

## 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1～3号機の燃料は、モニタリングポスト指示値や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に注入することを目的として設置している。

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つながる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。

ホウ酸水注入系は、ホウ酸タンクを2基設置すると共に消防車による注入(原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプおよび純水タンク脇炉注水ポンプのライン)も可能となっており、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。

原子炉施設の未臨界監視については、1号機にダスト放射線モニタ、3号機に可搬型モニタリングポスト、1～3号機でモニタリングポスト、及びRPV圧力、温度を監視することで行う。また、1～3号機に原子炉格納容器ガス管理設備設置後は、核分裂時に生成される短半減期核種の有無を定期的に確認する。

#### 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・格納容器内での臨界を防止でき、監視項目として1号機にダスト放射線モニタ、3号機に可搬型モニタリングポスト、1

～3号機にモニタリングポスト、RPV圧力、温度を適切に監視することによって、原子炉圧力容器・格納容器内での臨界の検知が可能となっている。

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及び原子炉格納容器ガス管理設備設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0.19mSv、事故相当事象における敷地境界での実効線量は約0.34mSv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やデブリの崩壊熱の減少程度しかなく、デブリの温度変化は穏やかである。このため、仮に再臨界事象が起きても、急激な状態変化を伴う再臨界事象は起こらず、再臨界の発熱に伴い穏やかに温度上昇し、ある温度レベルで整定する。

以上より、ホウ酸水注入系はデブリが監視により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 内の核燃料物質の再臨界、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、またはそ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

再臨界監視機能は、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できる方法を確立することとする。

### 4.3. 主要設備

#### 4.3.1. ホウ素

ホウ素は、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、デブリが RPV 内に存在していることを前提とし、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。PCV 内のデブリの再臨界については、そもそも RPV 内のデブリよりも再臨界に至る可能性が小さいことからホウ素必要量の算出は考慮しない。なお、仮に PCV 内で再臨界が発生したと判断された場合には、必要に応じて予備も含めて保有しているホウ素全量をホウ酸注入系を用いて注入する。それでも未臨界とすることができない場合には、PCV への海水注入を行う。

添付資料-2 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つな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

ホウ酸水注入系には 20 m<sup>3</sup> の容量を有したホウ酸水タンクを 2 基設置している。

なお、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。従って、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、非金属材料については、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-3 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 0.02MPa

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  $S_s$  相当の地震により複数の仮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配慮する。

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-3 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  $S_s$  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  $S_s$  相当の地震が発生した場合、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

現在の原子炉施設は、核計装系の機能が失われていることから、中性子計測による再臨界監視は困難である。そこで、再臨界監視をダスト放射線モニタ、可搬型モニタリングポスト、および RPV 圧力、温度指示値の監視により行う。

原子炉格納容器ガス管理設備の設置後は、一週間に一度、放射線検出器による短半減期核種の有無を確認し、未臨界であることを確認する。

##### 4.5.1. 1号機

###### (1) 監視対象

原子炉建屋カバー設置のダスト放射線モニタによる空間線量率

###### (2) 再臨界判定基準

ダスト放射線モニタのバックグラウンドレベル変動幅の数倍を超える空間線量率が有意に継続した場合

##### 4.5.2. 2号機

###### (1) 監視対象

RPV 圧力、温度上昇率

(2) 再臨界判断基準

RPV 圧力、温度上昇率の監視基準

RPV 圧力、温度で監視を行う場合、蒸気発生の有無が監視状態に大きく影響することから、それぞれの場合で判断基準を変更する必要がある。(添付資料-4)

a. 蒸気発生がある場合

冷却水が飽和温度以上では、再臨界に伴う出力上昇によって蒸気発生量が増加する。これは圧力変化に直接寄与することから、早期に検知することが可能であり、かつ検知性が高い。したがって、飽和温度以上の場合は圧力監視を行う。但し、圧力計がない場合は、代替手段として温度変化監視を行う。

b. 蒸気発生がない場合

再臨界に伴うデブリの温度上昇が 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、蒸気発生がない場合は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。

4.5.3. 3号機

(1) 監視対象

可搬型モニタリングポストによる空間線量率

(2) 臨界判定基準

可搬型モニタリングポストのバックグラウンドレベル変動幅の数倍を超える空間線量率が有意に継続した場合

なお、今後、3号機開閉所西側高台付近に移動予定である。

4.5.4. 監視代替手段

1,2号機は圧力、温度変化監視、3号機は、仮設原子炉圧力計が設置されていないことから、温度変化監視を監視代替手段とする。今後、1~3号機には原子炉格納容器ガス管理設備が設置され、放射線検出器による短半減期希ガス検知も可能となる。3号機においてもダスト放射線モニタを追設する予定である。監視を行える機器が追設された場合は、圧力、温度監視を監視代替手段とする。また、現状では、モニタリングポストも監視代替手段とする。

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備が設置された場合、放射線検出器による監視

a. 監視対象

放射線検出器による短半減期希ガス有無

b. 臨界判定基準

短半減期希ガスが検出されないこと（検出限界以下）

(2) モニタリングポストによる監視

a.監視対象

空間線量率

b.臨界判定基準

モニタリングポストのバックグラウンドレベル変動幅の数倍を超える空間線量率が有意に継続した場合

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。炉注ラインは常用高台炉注ライン及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。尚、ホウ酸タンクを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) ホウ酸水投入方針

