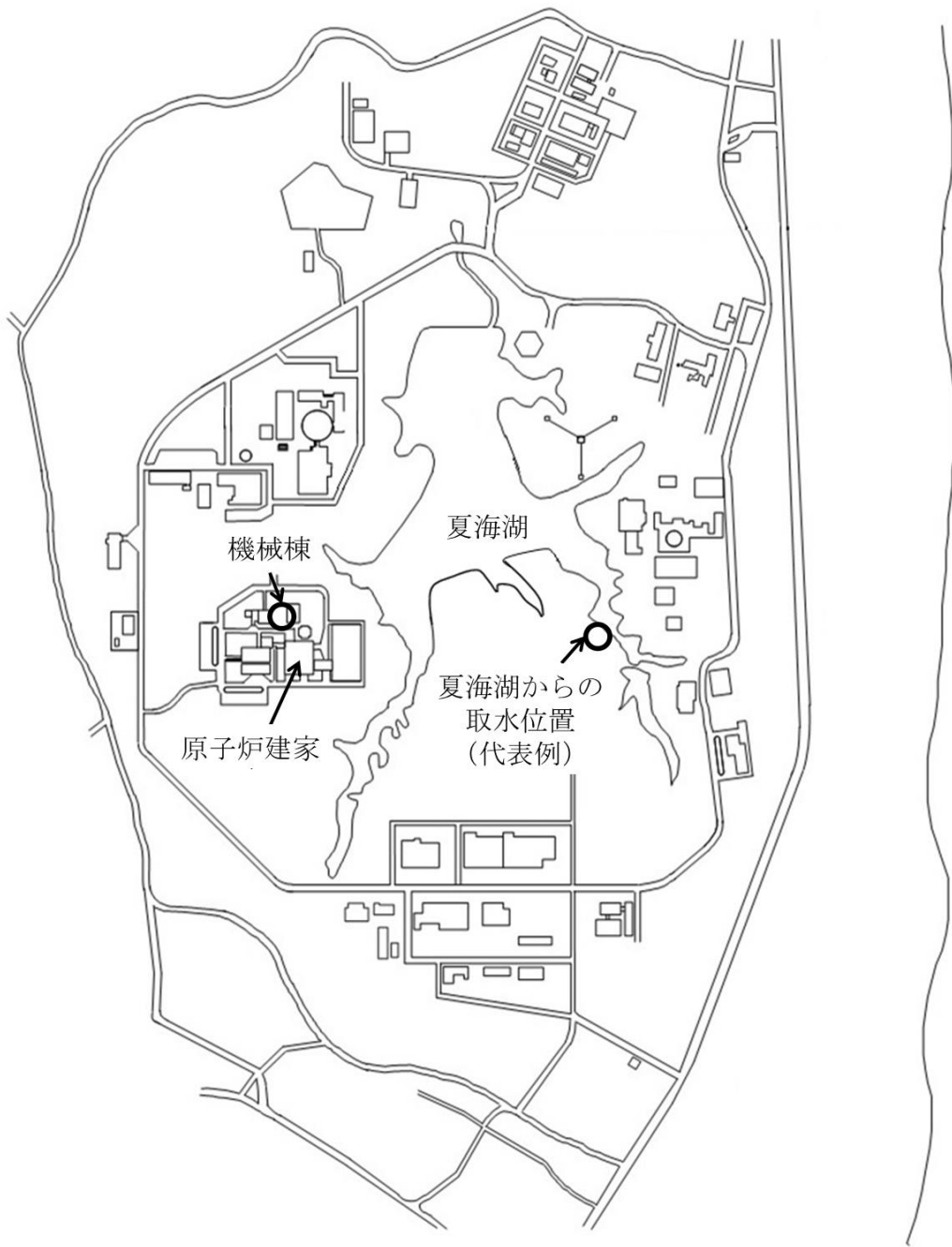


図 2 機械棟の配置及び夏海湖からの取水位置の例

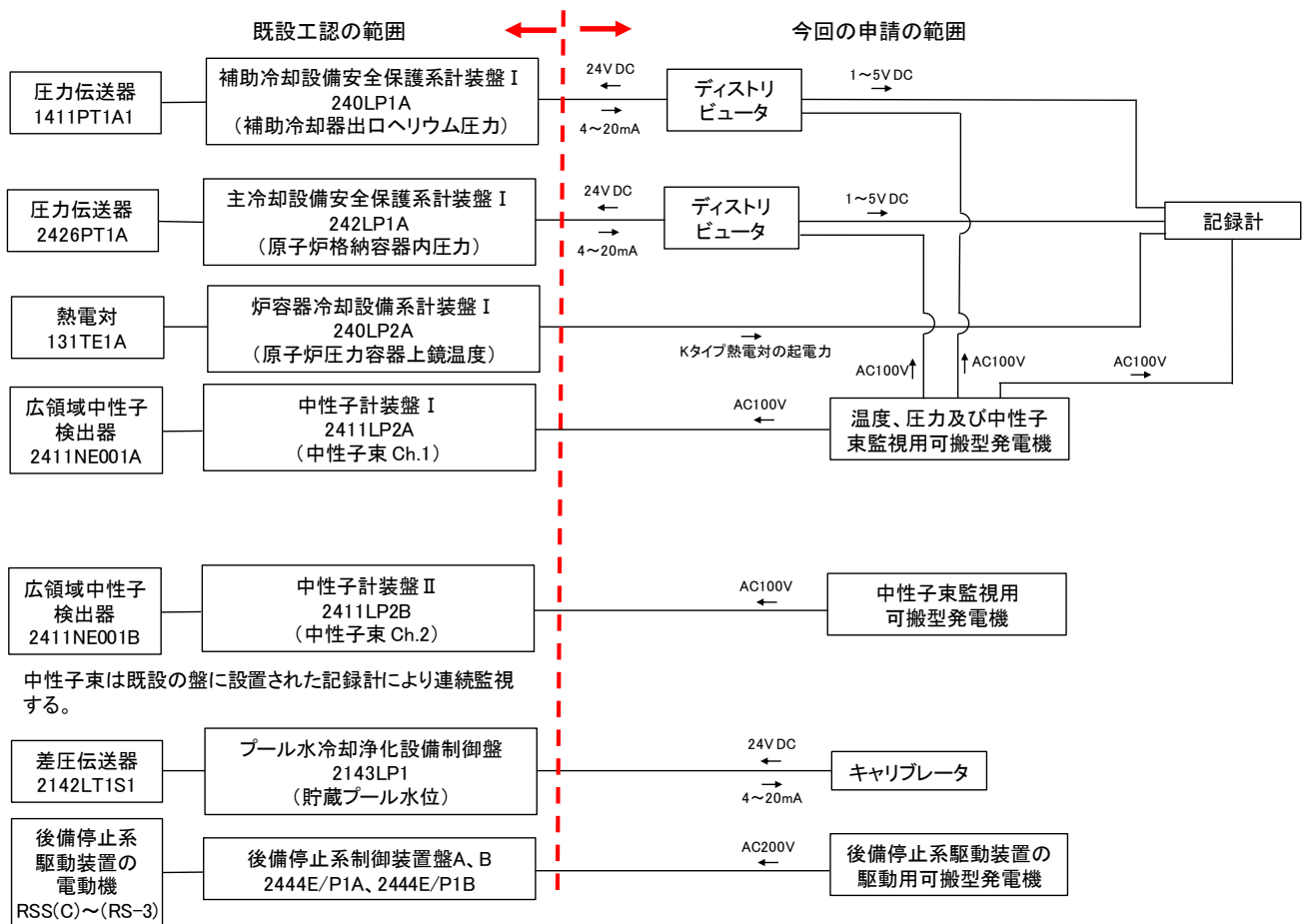


図 3 仮設計器等の接続イメージ

参考文献

[1]高松 他;「TAC/BLOOST コードの検証(受託研究)」, JAERI Data/Code 2005-003 (2005)

[2]島崎 他;「高温ガス炉の黒鉛酸化挙動評価に関する THYTAN コードの検証」, JAEA-Technology 2014-038 (2014)

[3]稲葉良知, et al. 鉛直同心二重円筒内高温気体の自然対流熱伝達に関する研究. *日本機械学会論文集 B 編*, 2004, 70.694: 1518-1525.

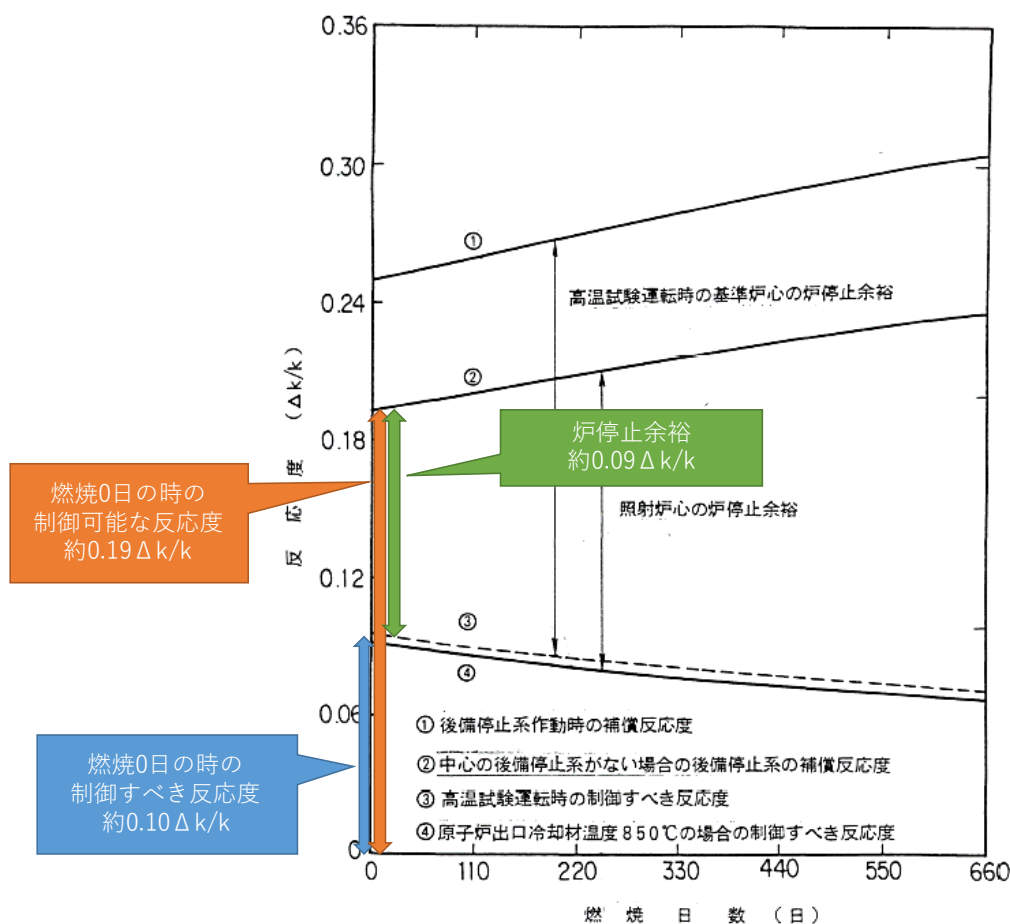
[4] LANDONI, J. A. *Containment atmosphere response (CAR) program. Second status report.[HTGR]*. General Atomic Co., San Diego, CA (USA), 1980.

[5] ZLOCHOWER, Isaac A. Experimental flammability limits and associated theoretical flame temperatures as a tool for predicting the temperature dependence of these limits. *Journal of loss prevention in the process industries*, 2012, 25.3: 555-560.

後備停止系による炉停止余裕について

後備停止系は原子炉停止のために用いる制御棒系が、何らかの原因で挿入できない場合にも、原子炉を停止できるようにバックアップとして設けられた設備である。後備停止系は、高温の運転状態から適切な反応度余裕をもって原子炉を停止できる設計としている。

基準炉心及び照射炉心における後備停止系の補償反応度と補償すべき反応度の差として得られる炉停止余裕を下図に示す。図より、高温試験運転時の基準炉心および照射炉心の炉停止余裕は、燃焼初期で最も小さく、その値は各々約 $0.14 \Delta k/k$ および約 $0.10 \Delta k/k$ である。したがって、運転モードや燃焼状態を考慮した全ての運転状態から制御棒が挿入できない場合でも、後備停止系を用いることにより低温状態で $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって低温停止が可能である。なお、後備停止系の作動によって炉心に充填された炭化ホウ素ペレットは、サポートポストが折損した場合でも炉心内での相対的な位置が変わらないため、制御棒のように反応度が新たに加わることはない。



参考図 基準炉心および照射炉心の後備停止系による炉停止余裕

停止機能にかかる大規模な破損時の方策

1. 基本的な考え方

原子炉停止機能喪失時の対策として、基準地震動 S_s による地震力に対しても十分な耐震性を有する後備停止系を整備している。万一、後備停止系が機能喪失した場合でも、HTTR 固有の安全性により炉心損傷することはないが、より安定な状態へ移行させるための方策を示す。

2. 方策の概要

停止機能の全てが失われた場合、中性子吸収断面積の大きい物質を注入する手段がある。注入する物質としては、中性子吸収断面積の大きなキセノン、クリプトン、三塩化ホウ素等のガスや、窒化ホウ素粉末等がある。

原子炉格納容器(CV)を貫通するヘリウム・圧縮空気等のガス系配管は複数あり、いずれかの配管から、粉体・ガスを注入することは可能と考える。また 1 次冷却設備二重管破断による温度圧力の上昇を考慮しても CV は健全性を維持できる。

HTTR では原子炉の停止機能を喪失したとしても原子炉は安定した状態を維持しているため、十分な時間的余裕をもって注入操作を行うことができる。以下に、窒化ホウ素粉末を注入する場合の概要を示す。

- (1) 窒化ホウ素粉末、フレキシブルホース、圧縮機等の資機材を調達する。
 - (2) 参考図 1 に示すように、1 次ヘリウム純化設備の既設の配管(CV 貫通部 C 種試験用)から注入する系統を構成する。
 - (3) 中性子束を計測しつつ、原子炉圧力容器に窒化ホウ素粉末を注入する。
- 上記の内容は自主的な対策として運転手引に定める。

2.1 窒化ホウ素粉末の挙動

窒化ホウ素粉末は柔らかく潤滑性をもち、優れた流動特性を有するため、炉心部への輸送は、流速や流路抵抗を考慮しても可能である。粒径 $1 \mu\text{m}$ の窒化ホウ素の粉末は僅かな気体の流れがあれば気体と共に浮遊して移動するため[1]、事故後の混合ガスを利用して、原子炉内に窒化ホウ素粉末を注入することができる。CV 内圧力 $0.25\text{MPa}(\text{abs})$ における窒化ホウ素粉末の沈降速度を参考図 2 に示す。窒化ホウ素粉末は $1 \mu\text{m}$ 以下の粒径のものを注入することを想定する。注入するガスの流れを参考図 3 に示す。

2.2 窒化ホウ素粉末の注入必要量

100%出力で臨界した状態から低温で炉停止余裕が 1%を得られる窒化ホウ素の量を求める。窒化ホウ素

粉末は、混合ガスと共に、燃料カラム、制御棒カラム、ブロック間のギャップ等、元来ヘリウムが入っていた場所を置き換えるとする。ホウ素の断面積は、JENDL-4.0の断面積から計算した天然元素の断面積を用いる。

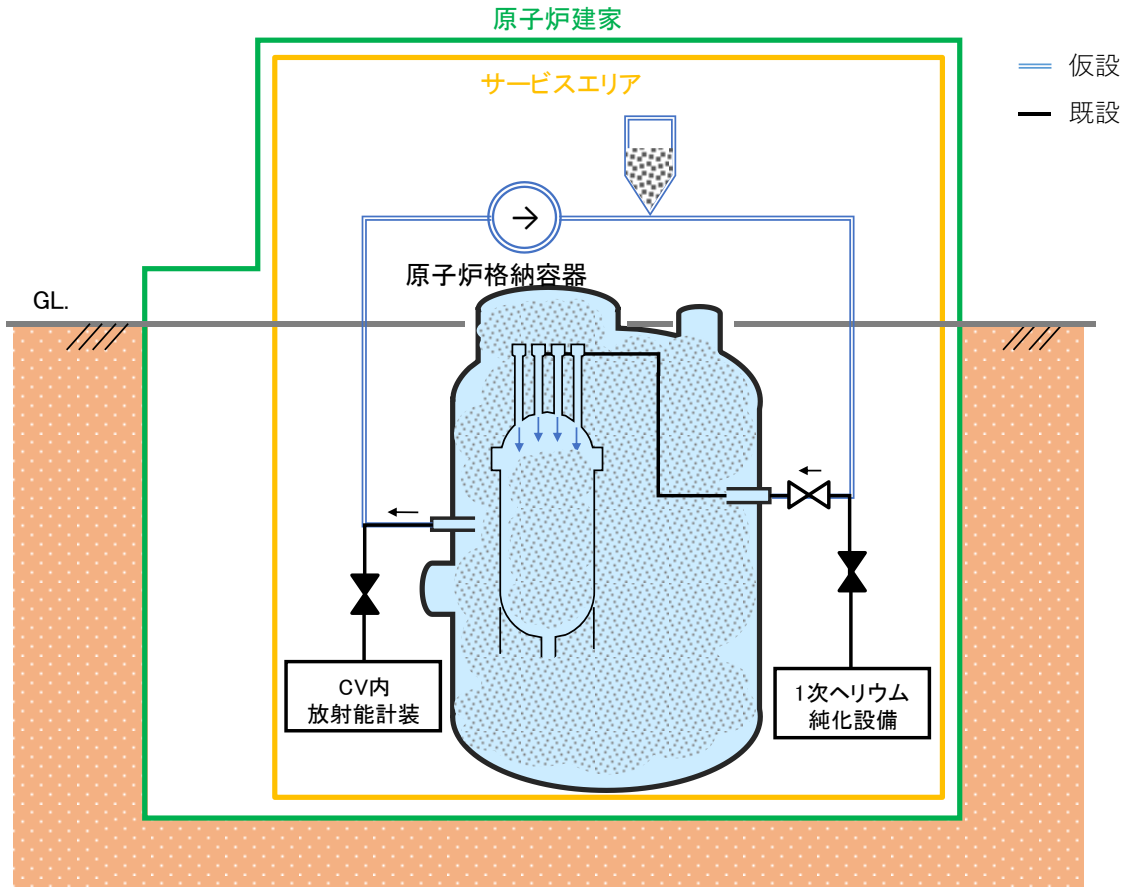
注入した窒化ホウ素粉末は参考図 3 に示す流れで原子炉圧力容器内及び CV 内に広がるとする。計算モデルは文献[2]に記載の HTTR の炉心部のうち、本来冷却材ヘリウムが流れる流路を、窒化ホウ素粉末を含む混合ガスが流れるものとする。窒化ホウ素粉末の混合比(BN/(He+Air) [g/cm³])をパラメータとして、300K における反応度を MCNP で評価した結果を参考図 4 に示す。本図から分かるように、CV 内への窒化ホウ素の注入量が CV 内自由容積 2800m³に約 500kg を拡散した場合、300K における炉停止余裕が約 1%となり、低温停止に至る。

