

## 2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

### 2.4.1 基本設計

#### 2.4.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下、ホウ酸水注入系という）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臨界に至った場合、または臨界の可能性がある場合において、未臨界にするまたは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する。

#### 2.4.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

#### 2.4.1.3 設計方針

##### 2.4.1.3.1 構造強度及び機能の維持

- (1) ホウ酸水注入系は、核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合、または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、または臨界を防止する機能を有する設計とする。
- (2) ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は、多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。
- (3) ホウ酸水注入系は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準によるものとする。
- (4) ホウ酸水注入系は、漏えいしがたい設計とする。
- (5) 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。

##### 2.4.1.3.2 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は、タンク水位、温度を定期的に確認することにより監視する。

##### 2.4.1.3.3 異常時への対応機能

- (1) ホウ酸水注入系は、外部電源が利用できない場合でも、臨界に至った場合、または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。
- (2) 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。
- (3) 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。

#### 2.4.1.3.4 火災防護

消火設備を設けることで、初期消火を行い、火災により、安全性を損なうことのないようにする。

#### 2.4.1.4 供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお、ホウ酸水が注水されることについては、設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

#### 2.4.1.5 主要な機器

##### (1) 設備概要（添付資料－1 参照）

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。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、及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また、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、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内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる（添付資料－3，4参照）。

##### (2) ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは2基設置し、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、仮設プールを配備する。

また、ホウ酸水タンクにヒータ及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を防止する。

##### (3) 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ポリエチレン管、一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

#### 2.4.1.6 自然災害対策等

##### (1) 津波

津波が発生した場合、原子炉までの注入ラインが損傷する可能性があるが、その際は、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。

##### (2) 火災

凍結防止用のヒータが存在するため、初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

#### 2.4.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2 参照）

##### (1) 構造強度

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規定したものであり、耐圧ホース等の非金属材料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、それを考慮できるものとして、評価を行う。また、溶接部については、耐圧試験等を行い、有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

##### (2) 耐震性

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、調達及び設置を行う必要があることから、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さ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は、フレキシビリティを有する材料を使用するなどして、可能な限り耐震性を確保する。

#### 2.4.1.8 機器の故障への対応

##### 2.4.1.8.1 機器の単一故障

###### (1) 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ですが、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、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及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。

###### (3) 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、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）。

##### 2.4.1.8.2 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

###### (1) 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。

ここで、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ている場合は、Ⅱ.2.4.1.8.1(3)と同様に、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行うが、この場合でも仮設プールの設置時間約8時間に包絡される。

###### (2) 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。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は、Ⅱ.2.1.1.8.2の通り、注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業

開始から3時間程度と想定している。従って、(1)ホウ酸水タンクの2基機能喪失時の所要時間約22時間に包絡される。

なお、さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については、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、この間のホウ酸水注入は不要である。

#### 2.4.1.8.3 臨界時の評価

##### (1) 概要

福島第一原子力発電所第1号機から第3号機のように事故の進展により損傷、溶融した炉心では、臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており、また、これまで臨界の兆候は確認されていないことから、今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは、現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し、臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより、臨界により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

##### (2) 評価結果（添付資料－5参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm<sup>3</sup>を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm<sup>3</sup>相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して1日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果、敷地境界での被ばく量は約6.9×10<sup>-2</sup>mSvとなり、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と考えられる。

## 2.4.2 基本仕様

### 2.4.2.1 主要仕様

#### (1) ホウ酸水タンク（完成品）

基 数	2
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（完成品）

基 数	1
容 量	10 m <sup>3</sup>

表 2. 4 - 1 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)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 SUS304 1.0MPa 50℃
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)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65 A 80A 150A SGP 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

### 2.4.3 添付資料

添付資料-1 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料-2 構造強度及び耐震性

添付資料-3 五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料-4 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料-5 臨界評価の説明資料

## 臨界評価の説明資料

### 1. 臨界時の線量評価

#### 1.1 評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度  $1\text{Bq}/\text{cm}^3$  としている（「別紙－1 臨界判定基準について」参照）。ここでは、保守的にその 100 倍の  $100\text{Bq}/\text{cm}^3$  相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し、臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。