パラメータ監視基準を超過する指示値が検知された場合には、ホウ酸を注入する。

- ① ホウ酸水投入後も再臨界が継続していると判断された場合は、ホウ酸水を投入する。
- ② 再臨界と判断され、投入するホウ酸水が枯渇した場合、海水を投入する。

(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、必要量一回分（480kg）のホウ酸水が溶解され貯蔵されているようにしておく。

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。

(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他、各号機一回分のホウ酸 480×3kg を発電所内に配備しておく（添付資料-2）。

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。仮設プールを設置する場合は、事務本館海側駐車場に設置した消防車の近傍に仮設プールを設置し、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の注入が可能である。従って、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。また、2基同時に損傷した場合においても、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（仮設プールは組立式であり設置時間は12時間程度）。

(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。

原子炉注水系のポンプ故障、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通り対応する。

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

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。尚、最も PCV 容積が小さく、放射性物質が最も減衰しにくい 1 号機について評価する。

4.7.1. 過渡相当

(1) 原因

何らかの原因により、再臨界が発生し、さらに常用タンクが損壊する。

(2) 拡大防止対策

- a. ホウ酸水タンクは 2 基あるため、1 基が破損しても、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. 再臨界時のデブリ温度

再臨界出力 400kW が発生した場合のデブリ温度を評価する。400kW の出力量は、過去の崩壊熱の推移に包含され、十分低いデブリ温度にしかならないため、重核種等の放出はない。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 $\gamma$ 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 $\gamma$ 線による外部被ばく

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

- $H_{\gamma}$  : 希ガスの $\gamma$ 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)  
 $E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (MeV)  
 $D/Q$  : 相対線量 ( $2.5 \times 10^{-19}$ Gy/Bq)  
 $Q$  : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (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 $\gamma$ 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 ( $1.6 \times 10^{-7}$ Sv/Bq)  
 $R$  : 呼吸率 ( $8.6 \times 10^{-5}$ m<sup>3</sup>/s)  
 $\chi/Q$  : 相対濃度 ( $1.9 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup>)  
 $Q_I$  : よう素の大気放出量 (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

臨界検知に2時間(検知1時間+判断1時間)、ホウ酸投入に8時間(準備4時間+投入4時間)を要するとする。

b. 臨界時出力

現在までの過去最大の温度上昇率3.6°C/hにおいても再臨界していなかった実績から、この温度上昇が再臨界により発生したものと仮定すると、出力400kWと評価されることから、再臨界における出力は400kW相当とする。この値は、監視基準パラメータの最大値出力であるである為、保守的な値である。

c. 計算結果

被ばく量は敷地境界で約0.19mSvとなる。

#### (5)判断基準への適合性の検討

被ばく量は約 0.19mSv 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。(注水再開の所要時間：12 時間程度)

#### (3)計算条件および計算結果

##### a. 計算条件

再臨界発生からホウ酸水注入までの時間として、再臨界検知 2 時間（検知 1 時間 + 判断 1 時間）、仮設プール設置 12 時間（組立構造を考慮）、ホウ酸を投入するまで 4 時間、合計 18 時間を要するとした。

##### b. 臨界時出力

現在までの過去最大の温度上昇率 3.6°C/h においても再臨界していなかった実績から、この温度上昇が再臨界により発生したものと仮定すると、出力 400kW と評価されることから、再臨界における出力は 400kW 相当とする。この値は、監視基準パラメータの最大値出力であるである為、保守的な値である。

##### 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 0.34mSv となる。

#### (4)判断基準への適合性の検討

被ばく量は約 0.34mSv であり、事故基準 5mSv を十分に下回る。

#### 4.8. 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 五ホウ酸ナトリウムの必要量
- 添付資料-3 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-4 圧力・温度監視基準の考え方および計算方法

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

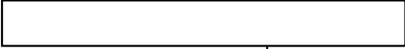
	平成 2 3 年		
	10 月	11 月	12 月
ヒータ・攪拌機設置工事			
仮設プールの手配			

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 <sup>3</sup> (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 <sup>3</sup>

