

4. 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

4.1. 概要

4.1.1. 現状および中期的見通し

現在の福島第一原子力発電所におけるモニタリングポストの空間線量率は連続的に減少している。さらに、プロセス主建屋内に貯蔵されている滞留水（1～3号機の滞留水が移送されたもの）のよう素濃度が連続的に減少してきており、現時点では検出限界以下になっていることから1～3号機は未臨界状態であると判断している。また、再臨界評価（添付資料-1）から、今後も工学的には再臨界の可能性は極めて低いと考えられる。しかしながら、燃料は損傷しておりかつその状況を現状では正確に把握できていないことから、再臨界の可能性を完全には払拭できない。そこで、念のための設備として、原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水（五ホウ酸ナトリウムを以下ホウ酸という）注入設備（以下、ホウ酸水注入系という）を用意する。

ホウ酸水注入系は、原子炉圧力容器（以下、RPVという）内あるいは原子炉格納容器（以下、PCVという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが再臨界に至った場合、または再臨界の可能性がある場合において、未臨界にするまたは再臨界を防止するためにホウ酸水をRPV・PCVに注入することで、放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的として設置する。

ホウ酸水注入系の設備は、図4-1に示すように、高台炉注水ポンプ脇に設置されたホウ酸水タンクとホウ酸水タンクから原子炉注水系に繋ぐラインにより構成されている。ホウ酸水注入時は、原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることによって原子炉注水系を介してホウ酸水をRPV・PCV内に注入する。

現状、ホウ酸水タンクは2基設置され、注入ラインは原子炉注水系の常用、非常用高台炉注水ポンプのラインが使用可能となっている。また、消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも使用可能であり、多重化・多様化が図られている。現状は、ホウ酸水注入が可能ないように設備構成は完了しているが、今後さらに信頼性を高めることを計画している。

再臨界監視手段としては、核分裂時に生成される揮発性の短半減期核種濃度を連続的に検知可能な放射線検出器を原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。この設備によって、常時監視を1～3号機の全てに対して実施する計画である。連続監視が出来るまでの監視手段として、2,3号機は原子炉格納容器ガス管理設備の排ガスラインの主フィルター前でサンプリングする。このサンプリングで採取したガスの放射性物質を分析し、揮発性の短半減期核種濃度の監視を1週間に1回実施する（添付資料-2）。その他に、モニタリングポスト空間線量率、可搬型モニタリングポスト空間線量率、およびRPV温度の変化を連続監視する。

なお、今後、原子炉への炉注入量を変更させる場合には、再臨界監視を行いながら、

これまでの炉注入実績を超える流量増を行わない運用とすることで、再臨界の可能性を最小限にする。なお、炉注入量を大幅に増加させる場合は、事前にホウ酸水を注入する。

4.1.2. 基本的対応方針および中期的計画

ホウ酸水注入系は、以下を基本的対応方針とする。

- a. 原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。
- b. 原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を検知できる機能を有すること。

4.1.1に記載したように、設備の多重化・多様化を図ることによって、外部電源が利用できない場合等の異常時においても原子炉圧力容器・格納容器内にホウ酸水を注入することで未臨界を維持できる。

再臨界監視手段としては、核分裂時に生成される揮発性の短半減期核種濃度を連続検知可能な放射線検出器とする。この検出器は原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。この設備によって、常時監視を1～3号機の全てに対して実施する計画である。連続監視が出来るまでの手段として、2,3号機は原子炉格納容器ガス管理設備の排ガスラインの主フィルター前から、バイアル瓶でのサンプリングにより、揮発性の短半減期核種濃度の監視を1週間に1回実施する。その他に、モニタリングポストの空間線量率、可搬型モニタリングポストの空間線量率、およびRPV温度の変化を連続監視する。今後更なる設備の信頼性向上を目的として、ホウ酸水タンクへのヒータおよび攪拌機の設置と仮設プールおよび原子炉格納容器ガス管理設備の配備を計画している。

4.1.3. 異常時の評価

異常時の評価については、過渡相当事象における敷地境界での実効線量は約0.34mSv、事故相当事象における敷地境界での実効線量は約0.54mSvであり、安全評価審査指針の「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSv」に比べて小さく、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.2. 設計方針

現在、RPV・PCV内の状態変化は保有水量変化やデブリの崩壊熱の減少が考えられ、デブリの温度変化は穏やかである。仮にボイド消滅を伴う再臨界が起きても、一時的にピークを伴う出力上昇が起こるが、ボイド、ドップラーフィードバックにより、大きな出力が長時間にわたり維持されることはない。再臨界検知後、速やかにホウ酸水を注入することで、再臨界状態を抑制し、放射性物質が大量に外部に放出されることを防ぐ。

以上より、ホウ酸水注入系は監視により再臨界に至った場合あるいは再臨界の可能性があると判断された場合に、負の反応度を投入して未臨界にするまたは再臨界を防止する機能を有する設計とする。

添付資料-1に原子炉圧力容器・原子炉格納容器内における再臨界の検討を示す。

4.2.1. 仮設設備の設計方針

(1) 構造強度および機能の維持

- a. ホウ酸水注入系は、核燃料物質を含むデブリが再臨界に至った場合、または再臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる、または再臨界を防止する機能を有する設計とする。
- b. ホウ酸水注入系の動的機器および駆動電源は、多重性または多様性および独立性を備えた設計とする。
- c. ホウ酸水注入系は、設計、材料の選定、製作および検査について、適切と認められる規格および基準によるものとする。
- d. ホウ酸水注入系は、漏えいしがたい設計とする。
- e. ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

なお、ホウ酸水注入には、原子炉注水系の動的機器を使用するため、動的機器および電源については原子炉注水系にて説明する。

(2) 再臨界検知機能

- a. RPV・PCV 内のデブリの再臨界、またはその可能性を検知できるようにする。再臨界またはその可能性が直接検知できない場合は、把握できるパラメータによって適切な評価が出来るようにする。

(3) 異常時への対応機能

- a. ホウ酸水注入系は、外部電源が利用できない場合でも、再臨界に至った場合、または再臨界の可能性がある場合に、その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。
- b. ホウ酸水注入系は、全母線電源喪失に対してホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。
- c. 地震、津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

4.2.2. 再臨界監視の方針

再臨界監視は、核分裂で生じる中性子を検出することが最も有効な手段である。しなしながら、既存の炉内中性子検出器は使用できる状態に無く、新たに中性子検出器を炉内に設置することは困難である。次善の監視手段は、核分裂により生じる核分裂核種を検知することである。現在、揮発性の短半減期核種を測定可能な原子炉格納容器ガス管理設備の設置を進めており、原子炉格納容器ガス管理設備内で放射線検出器を設置後は、揮発性の短半減期核種濃度を測定することで低出力の臨界に対しても臨界監視が可能となる予定である。

放射線検出器で連続監視が出来るまで、2号機は原子炉格納容器ガス管理設備を利用し、バイアル瓶サンプリングにより、揮発性の短半減期核種濃度を1週間に1回実施する。

現状、1,3号機は、原子炉格納容器ガス管理設備は設置されていないため、監視手段として、モニタリングポストの空間線量率、可搬型モニタリングポストの空間線量率、およびRPV温度による再臨界監視を実施する。なお、これらの監視手段による再臨界検知時の再臨界出力は、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器による検出レベルよりも大きくなるものの、4.1.3に示す様に事故相当事象において、事故時の判断基準を大きく下回る公衆被ばくで収まることを確認している。

4.3. 主要設備

4.3.1. ホウ酸水

ホウ酸水は、構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウムの水溶液として注入する。注入量は、RPV内の保有水量を前提とし、再臨界防止、または未臨界維持の観点から必要な量とする。RPVに注入したホウ酸水はPCVへも漏えいするため、PCV内の再臨界にも効果が期待できる。

添付資料-3に五ホウ酸ナトリウムの必要量についての評価結果を示す。

4.3.2. 系統構成

ホウ酸水注入系の系統概略図を図4-1に示す。

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する仕組みとなっている。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため、ここではホウ酸水タンクおよびホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを本系統の主要設備とし、以下に記載する。

(1) ホウ酸水タンク

ホウ酸水注入系は、容量が20 m³のホウ酸水タンクを2基設置している。2基の内1基について空運用とすることで、地震時における影響を低減する。なお、万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールの配備を計画している。

今後、ホウ酸水タンクにヒータおよび攪拌機を設置することにより、冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結防止を図ることを計画している。工程については表4-1に示す。

(2) ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は、原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており、ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また、常用高台炉注水ポンプが

使用不可能になった場合は、非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて、非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他、常用、非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え、消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは、原子炉注水系と同様に耐圧ホース、一部に鋼管およびフレキシブルチューブを採用している。

(3) その他

万が一タンクが2基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールの配備を計画している。工程については表4-1に示す。

4.3.3. 設備の構造強度

(1) 基本方針

ホウ酸水注入系は、技術基準上原子炉停止設備に相当するクラス2機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）」で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。したがって、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス2機器相当での評価を行い、非金属材については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際、当該の設備がJISや独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。

(2) 主要設備の構造強度

ホウ酸水注入系の構造強度に係る説明書を添付資料-4に示す。

a. ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは、ステンレスパネルタンクを採用している。材料証明がない等、設計・建設規格のクラス2機器の要求を満足するものではないが、満水時の水頭圧に十分耐えうるものを採用している。

また、漏えい試験を行い、漏えいや有意な変形がないことを確認しており、必要な構造強度を有するものと評価している。

b. 配管類（鋼管、フレキシブルチューブ、耐圧ホース）

鋼管およびフレキシブルチューブは、材料証明がなく設計・建設規格におけるクラス2機器の要求を満足するものではないが、ホウ酸水タンクからの水頭圧に十分耐えうるものを採用している。また漏えい試験を行い、漏えいや有意な変形がないこ

とを確認しており、必要な構造強度を有するものと評価している。

耐圧ホースは、設計・建設規格に記載がない材料であるが、通常状態における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいのないことを確認しており、必要な構造強度を有しているものと評価している。

4.3.4. 耐震性

(1) 基本方針

ホウ酸水注入系は耐震設計審査指針上の S クラス相当の設備と位置づけられるが、仮設設備については、短期間での設計、調達および設置を行う必要があったことから、耐震 S クラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの、今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。また、基準地震動 Ss 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても、消防車や仮設プールの配備により、ホウ酸水を注入できるようにする。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、フレキシビリティを有する材料を使用するなどし、可能な限り耐震性を確保する。

(2) 主要設備の耐震構造

ホウ酸水注入系の耐震構造に係る説明書を添付資料-4 に示す。

a. ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは、ボルトによる固定等を行っていないため、ホウ酸水タンクの耐震性については、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力に対して転倒しないことを確認しているが、基準地震動 Ss に対しては、必ずしも耐震性を満足しないことから、基準地震動 Ss 相当の地震が発生した場合は、スロッシング等によりその機能を喪失する可能性がある。したがって、万が一タンクが 2 基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールを発電所内に配備する。

なお、耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても、ホウ酸水タンクが転倒しないことを確認している。

また、ホウ酸水タンクは 2 基設置しているため、地震の影響によるタンクの損傷を防止する観点から、1 基はホウ酸水を入れずに保管することで、地震による影響を低減する。

b. 配管類（鋼管、フレキシブルチューブ、耐圧ホース）

鋼管はホウ酸水タンク出口ヘッダ部に採用しているが、当該部分は距離が短いことおよび鋼管の前後は耐圧ホースまたはフレキシブルチューブにより接続しており、地震による有意な応力は発生しないと考えている。

主に使用している耐圧ホースについては、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。また、耐圧ホースは加締めにより接続しており、ホース仕様に適合することが試験等により確認されている。

また、耐圧ホースおよびフレキシブルチューブの敷設にあたっては、許容された半径を満足するように配置している。

4.3.5. ホウ酸水注入系の監視

(1) ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量については、タンク水位、温度およびホウ酸濃度を定期的に確認することにより監視する。

設備の異常については巡視点検により監視する。

4.4. 主要仕様

ホウ酸水注入系の主要仕様を表 4-2 に、配管仕様を表 4-3 に示す。

4.5. 再臨界監視

再臨界監視は、核分裂時に生成される揮発性の短半減期核種を検知可能な原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器による常時監視を 1~3 号機の全てに対して実施する計画である。

その他に、モニタリングポスト空間線量率、可搬型モニタリングポスト空間線量率、および RPV 温度を監視する。

なお、原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器による常時監視が可能になるまでの手段として、2,3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備の排ガスラインの主フィルター前から、バイアル瓶でのサンプリングによる短半減期核種濃度を 1 週間に 1 回確認する。