2.3 資機材の調達

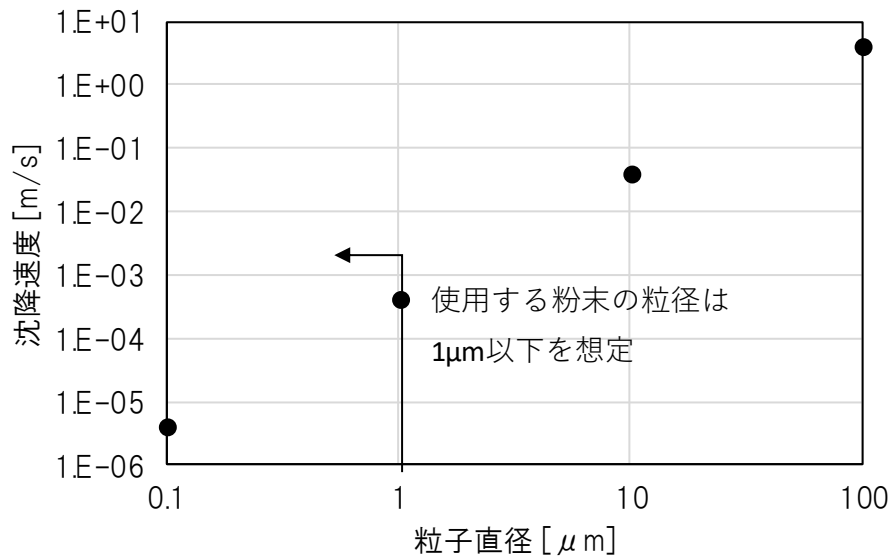
フレキシブルホースや圧縮機等は汎用品を用いるために、1・2 週間程度で調達できる。窒化ホウ素粉末は 1 か月程度で入手可能であることを製造メーカーに確認している。

[1] 松本薫 他, *気相中の粒子分散・分級・分離操作*, 粉体工学会(編), 日刊工業新聞社, 2007

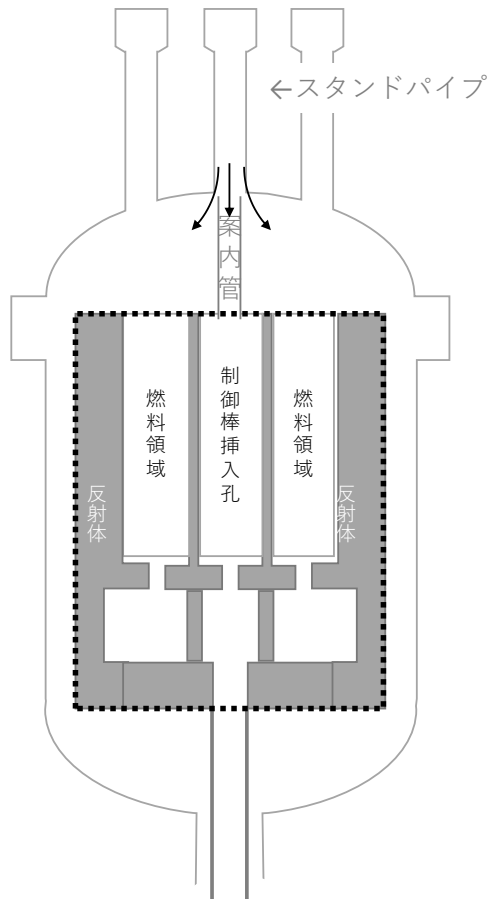
[2] HO, H. Q., HONDA, Y., GOTO, M., & TAKADA, S. "Neutronic Characteristic of HTTR Fuel Compact with Various Packing Models of Coated Fuel Particle", JAEA-Technology 2016-040, (2017)



参考図 1 粉体の注入方法概略図



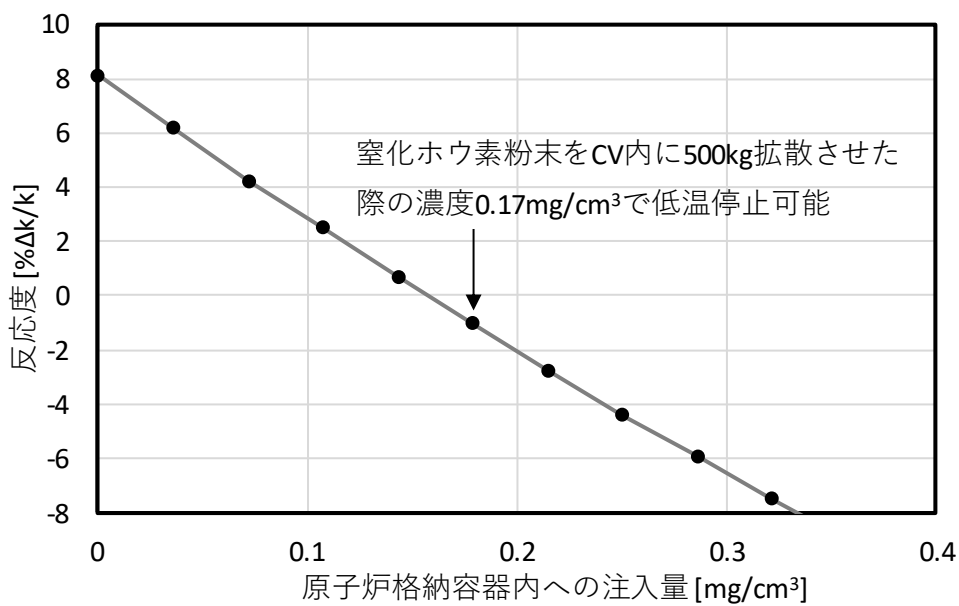
参考図 2 窒化ホウ素粉末の沈降速度



スタンドパイプから流入した混合ガスと窒化ホウ素粉末は制御棒駆動装置部分を通り案内管を通り制御棒挿入孔へ入るルートと、圧力容器上鏡部に入る2つの流れに分かれる。

投入した窒化ホウ素粉末は炉心部で通常時に He が流れる流路全てに拡散すると仮定し、CV 内空間に広く粉末が拡散させる想定であるが、核計算上は点線の範囲をモデル化し、点線内の白抜き部分の窒化ホウ素の質量密度をパラメータとして、低温停止可能な濃度を算出する。

参考図 3 注入したガスの炉内の流れの想定概略図



参考図 4 窒化ホウ素の注入量と反応度の関係

原子炉停止機能喪失時の HTTR の挙動について

HTTR では、これまでに出力 30%の状態から炉心冷却機能と原子炉停止機能の喪失を模擬した実験が行われている。この時の実験値と本事故時の挙動を解析する TAC/BLOOST コードの解析結果の一致はよいことから[1]、TAC/BLOOST の解析機能の妥当性は十分あるものとする。

TAC/BLOOST コードが採用している基礎式及び解法モデルは以下のとおりである[2]。

1. TAC-NC コード部分の解析モデル

TAC-NC コード部分の炉心部モデルを図 1 に示す。TAC-NC コード部分により、原子炉圧力容器等、原子炉の全体の非定常温度挙動を解析する。なお、TAC-NC コード部分は、HTTR 本体の安全解析で使用した TAC-NC コードと同一の計算ルーチンである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 温度分布は、軸対称 2 次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及び輻射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導と輻射による伝熱を考慮する。
- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムをもつものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

① 伝熱計算

構造材の伝熱計算については、以下に示す非定常熱伝導方程式を用いる。

$$\rho C \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (k \nabla T) + q \quad (1)$$

k : 熱伝導率

∇ : 2 次元ナブラ

T : 温度

t : 時間

q : 発熱量

ρ : 密度

C : 構造材の比熱

冷却材領域(原子炉圧力容器と側部遮へい体間、側部遮へい体と固定反射体間)については、冷却材と構造物間の伝熱量を以下の式で求める。

$$WC_p \cdot dT_C = hS(T_B - T_C)dz \quad (2)$$

C_p : 冷却材の比熱

z : 冷却材流れ方向の長さ

h : 熱伝達率

S : 単位長さ当たりの伝熱面積

T_B : 構造材温度

T_C : 冷却材温度

W : 冷却材流量

原子炉圧力容器外面と冷却パネルの間の輻射による伝熱量については、以下の式で評価する。

$$q_r = \frac{A\sigma(T_1^4 - T_2^4)}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1}$$

(3)

q_r : 輻射伝熱量

A : 輻射面の伝熱面積

T_1 : 輻射面 1 の温度

T_2 : 輻射面 2 の温度

σ : ステファンボルツマン定数

ε_1 : 輻射面 1 の輻射率

ε_2 : 輻射面 2 の輻射率

② 自然循環計算

冷却材の強制循環が失われた際、冷却材流路の浮力と圧力損失による炉心内の冷却材と炉心側部の冷却材流路間の自然対流を考慮する。自然対流による冷却材の流速は以下の式で評価する。

$$\frac{Du_i}{Dt} = -\frac{1}{\rho_i} \frac{\partial p_i}{\partial z} + g - \left(\frac{\lambda_i}{d_i} + c_i \right) \frac{1}{2} |u_i| u_i \quad (4)$$

c : 流路の出入口損失係数

d : 流路の等価直径

p : 冷却材圧力

u : 流速

- ρ : 密度
- λ : 流路の摩擦損失係数
- i : 流路番号
- z : 流れ方向の座標
- g : 重力加速度

2. BLOOST-J2 コード部分の解析モデル

BLOOST-J2 コード部分の炉心部モデルを図 2 に示す。BLOOST-J2 コード部分により、原子炉の核熱挙動に応じた原子炉出力挙動を解析する。なお、BLOOST-J2 コード部分は、HTTR 本体の安全解析で使用した BLOOST-J2 コードの計算ルーチンに、Xe 濃度の変化による反応度の計算ルーチンを追加したものである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心を核的には遅発中性子 6 群の一点近似、熱的には 2 次元円筒でモデル化し、原子炉出力、燃料温度等を求める。
- b. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの 2 チャンネルモデルで取扱う。
- c. 燃料、減速材の温度分布は、軸対称の熱伝導方程式から求める。
- d. 冷却材温度は、エネルギー保存則及び熱伝達式を解くことにより求める。

① 炉心動特性計算

1 点炉近似動特性方程式に Xe-135 の濃度計算式を加えたモデルを用いる。遅発中性子 6 群の 1 点炉近似動特性方程式を以下に示す。

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho_{total} - \beta}{l} \cdot N + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i + S \quad (5)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l} \cdot N - \lambda_i C_i$$

(6)

N : 原子炉出力

ρ_{total} : 全反応度

β_i : 第 i 群の遅発中性子生成率

$$\beta : \sum_{i=1}^6 \beta_i$$

l : 即発中性子寿命

λ_i : 第 i 群の遅発中性子先行核崩壊定数

C_i : 第 i 群の遅発中性子先行核密度

S : 中性子源

U-235 の核分裂及び I-135 の β 崩壊による生成と Xe-135 の β 崩壊及び中性子吸収による消失の過程に基づく Xe-135 の濃度を以下に示す。

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_{Te} \Sigma_f \phi - \lambda_I I$$

(7)

$$\frac{dX}{dt} = \gamma_{Xe} \Sigma_f \phi + \lambda_I I - X \sigma_{aXe} \phi - \lambda_{Xe} X$$

(8)

I : I-135 の濃度

γ_{Te} : Te-135 の核分裂収率

Σ_f : U-235 の巨視的核分裂断面積

ϕ : 炉内平均中性子束

λ_I : I-135 の崩壊定数

X : Xe-135 の濃度

γ_{Xe} : Xe-135 の核分裂収率

σ_{aXe} : Xe-135 の微視的吸収断面積

λ_{Xe} : Xe-135 の崩壊定数

時間 t 及び平衡状態における Xe-135 の濃度と反応度 ρ_{Xe} の関係を以下に示す。

$$\rho_{Xe} = \frac{1}{\nu} \frac{\Sigma_{aXe}}{\Sigma_f} = \frac{1}{\nu} \frac{\sigma_{aXe}}{\Sigma_f} X \quad (9)$$

$$\rho_{Xe,0} = \frac{1}{\nu} \frac{\Sigma_{aXe,0}}{\Sigma_f} = \frac{1}{\nu} \frac{\sigma_{aXe}}{\Sigma_f} X_0$$

(10)

ν : 核分裂毎に発生する核分裂中性子数

1 点炉近似動特性方程式の全反応度 ρ_{total} を以下に示す。

$$\rho_{total} = \rho_{ex} + \rho_{scram} + \int \alpha_{fuel} dT_{fuel} + \int \alpha_{mod} dT_{mod} + \Delta\rho_{Xe} \quad (11)$$

ρ_{ex} : 外部からの添加反応度

ρ_{scram} : スクラム反応度

α_{fuel} : 燃料温度係数

α_{mod} : 減速材温度係数

T_{fuel} : 燃料平均温度

T_{mod} : 減速材平均温度

② 伝熱計算

伝熱計算は、以下に示す非定常熱伝導方程式を用いる。

$$\rho C \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (k \nabla T) + q \quad (12)$$

k : 熱伝導率

∇ : 2次元ナブラ

T : 温度

t : 時間

q : 発熱量

ρ : 密度

C : 構造材の比熱

冷却材領域については、冷却材と構造物の間の伝熱量を以下の式で求める。

$$WC_p \cdot dT_C = hS(T_B - T_C)dz \quad (13)$$

C_p : 冷却材の比熱

z : 冷却材流れ方向の長さ

h : 熱伝達率

S : 単位長さ当たりの伝熱面積

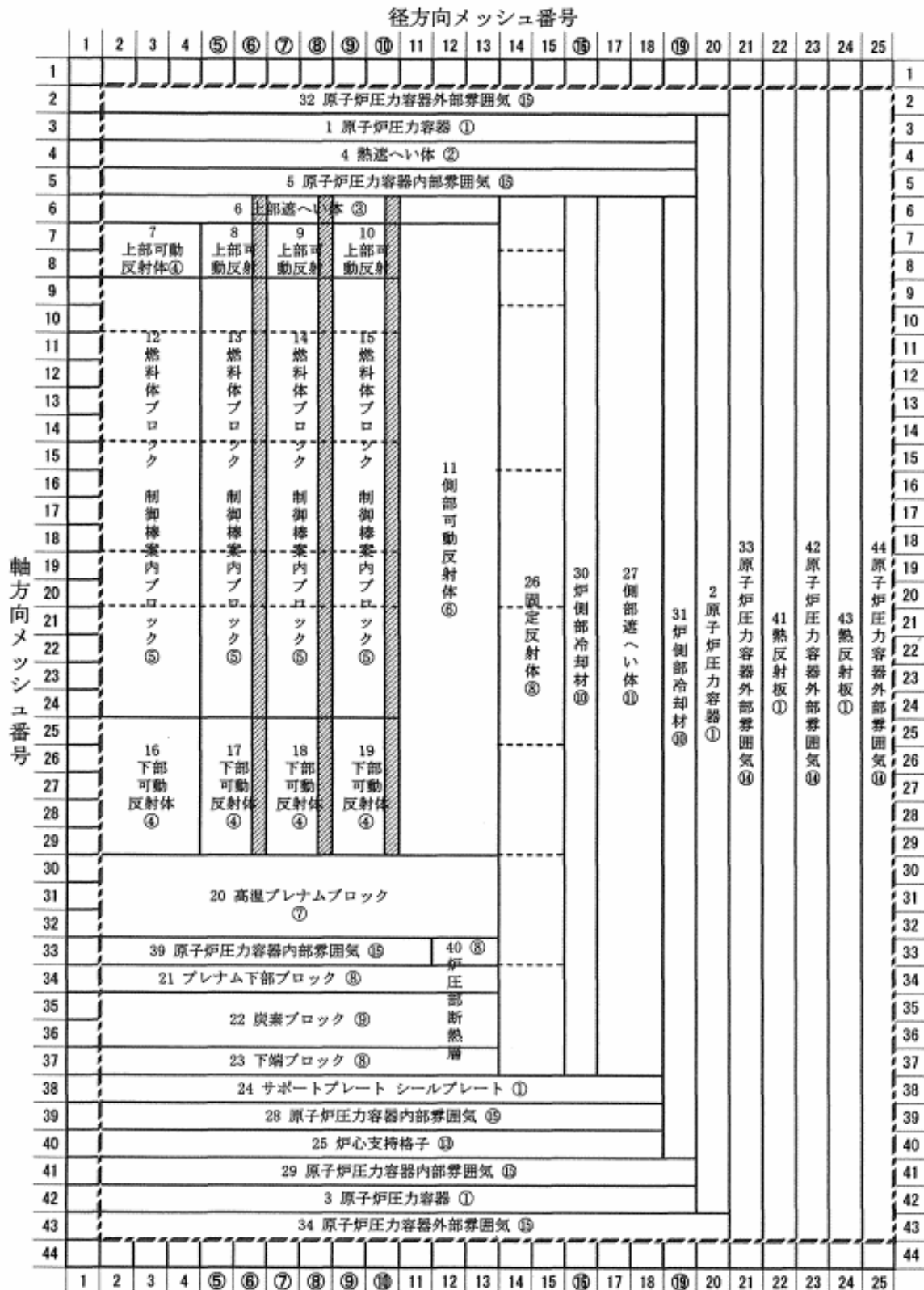
T_B : 構造材温度

T_C : 冷却材温度

W : 冷却材流量

3. BLOOST-J2 コード部分と TAC-NC コード部分の結合

TAC-NC コード部分と BLOOST-J2 コード部分間のデータの受け渡しについては、TAC-NC コード部分の原子炉出力には、BLOOST-J2 コード部分により計算された原子炉出力を使用し、BLOOST-J2 コード部分のチャンネルモデル径方向最外側の境界条件には、TAC-NC コード部分により計算された炉心温度分布を使用する。具体的には図 1 に示す TAC-NC コード部分の解析モデル図中網掛け部の温度を、図 2 に示す BLOOST-J2 コード部分の解析モデル図中の最外側(網掛け部)境界条件として与えている。