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

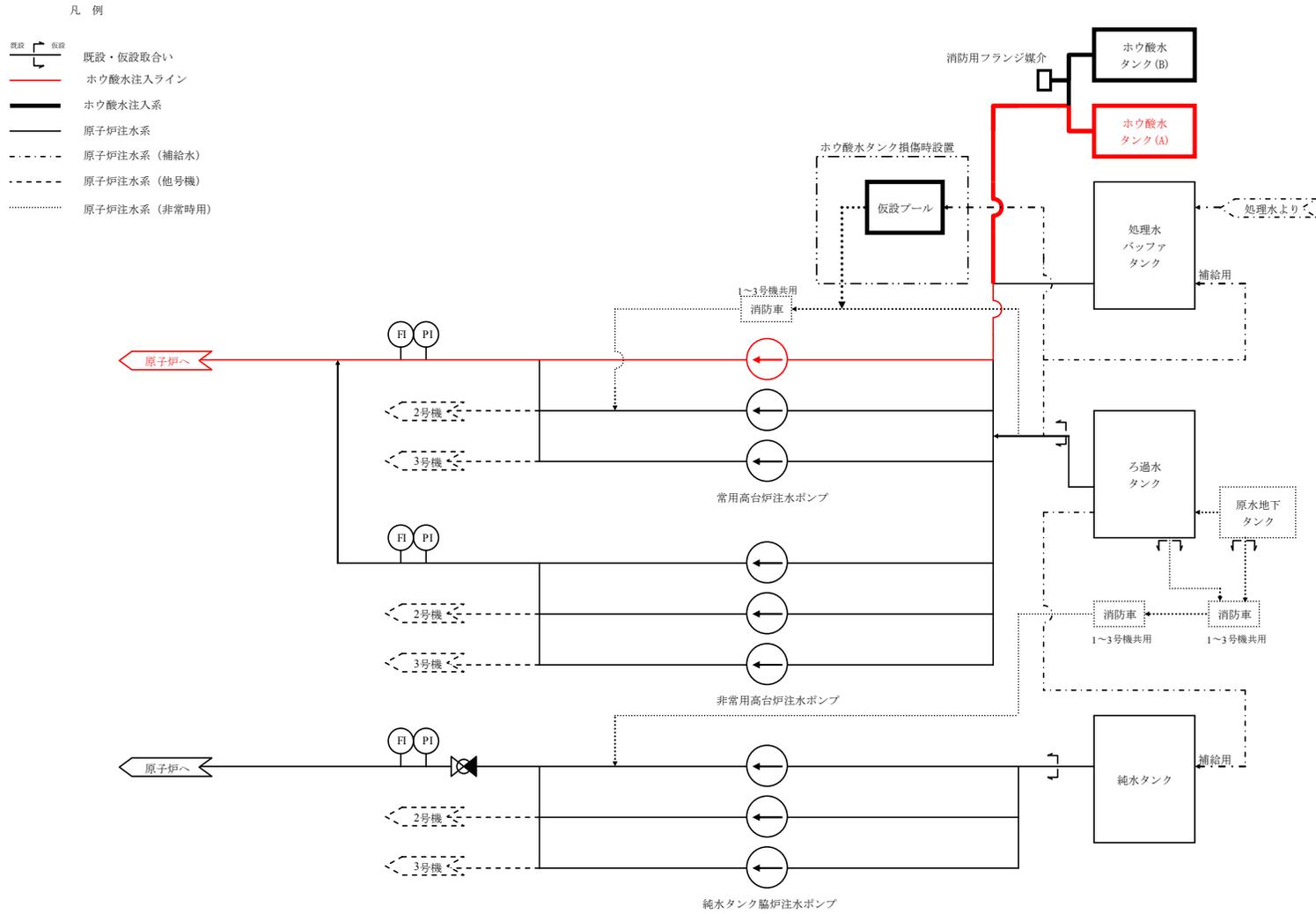


図 4-1 ホウ酸水注入系統概略図

## 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の連続降下、及び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。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。

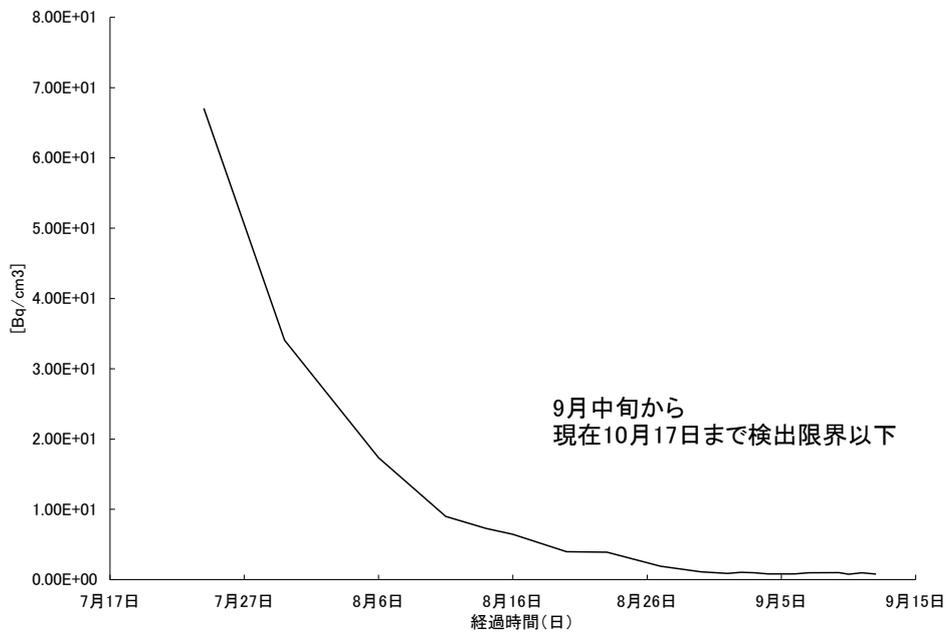
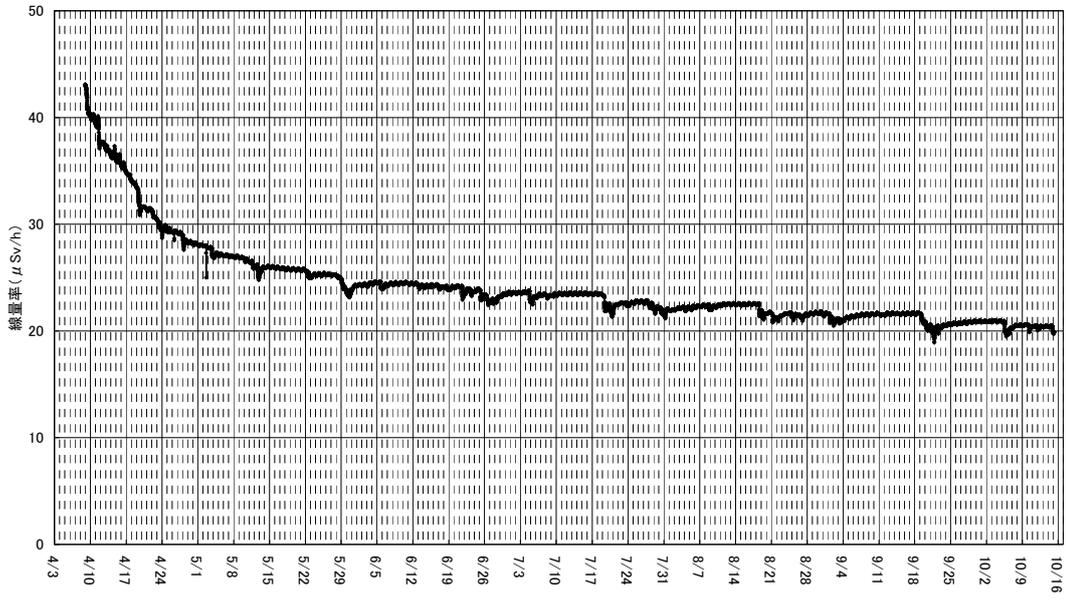