4.5.1. 1~3 号機 監視対象と判定基準

各監視対象における判定基準の方針は次のとおりである。短半減期核種の濃度監視に対しては、放射線検出限界を考慮した判定基準を設定し、この判定基準を超過した場合は再臨界と判断する。また、RPV 温度監視に対しては、過去の温度上昇率の実績を超過した場合とし、空間線量率監視に対しては、(バックグラウンド+変動幅)に対して超過した場合とし、これらの判定基準を超過した場合に再臨界の発生有無の評価を行う。

監視対象としては、以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器ガス管理設備における放射線検出器で測定された短半減期核種濃度
- ・ RPV 温度上昇率
- ・ モニタリングポスト、可搬型モニタリングポストで測定された空間線量率
- ・ 原子炉格納容器ガス管理設備の排ガスラインでのガスサンプリング分析による短半減期核種濃度

以下、各監視装置における監視対象と判定基準について示す。

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備設置後の連続監視の場合（今後）

a.監視対象

放射線検出器による短半減期核種

b.再臨界判定基準

短半減期核種が判定基準を超える濃度

（今後、実績を考慮して設定予定）

(2) 連続監視

(2)-1

a.監視対象

RPV 温度上昇率

b.再臨界判断基準

1～3 号機 判定基準値を超える温度上昇率（添付資料－5）

(2)-2

a.監視対象

モニタリングポスト空間線量率

b.再臨界判定基準

（バックグラウンド＋変動幅）を超える空間線量率（添付資料－6）

(2)-3

a. 監視対象

可搬型モニタリングポスト空間線量率

b.再臨界判定基準

（バックグラウンド＋変動幅）を超える空間線量率（添付資料－6）

(3) 原子炉格納容器ガス管理設備設置後の連続監視が出来ない場合

a.監視対象

排ガスラインの主フィルター前のガスサンプリング分析による短半減期核種濃度

b.再臨界判定基準

短半減期核種濃度が判定基準を超える濃度

(今後、実績を考慮して変更予定 添付資料-6)

現状、2号機で可能な監視手段であり、今後は同様の設備を3号機でも設置予定である。

なお、モニタリングポスト空間線量率、可搬型モニタリングポスト空間線量率、RPV 温度の測定値は再臨界事象以外でも変動する可能性があるため、1つの監視対象値が判定基準を逸脱した場合は、他の監視対象で再臨界を示唆する変化があるかを確認し、総合的に再臨界の判断を行う。特に、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポストは降雨などの天候によって変動するため、天候の影響による変動と判明した場合は再臨界判定から除外する。

4.6. 要求事項に対する代替措置

4.6.1. 運用での対応

ホウ酸水の注入は、通常時、ホウ酸水タンクから原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプにより行う。また、常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合、非常用高台炉注水ポンプあるいは、消防車による注入も可能となっているほか、炉注ラインは常用高台炉注ラインおよび純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能である。なお、ホウ酸水タンクを2基設置している。以上より、多重化・多様化が図られている。

これら設備は概ね設計方針を満足するものであるが、「構造強度」および「耐震性」については、本来の原子力設備に求められる設計・建設規格で規定した材料を使用することや基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難な状況にあり、満足できていない。

このため、ホウ酸水注入系の運用にあたっては、本来の原子力設備に対して構造強度・耐震性が劣るものと想定し、必要な対応を定めておくこととする。

4.6.2. 運転管理

(1) ホウ酸水注入方針

4.5 の監視基準を以て、総合的に判断し、未臨界を確保する為にホウ酸水を注入する。

- ① 再臨界検知後、ホウ酸水を注入する。ホウ酸水注入後も再臨界が継続していると判断された場合は、ホウ酸水を注入する。
- ② 再臨界と判断され、注入するホウ酸水が枯渇した場合、海水を注入する。
- ③ 炉注入量を大幅に増加する場合は、事前にホウ酸水を注入する。

(2) ホウ酸水の準備および貯蔵状態の監視

ホウ酸水タンクには、RPV 内の保有水をホウ素濃度 510ppm にできるホウ酸 1 回分 (960kg) を注入するのに必要な量が貯蔵されているようにしておく (添付資料-3)。

必要なホウ酸水量が確保されていることをタンク水位、温度およびホウ酸濃度を定期的に確認することにより管理する。

(3) 定期的な巡視点検および地震後の巡視点検

ホウ酸水注入設備については定期的に巡視点検を行い、設備の異常の有無を確認する。また、震度 5 弱以上の地震が発生した場合は、巡視点検により設備の異常の有無を確認する。

(4) タンク 1 基の空保管運用

地震の影響によるタンクの損傷を防止する観点から、1 基はホウ酸水を入れずに管理する。

なお、冬場におけるホウ酸水の注入時は、注入ラインでのホウ酸の析出が懸念されるが、保管時のホウ酸水濃度の運用範囲に幅を持たせるため、注入前にホウ酸水タンク 2 基を用いて濃度調整する場合がある。この場合もホウ酸 960kg (1 回分) の注入が可能である。

(5) ホウ酸および仮設プールの配備

タンクに貯蔵しているホウ酸水 (ホウ酸 960kg を注入できる量) の他、ホウ酸 1,920kg (2 回分) を注入できる量、合計 3 回分を発電所内に配備しておく。

また、万が一タンクが 2 基同時に損傷してしまう場合に備え、仮設プールを配備する。仮設プールは、事務本館海側駐車場に設置した消防車の近傍に設置し、仮設プールでホウ酸水の注入が必要になった場合には消防車によりホウ酸水を注入する。

4.6.3. 保守管理

ホウ酸水注入系は設備の多重化・多様化が図られており、機器が単一故障した場合においても切替作業によりホウ酸水の注入が可能である。したがって、保守管理については、作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、巡視点検等の運転管理を行う中で機器の状態を監視し、異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととする。

4.6.4. 異常時の措置

(1) 機器の単一故障

a. タンク損傷

ホウ酸水タンクは 2 基あるため、同時に使用不能になる可能性は低いが、地震の影響等により同時に損傷しないよう、1 基はホウ酸水を入れず、耐震性を確保して管理する。なお、この際に、空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は、タンク水張り、タンクの切替、ホウ酸の注入までで約 8 時間を要し、再臨界検知、

判断等の時間を約 2 時間、また注入完了までの約 4 時間を加え、約 14 時間を想定している。

(2) 原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため、原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため、その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障、外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置およびその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり、非常用高台炉注水ポンプの起動のため 30 分程度要することになる。また、原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

a. 原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は、速やかに事務本館海側駐車場に移動し、消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：60 分程度）。

(3) ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

a. ホウ酸水タンクの 2 基機能喪失

ホウ酸水タンクが 2 基同時に機能喪失した場合は、仮設プールを設置し、ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は、タンク 1 基の単一故障の場合の 14 時間に加え、組立て式の仮設プールの設置時間約 8 時間（ホース敷設含む）が加わるため、約 22 時間を想定している。

b. ホウ酸水注入系および原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため、原子炉注水系も含めて複数の設備が同時に機能喪失した場合について評価した。

ホウ酸水注入系および原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失している場合は、原子炉への注水は行われず、燃料温度が上昇する。したがって炉水温度は上昇し、ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから、この間のホウ酸注入は不要である。

4.7. 異常時に関する説明書

再臨界の発生の可能性は工学的に低いと考えられるが、ホウ酸水注入系の設計の妥当性を確認するために、ここでは、初期状態として、再臨界が発生していると仮定した上で、ホウ酸水注入系に異常が発生した場合を想定する。

原子炉格納容器外に放出される放射性物質の滞在時間が被ばくに大きく影響する。原子炉格納容器外に放出される放射性物質は、原子炉格納容器内の滞在時間が短い方が放射性物質の減衰が少ない。滞在時間は、容量と漏れ量（換気）により決まる。そこで、再臨界反応で発生した核分裂生成物が、原子炉格納容器から窒素封入量と蒸気発生量の合計で漏れいすると考え、被ばく評価に影響を与える核分裂生成物が以下の式により原子炉格納容器外へ放出すると評価した。

原子炉格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が、原子炉格納容器から時定数 λ_{pcv} で漏れいする場合の原子炉格納容器の内の物質収支は、核種の崩壊定数を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{pcv} Q_i$$

λ_i : 放射性物質 i の崩壊定数

Q_{i0} : 初期の放出量

上式より、放射性物質 i の放出量 Q_i は下式となる。

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{pcv})t)$$

一方、原子炉格納容器からの漏れい量は $\lambda_{pcv} Q_{i0}$ であるから、無限時間までの積算漏れい量は、

$$\int_0^{\infty} \lambda_{pcv} Q_i dt = Q_{i0} \lambda_{pcv} / (\lambda_i + \lambda_{pcv})$$

となり、再臨界で発生した放射性物質が、原子炉格納容器から一定の漏れい率で漏れいすると考えた場合、原子炉格納容器から漏れいする量は放出量に $\lambda_{pcv} / (\lambda_i + \lambda_{pcv})$ を乗じた値となる。

ここで、時定数 λ_{pcv} は、原子炉格納容器からの気体の漏れい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として、以下の式により求める。ここで、放出蒸気量は保守的に冷温停止状態の上限温度として 95°C 相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{pcv} = (F_{N_2} + F_{H_2O}) / V$$

F_{N_2} : 単位時間あたりの窒素封入量

F_{H_2O} : 単位時間あたりの放出蒸気量 (95°C 相当の飽和蒸気圧分)

V : 原子炉格納容器気相部体積

各号機の窒素封入量 43Nm³/h とすると、容量の小さい 1 号機の滞在時間が最も短くなるため、1 号機による評価が保守的となる（水位観測から、PCV 自由空間体積 1 号機 2,600m³ (OP.8,000)、2,3 号機 3,000m³ (2,3 号機 OP.12,000) 換気に要する時間は 1 号機 7 時間、2,3 号機 9 時間である)。再臨界時出力は保守的に最大値 414kW を用いた。

4.7.1. 過渡相当

(1) 原因

再臨界が発生し、何らかの原因により、常用タンクからホウ酸水が注入できない。

(2) 拡大防止対策

- a. ホウ酸水タンクは2基あるため、常用タンクからホウ酸水が注入できない場合は、残り1基のホウ酸タンクに必要なホウ酸を投入し、原子炉に注入する。

(3) 計算方法

a. 被ばく評価上の対象核種

仮に、再臨界が発生した場合、緩やかな反応度印加しかないと考えられることから、再臨界出力は崩壊熱程度に収まると考えられる。被ばく評価では臨界出力が高い方が保守的となることから、ここでは、監視基準パラメータの最大出力である414kWという保守的な値を用いた被ばく評価を実施する。

再臨界出力414kWの出力増分による、保有水の温度上昇は数°C程度（添付資料-5）であり、注水が続くことにより、デブリ周辺に水が存在し続けるためデブリに大きな温度変化はない（水がない場合はそもそも再臨界とはならない）。このため、重核の放射性物質の放出はなく、揮発性の核種の放出のみを考慮すれば良い。よって、被ばく評価上は希ガスとよう素の放出を考慮する。

b. 被ばく評価

敷地周辺における実効線量は、安全評価の事故時被ばくと同様に、希ガスの γ 線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。

① 放射性雲からの希ガスの γ 線による外部被ばく

$$H_{\gamma} = K \cdot E_{\gamma} / 0.5 \cdot D / Q \cdot Q$$

H_{γ} : 希ガスの γ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.0Sv/Gy)

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV)

D/Q : 相対線量 (2.5×10^{-19} Gy/Bq)

Q : 核分裂生成希ガスの放出量 (Bq)

② 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi / Q \cdot Q_I$$

H_I : よう素の γ 線の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_{in} : I-131の吸入摂取による実効線量係数 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

R : 呼吸率 (8.6×10^{-5} m³/s)

χ/Q : 相対濃度 (1.9×10^{-5} s/m³)

Q_I : よう素の放出量 (I-131 等価量) (Bq)

なお、よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は、感受性の高い小児を対象に行う。相対線量と相対濃度については、地上放散を想定していることから、福島第一原子力発電所 1 号機設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断における値を用いる。