網掛け部の炉心温度を BLOOST-J2 の境界温度に使用

図1 TAC-NC コードの炉心部モデル

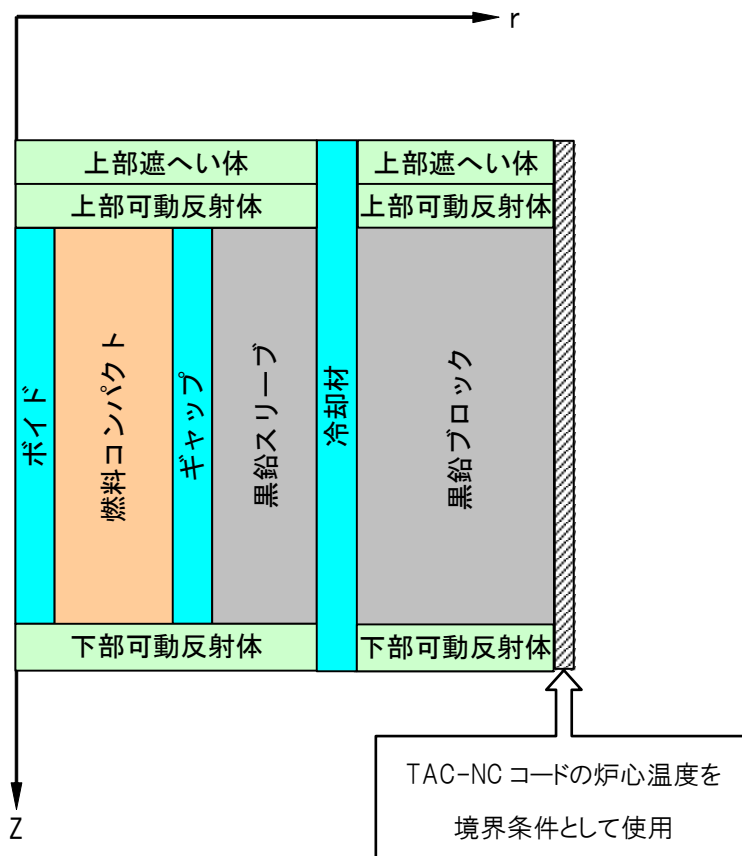
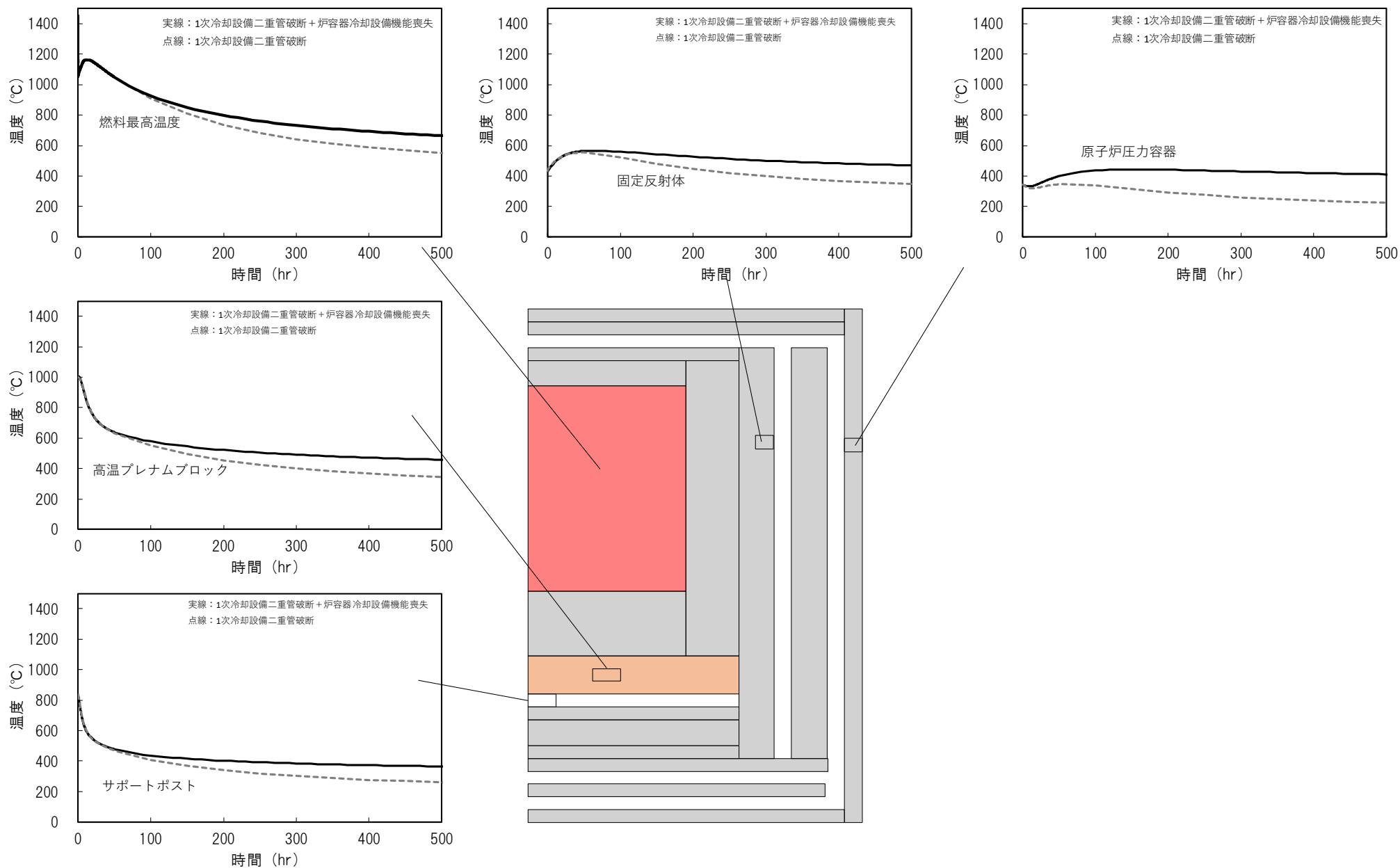


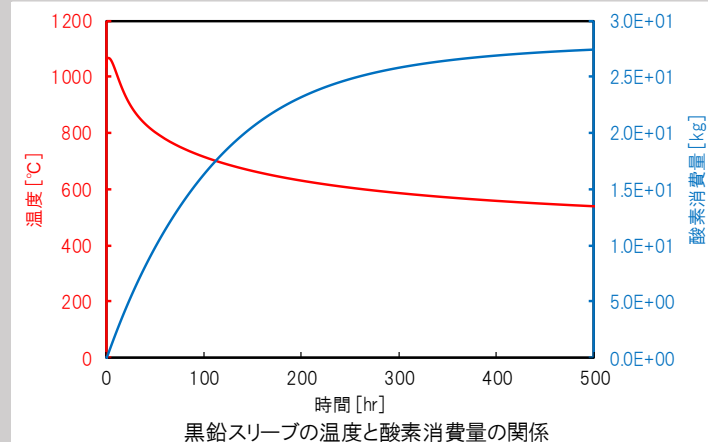
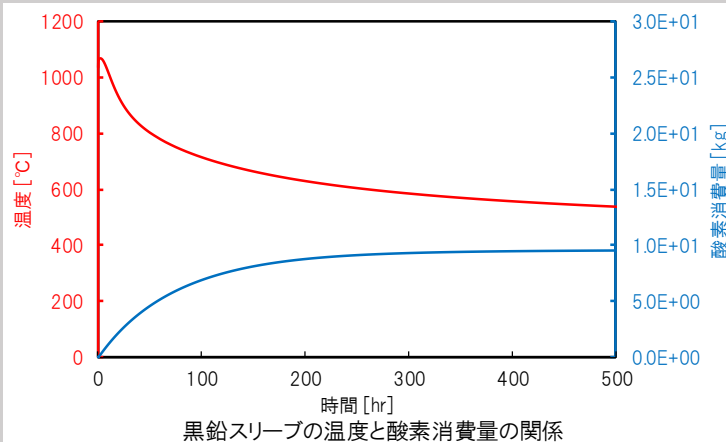
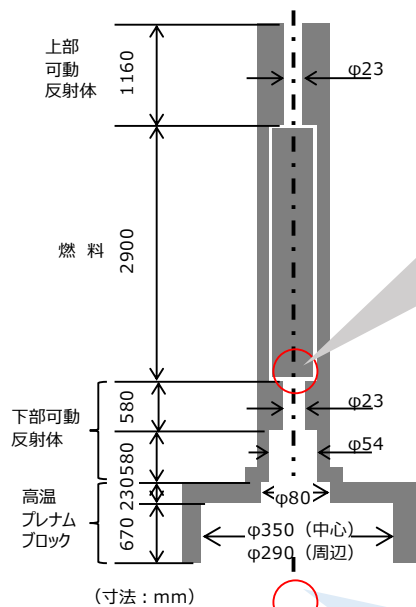
図 2 BLOOST-J2 コードの炉心部モデル

[1] TAKAMATSU, Kuniyoshi, et al. Experiments and validation analyses of HTRR on loss of forced cooling under 30% reactor power. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2014, 51.11-12: 1427-1443.

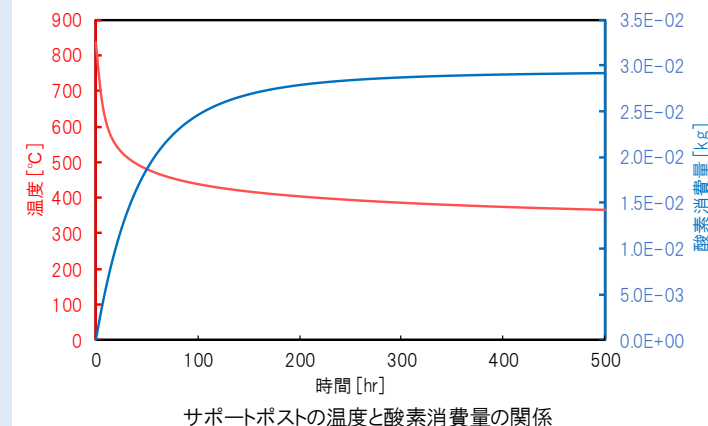
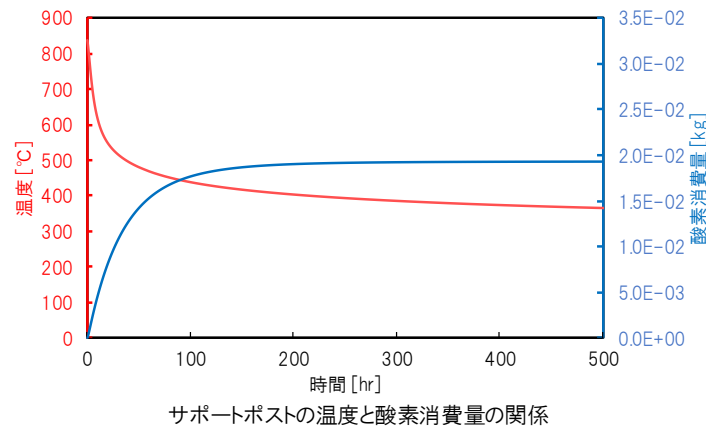
[2] 高松 邦吉, 中川 繁昭, JAERI-Data/Code 2005-003, pp.1-31, 2005-06, JAEA



1次冷却設備二重管破断と炉容器冷却設備の機能喪失の有無による温度変化の違い



二重管破断(CV閉じ込め機能維持)時の酸素消費量 ↔ 二重管破断(CV閉じ込め機能喪失)時の酸素消費量



原子炉格納容器の機能の有無による黒鉛スリーブとサポートポストの酸素消費量の時間変化

原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失時の対応について

設置許可変更申請書 添付書類十 4.3.1(P.10-4-7)に記載しているように、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大の防止のため、「放射性物質の閉じ込め機能を喪失している原子炉格納容器が簡易な補修等により復旧可能な場合は影響緩和のために復旧し、敷地周辺の公衆に対する被ばくを低減する。」としている。

補修にあたっては、1次冷却設備二重管破断事故後、原子炉格納容器の損傷個所から1次冷却材が漏洩した場合、圧力、温度等の状態が静定した後から、空間線量率、酸素濃度に注意しながら、原子炉格納容器の閉じ込め機能の復旧を行う考えである。

サービスエリア内の線量率は1次冷却材が漏洩した場合でも、運転員が近づけないほど高いとは考えられず、破損個所の特定は、ヘリウムリークディテクタ、サーベイメータ等を用いて行うことが出来る。

原子炉格納容器の閉じ込め機能の喪失は、地震による貫通配管の損傷を想定している。この場合、溶接等による開口部の閉止により復旧を行う。

審査会合におけるコメント

(1) 後備停止系について以下を説明すること

- ・ ペレット落下に関するホッパ構造の設計上の考慮
- ・ 炉停止余裕の計算に用いた条件

【回答】

後備停止系は、制御棒系と原理の異なる独立した原子炉停止系であり、万一制御棒が挿入できない場合に中性子吸収材である炭化ほう素ペレットを炉心に落下させることにより、原子炉を停止することができる。その能力は、運転モードや燃焼状態を考慮した全ての運転状態から低温状態で原子炉を臨界未満にし、 $0.01 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕をもって未臨界の状態を維持できる。

1. 構造及び動作原理

後備停止系は、制御棒系と共にスタンドパイプ内に 16 基設けており、各々は後備停止系駆動装置、炭化ほう素ペレットを収納するホッパ、電動プラグ、中性子吸収材である炭化ほう素ペレットで構成される。また、後備停止系駆動装置は、電動機、歯車、ボールねじ等から構成される。(図 1)

後備停止系の動作は、電動機により歯車及びボールねじを駆動し、駆動軸を介してホッパ内下部の電動プラグを引き抜き、ホッパを開放することにより炭化ほう素ペレットを制御棒案内ブロックの炭化ほう素ペレット落下孔へ重力で落下させることにより行う(図2)。

なお、電動プラグ及び駆動軸はガイド管にガイドされて引抜かれ、ペレットの電動プラグへの噛み込み、引っ掛かりが発生しない構造となっていること、ホッパ内の寸法は、ペレット寸法から算出される閉塞が発生しない寸法[1](幅約 50mm、口径φ約 80mm)の約 1.5 倍(幅約 80mm、口径φ約 120mm)としていることから、電動プラグを引き抜いてホッパを開放することにより、ペレットは噛み込み、閉塞等がなく重力で落下する。また、使用前検査においては、実機の後備停止系駆動装置 16 基それぞれについて落下試験を行い、ペレットが閉塞することなく落下することを確認している。その後の施設定期検査及び原子炉運転中の定期的な試験では、ペレットを落下させない範囲で電動プラグを駆動し、電動プラグが動作することを確認している。

2. 仕様

後備停止系駆動装置、炭化ほう素ペレットの仕様を以下に示す。

(1) 後備停止系駆動装置

| | | | |
|------|----|-----------------|-------|
| 作動方式 | — | 炭化ほう素ペレット重力落下方式 | |
| 電動機 | 種類 | — | 誘導電動機 |
| | 出力 | kW/個 | 0.1 |
| | 個数 | — | 16 |
| 基数 | — | 16 | |

(2) 炭化ほう素ペレット

| | | | |
|------------|------|-------------------|----|
| 種類 | — | 円柱型 | |
| 主要材料 | — | 炭化ほう素及び黒鉛粉末の混合焼成体 | |
| 反応度制御能力 | — | 炉心の実効増倍率 0.99 以下 | |
| 寸法 | 直径 | mm | 13 |
| | 長さ | mm | 13 |
| ほう素-10 装荷量 | kg/基 | 2.2 以上 | |

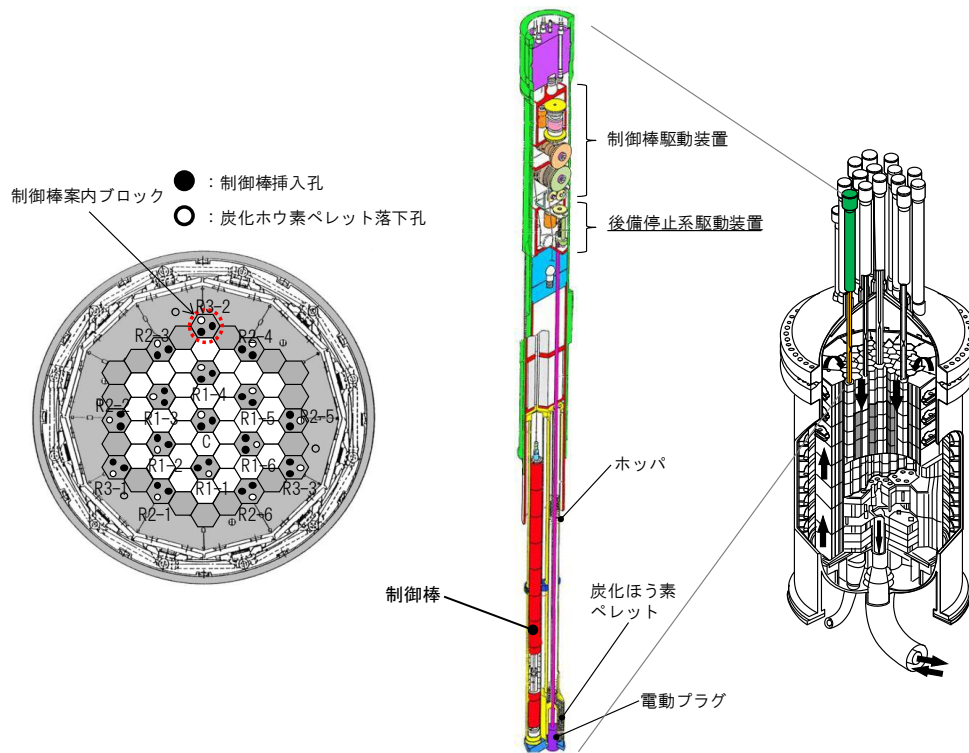


図 1 後備停止系の配置及び構造

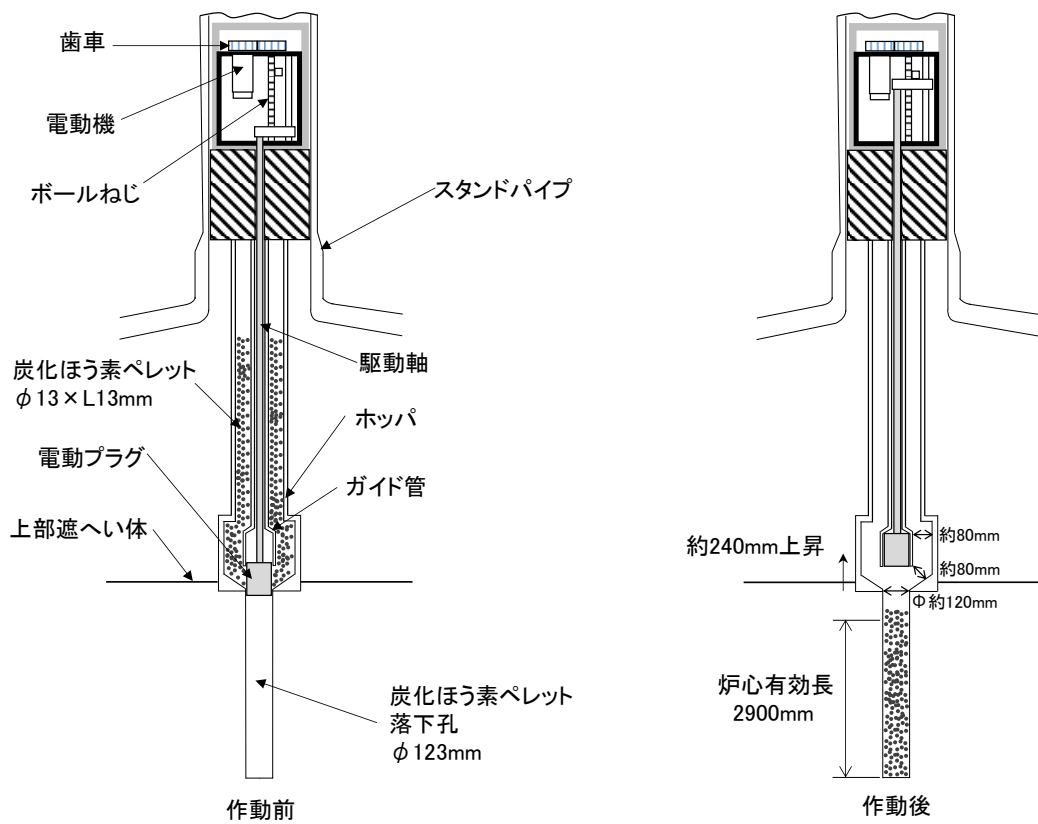


図 2 後備停止系の動作説明

3. ペレットの落下を阻害する要因

ペレットの落下を阻害する要因として、水分によるペレットの融着、中性子照射によるペレットの寸法変化が考えられる。しかしながら、以下に示す通り、ペレットの落下を阻害する要因とはならない。

(1) ペレットの融着

ペレットを収納するホッパ雰囲気には水分が存在すると、約 600°C から炭化ほう素の酸化が進行し[2]、ペレットが相互に融着する恐れがある。ホッパ内は、純化設備で水分を除去した1次冷却材ヘリウム雰囲気であり、原子炉定格運転中 0.5 vol ppm(高温試験運転時は、0.2 vol ppm)に制限を行っている。また、ホッパ雰囲気は、原子炉入口冷却材温度とほぼ等しい約 400°C であることから、ペレットが相互に融着することはない。