図1 プロセス主建屋におけるよう素 131 の推移

MP-2



MP-5

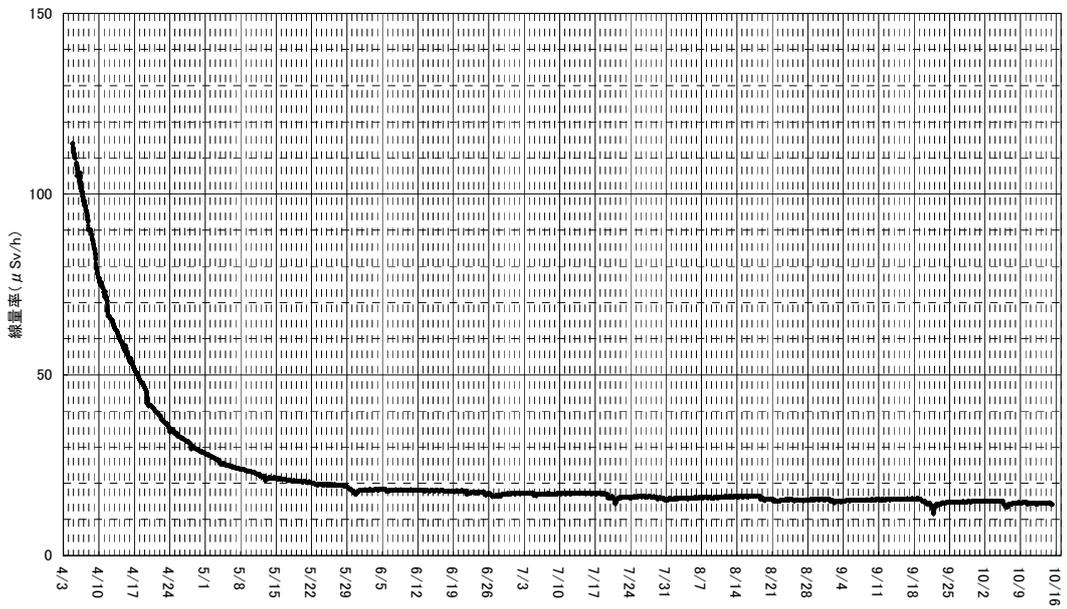


図2 モニタリングポストの推移例

## 2. 解析条件

### 2.1. 解析における不確かさの考え方、及び条件

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、及び条件を示す。

#### (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 が多いため燃料を含む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。なお、上記の代表組成を（反応度が若干高くなる）2 月上旬の組成をもちいることで、保守性を担保する（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（希ガス、揮発性核種および水溶性核種を除外）のみ存在するとした。また、ガドリニアについては、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られ、中性子吸収体であ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ことから、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た。残存ガドリニア量の推定値を表 2 に示す。評価は、ガドリニアは新燃料にのみ残存しているとし、ガドリニアが少ない集合体上部の断面を対象に平成 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。ここでも、保守的に 1 号機の 0.04(wt%)より少ない 0.03(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 燃焼度点
炉心平均 燃焼度 [GWd/t]	25.8	22.9	21.7	<u>20.8</u> (3号機 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	<u>0.003</u>

## (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、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く、減速材がある程度存在す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。

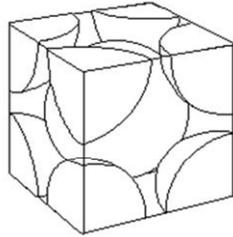
同一粒径の球の配置では、立方体の中心に1つ入ったものがならば場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材領域 0.48）、体心立方格子（減速材領域 0.33）、面心立方格子（減速材領域 0.28）となるに従い減速材領域も小さくなるが、現実的には、部分でこれらの配置となっていると考えられる。

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。

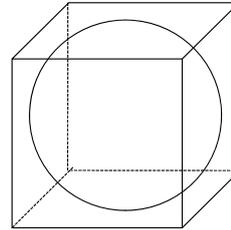
さらに、TMI-2のデブリにはデブリ中に空孔（空孔率 0.2）があることから、デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

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（減速材領域 32%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中実
- ・体系②（減速材領域 46%）：デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中空
- ・体系③（減速材領域 48%）：デブリが立方体中に1つ存在し、デブリ中実
- ・体系④（減速材領域 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、様々な中性子の漏洩が考えられる。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圧力容器）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。燃料が溶融した場合、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)