(4) 計算条件および計算結果

a. 計算条件

再臨界検知に 2 時間 (検知 1 時間 + 判断 1 時間)、ホウ酸水注入完了までで約 12 時間 (準備 8 時間 + 注入 4 時間) を要するものと想定した。検知は、1 時間毎に監視パラメータを確認しており、温度、空間線量率の情報収集時間を約 1 時間とした。また判断にも時間を要すると考えられることから、判断時間を 1 時間とした。これら全てを勘案し、ホウ酸水注入完了までの時間を 14 時間とした。

b. 臨界時出力

(3) a. に示すとおり、監視基準パラメータの最大出力である 414kW を用いる。

c. 計算結果

被ばく量は敷地境界で約 0.34mSv となる。

放出量 希ガス 約 3.8×10^{14} Bq、よう素 約 9.7×10^{14} Bq

(5) 判断基準への適合性の検討

被ばく量は約 0.34mSv であり、現在の放出量評価とあわせても年間の実効線量限度 1mSv を下回る。

4.7.2. 事故相当

(1) 原因

再臨界検知後、何らかの原因により、ホウ酸水注入時に 2 基とも仮設タンクが損傷する。

(2) 拡大防止対策

- a. 仮設ホウ酸水タンクが 2 基同時に損傷した場合は仮設プールの設置を行いホウ酸水注入が可能な状態にする。

(3)計算条件および計算結果

a.計算条件

4.7.1 過渡相当の計算条件に組立て式の仮設プールの設置時間約 8 時間が加わるため、約 22 時間を想定した。

b.臨界時出力

過渡相当と同じく、監視基準パラメータの最大出力である 414kW を用いる。

c.被ばく評価

過渡相当の被ばく評価と同様に行う。

d.計算結果

被ばく量は敷地境界で約 0.54mSv となる。

放出量 希ガス 約 5.9×10^{14} Bq、よう素 約 1.5×10^{15} Bq

(4)判断基準への適合性の検討

被ばく量は約 0.54mSv であり、事故基準 5mSv を十分に下回る。

添付資料

- 添付資料-1 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内における再臨界の検討
- 添付資料-2 2号機 原子炉格納容器ガス管理設備の概要
- 添付資料-3 五ホウ酸ナトリウムの必要量
- 添付資料-4 ホウ酸水注入系設備の構造強度および耐震性に係る説明書
- 添付資料-5 温度監視基準の考え方
- 添付資料-6 判定基準と再臨界出力との関係

表 4-1 ヒータおよび攪拌機設置工事・仮設プール配備工程

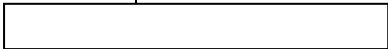

	平成 2 3 年		
	10 月	11 月	12 月
ヒータ・攪拌機設置工事			
仮設プールの手配			

表 4-2 ホウ酸水注入設備主要仕様

(1) ホウ酸水タンク

基 数	2 基
容 量	20 m ³ (1 基あたり)
材 料	SUS329J4L および SUS444
型 式	パネルタンク
寸 法	2m×5m×高さ 2.5m

(2) 仮設プール

基 数	1 基
容 量	10 m ³

表 4-3 主要配管仕様

名 称	仕 様	
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (フレキシブルチューブ)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	153.0mm 183.5mm SS400 1.0MPa 50°C
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで (鋼管)	外径/公称厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	76.3mm/4.2mm (65A) 89.1mm/4.2mm (80A) 165.2mm/45.0mm (150A) SGP 1.0MPa 50°C
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで (耐圧ホース)	内径 外径 材質 最高使用圧力 最高使用温度 許容曲げ半径	76.2mm 99.0mm ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50°C 750mm

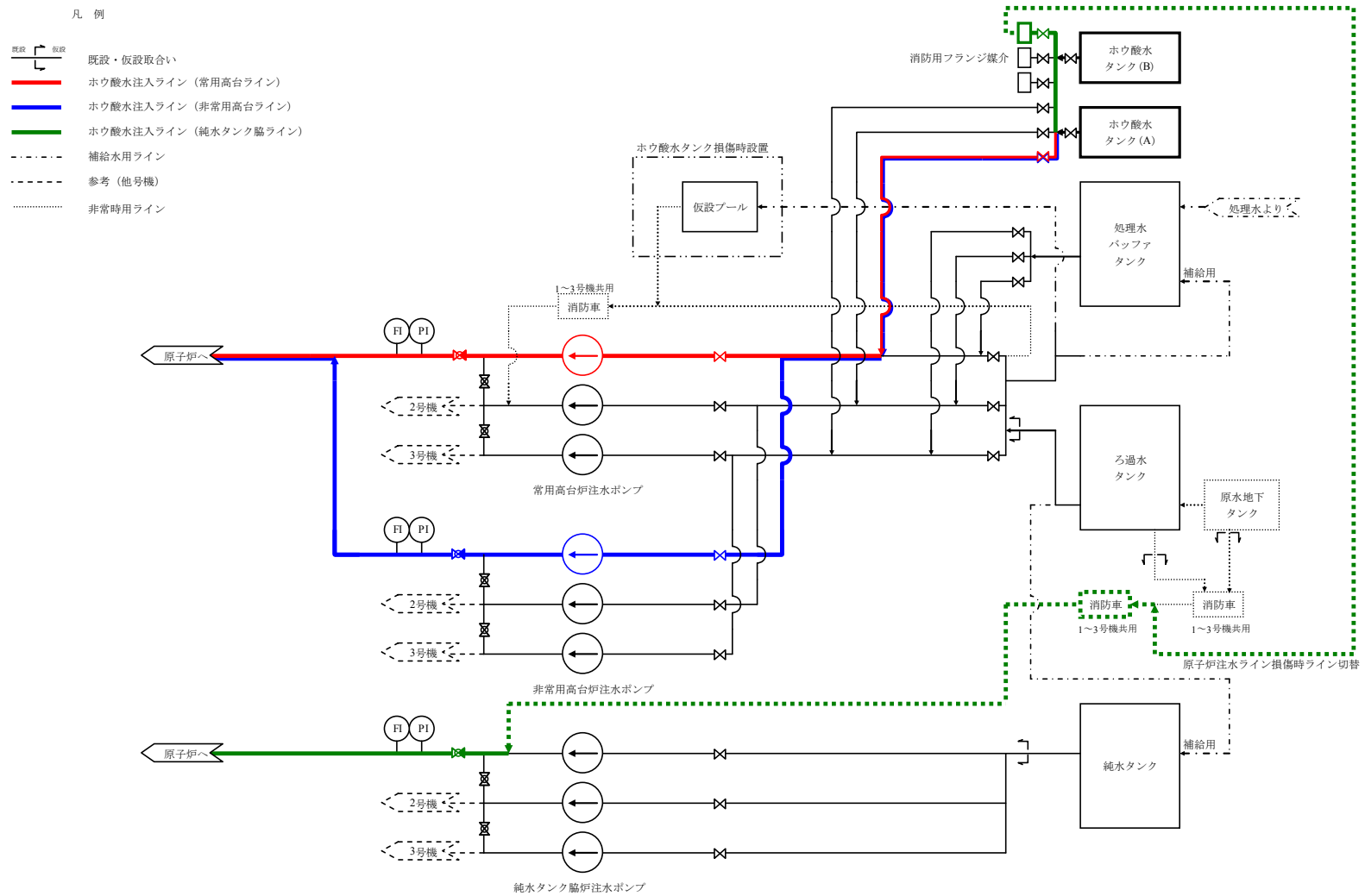


図 4-1 ホウ酸水注入系統概略図

原子炉压力容器・原子炉格納容器内における再臨界の検討

1. 概要

現在、モニタリングポストの空間線量率が連続降下しており（図2）、また、1～3号機の滞留水がプロセス主建屋に移送されており、その滞留水中のよう素が事故発生後、継続して減少しており、9月中旬から現在までは検出限界以下になっている状態である（図1）。これらの事から、事故発生以降各号機において再臨界には至っていないと判断している。

しかしながら、再臨界に至る可能性を完全に払拭できないことから、RPV・PCVにおけるデブリの再臨界評価を行った。

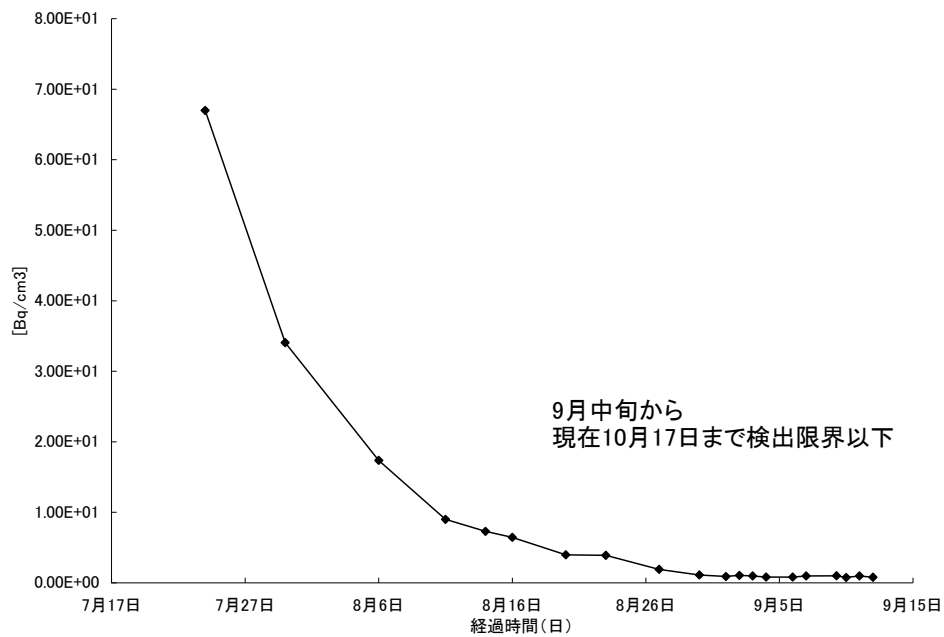


図1 プロセス主建屋におけるよう素 131 の推移

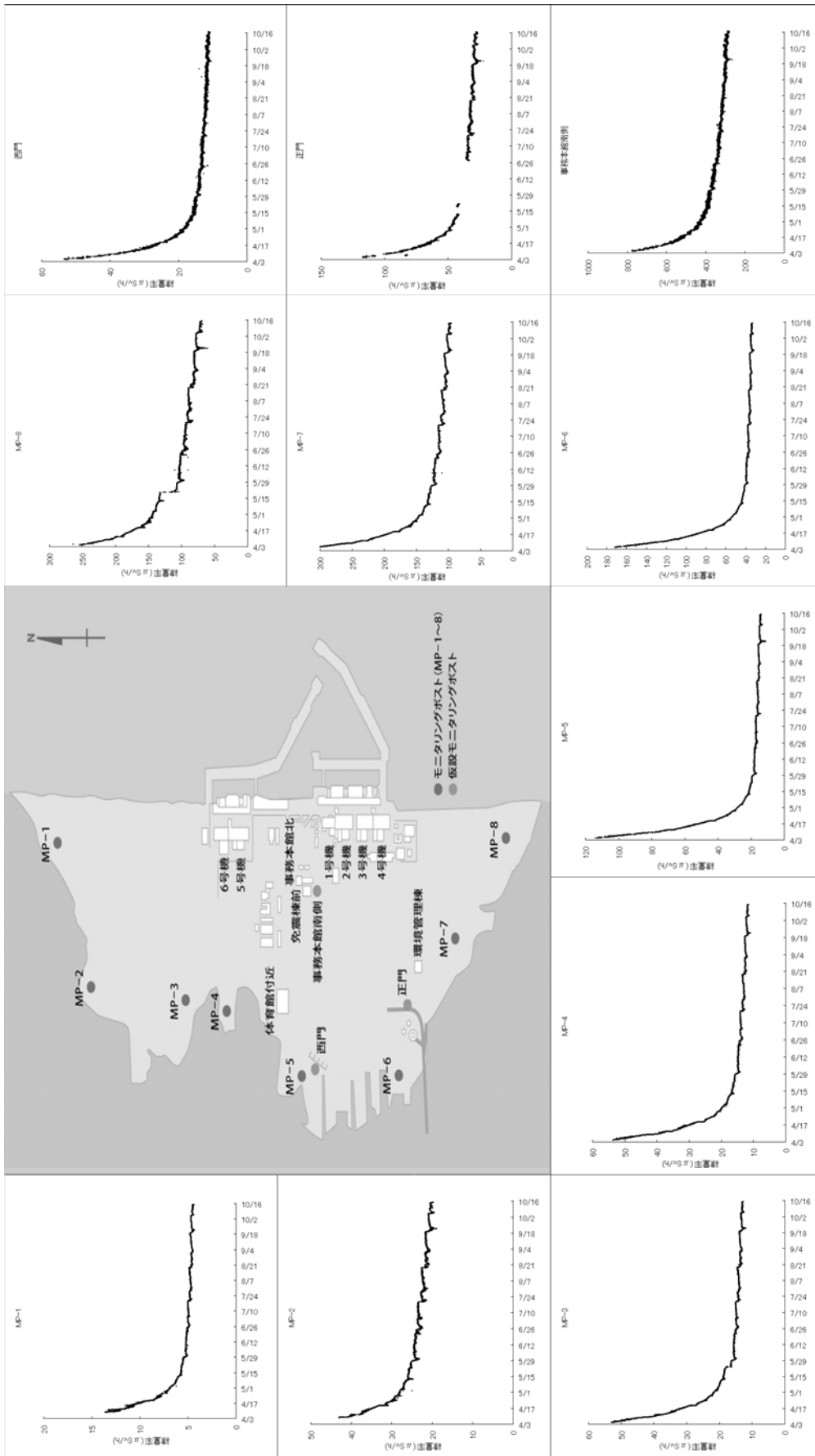


図 2 モニタリング推移

2. 解析条件

2.1. 解析における不確かさの考え方、および条件

現時点では炉内状況の多くが不確かであり、評価条件を1つに特定することはできない。そこで、本評価では、現実的に起こりうる炉内状態の範囲を考え、感度解析を行う。再臨界評価にあたっては、不確定要素として、デブリの組成、デブリの形状、堆積状態、構造材の組成および混合量がある