また、多量の放射性物質等を放出する事故の1次冷却設備二重管破断事故と停止機能喪失が重畳した場合、破断部から水分を含む空気が流入しホッパ雰囲気の温度が上昇することが考えられるが、HTTR の二重管破断を模擬した実験によると、空気侵入が始まるまでに数日かかるとされている[3]。後備停止系は、停止機能喪失と判断して数時間で作動させることから、ペレットの融着が問題となることはない

(2) ペレットの寸法変化

中性子照射によりペレット寸法が変化し大きくなると、閉塞が発生することが考えられる。ホッパ雰囲気の中性子照射量はプラント寿命 20 年で 10^{20} n/cm² 程度(設計値)であり、実機と同一仕様の炭化ほう素及び黒鉛粉末の混合焼成体の照射実験結果(照射量 10^{21} n/cm²)によると、長さ方向に膨張、直径方向に収縮が発生し、その量は1%以下[4]である。中性子照射による寸法の変化は僅かであり、閉塞に影響を与えることはない。

4. 共通要因による故障防止について

後備停止系は、制御棒系による原子炉停止が出来ないときに、原子炉を未臨界にする機能を有する。このため、後備停止系は、制御棒系と共通要因により同時にその機能が損なわれるおそれがないよう設計する。また、後備停止系駆動装置と制御棒駆動装置は物理的・電氣的に分離し、制御棒駆動装置の故障等が後備停止系駆動装置に影響を与えない構造としている。

多量の放射性物質等の拡大防止対策としては、可搬型発電機からの給電により現場盤においても直接駆動用電動機を作動出来るようにするため、既設の電源には期待しない。このため、現場盤以降の範囲について共通要因により機能が損なわれないよう防護する(図 3)。共通要因故障が考えられる事象としては、防護する範囲が原子炉建家内であることを踏まえ、地震、火災及び溢水を考慮する。これらの事象に対する防護対策について以下に示す。

なお、図 3 で示す現場盤 A の後備停止系 8 基が作動した場合、炭化ほう素ペレット落下孔内のペレット充填率 64vol%*(実験値:充填高さから求めた体積充填率)、後備停止系 1 基あたりの B^{10} 装荷量 2.65kg*(実測値:16 基の最小値)を用いた計算により、制御すべき反応度 $9\% \Delta k/k^*$ を超える約 $24\% \Delta k/k$ の負の反応度を投入でき、室温(27°C)で約 $15\% \Delta k/k$ の炉停止余裕を確保し未臨界にできることを確認している。また、現場盤 A のうち 5 基(C×1 基、R1×4 基)、又は、現場盤 B の 8 基と現場盤 A の 2 基(C×1 基、R1×1 基)により室温(27°C)で未臨界にできることを確認している。

*後備停止系の炉停止余裕検査(使用前検査)記録に記載されている値。

4.1 後備停止系駆動装置と制御棒駆動装置の構造上の分離について

後備停止系駆動装置及び制御棒駆動装置は、スタンドパイプ内で鋼鉄製の支持枠内に収納されている。支持枠は、上部をスタンドパイプクロージャに、下部をスタンドパイプ内遮へい体に固定し、スタンドパイプクロージャ・支持枠・スタンドパイプ内遮へい体等が一体となって、スタンドパイプ内に設置されている。

制御棒駆動装置の電動機、電磁クラッチ、伝動歯車、巻取機構、位置検出機構等は、支持枠内の上部及び中間部にボルト等で固定し、後備停止系駆動装置の電動機、ボールねじ等は、後備停止系駆動装置の枠に固定し、その枠を支持枠内の下部にボルト等で固定し、それぞれを配置することにより、物理的な分離を図っている(図 4)。

また、後備停止系駆動装置の駆動電源は制御棒駆動装置とは異なる盤から給電し、電氣的な分離を図っている。このことから、制御棒駆動装置の故障等による機械的、電氣的な影響を受け難い構造となっている。

4.2 共通要因故障防止について

(1) 地震

現場盤、原子炉格納容器(CV)貫通部、スタンドパイプ、ホッパ、駆動軸、ガイド管、電動機等の機器及び制御棒案内ブロック等の炉内構造物は基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とすることから、地震により後備停止系の機能が損なわれることはない。

(2) 火災

後備停止系のケーブル、現場盤は、難燃性材料を使用しており、また、ケーブルは、現場盤からスタンドパイプ室までの間、電線管及びケーブルトレイにより敷設されていることから、火災により機能が損なわれることはない。

スタンドパイプ室内のケーブルは、室内に発火源を有していないことから火災を考慮する必要はない。

(3) 溢水

現場盤は、基準地震動による地震力により破損が生じる配管・機器を溢水源として想定したとしても、現場盤の設置区画には溢水源はないため、被水により機能が損なわれることはない。また、地下1階で発生した溢水は廊下に設置された開口部(ハッチ)により下階に伝播するため、同階に設置されている現場盤は、没水により機能が損なわれることはない。さらに、地下2階の加圧水冷却設備室で配管破損により蒸気が発生したとしても、現場盤の設置区画は地下1階であるため、蒸気により機能が損なわれることはない。

ケーブルは、現場盤からスタンドパイプ室までの間、電線管及びケーブルトレイにより敷設されていることから溢水の影響を受けることはない。

スタンドパイプ室内のケーブルは、室内に溢水源はないことから溢水を考慮する必要はない。

4.3 可搬型発電機について

可搬型発電機については、複数台を分散して保管し、また、可搬型発電機から現場盤へのケーブル敷設経路は複数あることから、共通要因により機能が損なわれることはない。

なお、可搬型発電機による後備停止系の作動は、可搬型発電機の運搬、ケーブルの敷設、後備停止系1基毎の作動により行うこととしており、4名の要員により、現場盤Aの8基の作動を約2.5時間、全16基の作動を約5時間で行うことが可能と見積もっている。(参考資料1)

[1] 三輪茂雄 著, 粉体工学通論, 日刊工業新聞社, (1981)

[2] 第16回ホウ素ホウ化物および関連物質国際会議組織委員会, ホウ素・ホウ化物および関連物質の基礎と応用, シーエムシー出版, (2008)

[3] 武田哲明, 武仲五月, 菱田 誠, 江森恒一, “高温ガス炉の1次冷却系主配管破断事故時の空気侵入挙動:(I); 炉心の黒鉛流路管温度が均一の場合”. 日本原子力学会誌 vol. 37, No.10, 948-958, (1995)

[4] 松尾秀人, 小林紀昭, 沢和弘, “炭化ホウ素含有黒鉛の寸法, 熱膨張率, および熱伝導度の中性子照射による変化”. 炭素, vol.159, 185-191, (1993)

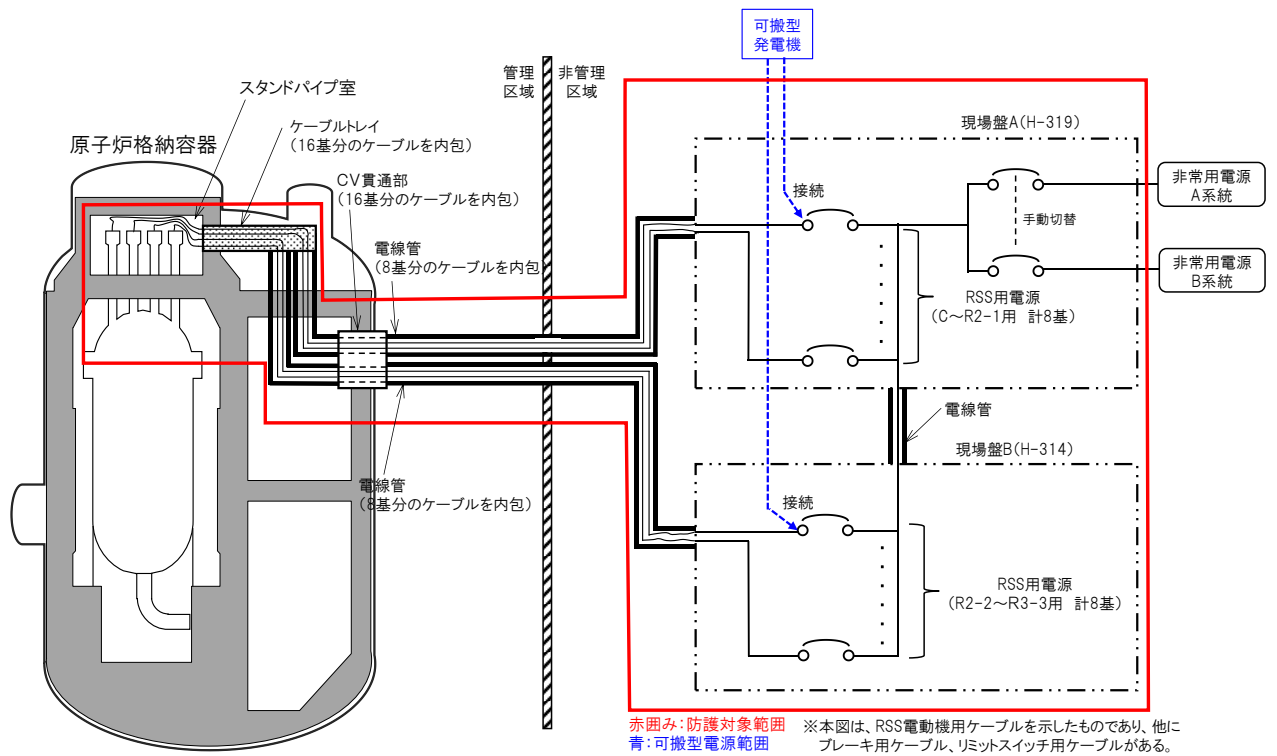


図3 後備停止系 系統概要図

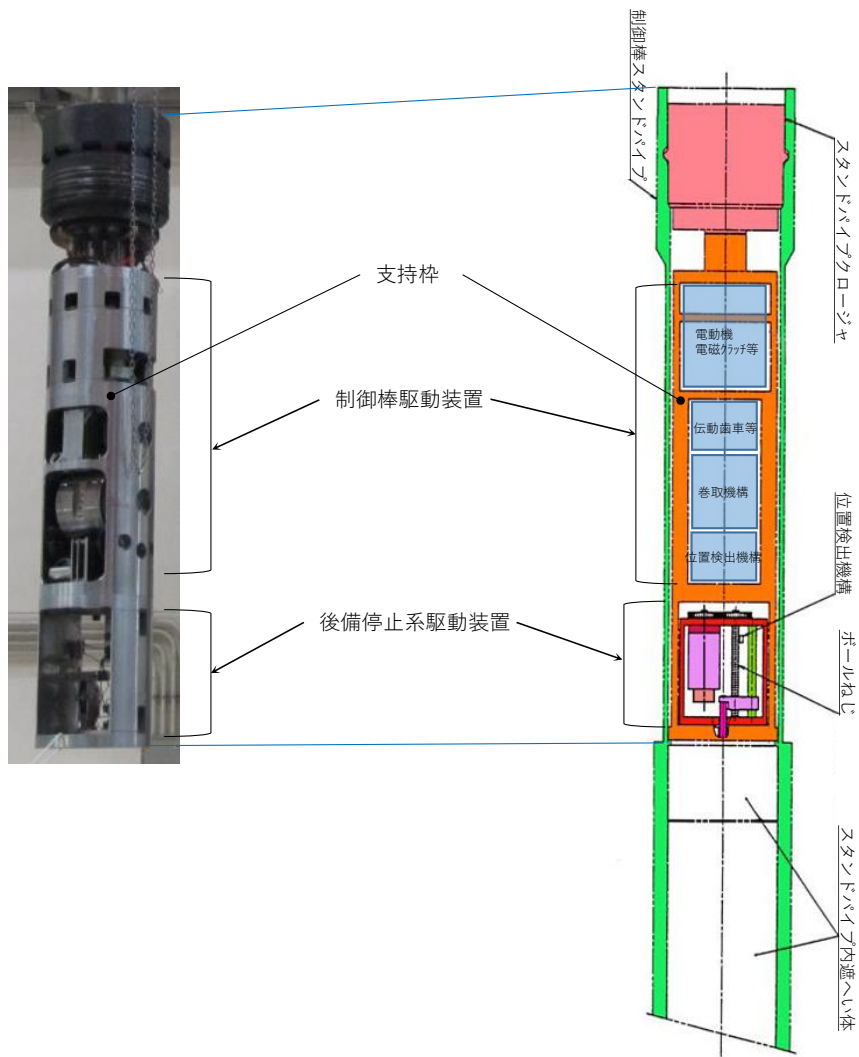


図 4 後備停止系駆動装置と制御棒駆動装置の構造上の分離概要図

可搬型発電機による後備停止系の作動手順及び所要時間

<現場盤 A(H-319 室)の後備停止系8基の作動>

(1)可搬型発電機の運搬及びケーブルの敷設：約 30 分

- ①可搬型発電機を保管場所から原子炉建家の屋外に運搬する。
- ②可搬型発電機のケーブルを現場盤 A(非管理区域)まで敷設する。

(2)後備停止系1基毎の作動：約 15 分/基

- ①可搬型発電機により、後備停止系駆動装置(C)を作動させる。
- ②可搬型発電機のケーブルを繋ぎかえ、残り7基(R1-1～R2-1)を作動させる。

<現場盤 B(H-314 室)の後備停止系8基の作動>

(1)ケーブルの敷設：約 10 分

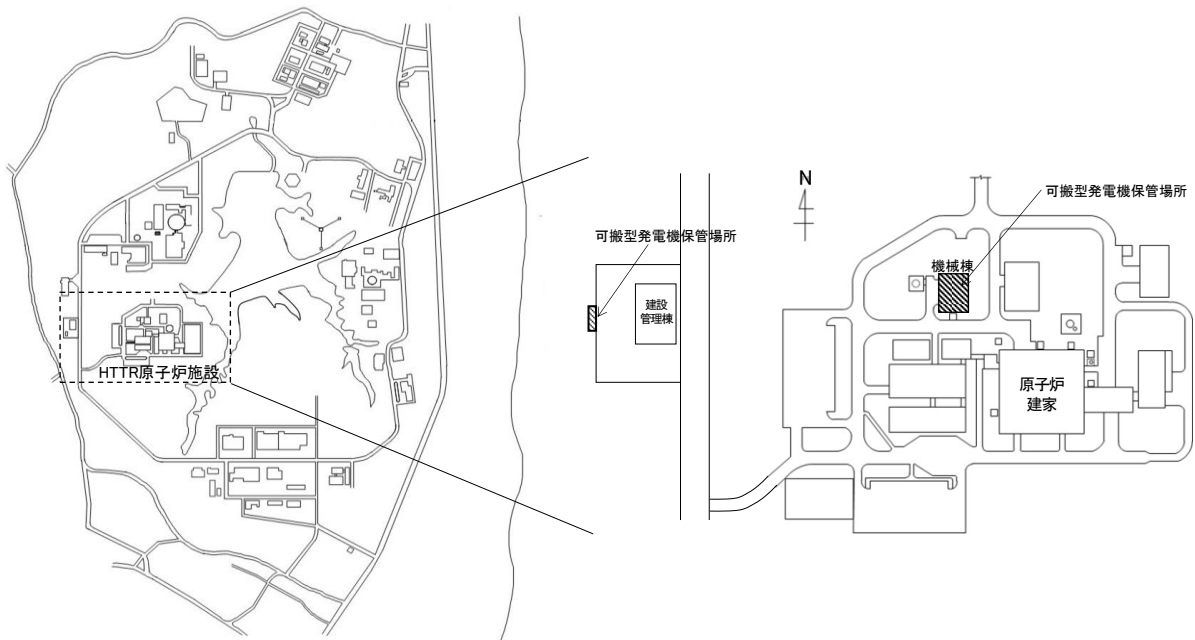
- ①可搬型発電機のケーブルを現場盤 B(非管理区域)まで敷設する。

(2)後備停止系1基毎の作動：約 15 分/基

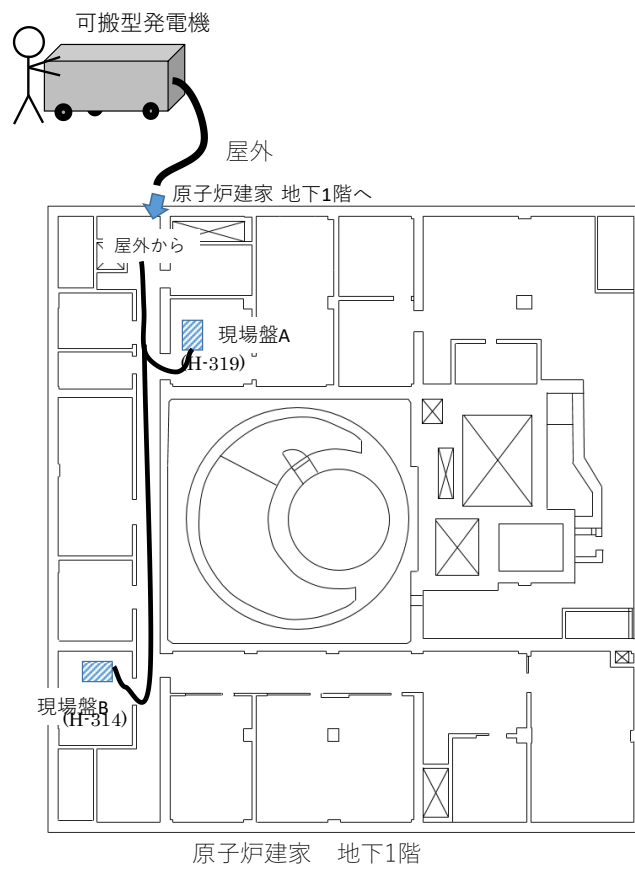
- ①可搬型発電機により、後備停止系駆動装置(R2-2)を作動させる。
- ②可搬型発電機のケーブルを繋ぎかえ、残り7基(R2-3～R3-3)を作動させる。

後備停止系作動の所要時間

| 作業項目 | 所要時間 |
|-------------------------------|---|
| 可搬型発電機の運搬及びケーブル敷設(保管場所→現場盤 A) | 30 分 ■ |
| 後備停止系の作動 (現場盤 A の8基) | 120分(15分×8基) ■ C ■ R1-1 ■ R1-2 ■ R1-3 ■ R1-4 ■ R1-5 ■ R1-6 ■ R2-1 ■ |
| ケーブルの敷設 (現場盤 A→B) | 10 分 ■ |
| 後備停止系の作動 (現場盤 B の8基) | 120分(15分×8基) ■ R2-2 ■ R2-3 ■ R2-4 ■ R2-5 ■ R2-6 ■ R3-1 ■ R3-2 ■ R3-3 ■ |