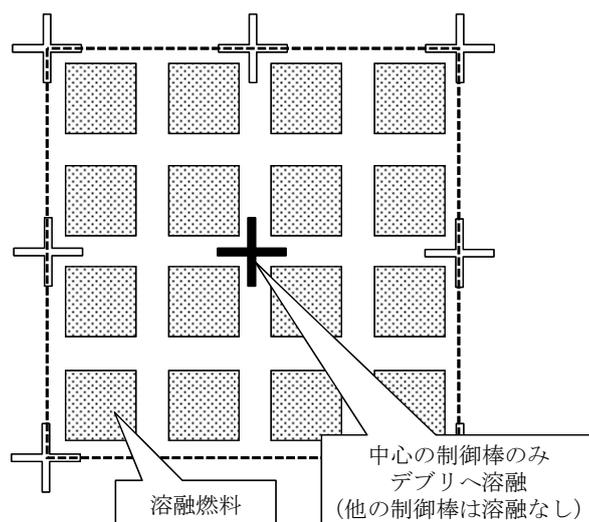


図4 溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

### 3. 解析結果

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 で行った。結果は次の通りとなる。粒径の大きさによるサーベイの結果、最大反応度を与える粒径の最大値は以下の通りとなった。

- ・ 体系①デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中実：粒径 5cm
- ・ 体系②デブリが体心立方格子状に存在し、デブリ中空：粒径 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：粒径 1.5cm

各々の最大反応度粒径に対しての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 5 に、示す。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未臨界が確保される結果となった。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。

また、再臨界評価上もっとも保守的な結果を示したデブリ組成(B) (燃料+構造材 (制御棒なし)) における体系別のホウ素投入前後の未臨界評価結果を図 6 に示す。3%程度の固有値 (反応度) 低下を見込めば、未臨界維持には十分であることから、この 3%の反応度に相当するホウ素濃度を求めると 250[ppm]となった。

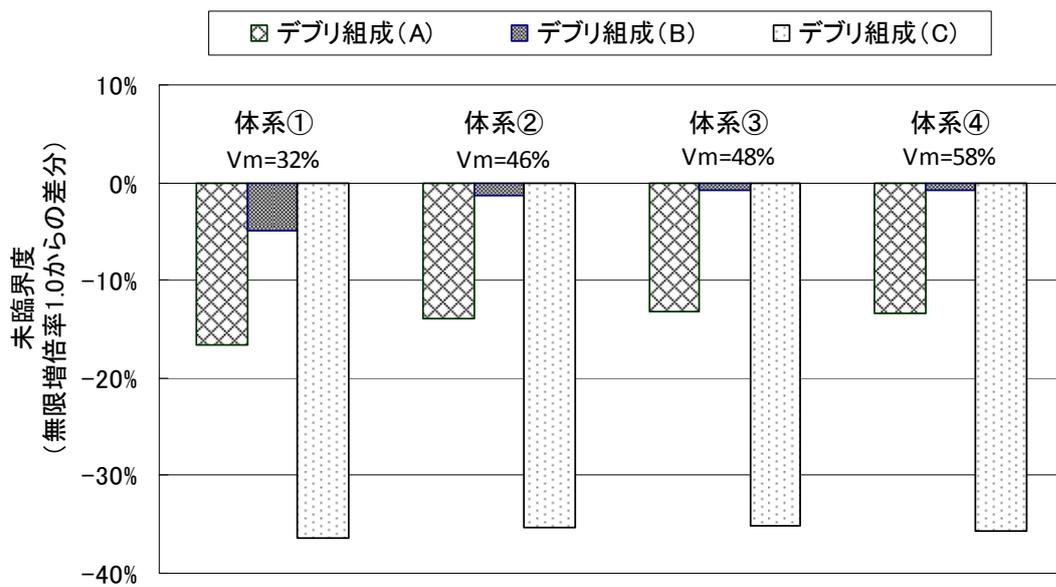


図5 デブリ体系・組成における再臨界評価

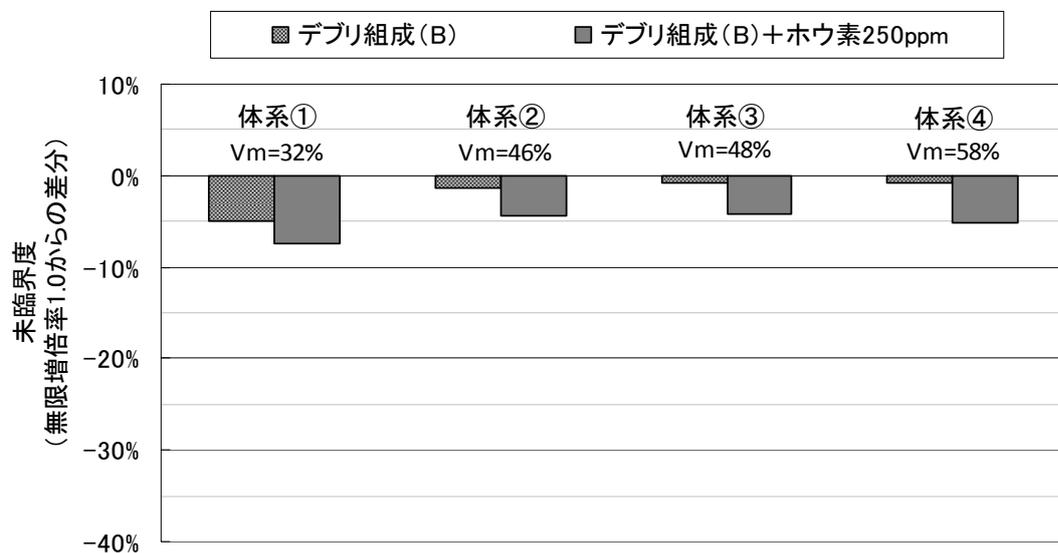


図6 ホウ素投入における未臨界評価

## 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

注入量は、デブリが RPV 内に存在していることを前提とし、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。PCV 内のデブリの臨界については、そもそも RPV 内のデブリよりも臨界に至る可能性が小さいことからホウ素必要量の算出上は考慮しない。尚、PCV 内の再臨界抑制に関しては、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注入を行う。五ホウ酸ナトリウム投入後、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投入する。さらに、再臨界が継続判断とし、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は、海水を投入する。