以下に各々の不確定要素における考え方、および条件を示す。

(1)デブリの組成

運転中の原子炉内には、さまざまな燃焼度の燃料が存在する。運転中に燃料の健全性を担保する為に、実炉心配置では、どの号機も出力分布が平坦になる様に、燃料の燃焼度の低いものと燃焼度の高いものが偏らないように配置されている。このため、複数の燃料が溶融する場合、特定の燃焼度の燃料領域のみが溶融することはない。また、溶融燃料の領域が形成されると、溶融の過程で溶融物は混在状態となる。したがって、溶融燃料の組成は溶融領域の大きさや量にあまり依存しないと考えられる。

燃焼が進んだ燃料中に含まれるウラン以上の質量数を持つ核種（以下重核という）の組成は、炉心平均燃焼度が低いと炉心中のウラン 235 が多いため、デブリの臨界性を保守的に（体系の固有値を高く）評価できることから、震災時(平成 23 年 3 月 11 日)において 1 号機～3 号機の中で最も炉心平均燃焼度が低い 3 号機を代表組成とした。さらに、燃焼度が低い方が、反応度が高く、保守的な評価になる為、上記の代表組成を 2 月上旬の組成を用いた。(表 1 参照)。

また、溶融前の燃料には、重核の他に核分裂生成物（以下 FP という）やガドリニアが含まれており、デブリにもこれらが存在する。再臨界評価にあたっては、FP については JAERI-Tech2001-055 「燃焼度クレジット導入ガイド原案」にて臨界評価において考慮を認めている核種 (Rh103, Nd143, Sm149,Cs133,Tc99,Sm151,Sm152,Nd145, Eu153,Sm150, Mo95, Sm147) のみ存在するとした。また、中性子吸収体であるガドリニアは、初期の反応度を抑制する為に新燃料に多く存在する。ガドリニアは燃焼が進むに従い減少する。ガドリニアは残存量が小さい方が臨界性を保守的に評価できる。実際は、1 サイクル照射後でも、燃料にガドリニアは存在する。ここでは、保守的に当該サイクルに装荷された新燃料にのみ残存していると考え、さらに、ガドリニア濃度は燃料の軸方向で異なるが、ガドリニア濃度が少ない燃料上部のみを対象にした。この考えに基づき、1～3 号機で新燃料体数割合が一番小さい 1 号機のガドリニア量のみがデブリに存在するとし、平成 23 年 3 月 11 日時点のサイクル燃焼度を仮定してガドリニア残存量を算出した。残存ガドリニア量の推定値を表 2 に示す。ここでも、保守的に 1 号機の 0.004(wt%)より少ない 0.003(wt%)を使用した。

現実には、減速材温度係数は負になると考えられるため、減速材温度 20℃を基準ケース

とした。

表1 燃料の組成に影響する炉心平均燃焼度

	1号機	2号機	3号機	組成データに用いた 燃焼度
炉心平均 燃焼度 [GWd/t]	25.8	22.9	21.7	20.8 (3号機 平成23年2月上旬)

表2 1～3号機の残存ガドリニア推定値と評価に用いた値

	1号機	2号機	3号機	評価に 用いた値
Gd量(wt%)	0.004	0.016	0.012	0.003

(2)デブリの形状

デブリが溶岩状になっていると、デブリ中に空孔があっても減速材量（水）が少なく、最適な減速状態にはならず、未臨界となる。このため、再臨界評価においては、デブリ形状を保守的に球形として評価した。

現実的なデブリは、粒径はさまざまで、小さいデブリが大きいデブリの隙間を埋めて密に詰まっていると考えられる。デブリが密に埋まっていると、溶岩状の場合と同じく減速材量が少ないため再臨界にはなりにくい。減速材が流入できる隙間がある方が再臨界となり易い。そこで、再臨界評価では粒径を一定値とし評価した。デブリの粒径を一定とすることで、デブリ間に減速材が流入でき、再臨界となりやすい状態となる。

同一粒径の球の配置では、立方体の中心に1つ入ったものがならぶ場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材体積割合 0.48）、体心立方格子（減速材体積割合 0.32）、面心立方格子（減速材体積割合 0.28）となるに従い減速材体積割合も小さくなるが、現実的には、部分でこれらの配置となっていると考えられる。

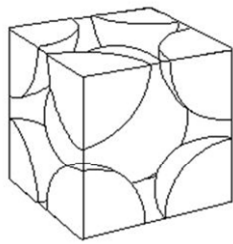
そこで、再臨界評価では、保守的に減速材領域の少ない面心立方格子を除外した立方体に1つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

さらに、TMI-2のデブリ（NUREG/CR-6195 Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel）にはデブリ中に空孔（空孔率平均0.2）があることから、デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

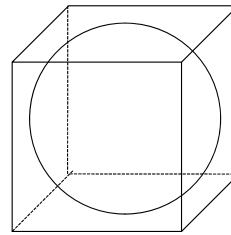
以上の条件下で、粒径を変化させて、最大の粒径半径を求めた。

以上より、再臨界評価ケースとして、次の4ケースを設定した。

- ・ 体系①（減速材体積割合 32%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中実
- ・ 体系②（減速材体積割合 46%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中空
- ・ 体系③（減速材体積割合 48%）：デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中実
- ・ 体系④（減速材体積割合 58%）：デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中空



体心立方格子状に配列



立方体の中心に球1つ配列

図3 体心立方格子、立方体における配列体系

(3) デブリの堆積形状

デブリの堆積形状は、堆積場所の構造物の形状により、円錐、円柱、半球など様々な形状が考えられる。

様々な堆積形状の可能性があり、特定の形状で代表させることは難しい。また、有限体系の場合、様々な中性子の漏えいが考えられる。そこで、再臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4) 構造材の組成および混合量

構造材のうち、被覆管やチャンネルボックスはジルカロイ、炉心部の制御棒の構造材や炉心支持板、支持金具および下部タイプレートなどはステンレス鋼できおり、燃料が溶融・移行する過程で、これらがデブリに混合すると考えられる。

再臨界評価時のデブリ中の構造材の混合量としては、保守的に炉心外の構造材（制御棒案内管や原子炉压力容器）は考慮せず、炉心域（炉心支持板下の構造物は考慮しない）に存在する構造材のみ混合を考慮する。燃料1体あたりの構成重量比は同じであることから、溶融燃料の割合によらず構造材の混合割合も一定とする。

震災直後にスクラムし全制御棒挿入が確認されていることから、燃料溶融時には炉心部には制御棒の構造材と中性子吸収体（B4C）が存在した。制御棒は燃料4体に囲まれる形で配置されており、燃料が溶融すれば、制御棒も溶融し、制御棒中の中性子吸収体（B4C）もデブリに混合すると考えられる。図4に示すように、4×4燃料体系を考える。これらの燃料に隣接している制御棒は合計9体ある。燃料が溶融した場合、燃料に隣接している複数の制御棒の溶融が想定される。ここでは、制御棒溶融の割合は、16体の燃料体に囲まれる最低1体の制御棒のみが溶融している状態が、他の制御棒が溶融していない分、現実上厳しい体系となる。実際はこの割合（制御棒1体/燃料集合体16体）以上の制御棒が溶融していると考えられる。さらに保守的に全ての制御棒が溶融しない場合も想定した。

以上より、デブリ中の制御棒の混合量として次の3 ケースを設定した。

デブリ組成(A) 燃料+構造材+制御棒一部 (制御棒 1 体/燃料集合体 16 体)

デブリ組成(B) 燃料+構造材 (制御棒なし)

デブリ組成(C) 燃料+構造材+全制御棒

デブリに対する再臨界評価において、想定した条件と考え方の記載箇所を表3にまとめる。

表3 原子炉格納容器における燃料デブリに関する不確かさに対する考え方

項目	想定した条件	考え方の記載箇所
デブリ組成		
燃料	重核、FP、残存 Gd がデブリに混合	1)
構造材	被覆管、集合体壁、炉心支持板、支持金具、下部タイプレートがデブリに混合	4)
制御棒	炉心有効長部分の制御棒がデブリ混合	4)
形状		
デブリ(粒子)形状	球形(中実および中空) 粒半径: ~10[cm]	2)
堆積(体系)形状	体心立方、立方体中央に1つの場合	2),3)
(水領域の割合)	水:デブリ 体積比 =33:67~58:42	2)

冷却材条件は20℃とする。

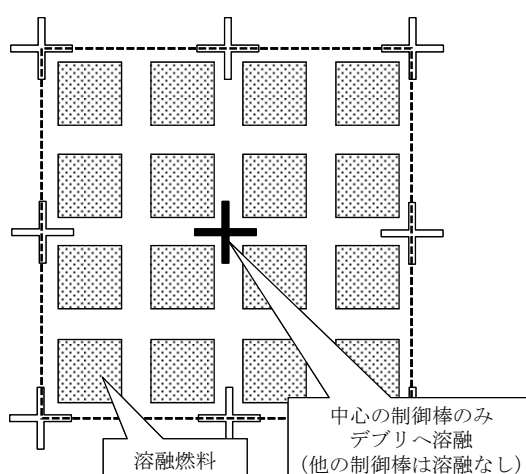


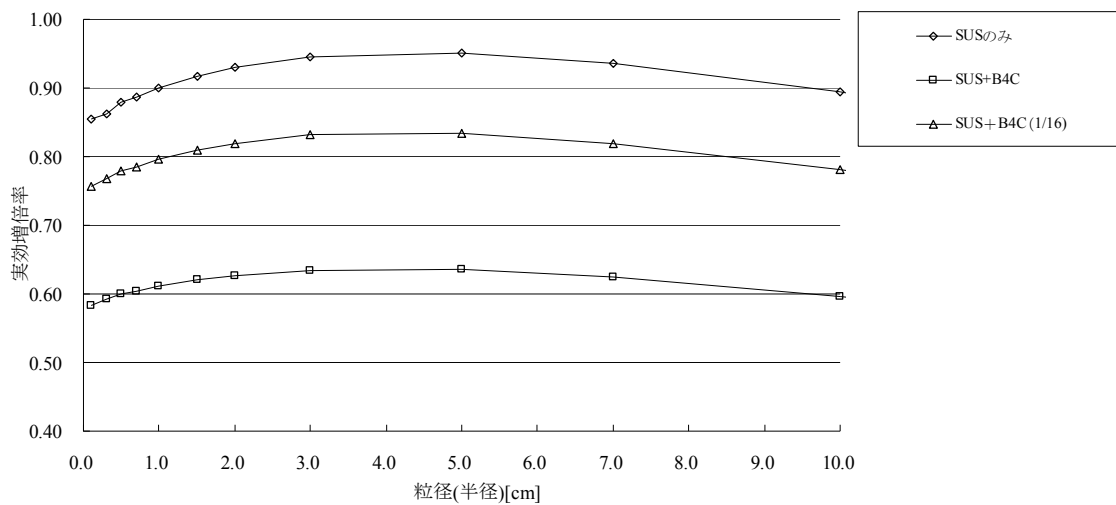
図4 溶解燃料に対する制御棒の溶解割合に対する考え方

3. 評価結果

評価結果として、デブリの未臨界性評価、ホウ素濃度 510ppm のホウ素価値、海水注入時の海水の負の反応度ならびに考えられる評価誤差を示す。

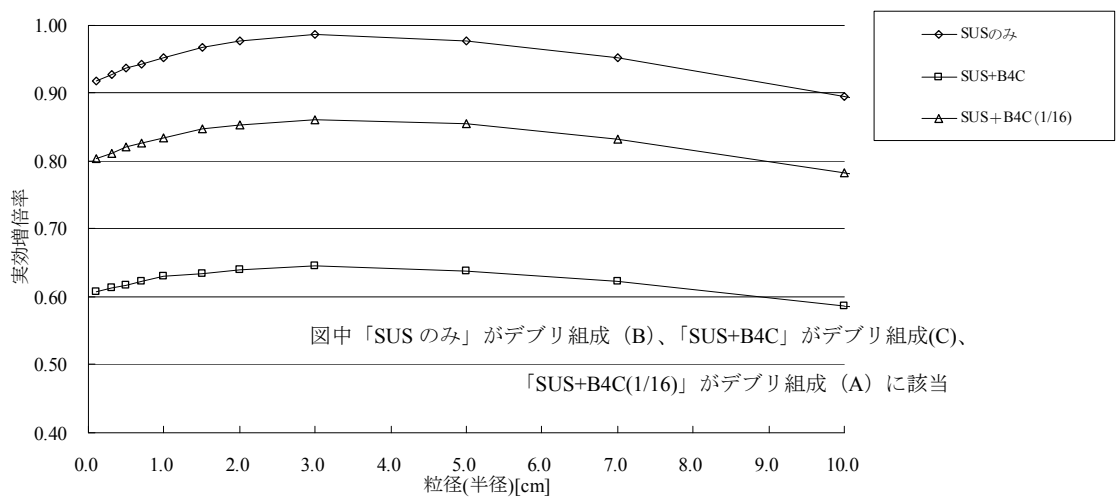
3.1 デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき、再臨界計算のパラメータサーベイをモンテカルロコード MVP (JAERI-1348 MVP/GMVP II; General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods) で行った。結果は次のとおりとなる。①から④における体系で粒径の大きさによるサーベイの結果を以下に示す。