参考図1 可搬型発電機の保管場所

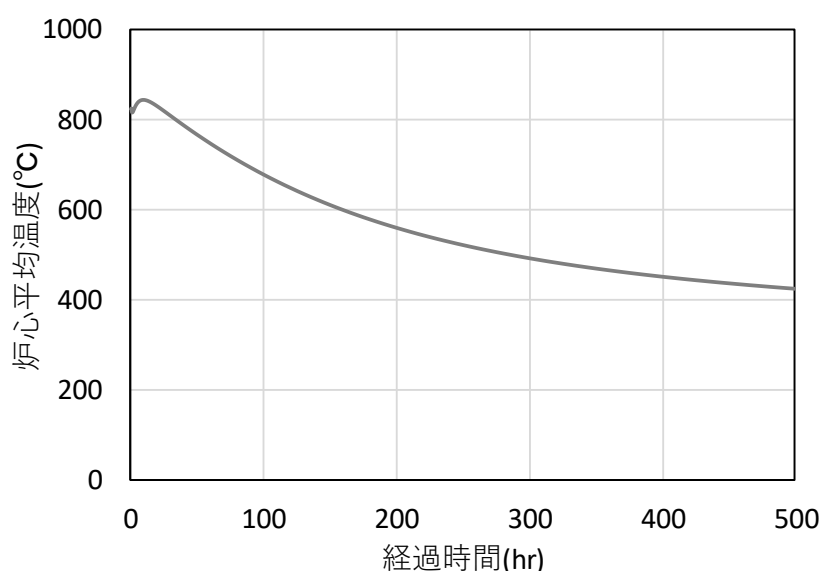


参考図2 可搬型発電機のケーブル敷設

1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した事故において 再臨界前に原子炉を停止した時の炉心平均温度挙動例

事故後の HTTR の炉心部(燃料領域と可動反射体領域の平均温度)の温度低下傾向を参考図 1 に示す。HTTR では 1 次冷却設備二重管破断による冷却機能の喪失に伴って、負の温度効果により原子炉が未臨界になるため、原子炉停止機能の喪失が重畳した場合であっても、事故直後は原子炉スクラムが正常に行えた場合と同様に、原子炉内の温度が低下する。

可搬型電源を用いて後備停止系を手動で作動させる場合は、約 5 時間かけて段階的に負の反応度が添加されることとなるが、原子炉そのものは減速材温度効果とキセノンの毒作用によって事故から約 20 時間後まで未臨界状態であるため^{*1}、炉心平均温度は正常に停止した場合と大きく変わらず、低下する。



参考図 1 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能の喪失が重畳した場合の
再臨界前に原子炉を停止した時の炉心平均温度挙動例

*1 原子炉出力 100%の状態から冷却機能喪失によって再臨界となる時間は約 22 時間である。また原子炉出力が 30%の場合は再臨界となる時間は約 10 時間と短くなるものの、制御棒又は後備停止系による原子炉の停止は約 5 時間で出来ることから、時間的余裕をもって行える。

1. BDBA 事故時の機器・設備の状態

HTTR では設計基準事象を超える事象の中から、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故を選定する際は、高温ガス炉の特徴を踏まえて、

- a. 放射性物質等の放出の影響
- b. 空気侵入等による黒鉛酸化の影響
- c. 黒鉛酸化に伴い発生する可燃性ガスによる爆発の影響

が大きい事象を選定することとしている。

本原子炉施設では、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り多量の放射性物質を放出しない。また、空気侵入等による黒鉛酸化及び可燃性ガスによる爆発は発生しない。すなわち、原子炉冷却材圧力バウンダリが破損しない限り a. から c. までの影響はない。

そこで、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により破断口が最も大きく、a. から c. までの影響が最も大きくなる 1 次冷却設備二重管破断に原子炉停止機能、炉心冷却機能、閉じ込め機能の喪失をそれぞれ重畳した、3 つの事象を選定している。 (設置許可申請書 添付書類十 P.10-4-1)

BDBA3 事象を選定するにあたり、事故の拡大に影響する機器・設備の状態を、表 1 に整理する。表 1 には参考として DBA のうち二重管破断事故時の設備作動状況も併せて記す。

二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失を重畳した事象では、放射性物質の閉じ込め機能を有する CV の機能喪失を重畳している。ここで、CV は静的機器であることから、機能喪失の要因としては外的要因である基準地震動を超えた地震を想定している。このため、基準地震動 S_s による評価を行い、地震力に対して機能が維持できない耐震 B クラス以下の機器は機能喪失するものとしている。

表 1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故選定時の

設備・機器の作動状況等一覧

| 機能等(耐震クラス) | | 事象 | 1次冷却設備二重管破断(DBA) | 1次冷却設備二重管破断に以下の機能喪失を重畳 | | |
|--------------------|--|---------------------|------------------|------------------------|---------|----------------|
| | | | | 原子炉停止 | 炉心冷却 | 閉じ込め |
| | | 原子炉冷却材圧力バウンダリ(Sクラス) | × | × | × | × |
| 原子炉停止 | | 制御棒(Sクラス) | ○ | × | ○ | ○ |
| 炉心冷却 | | 炉容器冷却設備(Bクラス) | ○ | ○ | × | ×*1 |
| 閉じ込め及び放射性物質低減 | | 原子炉格納容器(Bクラス) | ○ | ○ | ○ | × |
| | | 非常用空気浄化設備(Bクラス) | ○ | ○ | ○ | × |
| 電源 | | 商用電源 | × | × | × | ×*1 |
| | | 非常用発電機(Bクラス) | ○ | ○*5 | ○ | ×*1 |
| 燃料破損率 | | | 1% | 1% | 1% | 1%*2 |
| CV漏洩率 | | | 0.25%/d | 0.25%/d | 0.25%/d | —*3 |
| 被ばく線量 | | | 約 1.7mSv | DBAと同程度 | DBAと同程度 | 多量の放射性物質放出のおそれ |
| 多量の放射性物質の放出への対策の有無 | | | 無 | 無*4 | 無 | 有*2 |

*1 地震を重畳させているため

*2 運転員のアクセス性等をもとに対策の成立性を検討する際は実測値(1次冷却材中の放射能濃度)を用いる

*3 閉じ込め機能喪失時は差圧分が瞬時にサービスエリアに漏洩する

*4 停止機能喪失は多量の放射性物質の放出に繋がらないものの、停止機能喪失時は RSS への可搬型電源接続による作動による炉停止対策を講じる

*5 制御棒による原子炉停止機能を喪失する要因として地震を考慮した場合は、非常用発電機に期待できないため、可搬型電源を用いて後備停止系を作動させる対策をとる。

2. 原子炉格納容器の破損の考え方

CV の破損は、CV 貫通配管の全周破断により配管の内径に相当する開口部が生じ、これにより CV の閉じ込め機能が喪失すると想定する。

この時想定される核分裂生成物の移行経路を図 1 に示す。1 次冷却設備二重管破断事故によって CV 内に放出された 1 次冷却材と核分裂生成物は、破断した配管の開口部からサービスエリアに瞬時に放出され、その後大気圧との差圧分が大気に放出される。

核物質防護情報が含まれているため非公開

図 1 CV 閉じ込め機能喪失時における放射性物質の移行経路概念図

3. 対策に係る作業の成立性の考え方

3.1 作業内容

原子炉建家の気密を改善するために目張りを行う際は、資機材として耐熱テープを用いる。扉の歪み等の損傷が発見された場合、運転員もしくは事故対応要員が速やかに耐熱テープで応急処置として目張りを行う。この際の作業量は 2～4 名で、1 時間程度と考える。

3.2 アクセス性

設計基準事故時における被ばく評価は燃料破損率を 1%と仮定して行っているものの、BDBA 対策に係る作業の成立性を評価する際は、実態に則した評価を行うため、1 次冷却材中の放射性物質濃度等の実測値[1]を元に評価する。実測値に基づけば、BDBA 対策時の CV 周辺の空間線量率は約 $3 \mu\text{Sv/h}$ となるため、運転員のアクセスが阻害されることはないと考えられる。(平成 30 年 9 月 5 日審査会合資料 1 P.8~9)

仮に燃料破損率が 0.2%となっている状態で事故が発生した場合、原子炉建家内の線量率は数 mSv/h のオーダーとなっていることが考えられるが、緊急作業として建家外からの扉の目張りを行うことで、影響緩和を図ることは可能である。

3.3 目張りの有効性

1 次冷却材二重管破断時に閉じ込め機能喪失が重畳した時は、炉容器冷却設備や非常用空気浄化設備、原子炉格納容器の復旧を試みつつ、最終的にはサービスエリア等の扉の目張りをすることにより建家からの漏洩を低減して影響緩和の措置を講じることとしている(平成 30 年 9 月 5 日審査会合資料 1 参照)。

目張りによって、核分裂生成物が、地上 0m ではなく建家高所(25m)から放出されることを促すことで、評価地点での核分裂生成物の濃度は大幅に低下させることができる。そこで、目張りの効果を評価するため、設計基準事故時の被ばく影響評価条件のうち、核分裂生成物の移行経路や放出継続時間の考え方は変更せず、事故後 1 時間後に目張りを行い放出高さのみが変更された場合、さらに半減期による減衰を考慮した場合、図 2 に示すように、目張りによる被ばく低減効果は約 1/4 になる(放射性物質の移行経路ごとの配分の算出根拠は参考資料 3 に示す)。

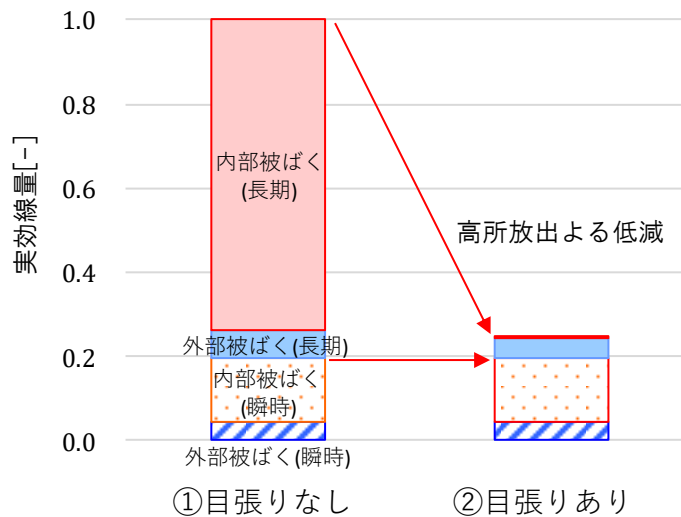


図 2 目張りによる高所放出の効果 (放出経路・半減期考慮)

3.4 対策の有効性の確認方法

多量の放射性物質を放出するおそれのある事故の際に監視するパラメータは、中性子束、压力容器上鏡温度、補助冷却器出口ヘリウム圧力、および格納容器内圧力であり、閉じ込め機能喪失時は可搬型の線量計等を用いた空間線量率が加わる。目張り対策の有効性は、可搬型の線量計等を用いて確認する。

上記のパラメータのうち、空間線量率以外については、事故後 1 時間以内に可搬型発電機等を用いて監視できるようにし、以後継続的に監視を行う。可搬型発電機の保管場所は、図 3 に示すように、機械棟および HTTR 建設管理棟の西側の物置とし、保管場所の損壊時に可搬型発電機が機能を損なうリスクを低減する。また燃料は HTTR 原子炉建家の北東側の油脂倉庫に保管し、適宜給油する。

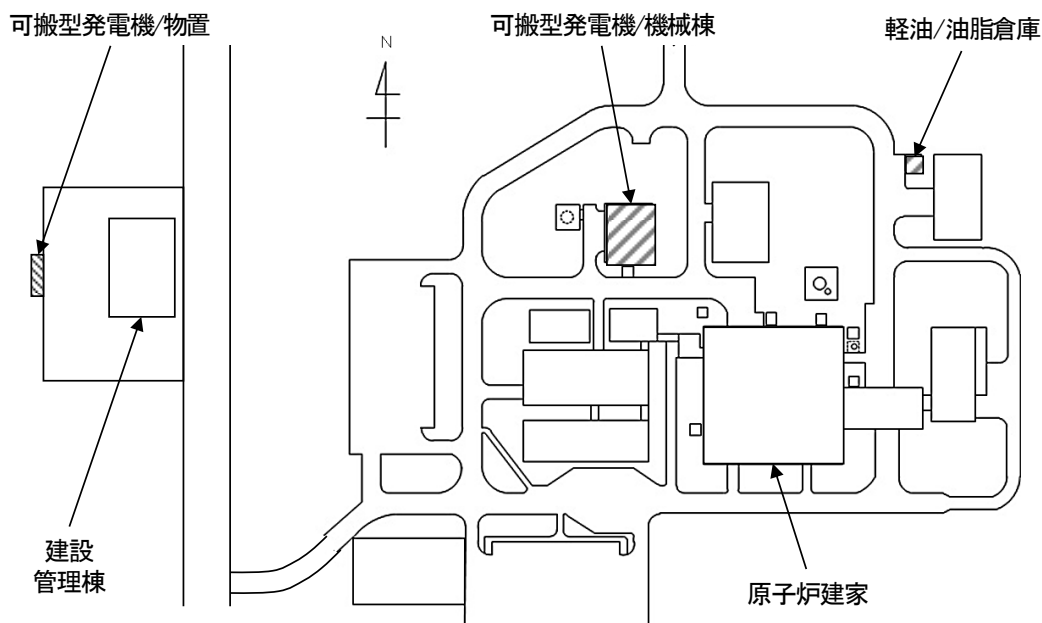


図 3 可搬型発電機・燃料の保管場所

3.5 その他の設備・機器の復旧

炉容器冷却設備、非常用空気浄化設備においては、非常用発電機による給電が必要であるが、非常用発電機の機能喪失が最も考えられるため、この復旧が速やかに行えるよう、予め補修に必要な備品を準備する。東日本大震災における発電機の被災状況調査の結果、機能喪失要因として燃料切れ(燃料輸送系のトラブルを含む)が主な故障要因と報告されているため[3]、具体的には、燃料を輸送する配管のうち建家間にある伸縮管継手の損傷、およびガスタービンエンジン入口に設置されている燃料フィルターの目詰まりに対し、補修・交換にかかる資機材を準備しておく。

なお、非常用空気浄化設備のフランジ部からリーク等が発生した場合においては、フランジ部の増し締めやテープ状の補修材を用いた簡易な補修が行えるよう資機材を準備しておく。

- [1] 植田祥平 他,“HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討,2; 30MW までの結果” JAERI-Research 2003-025 (2003)
- [2] 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)
- [3] “東日本大震災における自家用発電設備の稼働・被災状況”, (社)日本内燃力発電設備協会, 平成 24 年 3 月

停止機能にかかる大規模な破損時の方策について

原子炉停止機能喪失時の対策として、基準地震動 Ss による地震力に対しても十分な耐震性を有する後備停止系を整備している。万一、停止機能の全てが失われた場合、HTTR 固有の安全性により炉心損傷することはないが、中性子吸収断面積の大きい物質を注入することとしている。これについて、平成 31 年 2 月 25 日の審査会合で受けたコメントについて、以下に回答する。

1. 運転手引への記載内容

本対策に関し、作業手順の他、耐圧型ブロワ等の資機材の仕様、資機材の調達先を運転手引に明記する。概略仕様については以下のとおり。

素材

窒化ホウ素粉末(粒径:サブミクロンオーダー)

ブロワ

耐圧 0.27MPa 以上

流量 約 1m³/min

フレキシブルホース

耐圧 0.27MPa 以上

長さ 約 30m 以上

接続先 給気側:貫通部(P204)に繋がる配管(1次ヘリウム純化設備)

もしくは貫通部(P107, P108)に繋がる配管(燃料破損検出装置)

排気側:貫通部(P209, P213, P219)に繋がる配管(原子炉格納容器放射能計装)

2. 調達に係る考え方

停止機能を喪失している場合でも、被覆燃料粒子は少なくとも 1 年は破損しないと考えられることから[1,2]、本対策に係る資機材を事故後に調達した場合でも、停止操作を行うまでに燃料が損傷することはないため、本対策に係る資機材を事前に備える必要はないと考える。

[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] 林君夫 他, "高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界," JAERI-M 89-162, 1989.

1 次冷却材二重管破断事故に閉じ込め機能喪失が重畳した際に行う目張りの効果

1. 放出高さによる低減効果

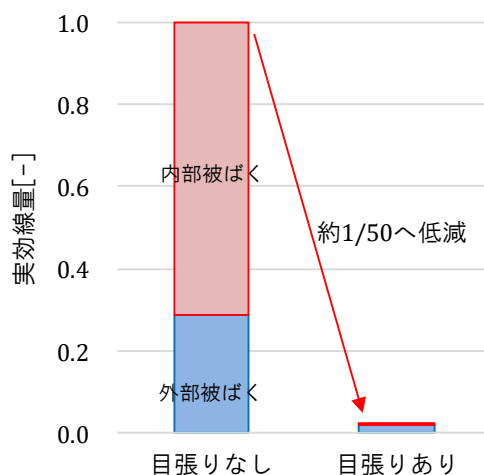
建家の扉等の損傷個所を目張りし、建家高所から核分裂生成物の放出を促すことで、地上放出するよりも着目地点での放射性物質の濃度を低減することができる。任意の着目地点での濃度は、設置許可申請書添付書類六の(6-11)式を用いて求める。

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{3600 \cdot \pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right)$$

ここで、評価地点は放出地点から 400m とし、高さごとの風速は気象観測記録から高さ 0m で 1m/s、高さ 25m で 3m/s、大気安定度は D とした。(6-11)式から放出高さ 0m と 25m の場合の χ/Q は以下ようになる。

| | χ/Q |
|------------|----------|
| 短時間・0m 放出 | 3.1E-07 |
| 短時間・25m 放出 | 2.4E-08 |

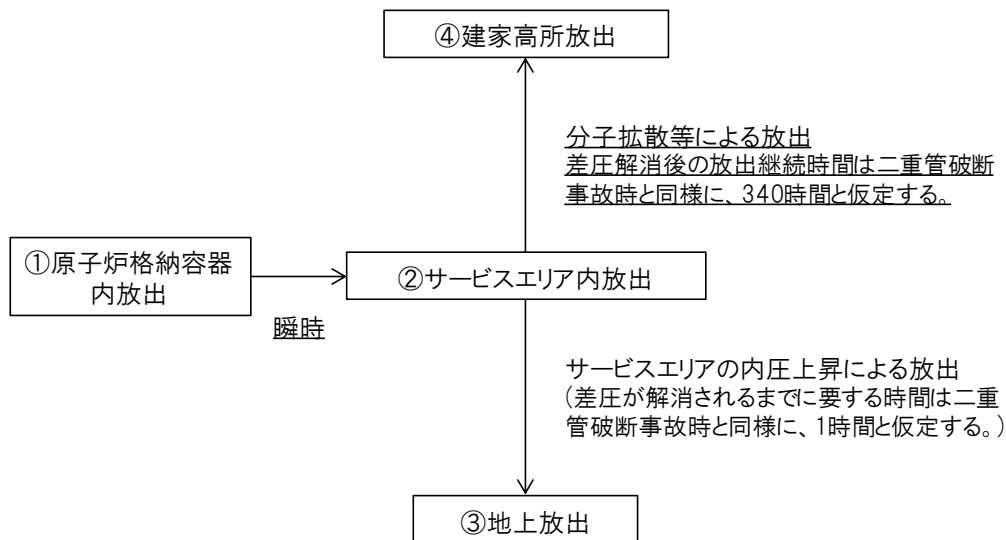
放射性雲からのガンマ線量については、 χ/Q の代わりに空間濃度分布とガンマ線量モデルを組み合わせた相対線量(D/Q)を、 χ/Q と同様な方法で求める。得られた D/Q、 χ/Q を用いて実効線量を求めた結果、地上放出時の実効線量と目張りによる高所放出がなされた場合の実効線量では、参考図 1 に示すように、約 1/50 になる。よって事故の不確実性を考慮して、目張りによって期待できる被ばく影響の低減効果を約 1/10 とした。



参考図 1 目張りの有無による高所放出の効果の比較

2. 目張り対策に係る時間の考慮

目張り対策に係る時間を加味して目張りの効果を評価する場合、放出する核分裂生成物の半減期を考慮することと、核分裂生成物の移行経路を参考図 2 に示すように考慮する。