### 2. 評価仮定

#### ➤ RPV 保有水量：

五ホウ酸ナトリウムの必要量の評価にあたっては、RPV 内保有水で希釈されることを考慮することから、RPV 保有水量を高めに見積もるケースが保守的ケースとなる。1～3 号機で最大の通常保有水量  $340 \times 10^3$  kg と仮定する。

表1 各号機の保有水量

	保有水量
1 号機	$194 \times 10^3$ kg
2 号機	$340 \times 10^3$ kg
3 号機	$340 \times 10^3$ kg

### 3. 評価条件

- ホウ素濃度：250ppm（反応度 3%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 250ppm
  - ✓ 反応度 3%相当の  $^{10}\text{B}$  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。

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

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

五ホウ酸ナトリウムの必要量は下式により計算される。

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

➤ 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

$$\text{五ホウ酸ナトリウム} = \frac{340 \times 1000 \times 250 \times 10^{-6}}{0.183} = 464 \text{ [kg]}$$

#### 5. 評価結果

	1～3号機
五ホウ酸ナトリウムの必要量	464 kg

五ホウ酸ナトリウムは保守的に各号機の 464kg を 480kg とし、さらに、全号機に同量 480kg を投入する。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投入し、五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合、海水を投入する。

表2 五ホウ酸ナトリウム480kgに対するタンク保有水量及び濃度

ホウ酸水タンク水位(m)	吸込み残り高さ(m)	有効高さ(m)	有効保有水量(t)	五ホウ酸ナトリウム濃度(%)
1.0	0.5	0.5	5.0	9.60
1.1	0.5	0.6	6.0	8.00
1.2	0.5	0.7	7.0	6.86
1.3	0.5	0.8	8.0	6.00
1.4	0.5	0.9	9.0	5.33
1.5	0.5	1.0	10	4.80
1.6	0.5	1.1	11	4.36
1.7	0.5	1.2	12	4.00
1.8	0.5	1.3	13	3.69
1.9	0.5	1.4	14	3.43
2.0	0.5	1.5	15	3.20