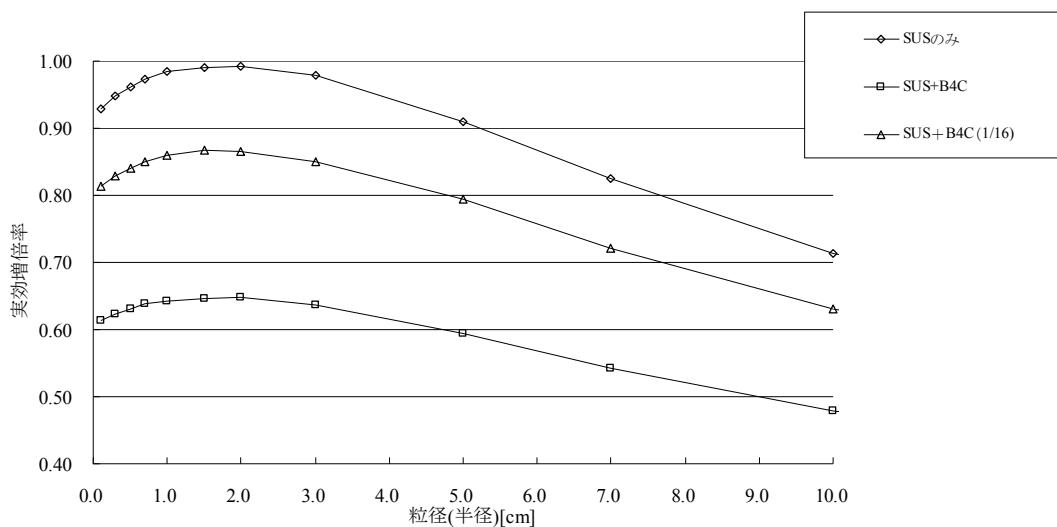
図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成(C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図 5 体系① (減速材体積割合 32%) における粒径変化における実効増倍率の変化



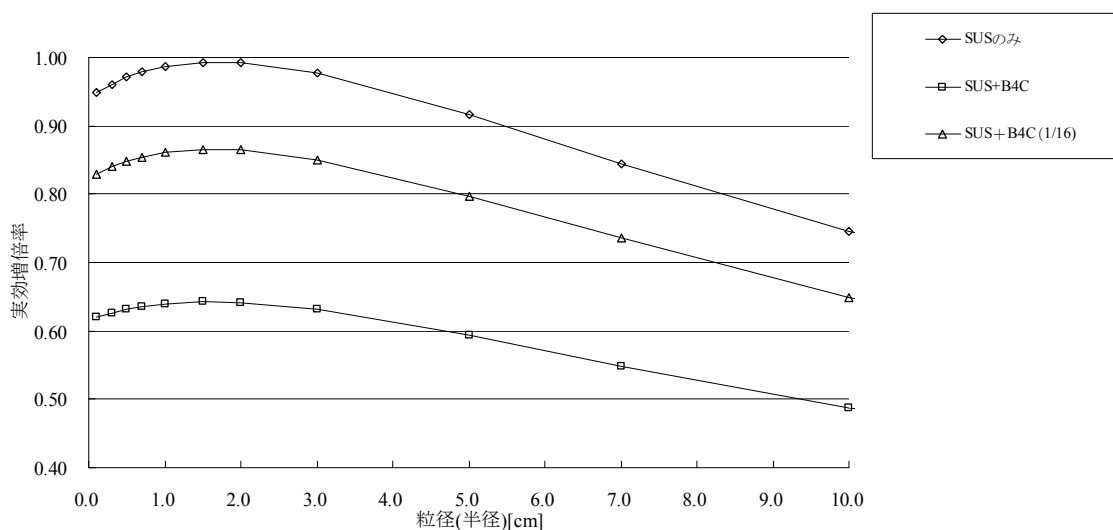
図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成(C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図 6 体系② (減速材体積割合 46%) における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成(C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図 7 体系③ (減速材体積割合 48%) における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUSのみ」がデブリ組成 (B)、「SUS+B4C」がデブリ組成(C)、
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成 (A) に該当

図 8 体系④ (減速材体積割合 58%) における粒径変化における実効増倍率の変化

最大反応度を与える粒半径の最大値は以下のとおりとなった。

- ・ 体系①デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中実：粒半径 5cm
- ・ 体系②デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中空：粒半径 3cm
- ・ 体系③デブリが立方体中に 1 つ存在し、デブリ中実：粒半径 2cm
- ・ 体系④デブリが立方体中に 1 つ存在し、デブリ中空：粒半径 1.5cm

各々の最大反応度粒半径に対してのデブリ組成別(A)~(C)における解析結果を以下に示す。ケース別の無限増倍率の評価結果を図9に示す。デブリ組成(C)は全制御棒が混入している為、十分な未臨界状態となる。デブリ組成(A)(燃料+構造材+制御棒一部(制御棒1体/燃料集合体16体))であれば十分に未臨界であることが確認できた。制御棒成分を含まない保守的なデブリ組成(B)(燃料+構造材(制御棒なし))でも、炉心内の一部の構造材がデブリ中にあれば評価上は未臨界の結果となった。現実的には、デブリ中に制御棒成分が全く含まれないとは考えにくく、現状のデブリの状態は、保守的に考えてもデブリ組成(A)(燃料+構造材+制御棒一部(制御棒1体/燃料集合体16体))とデブリ組成(B)(燃料+構造材(制御棒なし))の間に存在していると考えられる。以上より、デブリの状態で存在する場合、工学的には再臨界になることは極めて低いと推測される。体系・デブリ組成などの不確かさを鑑み、注入するホウ素濃度は、保守的なデブリ組成(B)において5% Δk の負の反応度を投入できる量とする。次節で必要量の評価結果を示す。

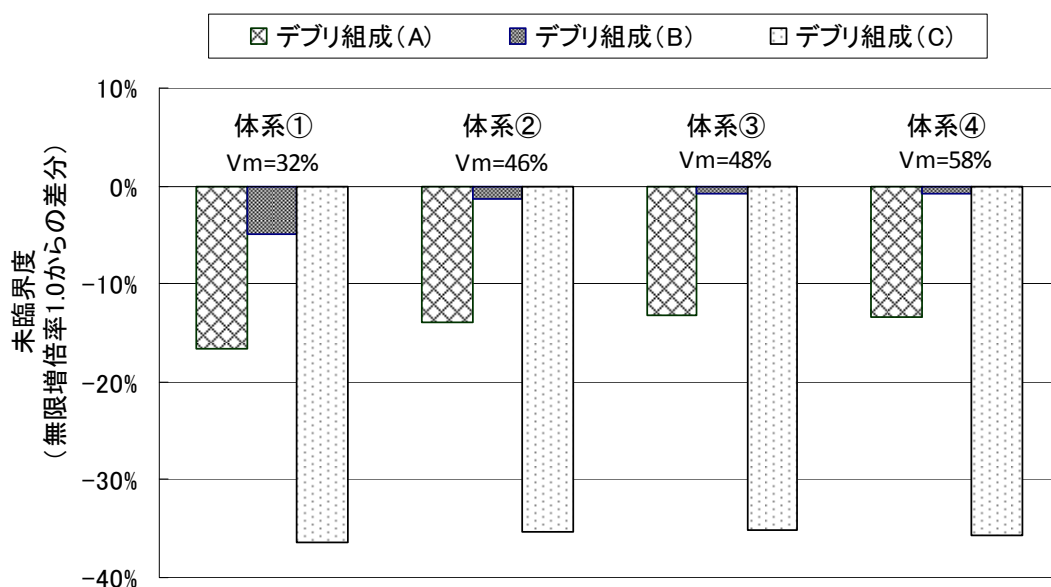


図9 デブリ体系・組成における再臨界評価

3.2 510ppmのホウ素価値

ホウ酸水注入方針では、再臨界が継続された状態では、継続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。再臨界事象は緩やかな反応度変化のため、再臨界が検知後に速やかに五ホウ酸ナトリウムを注入すると未臨界状態になると考えられる。未臨界達成後も反応度印加が続くなどの理由で再び再臨界となった場合や、再臨界が継続する場合は、五ホウ酸ナトリウムを連続して注入する。

注入時に想定しているホウ素濃度を 510ppm における反応度低下量を図 10 に示す。図 10 からホウ酸濃度 510ppm によりで 5% Δk 以上の反応度低下を見込む。JAERI-1340 臨界安全ハンドブック第 2 版から、負の反応度 5% Δk は臨界管理としては妥当な値であるとされている。なお、この評価結果はデブリ組成に適用できる為、RPV、PCV 双方のデブリを未臨界にするホウ素濃度となる。

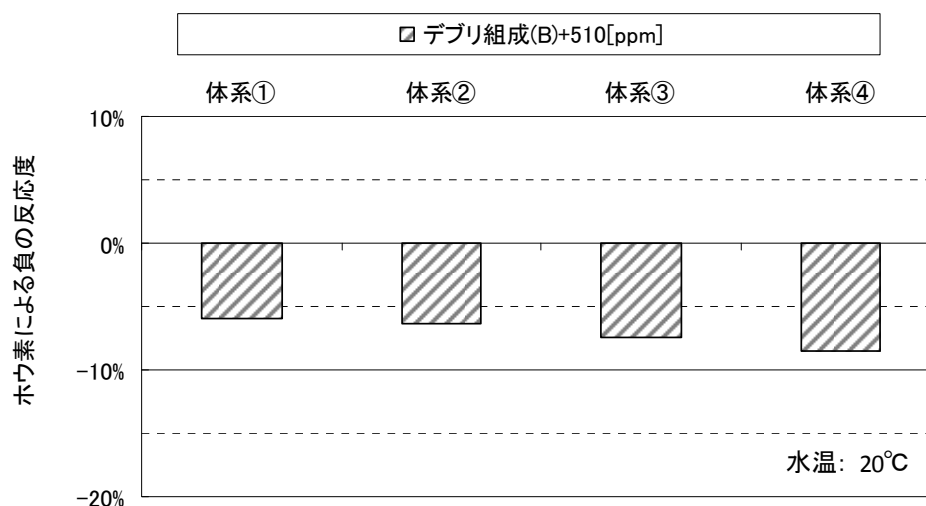


図 10 各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

3.3. 海水注入による反応度低下量

RPV、PCV に注入するホウ酸水が枯渇した場合、さらに、海水を注入する運用となっている。ホウ酸水の代わりに海水（塩分濃度 3.2wt%）を注入した時の解析結果を示す。海水は塩素を含んでおり、塩素が中性子吸収材になる為、ホウ酸水の代替となる。表 4 にデブリ組成 (B) での各体系における海水を注入したときの反応度低下量を示す。塩分濃度 3.2wt% で約 3% Δk の反応度低下が見込める。ホウ酸水が枯渇した場合でも、海水を注入することによって、対応が可能である。

表 4 各体系における海水注入時におけるによる増倍率低下量

	水温20°C	水温40°C	水温55°C	水温80°C	水温100°C
体系①	-3.29%	-3.21%	-3.18%	-3.05%	-2.88%
体系②	-3.65%	-3.49%	-3.41%	-3.27%	-3.14%
体系③	-4.16%	-4.03%	-4.02%	-3.97%	-3.90%
体系④	-4.86%	-4.73%	-4.73%	-4.70%	-4.53%

デブリ組成 (B) (燃料+構造材 (制御棒なし))