参考図 2 目張り対策時の核分裂生成物の移行経路

1 次冷却設備二重管破断事故に閉じ込め機能の喪失を重畳した場合、①原子炉格納容器内放出から②サービスエリア内放出までは瞬時に起きるが、目張り対策を取り入れることで、③地上放出と④建家高所放出の 2 つの経路で移行させることができる。

経路③と経路④で放出される核分裂生成物の比率は以下のように求めた。なお、事故後 CV 内で放出された放射性物質は CV 内の空気と混合するが、CV から放出されるガスに含まれる空気と放射性物質を含む 1 次冷却材は、均一に混合しているものと仮定した。

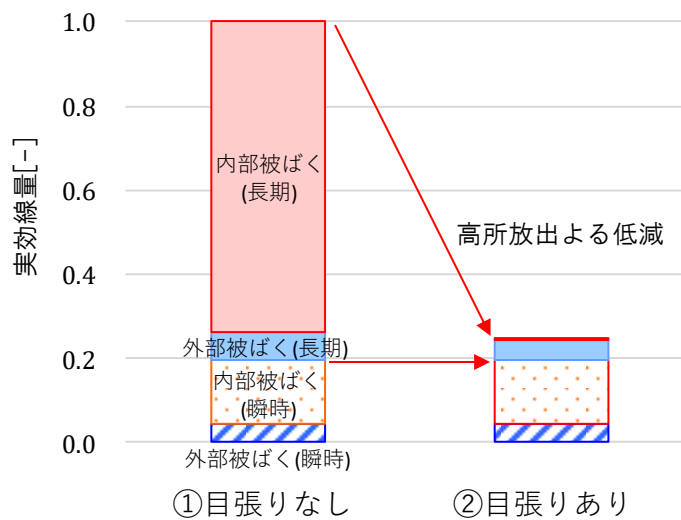
原子炉格納容器(CV)内の自由容積約 2800m³に 1 次冷却材約 3800Nm³が拡散した後、CV 内からサービスエリア(SA)に放出される 1 次冷却材は、以下のようになる。

$$(1 \text{ 次冷却材}) \times (1 - (\text{CV 容積}) / ((\text{CV 容積}) + (1 \text{ 次冷却材}))) = \text{約 } 2200 \text{ Nm}^3$$

さらに SA(自由容積約 23000m³)に拡散した 1 次冷却材が SA 内から大気に放出される量は、上と同様の考え方により、以下のようになる。

$$(\text{SA に放出された } 1 \text{ 次冷却材}) \times (1 - (\text{SA 容積}) / ((\text{SA に漏洩する空気}) + (\text{SA に漏洩する } 1 \text{ 次冷却材}) + (\text{SA 容積}))) = \text{約 } 310 \text{ Nm}^3$$

以上のように、事故後瞬時に大気に放出される冷却材は、1 次冷却材全体約 3800Nm³に対して約 310Nm³と約 1 割である。よって、参考図 2 の経路③で短時間のうちに放出される核分裂生成物を 1 割、経路④で時間をかけて放出される核分裂生成物を 9 割と仮定した。この比率を反映すると、9 割の核分裂生成物が高所放出されることで被ばく影響が大幅に低減されるため、経路③と経路④の実効線量の合計は、目張りによって参考図 3 に示すように約 1/4 になる。



参考図 3 目張りによる高所放出の効果（半減期・放出経路考慮）

原子炉格納容器が閉じ込め機能を喪失する形態としては、原子炉格納容器を貫通する耐震重要度の低い小口径配管の破損が考えられ、二重管破断により原子炉格納容器内に 1 次冷却材中の循環放射能が放出された場合、ヨウ素の多くは機器表面や配管内面に付着し、希ガスや臭素は付着等せず大気中に放出される。

よって、被覆燃料粒子が 1%破損しているものと仮定した際の 1 次冷却材中の循環放射能を基にした、耐震重要度 B,C クラスの機器の同時破損による希ガス、ヨウ素、臭素の放出に伴う公衆への被ばく影響は、地上放出による影響とスカイシャインによる影響の合計で約 3mSv である。

なお、当該事故後、1 時間経過後迄に目張り対策を行った場合の公衆への被ばく影響は約 2mSv となる。

審査会合におけるコメント

(1) <格納容器の閉じ込め機能関係>

可燃性ガスの生成過程として、黒鉛の酸化反応による一酸化炭素の生成があるとされ、その濃度は最大でも1%未満と説明されているが、BDBA対策として格納容器損傷部の目張り補修の際に、この一酸化炭素が作業員に対して悪影響を及ぼすことがないか説明すること。

【回答】

一酸化炭素が生じる要因としては圧力容器内へ空気が侵入する必要があるが、自然循環によって圧力容器内へ空気が侵入する現象は、二重管破断後直ちに生じるのではなく、数日後から生じると考えられる(平成31年1月31日第258回審査会合資料1-1, 本資料のP.53条-87参照)。そのため、空気侵入が始まる前に格納容器周辺に運転員が近づき、処置を行うことが可能なため、一酸化炭素濃度の上昇が作業に悪影響を及ぼすことはない。

一方で、作業員の安全確保は重要であるため、作業に当たっては、放射線線量計、酸素濃度計、および一酸化炭素濃度計による環境計測を行いながら、安全に作業を行えるようにする。

審査会合におけるコメント

<使用済燃料貯蔵設備関係>

(2) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールのBDBA対策として、貯蔵プール内の水が蒸発した後、消防車による給水を行うとしているが、消防車の容量、揚程、系統への接続性等を示して、その対策の成立性を説明すること。

【回答】

1. 消防自動車のポンプの性能

貯蔵プールへの注水に当たっては、消防自動車には以下が要求される。

- ・ 消防用吸管(10m)を用いて、機械棟の貯水槽等の水源から消防自動車の水槽へ揚水できること。
- ・ 消防自動車から緊急注水用ホース(約40m)を用いて貯蔵プールに注水できること。
(プール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失してからプール水位が使用済燃料の頭頂部と同じ高さになる19日後までに使用済燃料貯蔵プールに注水できること。)

これらを実施可能な性能として、設工認申請書では、動力消防ポンプの技術上の規格を定める省令から、B-2級(規格放水圧力0.7MPa、規格放水量1.0m³/min)の性能以上であることとしている。

2. 消防自動車の水槽の容量

消防自動車の水槽の容量に関しては、原子炉建家内のプール水冷却浄化設備が冷却機能を喪失する事象が発生した場合の1日当たりの蒸発量が0.61m³であることから、最低限度の対応として1日に0.61m³以上の注水を時間的に余裕を持って行えるようにするために1.0m³以上とする*1。

3. 系統への接続性

緊急注水用ホースの概略図は図 1 に示すとおりであり、系統への接続は可能である。

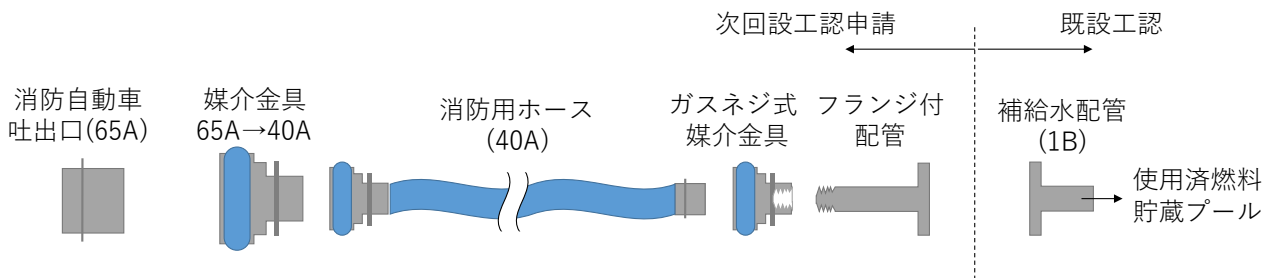


図 1 緊急注水用ホースの概略図

審査会合におけるコメント

(3) 許可基準規則の解釈において規定されている、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プールにつながる配管の損傷に伴うサイフォン現象による冷却水の喪失について、運転員5名中2名が運用により対応しているが、他の事故が同時に発生した場合の対応を考慮した上で、作業の成立性を具体的に説明すること。

【回答】

サイフォン現象による冷却水の喪失を止めるため系統内の手動弁を開とする作業と、全電源喪失等に伴う仮設電源設置作業を同時に行うことを想定すると、図 1 に示すように 2 名ずつが分かれて作業を行うことで、約 15 分でサイフォンブレイクに係る操作と、約 1 時間以内に監視体系の構築をそれぞれ行うことが出来る。

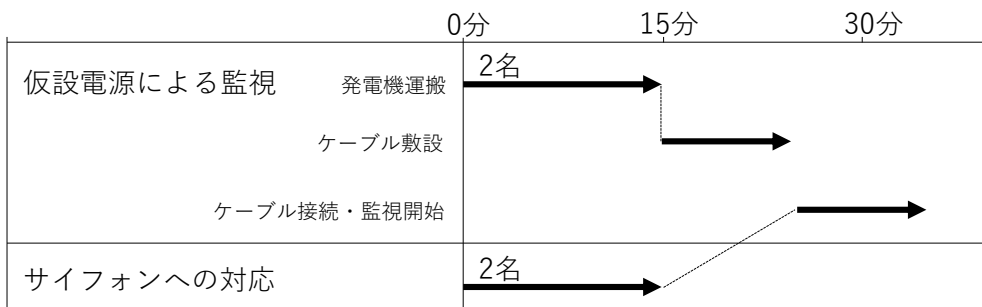


図 1 サイフォン現象への対応と仮設電源設置作業の流れ概略図

審査会合におけるコメント

(4) 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵セルのbdba評価において、使用済燃料の保管方法(冷却年数管理)が前提となっているのであれば、その旨を明らかにして評価条件及び評価結果を説明すること。

【回答】

燃料温度の評価における、使用済燃料の熱源については、ラック内の使用済燃料の冷却期間 2 年間(5 体)、冷却期間 4 年(5 体)を考慮した発熱量を設定している。冷却機能の喪失事象発生後における崩壊熱の減少を考慮する。また、冷却機能の喪失事象は、10 体目の燃料体が貯蔵された直後に発生したものとしている*2。

評価の結果、使用済燃料貯蔵ラックの最高温度は約 670℃となり、使用済燃料貯蔵ラックの健全性を維持できなくなる温度 800℃⁵を超えることはない。

*2 HT-78-2 HTTR 原子炉施設 第 53 条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(HTTR ヒアリング資料(HT-69-4)に対するコメント回答)(平成 28 年 12 月 21 日)(本資料の P.53 条-59~65 参照)

審査会合におけるコメント

(5) 貯蔵セルについては、自然対流冷却性向上の観点から、上部に落下した瓦礫の撤去に努めるとしているが、その撤去作業の成立性について説明すること。

【回答】

使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セル上面に建家の瓦礫等が堆積したと仮定しても、使用済燃料が破損する温度に至ることはないと評価しており、瓦礫等の堆積が生じ、これを撤去しない場合でも問題となることはない。(平成 30 年 9 月 5 日第 242 回審査会合資料 1, 本資料 P. 53 条-114 参照)

このため、作業環境の安全性が確認できる範囲で、適切な保護具を着用して瓦礫撤去を行うこととする。

⁵ 原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック、使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの材質は共に SUS304 であり、科学技術庁「黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設における構造等の技術基準」の「別表第 6 鉄鋼材料(ボルト材を除く)の各温度における許容引張応力」に示されている SUS304 の強度(第4表)が参照できる最も高い温度 800℃を制限温度としている。(平成 28 年 6 月 13 日第 122 回審査会合資料 5-3, 本資料 P. 53 条-200 参照)

1. BDBA で想定している事象が複合して発生した場合の対応について

これまでの審査において、サイフォン現象による冷却水流出については原子炉本体施設運転員 5 名のうち 2 名が対応すること、可搬型発電機による電源供給については、本体施設運転員 5 名及び特定施設運転員 3 名の合計 8 名のうち 2 名が対応すること、建家の目張りについては事故対応要員(現場対応班約 50 名)のうち 2~4 名程度で対応することを説明してきた。

万一、①使用済燃料貯蔵プールでサイフォン現象により冷却水が流出した際の処置と、②全交流電源喪失時の仮設電源設置と監視体制構築と、③二重管破断事故と原子炉格納容器破損、原子炉建家破損が重なった際の原子炉建家外側からの目張り処置の、3 つが同時に必要となった場合、以下のように作業を進めることで、本体施設運転員と特定施設運転員のみで対応しても、凡そ 1 時間のうちに作業を完了させることができると考える。(参考資料 1-6)

表 本体施設運転員と特定施設運転員のみで同時発災に対応した場合のタイムテーブル
評価例

| | 0分 | 10分 | 20分 | 30分 | 40分 | 50分 | 60分 |
|-----------|---------------|--------|-----|-------------------------|-----|-----|-----|
| サイフォンへの対応 | 本体2名 | | | | | | |
| 仮設電源による監視 | 特定2名 発電機運搬 | ケーブル敷設 | | 特定1名 本体1名 接続・監視開始 | | | |
| 目張り | | 本体1名 | | | | | |
| | | 特定1名 | | | | | |

本体：本体施設運転員
特定：特定施設運転員

・上記表に記載したそれぞれの対応は以下の判断基準をもとに開始する。

サイフォンへの対応：0 分の時点に水の流出が生じた場合、水位から 10cm 低下する 3 分後に警報が発報し、その後現場での確認とベント弁開操作を 15 分で行う。また使用済燃料貯蔵プール水位が確認できない場合は警報発報によらず、直ちに点検に向かう。

可搬型発電機を用いた監視：全交流電源が喪失した場合

目張り：1 次系冷却材圧力低下、及び原子炉格納容器圧力低下を確認した場合

・サイフォンへの対応、仮設電源の監視の処置は事故後直ちに始まるとし、目張りについてはパラメータの推移を確認して開始するため、事故後 10 分後に開始することを想定した。

53 条大量の放射性物質の放出のおそれのある事故の防止策にかかる要因については、これまでの審査で以下のように説明している。

2018 年 9 月 5 日第 242 回審査会合 資料 1 より抜粋

3. 事故拡大防止策の成立性

3.1 要員

- HTRR において事故が発生した場合は、運転班(5 名/班)は、原子炉の状態の把握に努める。運転班以外の事故対応要員(現場対応班約 50 名、このうち緊急作業従事者は約 30 名)は、高温工学試験研究炉部長のもとで事故の影響緩和策をとることができる。
- 休日夜間の事故対応要員は、緊急呼び出し装置により招集され、約 1 時間後には影響緩和策等を始めることができる。
- 建家の補修等にかかる作業は現場対応班のうち、2～4 名程度で行う。
- 一般職員等の避難については、現場対応班が、屋内退避や避難を誘導する。
- 以上の現場対応班の活動の他、消防車の配車等は、大洗研究所の事故対策規則の定めにより、大洗研究所に設置される現地対策本部内の各作業班(図 3)によって行われる。大洗研究所の現地対策本部要員についても、休日夜間を含めて招集され、約 1 時間後には、各種対応をとることができる。

使用済燃料貯蔵プールでサイフォン現象により冷却水が流出した際の対応については、これまでの審査において、以下のように説明している。

2019年1月31日第258回審査会合 資料1-1より抜粋

No.10

原子炉建家内使用済燃料貯蔵プールについて、耐震 B クラスの浄化系配管及び止め弁が破損した場合のサイフォン現象による冷却水の流出が及ぼす使用済燃料の健全性への影響

逆止弁が機能喪失するような大きな外力が働くような事態では、弁周辺配管がすでに破損していると考えられるため、サイフォン現象そのものが生じないと考える。

仮に逆止弁とプールより下の位置にある配管が破損してサイフォン現象による水の流出が生じた場合でも、通常的位置から水位が 60cm 低下までに約 20 分あり、プール水位低下を示す警報が溢水から約 3 分後に発信すること、破損個所の特定が容易であること、手動弁の開操作によるサイフォンブレークが容易であることにより、約 15 分でプール水の流出を防ぐことが可能である(図 11 参照)。よって、使用済燃料の健全性への影響は、使用済燃料貯蔵プールの外側の配管が破損して瞬時に 60cm 水位が低下したところから、蒸発によって水位低下が継続するとした現在の想定に包絡される。

また、サイフォン現象による漏水への対応は運転員 5 名の中から 2 名が対応する。手順については運転手引等に定める。本手順には、水位が確認できない場合に直ちに点検を行うことも定め、水位低警報が発信しない場合でも、サイフォン現象の発生に対応できるようにする。なお、現在使用済燃料貯蔵プールに使用済燃料は貯蔵していないため、本手順については、使用済燃料貯蔵プールに使用済燃料が貯蔵された後から運用することとする。

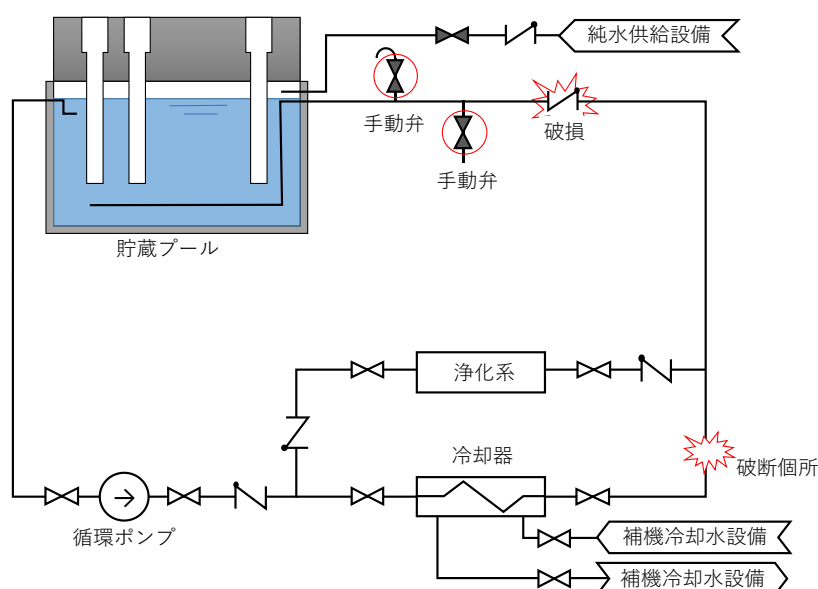


図 11 使用済燃料貯蔵設備プール水冷却浄化設備系統説明図

全交流動力電源喪失が発生した場合の可搬型発電機による電源供給の方法については、これまでの審査において、以下のように説明している。

令和元年 6 月 24 日第 285 回審査会合 資料 4-7-2 より抜粋

3.3 可搬型発電機による電源供給の方法

可搬型発電機による電源供給の方法を図 2、可搬型発電機から必要箇所へのケーブル敷設を図 3 に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合は、可搬型発電機を保管場所から原子炉建家付近の屋外まで運搬して起動する。但し、火山事象においては火山灰の吸い込みを防止するため、火山灰警戒が発令した段階で事前に可搬型発電機を原子炉建家内の屋外へ通じる扉付近に搬入し、排気を屋外へ逃して発電機を起動する。ケーブルは、原子炉建家地上階から地下 1 階に敷設して、監視に用いる記録計及び信号変換器に接続する。

可搬型発電機を起動する場所、可搬型発電機から電源を必要とする盤までのケーブル敷設経路は複数確保し、共通要因により発電機の起動、ケーブル敷設等の対応が妨げられることはないようにする。