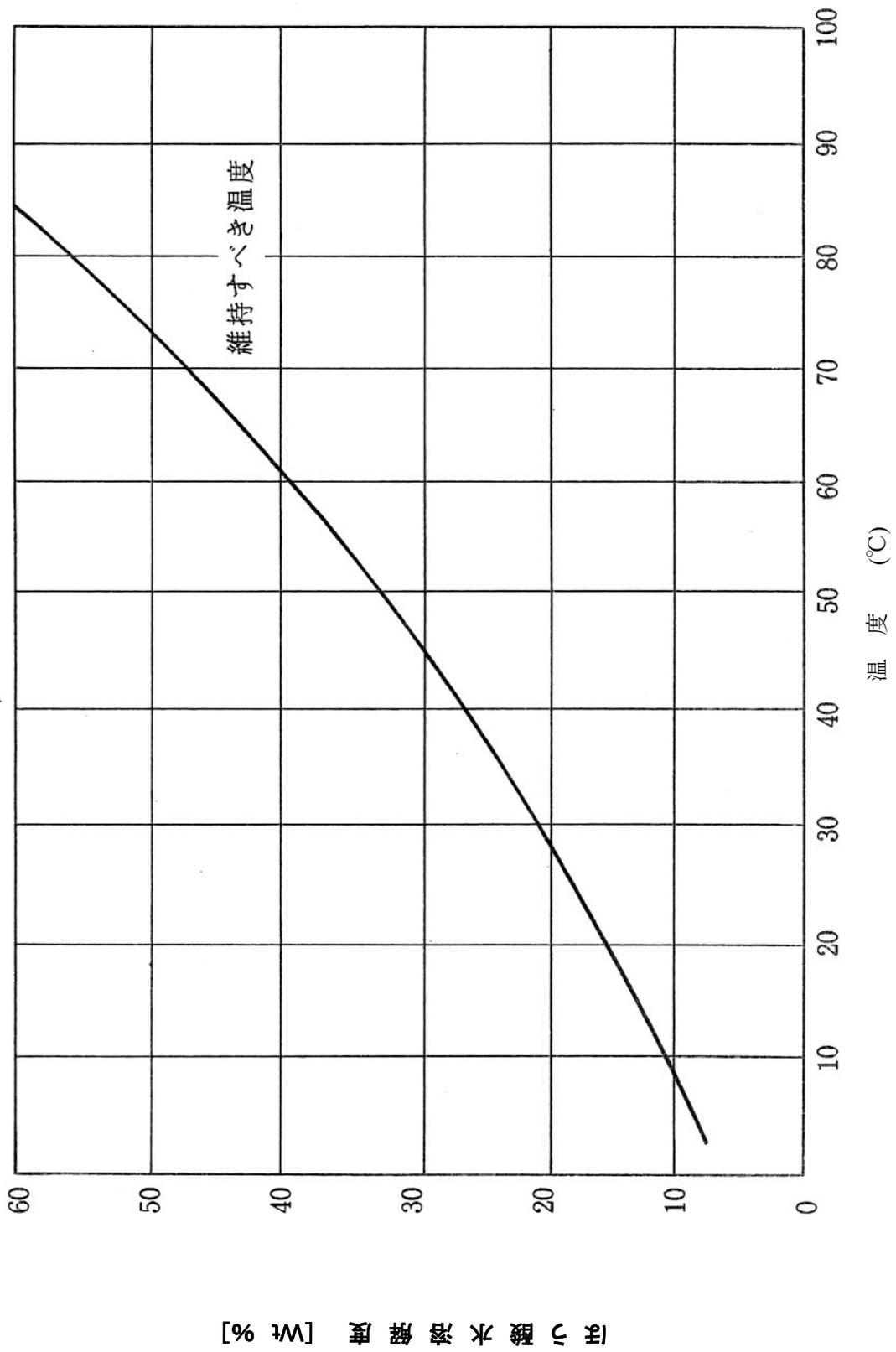


図1 ほう酸溶解度曲線

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  $20\text{m}^3$  (水位 2m) における静水圧に対し、実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており、ほう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。

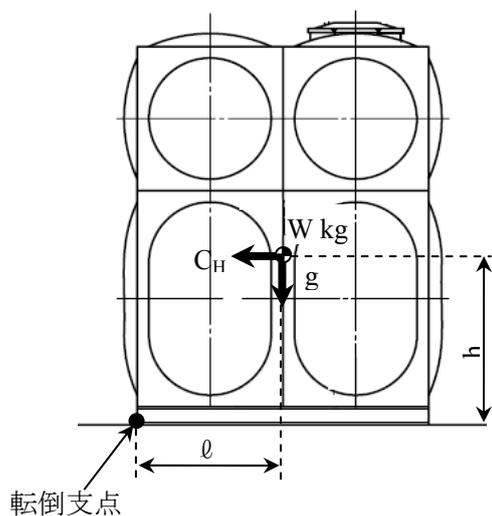
(2) 耐震性

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、地震によるモーメント < 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、ほう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）

D<sub>0</sub>：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、通常運転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、通常運転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。

## 圧力・温度監視基準の考え方および計算方法

### 1. 圧力・温度監視基準

#### 1.1. 蒸気が存在する場合

##### 1.1.1 1,2号機 圧力監視基準（仮設原子炉圧力計あり）

TMI-2 事故のデブリの状態に基づき、臨界時の挙動を定量的に評価した JNES H23.4.26 「1F1 炉の再循環冷却移行時の再臨界防止方策についての検討(3)再臨界シミュレーション」の評価結果に基づき、臨界判定基準を設定する。判定に用いる臨界の出力は、本評価結果のうち最も小さい出力 28kW(12 時間平均)とする。監視計器は、震災後に設置され、信頼度が高い仮設原子炉圧力計を用いる。

再臨界時の圧力上昇量は以下により求められる。再臨界時は初期状態からの変化であるので、崩壊熱には依存しない。出力増分が再臨界分の核分裂が蒸発に全て寄与すると考えて良い。

$$\begin{aligned}\Delta PV &= \Delta nRT \\ &= \frac{Q_{crit}}{h_{fg}} \times \frac{1}{M} \times 3600 \times RT\end{aligned}$$

より、次式の 1 時間当たりの圧力上昇量  $\Delta P$  が得られる。

$$\Delta P = \frac{3600 Q_{crit} RT}{h_{fg} MV}$$

$\Delta P$  [kPa/h] : 1 時間当たりの圧力上昇量

$V$  [m<sup>3</sup>] : 気相部の体積 (=RPV 空間体積 - RPV 保有水量)

$\Delta n$  [mol/s] : 単位時間当たりに生じる蒸気のコル数

$R$  [Pa m<sup>3</sup>/mol K] : 気体定数 (=8.314)

$T$  [K] : 蒸気温度 (=373.15)

$Q_{crit}$  [W] : 核分裂による出力

$h_{fg}$  [J/kg] : 水の潜熱 (=2.2 × 10<sup>6</sup>)

$M$  [g/mol] : 蒸気のコル数 (=18)

ここで、上記の JNES 参照文献の炉心損傷割合 50%、反応度印加期間 30 日における再臨界後の 12 時間平均出力 28kW を、核分裂により生じる出力として圧力上昇量を算出する。

➤ 1号機の再臨界時の圧力上昇量

気相部体積  $V$  を  $198\text{m}^3$  (RPV 容積  $284\text{m}^3$ -保有水量  $85.6\text{m}^3$ ) とすると

$$\Delta P = \frac{3600 \times 28 \times 10^3 \times 8.314 \times 373.15}{2.2 \times 10^6 \times 18 \times 198} = 39.9 \text{ [kPa/h]}$$

➤ 2号機の再臨界時の圧力上昇量

気相部体積  $V$  を  $351\text{m}^3$  (RPV 容積  $450\text{m}^3$ -保有水量  $98.8\text{m}^3$ ) とし、1号機同様に求めると

$$\Delta P = 22.5 \text{ [kPa/h]}$$

一方、現状の崩壊熱により発生する蒸気体積は、理想気体の状態方程式を適用すると、

$$\Delta V = \frac{3600 Q_{crit} RT}{h_{fg} MP}$$

$\Delta V$  [ $\text{m}^3/\text{h}$ ] : 1時間当たりの崩壊熱による発生蒸気体積

$P$  [kPa] : RPV 圧力

$R$  [ $\text{Pa m}^3/\text{mol K}$ ] : 気体定数 (=8.314)