3.4 評価誤差の検討

評価誤差のうち、解析コードのホウ素価値に対するばらつきと、デブリ組成に起因する解析のばらつきを示す。

① 評価コードによるホウ素価値の評価誤差

評価に用いた MVP コードは、独立行政法人日本原子力研究開発機構が開発した公開コードであり、連続エネルギー法に基づくモンテカルロコードである。計算コード MVP による五ホウ酸ナトリウム注入時の負の反応度の予測誤差は、「MVP—試験間ボロン価値の誤差平均値」となる。TCMO-08002 「沸騰水型原子力発電所ホウ酸水注入系における未臨界性評価手法について (CASMO/SIMULATE 版)」の評価では、上記 MVP コードの誤差は $0.45\% \Delta k$ と評価されている。

② デブリ組成に関する評価誤差

燃焼が全て溶融する前提でデブリ組成を決定していたが、炉心径方向で出力の低い外周部の燃料は溶融せずに炉内に残る可能性がある。そこで、感度評価としてデブリ組成 (B) をベースに全ての燃料が溶融したデブリ組成の場合と最外周燃料を除外したデブリ組成の固有値の差を評価した。

最外周燃料をデブリから除外すると、下記①、②の効果の取り合いにより反応度変化量が決まる。

- ① 反応率の低い燃料が減少するため、デブリの固有値が増加する。
- ② デブリの量が減少するため、ガドリニアの単位体積あたりの存在量が増加し、固有値が低下する。

評価結果 (図 11) から、デブリ組成に起因する評価誤差として $0.8\% \Delta k$ の実効増倍率変化 (増加) があつた。

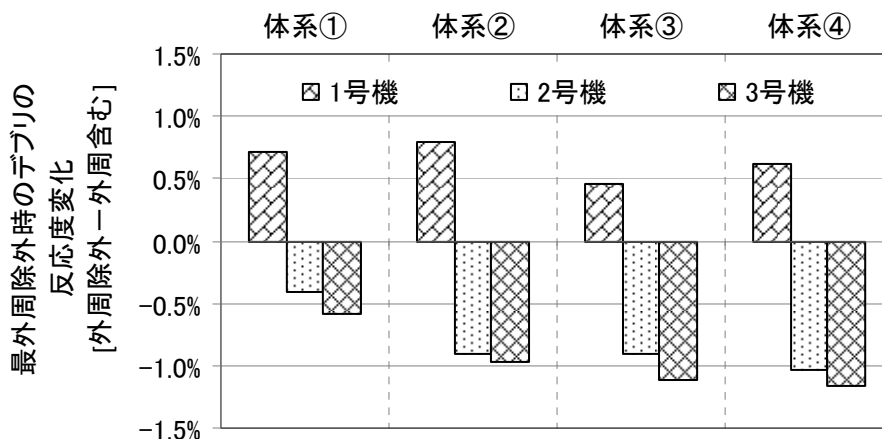


図 11 外周燃料を除外した場合の反応度の変化

2号機 原子炉格納容器ガス管理設備の概要

2号機は10月28日より原子炉格納容器ガス管理設備の運転を開始している。当設備は下図に示すように、排気ファン、放熱器、電気ヒータ、フィルタユニット、モニタリング装置等で構成され、可燃性ガス濃度制御系（FCS）配管から原子炉格納容器内のガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に、一部のガスを大気へ放出している。

当設備を利用した排気ガスのサンプリング・核種分析として、フィルタユニット入口側または出口側の分岐配管にガス採取装置を接続しガスバイアル瓶にガスを吸引採取し分析する。

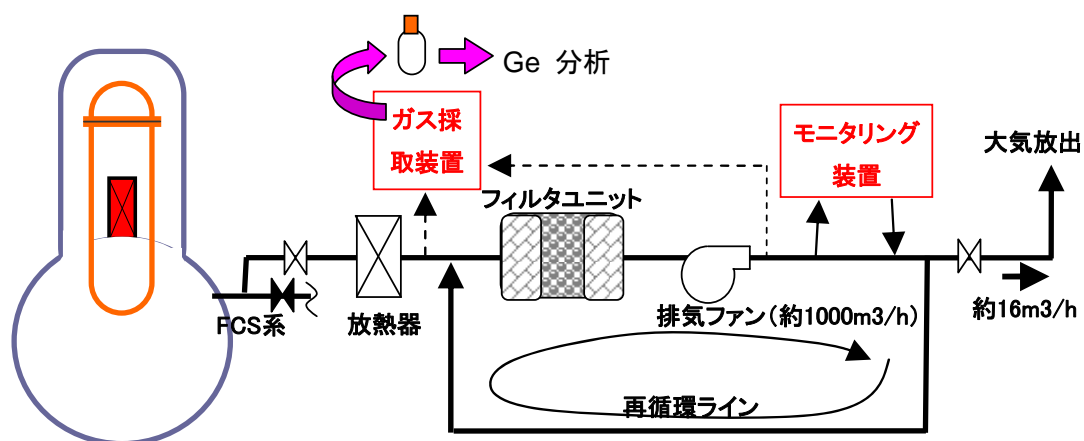


図1 2号機 原子炉格納容器ガス管理設備の概要

五ホウ酸ナトリウムの必要量

1. 五ホウ酸ナトリウムの必要量の考え方

RPV 内でホウ素濃度 510ppm にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を決める。PCV 内のデブリに対する五ホウ酸ナトリウム必要量に関しては、RPV から PCV へ五ホウ酸ナトリウムが流入することから、RPV 内へ五ホウ酸ナトリウム必要量で連続注入を行う。連続で五ホウ酸ナトリウムを注入すると PCV の五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し、PCV 内の未臨界に寄与する。このため、五ホウ酸ナトリウム注入後も引き続き、再臨界が継続したと判断された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。なお、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は、海水を注入する。

2. 五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出

五ホウ酸ナトリウムは RPV 内保有水で希釈されることから、その必要量は RPV 保有水量と五ホウ酸ナトリウム中のホウ素成分比率を用いて次式で計算できる。

$$\text{五ホウ酸ナトリウム}[\text{kg}] = \frac{\text{RPV保有水量}[\text{kg}] \times \text{ホウ素濃度}[\text{ppm}] \times 10^{-6}}{\text{ホウ素の成分比率}}$$

現在、水位計がダウンスケールしているため、正確な RPV 保有水量は不明である。一方、希釈を考えると保有水量が多い方が必要量を多く見積もり保守的となる。そこで、五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出に当たっては、保守的に通常水位を用い、さらに各号機の中で最大の保有水量を採用した。表 1 に各号機の保有水量を示す。

表 1 各号機の通常保有水量

	保有水量
1号機	194 × 10 ³ kg
2号機	340 × 10 ³ kg
3号機	340 × 10 ³ kg

3. 評価条件

- ホウ素濃度：510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）
 - ✓ ホウ素濃度は添付資料-1 の解析結果より 510ppm
 - ✓ 反応度 5%Δk 相当の ¹⁰B 同位体天然組成ホウ素濃度として算出

- 五ホウ酸ナトリウム ($\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16} \cdot 10\text{H}_2\text{O}$) 中のホウ素成分比率：下式のとおりである。

$$\text{ホウ素の成分比率} = \frac{B \times 10}{Na \times 2 + B \times 10 + O \times 16 + (H \times 2 + O \times 1) \times 10} = 0.183$$

ただし、各核種の原子量は下表を用いた（出典 理科年表）

核種	H	B	O	Na
原子量	1.008	10.811	15.999	22.990

4. 評価式

- 1～3号機の五ホウ酸ナトリウムの必要量

RPV 保有水量 340[t]を用いると

$$\text{五ホウ酸ナトリウム} = \frac{340 \times 1000 \times 510 \times 10^{-6}}{0.183} = 948[\text{kg}]$$

5. 評価結果

	1～3号機
五ホウ酸ナトリウムの必要量	948 kg

五ホウ酸ナトリウムは保守的に 948kg を 960kg とし、全号機に同量 960kg を注入する。再臨界継続が確認された場合、連続して五ホウ酸ナトリウムを注入し、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合、海水を注入する。表 2 に各号機毎に注入する保有水量に対する五ホウ酸ナトリウム濃度の対応表を示す。また、図 1 に温度とホウ酸溶解度曲線を示す。

表2 五ホウ酸ナトリウム960kgに対する有効保有水量と五ホウ酸ナトリウム濃度(wt%)

ホウ酸水タンク水位 (m)	吸込み残り高さ (m)	有効水位 (m)	保有水量 (t)	有効保有水量 (t)	五ホウ酸ナトリウム濃度 (wt%)
1.0	0.5	0.5	10.0	5.0	17.7
1.1	0.5	0.6	11.0	6.0	14.9
1.2	0.5	0.7	12.0	7.0	12.9
1.3	0.5	0.8	13.0	8.0	11.4
1.4	0.5	0.9	14.0	9.0	10.2
1.5	0.5	1.0	15.0	10.0	9.2
1.6	0.5	1.1	16.0	11.0	8.4
1.7	0.5	1.2	17.0	12.0	7.7
1.8	0.5	1.3	18.0	13.0	7.1
1.9	0.5	1.4	19.0	14.0	6.7
2.0	0.5	1.5	20.0	15.0	6.2

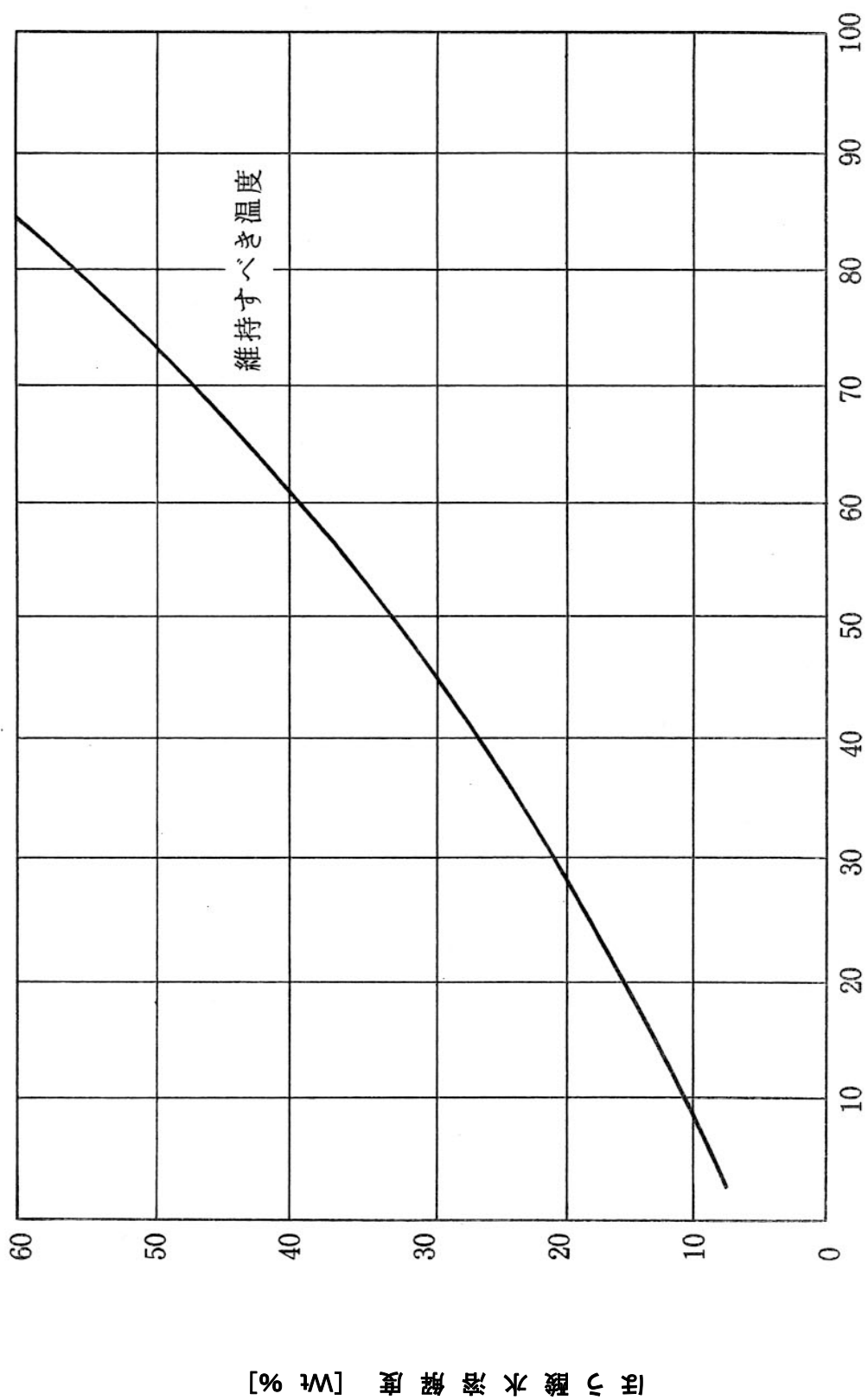


図1 ほう酸水溶解度曲線

ホウ酸水注入系設備の構造強度および耐震性に係る説明書

1. タンクの構造強度および耐震性

1.1 ホウ酸水タンク

(1) 構造強度

ホウ酸水タンクについては、定格容量 20m^3 (水位 2m) における静水圧に対し、実験により確認した側板および底板の許容水圧が大きいことを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している。