本作業は、本体施設運転員 5 名及び特定施設運転員 3 名の合計 8 名のうち、2 名で実施することが可能である。

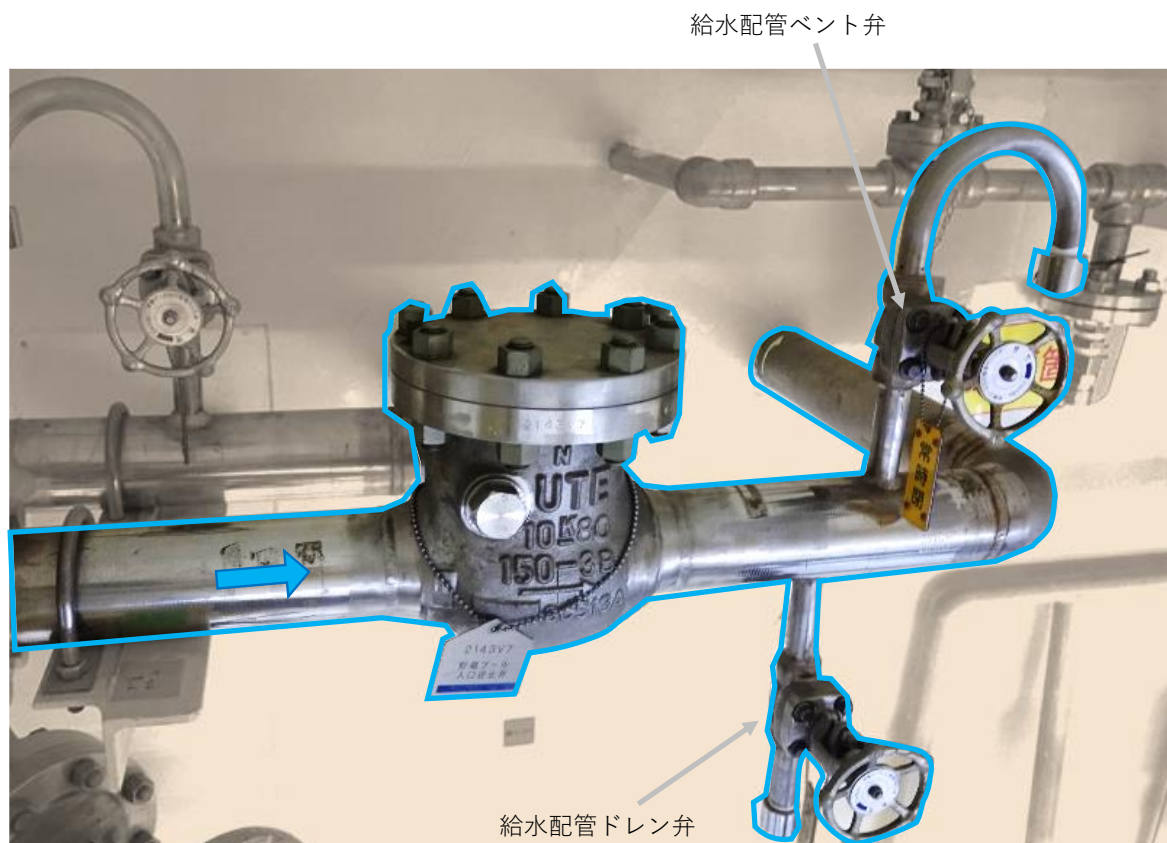
なお、これらの対応を確実且つ円滑に行えるよう、運転手引には可搬型発電機、可搬型の計器等の資機材保管場所及び接続箇所等を明記するとともに、使用する資機材には銘板の貼付や接続箇所に対応した識別等を行う。また、これらの対応を教育訓練に取り入れて実施する。

使用済燃料貯蔵プールでサイフォン現象により冷却水が流出した際の処置

核物質防護情報が含まれているため非公開

サイフォンブレーク操作

サイフォン効果によるプール水の流出が確認された場合、下図のベント弁を開とし、空気を配管内に取り入れることで、サイフォン効果による流出を止める。



参考図 使用済燃料貯蔵プールの給水配管

2019年6月14日現地調査時説明資料から

原子炉建家で想定される破損箇所は扉枠に生じる歪部等であるため、以下の図の例に示すような目張りを施すことで、低下した気密を改善し、放射性物質の拡散抑制を図る。

想定する移動経路図、および処置が想定される原子炉建家外と直接繋がる扉⁶を参考図1に示す。なお、溢水評価の蒸気影響が及ぶ範囲は参考図2に示す通りであり、干渉しない。

核物質防護情報が含まれているため非公開

参考図 1 目張り想定箇所と移動経路

⁶扉周辺のコンクリートは扉と鉄筋コンクリートの強度が異なるため、応力集中による損傷が発生しやすい等の理由により、当該扉周辺を目張り処置が発生しうる箇所として想定している。

核物質防護情報が含まれているため非公開

参考図 2 蒸気影響の及ぶ範囲と目張りにより建家の気密を改善する範囲

審査会合におけるコメント

2.多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止に使用する可搬型発電機の台数及び使用目的

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等のうち可搬型発電機は、下表に示すとおり、使用目的に応じて3台を用いる。また、複数台を分散して保管することから合計で6台を保管する。なお、温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機は、全交流動力電源喪失時に用いる可搬型発電機と共用する。(参考資料1、参考資料2を参照)

| 発電機の名称 | 使用目的 | 使用台数 | 保管台数 |
|----------------------|---------------|------|------|
| 温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機 | 温度、圧力の監視 | 1台 | 2台 |
| | 中性子束(Ch.1)の監視 | | |
| 中性子束監視用可搬型発電機 | 中性子束(Ch.2)の監視 | 1台 | 2台 |
| 後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機 | 後備停止系駆動装置の駆動 | 1台 | 2台 |

令和元年 6 月 24 日審査会合資料 参考 4-4(第 53 条)より抜粋

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.3 設備等(添付書類八)

17 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止

c. 可搬型発電機

可搬型発電機は、電源喪失時に原子炉を監視するために必要な計器等へ電源を供給する。また、原子炉停止機能の喪失に電源喪失が重畳した場合、後備停止系駆動装置を直接駆動するために電動機へ電源を供給する。

本資機材等の仕様を第 17.1 表に示す。なお、可搬型発電機のうち温度、圧力及び中性子束監視用は、全交流動力電源喪失時に用いる可搬型発電機と共用する。

第 17.1 表 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の仕様

| | |
|----------------------|----------------------------|
| 消防自動車 | |
| 台 数 | 1 台 |
| 放水圧力 | 0.7 MPa |
| 放 水 量 | 1.0 m ³ /min 以上 |
| 水槽容量 | 1.0 m ³ 以上 |
| 温度、圧力及び中性子束監視用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 単相交流発電機 |
| 容 量 | 2 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 100 V |
| 基 数 | 2 基(1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |
| 中性子束監視用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 単相交流発電機 |
| 容 量 | 1.5 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 100 V |
| 基 数 | 2 基(1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |
| 後備停止系駆動装置の駆動用可搬型発電機 | |
| 型 式 | 三相交流発電機 |
| 容 量 | 1.8 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 200 V |
| 基 数 | 2 基(1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |

令和元年 6 月 24 日審査会合資料 参考 4-7-2(第 42 条)より抜粋

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.3 設備等(添付書類八)

10.3.6 可搬型発電機

可搬型発電機は、全交流動力電源が喪失し、さらに直流電源設備の蓄電池が枯渇して電源の供給が喪失した場合、炉心からの崩壊熱の除去の状態を監視するために必要な可搬型の計器等(記録計、信号変換器)へ必要な容量 0.5 kVA を供給する。可搬型発電機は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 7 日分の監視に必要な量を原子炉施設敷地内の油脂倉庫に備蓄する。

可搬型発電機は、多重性を考慮して 1 台 1 組をそれぞれ原子炉建家以外の独立した場所に保管する。

可搬型発電機は、原子炉建家内及び屋外それぞれ 2 箇所に設置ができる設計とするとともに、使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

なお、可搬型発電機を原子炉建家内に設置する場合は、可搬型発電機の給気量を考慮し、十分に容積のある区画に設置し外気取入れの対策を行うとともに、排気は排気ダクト等により屋外に排出する設計とする。

可搬型発電機を使用する事象発生時には、常駐運転員により可搬型発電機を設置場所まで運搬し、設置場所から監視対象の温度、圧力の計装盤付近までケーブルを敷設し、計器等(記録計及び信号変換器)に接続し、電力を給電できる設計とする。

可搬型発電機の仕様を第 10.3.6 表に示す。

なお、本可搬型発電機は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための資機材等の温度、圧力及び中性子束監視用の可搬型発電機と共用する。

第 10.3.6 表 可搬型発電機の仕様

| 発 電 機 | |
|-------|--------------|
| 形 式 | 単相交流発電機 |
| 容 量 | 2 kVA 以上/基 |
| 電 圧 | 100 V |
| 基 数 | 2 基(1 台 2 組) |
| 燃 料 | 軽油 |

審査会合におけるコメント

4. SF 建家 1 階で漏えいが生じた場合でも、貯蔵ラック内には水が浸入しにくいと説明されたが、どのような想定か説明すること。また水が浸入した場合に、使用済燃料の臨界性に問題がないか説明すること。

平成 29 年 5 月 29 日ヒアリング資料 HT-94-2 より抜粋

SF 建家 1 階には、地下 1 階へ通じる開口部（階段室）があるため、1 階床面に溢水が滞留しつづけることは考えにくい。

しかしながら、SF 建家 1 階で生じた溢水による影響を保守的に評価するため、地下への溢水経路がないものと仮定した。このとき溢水量 6m^3 を 1 階の床面積約 400m^2 で除すれば、溢水高さは約 1.5cm となる。よって、SF 建家 1 階に広がった溢水により、約 1.5cm の水頭圧が貯蔵ラックの上部にかかる想定される*1。

そこで、溢水によって貯蔵セル及び貯蔵ラックに水が浸入したと仮定して、その影響を検討し、臨界安全性に影響がないことを確認した。以下にその内容を記す。

SF 建家の使用済燃料の臨界安全性については、建設時の設工認申請書で、以下の通り、いかなる条件でも未臨界が保てることを確認している。臨界計算のモデルを図 1 に示す。

臨界計算には、核データファイル ENDF/B-IV^[1] を基礎データとし、コンクリートについては MGCL^[2] を、その他の物質については DELIGHT-6 により作成した群定数を用いた^[3]。未臨界性の評価は、モンテカルロ法に基づく臨界計算コード KENO-IV^[4] を用い実効増倍率を評価している。このとき 1 世代あたりの発生中性子数は 300 とし、110 世代中最初の 10 世代をスキップした計 30000 ヒストリーの平均実効増倍率を計算している。解析は水の浸入を考慮して、貯蔵セルおよび貯蔵ラック内の空気の領域において、軽水密度を変化させて行う。

計算条件は次の通りである。

- ・ 装荷される燃料体は、濃縮度(10.45%)の新燃料体(燃焼度 0)とする。(実際の平均濃縮度は 6%)
- ・ 貯蔵ラック内には寸法上最大となる 11 体が収納されるとする。(通常は 10 体収納)
- ・ 貯蔵ラック間のピッチは、貯蔵ラックのフランジや振れ止め等を見逃した際に詰められる最小のピッチであり、かつ図 2 に示すように最も保守的な実効増倍率が得られる 50cm とする*2。(実際のピッチは 65cm)
- ・ 貯蔵セルのコンクリート厚は約 1.5m 以上であり、中性子の漏れを考慮する必要がないことから、貯蔵セルのコンクリートから外側は真空条件とする。

なお格子計算時は、燃料コンパクトの内部ギャップおよびスリーブとブロックの間にある冷却孔も $0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ の水で満たされているとしている。

本設備の軽水密度に対する実効増倍率の変化を図 3 に示す。実効増倍率は軽水密度 $1.0(\text{g}/\text{cm}^3)$ に

において最大となり、その値は 0.70 である。以上により、SF 建家における溢水によって貯蔵セル及び貯蔵ラックに水が浸入した場合でも、未臨界を確保できる。

*1 貯蔵ラック上部の構造は、蓋板、上板、O リングで構成される。SF 建家 1 階に広がった溢水によって生じる水頭圧は約 0.15kPa であり、貯蔵ラックの最高使用圧力(内圧 40kPa、外圧 98kPa)と比較して十分に小さいため、これらの構造に有意な変形等は生じないと考える。また O リングの材質は撥水及び耐水性を有するフッ素ゴムに、さらにグリスが塗布されているため、濡れによって構造及び機能が影響を受けることはないと考ええる。

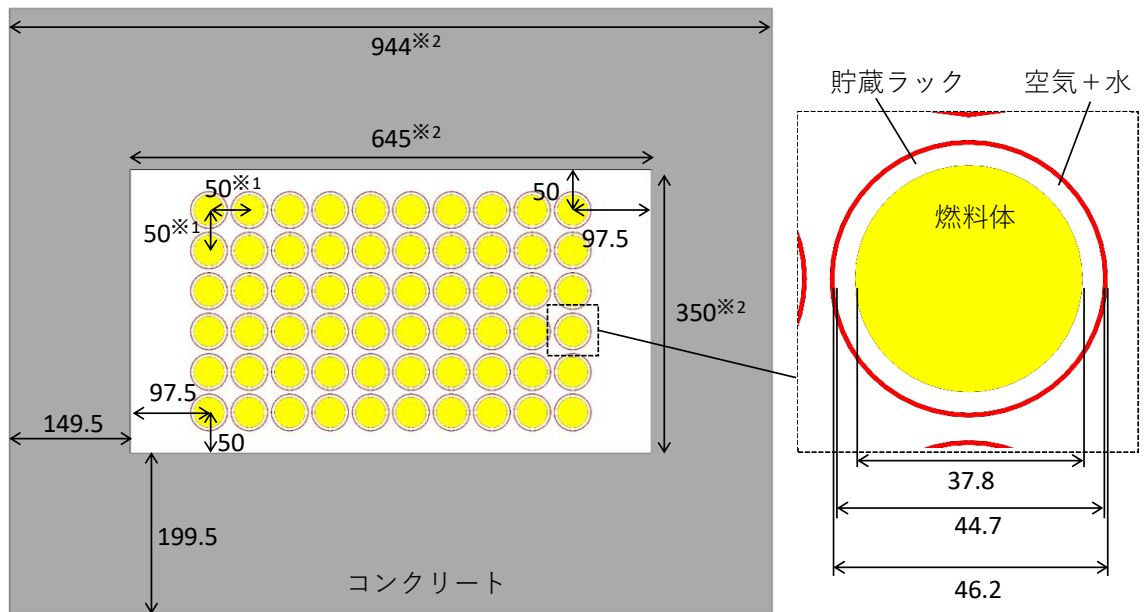
*2 使用済燃料貯蔵建家躯体及び貯蔵ラック等は、臨界管理における寸法等の条件が維持できるよう、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とする。

[1] M.K. Drake, *Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library*, BNL-50274 (1970)

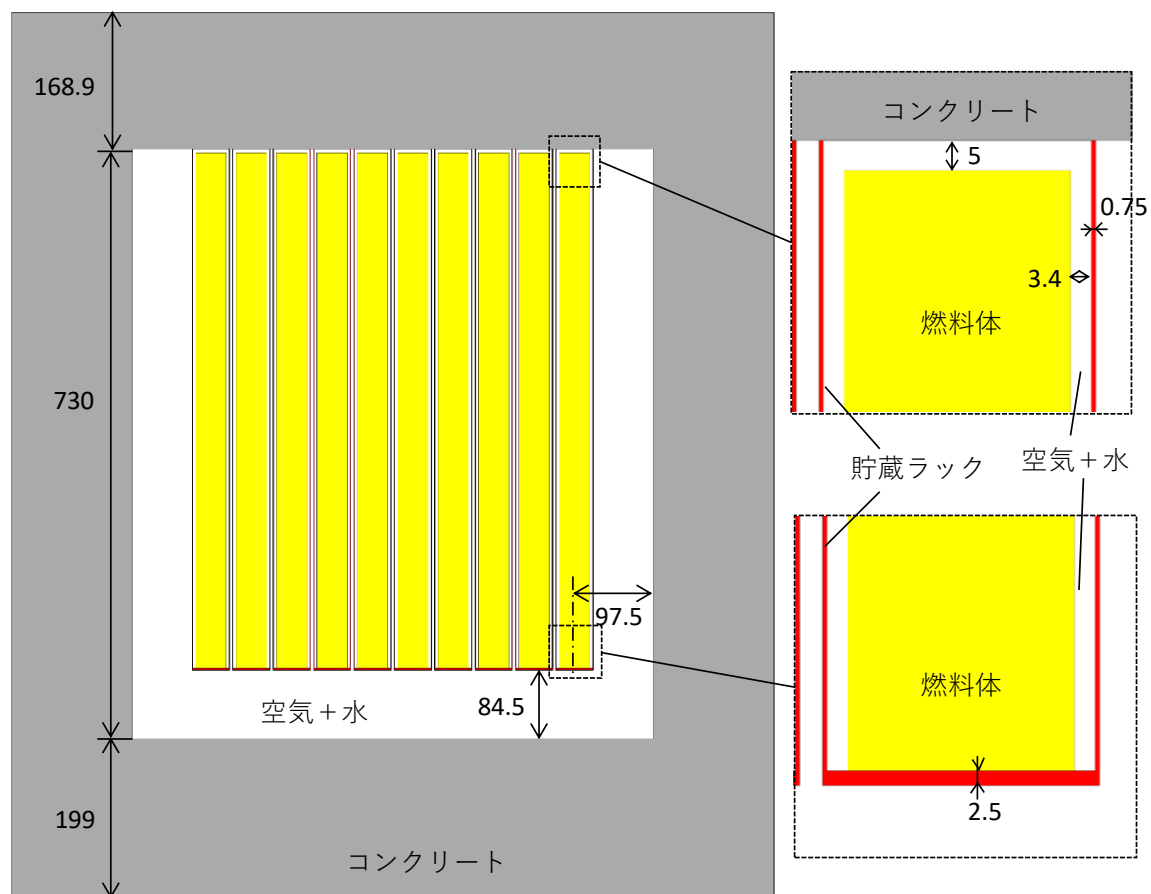
[2] 内藤 俣孝, et al. *MGCL-PROCESSOR: a computer code system for processing multigroup constants library MGCL*. No. JAERI-M--9396. Japan Atomic Energy Research Inst., 1981.

[3] 山下 清信, et al. *高温工学試験研究炉の反応度係数の評価*. No. JAERI-M-90-008. Japan Atomic Energy Research Inst., 1990.

[4] Petrie, L. M., and N. F. Cross. *KENO IV: An improved Monte Carlo criticality program*. No. ORNL-4938. Oak Ridge National Lab., Tenn.(USA), 1975.