$T$  [K] : 蒸気温度 (=373.15)

$Q_{crit}$  [W] : 崩壊熱による出力

$h_{fg}$  [J/kg] : 水の潜熱 (=  $2.2 \times 10^6$ )

$M$  [g/mol] : 蒸気の分子量 (=18)

上記の計算が実機のデータと整合性があるかを以下のデータで確認する。

平成 23 年 7 月の 1、2 号機の崩壊熱および RPV 圧力は、それぞれ、

崩壊熱 : 1号機 約 0.9MW 2号機 約 1.3MW

RPV 圧力 : 1号機 約 130kPa 2号機 約 130kPa

であるため、

➤ 1号機の1時間当たりの崩壊熱による発生蒸気体積

$$\Delta V = \frac{3600 \times 0.9 \times 10^6 \times 8.314 \times 373.15}{2.2 \times 10^6 \times 18 \times 130} = 1953 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

➤ 2号機の1時間当たりの崩壊熱による発生蒸気体積

$$\Delta V = \frac{3600 \times 1.3 \times 10^6 \times 8.314 \times 373.15}{2.2 \times 10^6 \times 18 \times 130} = 2820 \text{ [m}^3/\text{h]}$$

これは、RPV 空間体積のそれぞれ 9.9、8.0 倍に相当する。

すなわち、理想気体の状態方程式を適用した場合に、発生した蒸気のうち RPV の圧力上昇に寄与する割合が上記記載値の逆数であると考えられる。

この逆数を各号機の再臨界時の圧力上昇量に乗じた値が、実プラントで適用する再臨界時の圧力上昇率となる。

- 1号機の再臨界時の圧力上昇率

$$39.9 [\text{kPa/h}] \times (1/9.9) = 4.0 [\text{kPa/h}]$$

- 2号機の再臨界時の圧力上昇率

$$22.5 [\text{kPa/h}] \times (1/8.0) = 2.8 [\text{kPa/h}]$$

ゲージ圧での圧力上昇率とする。

### 1.1.2 3号機 温度監視基準（仮設原子炉圧力計なし）

仮設原子炉圧力計が設置されていないこと、本設の原子炉圧力計もマイナスゲージを示している事もあり、1,2号機のように圧力上昇で臨界を判定することはできない。そこで、温度を判定基準とする。

温度を判定基準とした場合、1,2号機の判定基準である臨界出力 28kW は、温度上昇率はバルク温度で 1°C未満となり、温度推移のばらつきに埋もれてしまうため、判定できない。そこで、過去の温度推移より、判定基準を設定する。

各号機からの滞留水が移送されるプロセス主建屋の I-131、モニタリングポスト指示値の連続減少していることから、地震以降再臨界は生じていないと判断できる。従って、現状までの温度変化率の最大値までであれば、再臨界は起きていないと判断できることから、過去の蒸気状態の温度変化率の最大値 3.6°C/hr を再臨界の判断基準とする。

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、一時間平均の上昇率で判断する。

## 1.2. 蒸気が存在しない場合

### 1～3号機 温度監視基準

蒸気が存在しない場合、顕熱上昇を考慮しなければ臨界を検知できない。温度監視を行う場合、上述したように、一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、一日あたりの温度上昇を定義する。

前述の監視基準である最大温度上昇率 3.6°C/hr は、顕熱上昇で計算すると 400kW 程度の出力となる。一方、原子炉格納容器ガス管理設備による短半減期核種分析は一週間に一回のサンプリングであり、分析まで含めると 10 日間が費やされる。その間を補完する必要がある。よって、400kW を 10 日で除し、一日あたりの 40kW として定義する。この値を顕熱計算で温度換算すると、各号機の各々の温度上昇率は 1号機 9.9°C/day、2,3号機 8.6°C/day となる。

$$\Delta T = Q_{\text{crit}}/C/V$$

$\Delta T$  [K] : 温度上昇率

$Q_{\text{crit}}$  [W] : 核分裂による出力

$C$  [J/kg] : 比熱

$V$  [t] : 保有水量

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、一日平均の上昇率で判断する。

## 2. RPV 保有水量の求め方

エレベーションと保有水量のデータより相関式を求め、現在の RPV 保有水量を算出した。

$$\begin{aligned} y &= ax + b \\ &= a(\Delta EL_{\text{TAF}} + h) + b \\ &= a\{(EL_{\text{TAF}} - EL_{\text{RPV底部}}) + h\} + b \end{aligned}$$

$y$  [m<sup>3</sup>] : RPV 保有水量

$x$  [mm] : 基準水平面 (RPV 底部) からの高さ

$h$  [mm] : TAF を基準水平面とした時の水位

$\Delta EL_{\text{TAF}}$  [mm] : RPV 底部を基準水平面とした時の高さ

$EL_{\text{TAF}}$  [mm] : TAF のエレベーション (=23990 (1u)、23275 (2u))

$EL_{\text{RPV底部}}$  [mm] : RPV 底部のエレベーション (=15150)

$a$  : 0.011835 (1u)、0.023308 (2u)

$b$  : 40.14798 (1u)、26.00187 (2u)

### ➤ 1号機 RPV の保有水量

$$y = 0.011835 \times \{(23990 - 15150) - 5000\} + 40.14798 = 85.6 \text{ [m}^3\text{]}$$

### ➤ 2号機 RPV の保有水量

1号機同様に求めると

$$y = 98.8 \text{ [m}^3\text{]}$$

3.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°