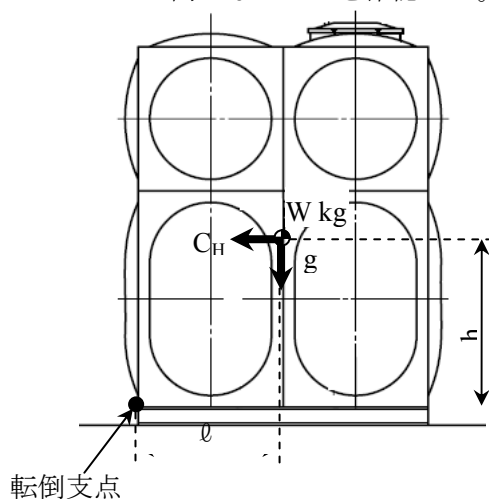
(2) 耐震性

ホウ酸水タンクは、事務本館脇海側駐車場に設置されており、ボルトにより固定されていないことを踏まえ、耐震性の評価として、タンクが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動 S_s に対する動的解析を行うことが困難であることから、静的地震力を用いて、耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a. ホウ酸水タンクの転倒評価

タンクについて、地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し、それらと比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは、地震によるモーメント $>$ 自重によるモーメントの場合であるが、評価の結果、耐震 B クラス設備に適用される静的地震力によるモーメント $<$ 自重によるモーメントであり、タンクが転倒しないことを確認した。

なお、評価の結果、耐震 S クラス相当の静的地震力に対してもタンクが転倒しないことを確認した。



- C_H : 水平方向加速度
- W : 機器重量
- g : 重力加速度
- h : 据付面から重心までの距離
- l : 転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント : $M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント : $M_2 = W \times g \times l$

1.2 管の構造強度および耐震性

1.2.1 鋼管

(1) 構造強度

鋼管については、「設計・建設規格」におけるクラス 2 配管の規定に基づき、最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており、ホウ酸水注入系における使用条件に対し、十分な構造強度を有していると評価している（表-1 参照）。

表 1 ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口 ヘッダまで	4.2	2.7
	4.2	3.0
	5.0	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは、(式 1-1) により計算した値および表-2 に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \quad (\text{式 1-1})$$

t：管の計算上必要な厚さ (mm)

P：最高使用圧力 (MPa)

D₀：管の外径 (mm)

S：最高使用温度における「設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力 (MPa)

η：長手継手の効率で、「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表2 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

管の外径 (mm)	管の厚さ (mm)
25 未満	1.4
25 以上 38 未満	1.7
38 以上 45 未満	1.9
45 以上 57 未満	2.2
57 以上 64 未満	2.4
64 以上 82 未満	2.7
82 以上 101 未満	3.0
101 以上 127 未満	3.4
127 以上	3.8

(2) 耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが、その前後はフレキシビリティを有した耐圧ホース等と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.2.2 フレキシブルチューブ

(1) 構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが、タンクヘッド圧 (0.02MPa) における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

フレキシブルチューブは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.3 耐圧ホース

(1) 構造強度

耐圧ホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが、タンクヘッド圧 (0.02MPa) における漏えい確認試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認していることから、必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

耐圧ホースは、フレキシビリティを有しており、地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

温度監視基準の考え方

現在では、監視しているパラメータが変動幅を超えて変化する状態は、再臨界の可能性が懸念される。そこで、変動幅を監視基準として、再臨界監視を行う。

再臨界時出力上昇により、RPV 温度、圧力が変化すると考えられる。現状、RPV 底部において 100℃未満で温度推移している為、再臨界時にはまず、温度上昇が起こり、その後、圧力上昇が起こる。

再臨界に伴いデブリの温度が上昇し、RPV 鋼材もしくは冷却水に伝熱し、RPV 温度が上昇する。RPV 温度上昇は伝熱によるものであるから緩やかではあるが、この温度上昇が検知手段として有効と考えられることから、温度上昇率で監視する。

再臨界事象には比較的大きな出力上昇と緩やかな出力上昇があり、それぞれに対して、監視基準を設定する。比較的大きな出力上昇に対しては、1 時間単位の監視で対応し、穏やかな出力上昇に対しては、1 日単位の監視で対応する。

1. 1～3 号機 温度監視基準

1.1 比較的大きい出力上昇

短時間における再臨界を検知する目的で、1 時間あたりの温度上昇を定義する。

各号機の過去の温度推移から 1 時間あたりの温度上昇を定義する。

1 号機 1.2℃/h (平成 23 年 4 月 11 日)

2 号機 3.6℃/h (平成 23 年 6 月 26 日)

3 号機 3.6℃/h (平成 23 年 4 月 8 日)

上記判断基準は、早期検知を目的として、1 時間平均の上昇率で判断する。

1.2 穏やかな出力上昇

さらに小さい再臨界を検知する目的で、1 日あたりの温度上昇を定義する。

温度監視を行う場合、1 時間あたりの温度上昇は非常に小さいものとなる。よって、1 日あたりの温度上昇を定義する。

各号機の過去の温度推移から 1 日あたりの温度上昇率を定義する。

1 号機 7.7℃/day (平成 23 年 4 月 30 日)

2 号機 14.0℃/day (平成 23 年 6 月 26 日)

3 号機 15.2℃/day (平成 23 年 6 月 5 日)

上記判断基準は、印加される反応度は緩やかであることから、1 日平均の上昇率で判断する。

以上の監視は次項目 2 の監視計器で行う。

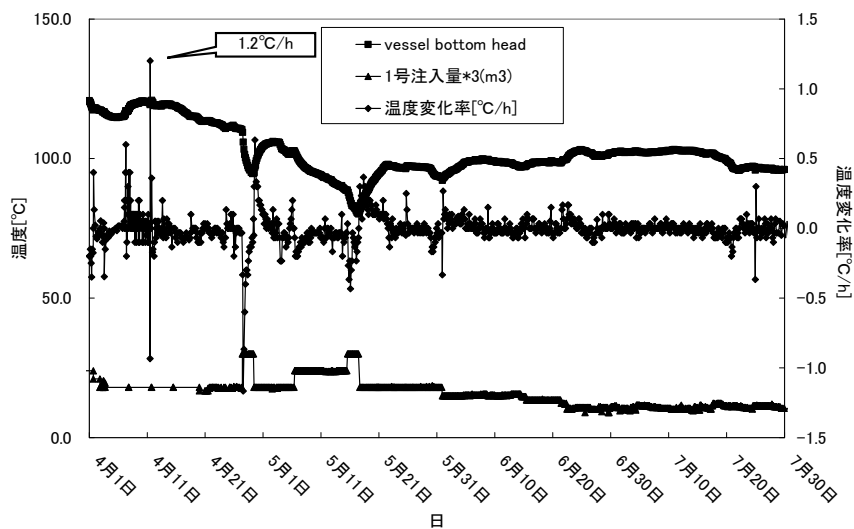


図1 1号機 RPV 温度変化率 (1時間)

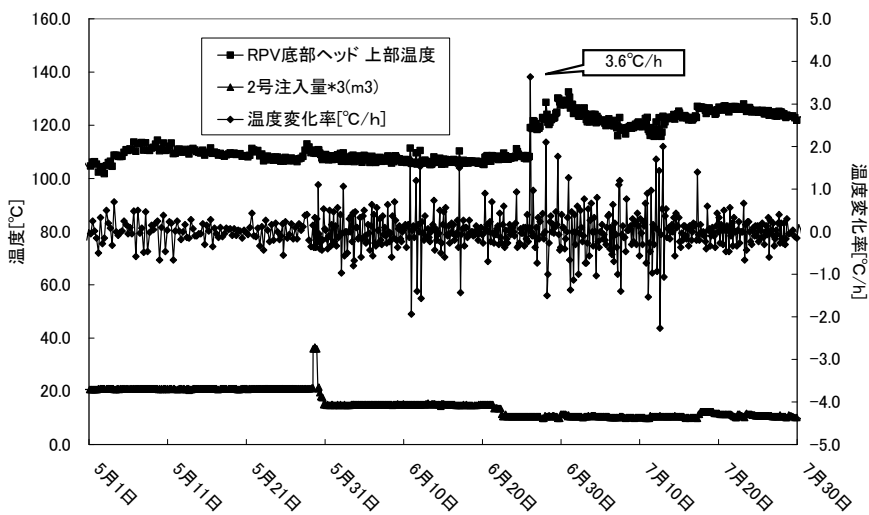


図2 2号機 RPV 温度変化率 (1時間)

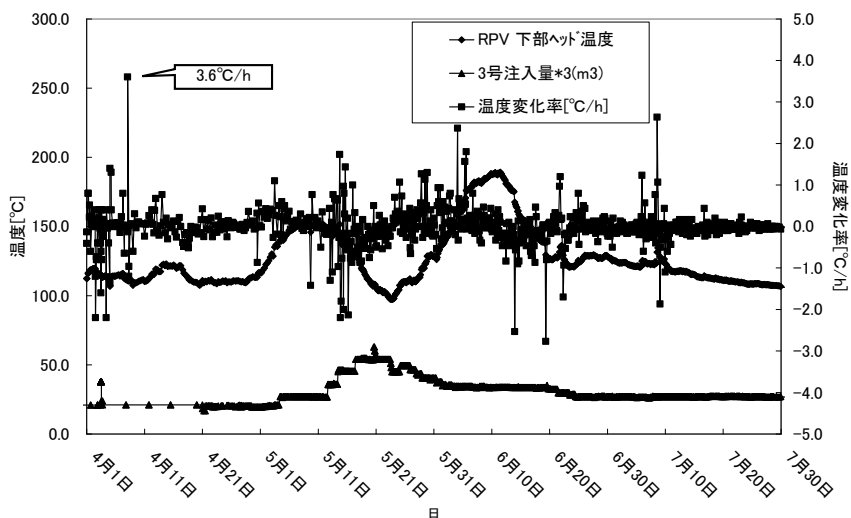


図3 3号機 RPV 温度変化率 (1時間)

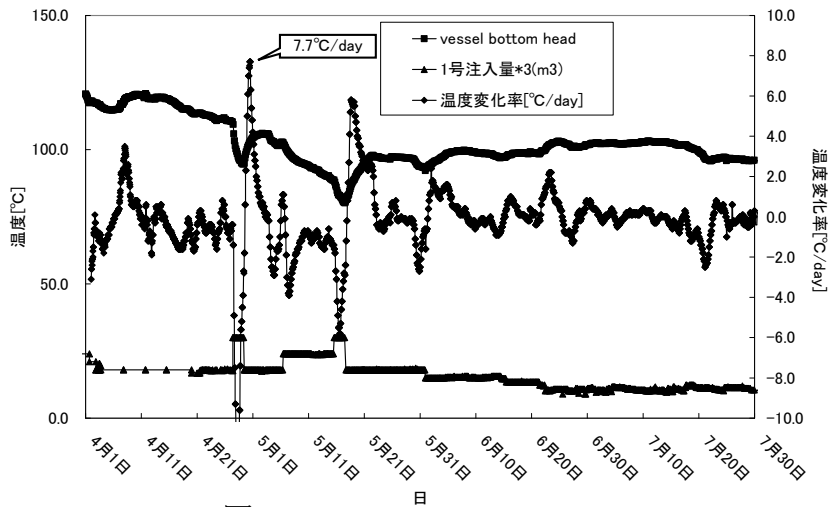


図4 1号機 RPV 温度変化率 (1日)