(上面)



(正面)

(単位:cm)

図1 解析モデル

(図中の数値は燃料体間ピッチが50cmの寸法である。ピッチを変更して解析する際は、※1の数値を50cm、65cm、100cmから選択し、※2の数値は※1に追従して変更させる。※のない数値は不変である。)

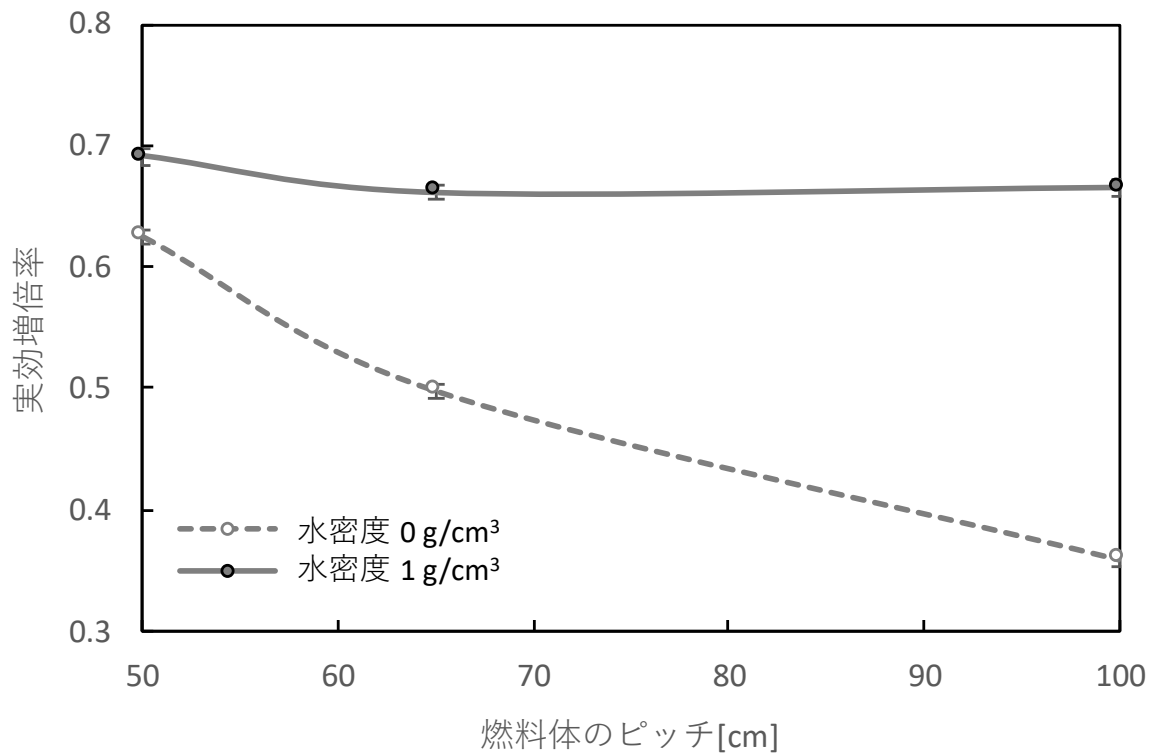


図2 実効増倍率と燃料体ピッチの関係

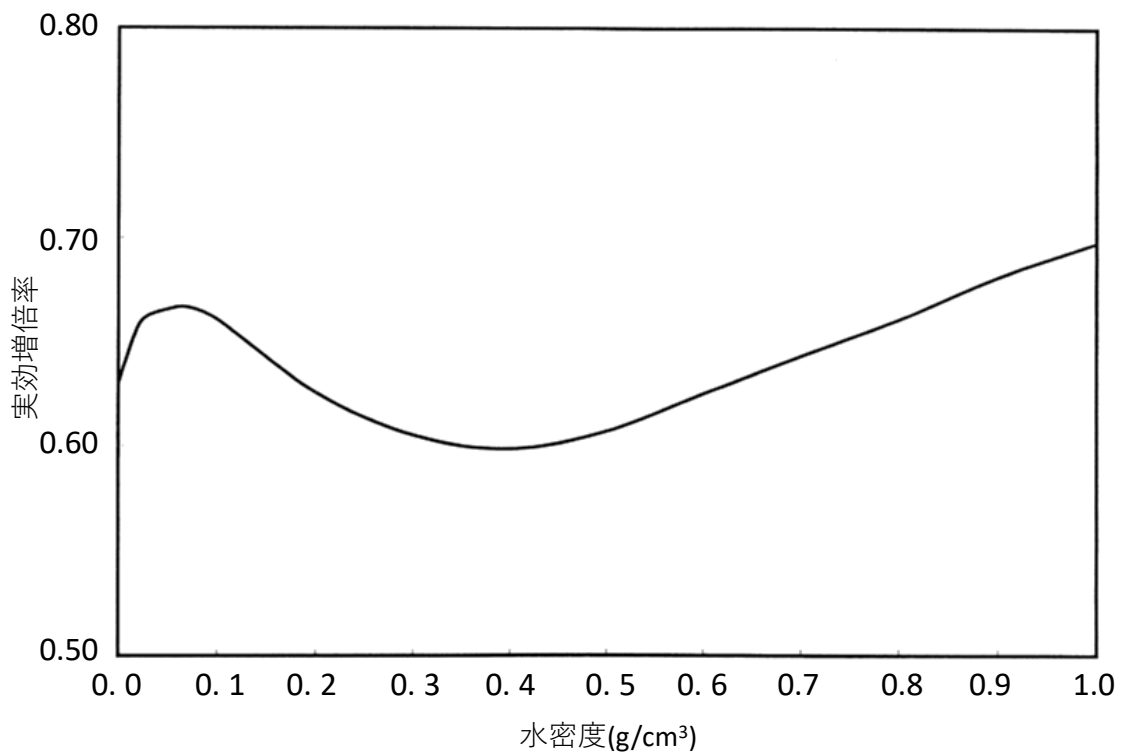


図3 貯蔵セルの実効増倍率

ヒアリングにおけるコメント

BDBAの可燃性ガスの燃焼範囲を示す3元図の見方、燃焼範囲の設定の根拠について説明すること。(格納容器内の温度のほか、圧力条件で燃焼範囲が変化することはないか、空気濃度(Air)と不燃ガス濃度(N₂+He+CO₂)の双方に窒素が含まれるが混合ガスの組成比率をどのように設定して濃度を出しているのか。)

【回答】

一酸化炭素の燃焼範囲は室温、大気圧のもとで実験を元に作成されたものである。燃焼範囲は温度、圧力の変化に伴って変化するが、このことは、まとめ資料(P.53条-150~151)に記載したとおり、燃焼範囲の拡大(変化)を考慮しても原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度は爆発範囲外である。

なお、本図において、空気は窒素を含むものであるが、炉心に侵入する前の空気は、窒素約8割・酸素約2割含む気体として扱っている。また、炉心に侵入後、当該空気が黒鉛と反応した後に、原子炉格納容器へ放出される一酸化炭素は可燃性ガスとして扱い、窒素、二酸化炭素は不活性ガスとして扱っている。

ヒアリングにおけるコメント

レストレイントリング、拘束バンド等の炉心支持鋼構造物及びRPVの具体的な材料を示した上で、使用環境(通常運転時、事故時)で想定される温度条件であっても支持機能を期待できる仕様であることについて説明すること。

【回答】

各構造の材料および使用環境を以下の表に示す。

| 構造部位 | 材料 | 通常運転時温度 | 事故時温度 |
|-------------|--------------|---------|-------|
| 原子炉圧力容器 | SCMV4-2 NT | 401℃ | 515℃ |
| スタンドパイプ及び管台 | SFVA F22B | 275℃ | 515℃ |
| レストレイントリング | SCMV4-2 NT | 420℃ | 500℃ |
| バンド支え | SUS316 | 412℃ | 500℃ |
| 拘束バンド | SNB16・SUS316 | 420℃ | 500℃ |

原子炉圧力容器は、1次冷却設備二重管内管破損事故時に最高約515℃まで上昇するが、制限温度550℃を超えることはない。またスタンドパイプ及びスタンドパイプ管台は、原子炉圧力容器と同等の材料であり、問題となることはない。

地震によって生ずる荷重を原子炉圧力容器に伝えるレストレイントリングは、原子炉圧力容器と同材料であり、引張強度が熱時効により著しく変化しない温度以下であるため、事故時においても支持機能を期待できる。またレストレイントリングを支持するバンド支えは、レストレイントリングと同様に、引張強度が熱時効により著しく変化しない温度以下であるため、事故時においても支持機能を期待できる。

なお、拘束バンドはNo.167の回答に記したとおり、事故時に必要ないものである。

ヒアリングにおけるコメント

炉内構造物(特に金属)及び原子炉出口から中間熱交換器に至るまでの1次系の主配管の具体的な材料を示した上で、使用環境(通常運転時、事故時)で想定される温度条件であっても閉じ込め機能を期待できる仕様であることについて説明すること。

【回答】

炉内構造物についてはコメント No.172 の回答に記したとおりである。

原子炉出口から中間熱交換器に至るまでの二重管の材料及び使用環境を以下の表に示す。二重管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリとなる外管は、低温ヘリウムに接し、事故時においても温度が上昇することはない。また内管は、その内側にニッケル基耐食耐熱超合金ハステロイ XR 製のライナと断熱材を設けるため、外管と同程度の温度となる。

| 構造部位 | 材料 | 通常運転時温度 | 事故時温度 |
|------|---------------------|---------|--------|
| 外管 | SCMV4-2NT・SFVA F22B | 約 430℃ | 約 430℃ |
| 内管 | STPA24 | 約 440℃ | 約 440℃ |
| 断熱材 | カオウール | — | — |
| ライナ | ハステロイ XR | 約 950℃ | 約 950℃ |

ヒアリングにおけるコメント

炉内構造物(特に金属)及び原子炉や中間熱交換器の温度計測の方法について説明すること。(使用している熱電対の材料等、通常運転時、事故時など想定している環境下で動作が期待できるものであることを示すこと。)

【回答】

原子炉や中間熱交換器の温度計測等については、以下に係る事項を添付書類八に記載している。

原子炉計装に係る高温プレナム計装として、

- ・ 高温プレナム部温度

安全保護系のプロセス計装として、

- ・ 中間熱交換器出口 1 次冷却材温度
- ・ 1 次加圧水冷却器出口ヘリウム温度
- ・ 原子炉出口冷却材温度

安全保護系以外のプロセス計装のうちの事故時に必要な計装として、

- ・ 補助冷却器入口ヘリウム温度
- ・ 補助冷却器出口ヘリウム温度
- ・ 原子炉圧力容器上鏡温度

| 計測項目 | 検出器 | 材質 | 設計温度 (°C) | 測定範囲 (°C) | 定常値 (°C) |
|-------------------|-------|--------|--------------|--------------|-------------|
| 高温プレナム部温度 | N型熱電対 | ニッケル合金 | 1100 | 0~1200 | 995 |
| 中間熱交換器出口 1次冷却材温度 | 測温抵抗体 | Pt100 | 430 | 0~500 | 395 |
| 1次加圧水冷却器 出口ヘリウム温度 | 測温抵抗体 | Pt100 | 430 | 0~500 | 395 |
| 原子炉出口冷却材温度 | K型熱電対 | ニッケル合金 | 980 | 0~1200 | 950 |
| 補助冷却器 入口ヘリウム温度 | K型熱電対 | ニッケル合金 | 980 | 0~1100 | 950 |
| 補助冷却器 出口ヘリウム温度 | K型熱電対 | ニッケル合金 | 430 | 0~600 | 395 |
| 原子炉圧力容器上鏡温度 | K型熱電対 | ニッケル合金 | 440 | 0~600 | 370 |

ヒアリングにおけるコメント

原子炉圧力、加圧水冷却設備圧力等の圧力の計測方法について説明すること。

【回答】

原子炉圧力、加圧水冷却設備圧力等の圧力計測等については、以下に係る事項を添付書類八に記載している。なお、1次系の水侵入事故を防止するため、加圧水の圧力は、加圧水加圧器の窒素供給弁あるいは排気弁を開閉することにより、1次冷却材圧力より低い所定の圧力に制御する。

安全保護系のプロセス計装として、

- ・ 1次冷却材・加圧水差圧

検出器：差圧発信器、測定範囲：0~1 MPa

安全保護系以外のプロセス計装（通常運転時の計装項目）

- ・ 1次冷却材圧力

検出器：圧力発信器、測定範囲：0~5MPa [gage]

安全保護系以外のプロセス計装

- ・ 補助冷却器出口ヘリウム圧力

検出器：圧力発信器、測定範囲：0~6MPa [gage]

ヒアリングにおけるコメント

使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルの冷却機能喪失時の温度評価で、使用済燃料最高温度が 200~400 時間でピークとなったのち、その後低下する理由について説明すること。（発熱量がほぼ変わらないのであれば、長期的には放熱とバランスするところで漸近するのではないか、という観点の質問）

【回答】

使用済燃料貯蔵セルに貯蔵する使用済燃料の崩壊熱は、時間とともに減衰するため、200日~400日の間で、使用済燃料貯蔵セル上面から放熱できる量を下回るため、温度が低下する。

ヒアリングにおけるコメント

原子炉の組み立てをどのように行ったかについて説明すること。(黒鉛構造物と支持鋼構造物、RPVとの関係。レストレイントリングは周方向にいくつかの部材を現場で溶接しているのか、ピン止めしているのか等)

【回答】

炉内構造物の組立については、「JAERI-M90-020 高温工学試験研究炉(HTTR)炉心支持黒鉛構造物の健全性」の付録資料(炉内構造物の組立手順)にて詳細に説明されているとおりである。なお、当該資料にて説明されていないレストレイントリングについては、工場にて製作後、一体物として HTTR 原子炉施設に輸送し、吊り降ろして設置した。

ヒアリングにおけるコメント

HTTR の第 13 条、22 条、24 条、53 条関係における被ばく評価で考慮している核種を、条文毎、被ばく形態毎に示すこと。

【回答】

HTTR における被ばく評価で考慮する放射性物質は以下のとおりである。

| 被ばく形態 | | 考慮している核種 | |
|--|-------|---------------------------|----------------|
| | | 22 条・24 条 | 13 条・53 条 |
| 気体状放射性物質 | 外部被ばく | Kr, Xe, I | Kr, Xe, I, Br* |
| | 内部被ばく | I | I |
| 液体状放射性物質による内部被ばく | | Cs, Sr, Co, 3H | — |
| 直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく | | ORIGEN で計算される娘核種を含む核分裂生成物 | |

* Br は二重管破断事故時の格納容器内の雰囲気温度約 60°C で、気体となりうるために考慮に加えたものの、実効線量への寄与は約 0.1%程度であり無視しうる。

ヒアリングにおけるコメント

サイフォン現象による SFP プール水の流出に係る申請書の記載について、以下の観点から追加を検討すること。

1. 事故の選定

地震により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出し、プール水冷却浄化設備の冷却機能の喪失※に加え、冠水維持機能が喪失する事故を選定する。

※プール水がなければプール水冷却浄化設備による冷却もできないとの趣旨

2. 事故の評価

対策を講じない場合の事故の進展、貯蔵ラック及び燃料温度についての考察を加え、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に至るかどうかを記載する。その際、SFP プール水冷却浄化設備の冷却機能喪失時の評価に包絡されるのであれば、その旨を記載すること

【回答】

地震により、原子炉建家内使用済燃料貯蔵プールのプール水冷却浄化設備の配管及び止め弁（逆止弁）が同時に損傷し、サイフォン現象によりプール水が流出し、プール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合であっても、プールは基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とすることから、冠水維持機能を喪失することはない。また、プール水に注水できる配管も同様に基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有する設計とすることから、プール水冷却浄化設備の冷却機能を喪失した場合でも、注水により使用済燃料の冷却は可能である。

サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料はただちに温度上昇し、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約 6 日で 800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、使用済燃料が破損する可能性がある。しかしサイフォン現象による流水が生じた後、ただちに注水配管のベント弁等を開とした場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出は、通常水位より 60cm 低下しないまでに、止めることができる。

従来、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失は、地震を起因とし、使用済燃料貯蔵プール外の配管損傷によって、瞬時に 60cm の水位低下を想定したうえで、使用済燃料貯蔵プール水の温度上昇によるプール水の蒸発を考慮していた。このため、注水配管のベント弁を開とする措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した申請書添付書類十第 4.2.10 図に示す温度挙動の評価に包絡される。

以上のことをふまえ、申請書の記載を以下のように修正する。

4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

本原子炉施設では、使用済燃料貯蔵設備として原子炉建家内に水冷却の使用済燃料貯蔵プール、使用済燃料貯蔵建家に空気冷却の使用済燃料貯蔵セルを有している。使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料はプール水冷却浄化設備により間接的に冷却されており、使用済燃料貯蔵セル内の使用済燃料は使用済燃料貯蔵建家の換気空調装置により間接的に冷却されている。

(1) 原子炉建家使用済燃料貯蔵プール

原子炉建家内のプール水冷却浄化設備の冷却機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合における使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動を第 4.2.10 図に示す。貯蔵プール外に設置されている配管が破損した場合、使用済燃料貯蔵プール水の流出(瞬時流出とした想定)によりプール水冷却浄化設備の冷却機能が喪失するため、使用済燃料貯蔵プール水の温度は徐々に上昇し、約 15 日で 100℃に到達する。その後、使用済燃料貯蔵プール水の蒸発により冠水維持できなくなると、空気への自然対流熱伝達による冷却により燃料温度は約 130℃/日で上昇し、約 24 日で使用済燃料貯蔵ラックの温度は強度を確保できなくなる 800℃に至る。その後、使用済燃料の温度はさらに上昇し、燃料の許容設計限界温度である 1,600℃に至るおそれがあり、使用済燃料が破損に至る可能性がある。

よって、本事象では多量の放射性物質等の放出のおそれがあり、4.3.2 に示す措置を講ずることとする。

また、サイフォン効果により、使用済燃料貯蔵プール水の全量流出を仮定した場合、使用済燃料貯蔵ラックの温度は約 6 日で 800℃に至り、その後使用済燃料が破損する可能性があるため、4.3.2 に示す措置を講ずることにより使用済燃料貯蔵プール水の流出量を制限する。なお、当該措置を講じた場合の使用済燃料貯蔵プール水の温度挙動は、瞬時流出を想定した第 4.2.10 図に示す温度挙動の評価に包絡される。

ヒアリングにおけるコメント

申請書の使用済燃料貯蔵建家内貯蔵セルにおける事故に係る記載について、事故の原因として地震が考慮されていることがわかるように記載すること。

【回答】

申請書の記載を以下のように修正する。

4.2.2 使用済燃料貯蔵設備に係る多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定

(2) 使用済燃料貯蔵建家使用済燃料貯蔵セル

使用済燃料貯蔵建家の換気空調設備による除熱機能が、地震等の外部事象を含む何らかの原因により喪失した場合、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあることから以下について検討を実施する。

- a. 冷却機能喪失により燃料温度が許容設計限界温度 1,600℃を超えて燃料が破損する。
- b. 冷却機能喪失により貯蔵ラックが 800℃を超えて破損する。これにより燃料が落下し、機械的に燃料が破損する。
- c. 遮蔽体の遮蔽機能が喪失する。
- d. 貯蔵ラックの閉じ込め機能が喪失する。

ヒアリングにおけるコメント

使用済燃料貯蔵設備のプール又はセルの上蓋のコンクリートが地震によって遮蔽機能を失わないとする理由について説明すること。

【回答】

使用済燃料貯蔵設備のプール及びセルの上蓋のコンクリートは、ステンレス鋼等でライニングされており、コンクリートにひびわれが生じた場合でも、破片が落下することはない。

また基準地震動による地震力が生じた際の上蓋のコンクリートのせん断ひずみ度は小さいことから、「JEAC 4601-2015 原子力発電所耐震設計技術規程」に記載のとおり、仮にひびわれが生じた場合でも、地震後にひびわれはほぼ閉鎖していると判断される。

以上のことから、使用済燃料貯蔵設備のプール及びセルの上蓋のコンクリートは、地震によって遮蔽機能を失わないと判断している。