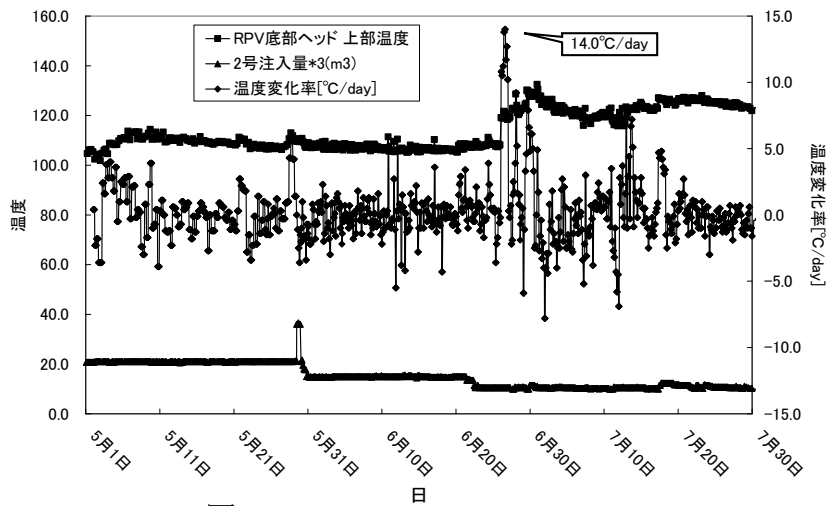


図5 2号機 RPV 温度変化率 (1日)

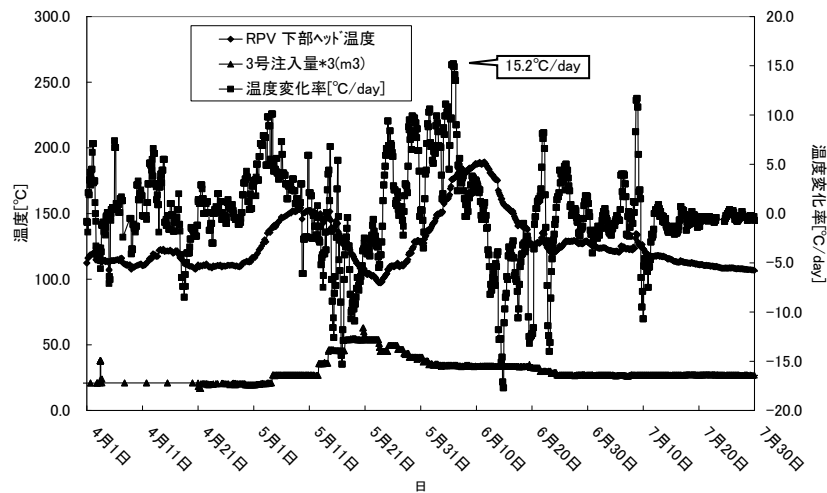
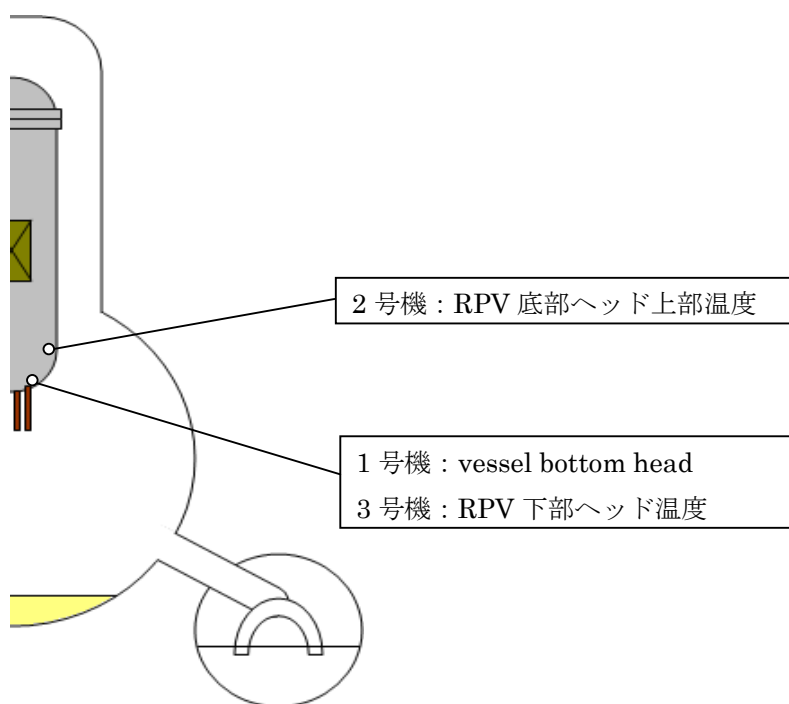


図6 3号機 RPV 温度変化率 (1日)

2.監視計器一覧

表 監視計器一覧例

名 称	検出器	高さ	周方向
1号機 vessel bottom head	TE-263-69L1	OP. 15500	15°
	TE-263-69L2	OP. 15500	130°
2号機 RPV底部ヘッド上部温度	TE-2-3-69H1	OP. 17232	0°
	TE-2-3-69H2	OP. 17232	135°
	TE-2-3-69H3	OP. 17232	270°
3号機 RPV下部ヘッド温度	TE-2-3-69L1	OP. 14853	0°
	TE-2-3-69L2	OP. 14853	135°
	TE-2-3-69L3	OP. 14853	270°



判定基準と再臨界出力との関係

本文の各判定基準における再臨界出力の計算方法を示す。なお、被ばく評価においては、保守的に各判定基準における再臨界出力の最大値を用いて評価する。

1. 原子炉格納容器ガス管理設備（連続監視）

1.1 判定基準および相当する再臨界出力

判定基準：現状、検出効率などが不確かなため、設置後に測定データを蓄積のうえ設定する

再臨界出力：判定基準に準ずる出力を算出する

2. RPV 温度

2.1 判定基準および相当する再臨界出力

- ・1時間当たりの温度変化が判定基準の場合

判定基準：1号機 1.2[°C/h], 2号機 3.6[°C/h], 3号機 3.6[°C/h]

再臨界出力：1号機 119[kW], 2号機 414[kW], 3号機 414[kW]

- ・1日あたりの温度変化が判定基準の場合

判定基準：1号機 7.7[°C/day], 2号機 14.0[°C/day], 3号機 15.2[°C/day]

再臨界出力：1号機 32[kW], 2号機 67[kW], 3号機 73[kW]

今後の温度変化を考慮し、実績に基づき見直す。

2.2 判定基準に対する再臨界出力計算方法

温度上昇から顕熱上昇で出力計算をする。

$$Q_{\text{crit}} = CV\Delta T$$

ΔT [K]：温度上昇率

Q_{crit} [W]：核分裂による出力

C [J/kg]：比熱

V [t]：RPV 保有水量

1,2号機の水位は、RPV 仮設水位計を設置し RPV 内水位を評価している。その結果は有効燃料頂部から 5m 以下となっていることから、水位を有効燃料頂部から 5m 下とし、RPV 保有水量は各々、1号機 85.6 [m³]、2号機 RPV の保有水 98.8 [m³]として算出した。

3. モニタリングポストおよび可搬型モニタリングポスト

3.1 判定基準

判定基準：(バックグラウンド+変動幅) を超える空間線量率の上昇率

変動幅： モニタリングポスト $2 \mu \text{ Sv/h}$

正門、西門 可搬型モニタリングポスト $2 \mu \text{ Sv/h}$

事務本館南側 可搬型モニタリングポスト $5 \mu \text{ Sv/h}$

モニタリングポスト：添付資料-1 図 2 にモニタリングポスト (No.1~8) の配置を示す。可搬型モニタリングポスト：添付資料-1 図 2 の仮設モニタリングポストの配置を示す。正門、西門、事務本館南側の三カ所に設置してある。これらの仮設モニタリングポストを可搬型モニタリングポストとして監視する。

モニタリングポスト変動幅：

モニタリングポスト (MP1~8) の空間線量率の変動幅は、安定していることから、 3σ (σ ：降雨の場合を除く標準偏差) を変動幅 $2 \mu \text{ Sv/h}$ として定義した。

可搬型モニタリングポスト変動幅：

正門、西門の可搬型モニタリングポストの空間線量率は、モニタリングポストと同様に変動幅は安定していることから、変動幅を $2 \mu \text{ Sv/h}$ として定義した。

事務本館南側の可搬型モニタリングポストは、現在、バックグラウンドが高く、その変動幅が大きいことから、変動幅として 3σ を採用すると、大きな出力変化しか監視しかできない。その為、可搬型モニタリングポストの標準偏差 (降雨の場合を除く) である $5 \mu \text{ Sv/h}$ を変動幅とする。

尚、バックグラウンド及び変動幅は必要に応じて見直す。

判定基準に対する再臨界出力

① モニタリングポスト及び正門、西門の可搬型モニタリングポスト

本文 4.7 における「異常時に関する説明書」における再臨界出力 $414[\text{kW}]$ が 22 時間継続した場合の被ばく量 $0.54[\text{mSv}]$ (うち、外部被ばく $0.182[\text{mSv}]$) の結果を用いて、再臨界出力を評価する。モニタリングポスト及び正門、西門の可搬型モニタリングポストは敷地境界に配置されており、変動幅の空間線量率に対する再臨界出力を計算すると、以下の通りとなる。

空間線量率変化に相当する出力[kW]

$$\frac{\text{被ばく評価時出力} ([414\text{kW}] \times 22[\text{h}])}{\text{外部被ばく線量} (0.182[\text{mSv}])} \times \text{空間線量率変化} (2\mu\text{ Sv/h}) \\ = 100[\text{kW}]$$

② 事務本館南側の可搬型モニタリングポスト

事務本館南側の可搬型モニタリングポストはプラントからの距離 300m程度、方位北西に設置してある。この配置を考慮し、可搬型モニタリングポスト位置における相対線量 D/Q を計算すると $6.0 \times 10^{-19}[\text{Gy/Bq}]$ となる。この D/Q 値を用い、事故時の再臨界出力時 414[kW] が 22 時間継続した場合の事務本館南側の可搬型モニタリングポストの位置の被ばく線量は 1.94[mSv] となる。この被ばく線量のうち、外部被ばく線量は 0.436[mSv] となる。上記と同様に可搬型モニタリングポストの空間線量率変化 $[5 \mu\text{ Sv/h}]$ に対する再臨界出力を計算すると、104[kW] となる。

4. 原子炉格納容器ガス管理設備（現状、2号機）

4.1 判定基準および相当する再臨界出力

判定基準：1[Bq/cc]（Xe135 に対して）

再臨界出力：2[W]

4.2 判定基準に対する再臨界出力計算方法

現状のバイアル瓶によるガスサンプリングの放射線検出限界値は 0.1[Bq/cc] である。これまでのバイアル瓶による放射能測定では、短半減期核種(Xe135)は未検出であるが、検出不確定性を考慮して短半減期核種(Xe135)の放射能測定による再臨界判定基準を 1[Bq/cc] とする。ただし今後、再臨界検出に有効な他の短半減期核種により、より精度の高い再臨界検知ができる場合は、随時判定基準を見直すこととする。

バイアル瓶ガスサンプリングにより、1[Bq/cc] の Xe135 が検出された場合に相当する再臨界出力を以下に評価する。

バイアル瓶ガスサンプリングの測定所要時間を 2 時間とすると、バイアル瓶封入時の Xe135 放射能密度は、Xe135 の崩壊定数(2.12×10^{-5})を考慮すると測定時の 1.16 倍となるため 1.16[Bq/cc] となる。この放射能に対応した Xe135 の個数密度は、崩壊定数から $1.16/2.12 \times 10^{-5} = 5.5 \times 10^4$ [個/cc] となる。よって PCV 内部(体積 3000m³)における Xe135 の総数は 1.6×10^{14} 個と評価される。

ここで、再臨界が比較的ゆっくり発生し、PCV 内部の短半減期核種の崩壊・生成が平衡的に推移していると仮定すると、PCV 内部での核分裂による Xe135 発生と、崩壊による消滅、窒素封入換気(41m³/h)による流出が釣り合うため、次式が成り立つ。

核分裂数 × Xe135 積分核分裂収率(6.5%)

$$= \lambda \cdot N + 41/3000 \times N / 3600$$

(ここで、 λ は崩壊定数、 N はPCV内Xe135総個数である。)

上式より、核分裂数は、 6.3×10^{10} [核分裂/sec]となり、1核分裂あたりの熱出力200[MeV]を考慮すると、窒素封入換気(41m³/h)の場合は再臨界出力は約2[W]と評価される。窒素封入換気量が49m³/hでも、再臨界出力2Wは変わらない。なお、今後、判定基準、再臨界出力は実績に基づき見直す。

結果を表1にまとめる。

表1 判定基準における再臨界出力

	1号機	2号機	3号機
RPV温度上昇率 再臨界出力	1.2°C/h 119kW	3.6°C/h 414kW	3.6°C/h 414kW
RPV温度上昇率 再臨界出力	7.7°C/d 32kW	14.0°C/d 67kW	15.2°C/d 73kW
MP空間線量率変動幅 再臨界出力	2 μ Sv/h 100kW		
可搬型MP空間線量率変動幅 再臨界出力	2 μ Sv/h 5 μ Sv/h 100kW 104kW		
2号機 原子炉格納容器ガス管理設備による放射能測定	判定基準 1Bq/cc 再臨界出力 2W		