#### 1.2 核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行，放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

- (1) 臨界が発生した場合でも，デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要），冷温状態と考えられることから，評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。
- (2) 臨界による核分裂生成物の生成量は，ガス放射線モニタで  $100\text{Bq}/\text{cm}^3$  相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは，平均出力約  $1\text{kW}$  相当とする（「別紙－2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照）。
- (3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は，希ガスについては 100%，よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており，よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが，ここでは保守的な条件を設定する。
- (4) 大気への放出量については，臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され，さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え，以下のよう求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質  $i$  が，格納容器から時定数  $\lambda_{PCV}$  で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は，核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

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

ここで，放射性物質  $i$  の崩壊定数を  $\lambda_i$  とする。よって初期の発生量を  $Q_{i0}$  とすると，

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

一方、格納容器からの漏えい量は $\lambda_{PCV}Q_i$ であるから、無限時間までの積算漏えい量は、

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

となり、臨界で発生した放射性物質が、格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合、格納容器から漏えいする量は発生量に $\lambda_{PCV} / (\lambda_i + \lambda_{PCV})$ を乗じた値となる。

ここで、時定数 $\lambda_{PCV}$ は、格納容器からの気体の漏え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での温度として80°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。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N_2} + F_{H_2O}) / V_{PCV}$$

$F_{N_2}$  : 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 (80°C相当の飽和蒸気圧分)

$V_{PCV}$  : 格納容器気相部体積

また、格納容器気相部体積については、放出量の観点からは小さい方が保守的であるため、格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として1号機で1900m<sup>3</sup>、2/3号機で2600m<sup>3</sup>と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については、放出量の観点からは大きい方が保守的であるため、運転実績から保守的に50m<sup>3</sup>/hと設定する。

### 1.3 核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表-1の通りである。

表-1 核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量 (Bq)	
	1号機	2/3号機
希ガス ( $\gamma$ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	$3.6 \times 10^{13}$	$2.7 \times 10^{13}$
よう素 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	$5.0 \times 10^{10}$	$4.4 \times 10^{10}$



#### 1.4 線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は、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。よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量は、感受性の高い小児を対象に行う。また、相対線量（以下、 $D/Q$ という）、相対濃度（以下、 $\chi/Q$ という）については、地上放散を想定していることから、「II 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－5別紙1」に記載の値を用いる。ただし、2/3号機については、値の大きい3号機のものを用いる。

##### (1) 放射性雲の希ガスからの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量

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

$H_{\gamma}$  : 希ガスからの $\gamma$ 線による外部被ばく実効線量 (Sv)

$K$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1Sv/Gy)

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (MeV)

$D/Q$  : 相対線量 (1号機:  $6.1 \times 10^{-19}$ Sv/Bq, 3号機:  $7.3 \times 10^{-19}$ Sv/Bq)

$Q$  : 核分裂生成希ガスの大気放出量 (Bq)

##### (2) 放射性雲のよう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量

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

$H_I$  : よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量 (Sv)

$K_{in}$  : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 ( $1.6 \times 10^{-7}$ Sv/Bq)

$R$  : 小児の呼吸率 (活動時:  $8.61 \times 10^{-5}$ m<sup>3</sup>/s)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (1号機:  $6.0 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup>, 3号機:  $8.1 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup>)

$Q_I$  : よう素の大気放出量 (I-131等価量) (Bq)

#### 1.5 線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は、1号機で約  $6.4 \times 10^{-2}$ mSv, 2/3号機で約  $6.9 \times 10^{-2}$ mSvであり、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と考えられる。

また、放出量が多い1号機についての、特定原子力施設からの距離が5km及び10kmにおける評価結果は、それぞれ約  $1.2 \times 10^{-2}$ mSv, 約  $4.7 \times 10^{-3}$ mSvとなる。

## 2. 別紙

別紙－1 臨界判定基準について

別紙－2 ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

## 臨界判定基準について

現状、未臨界状態が維持されていることの監視として、原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し、仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は、仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し、検知しやすい代表核種として Xe-135 を選定している。

ここで、以下の点を考慮し、臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度  $1\text{Bq}/\text{cm}^3$  を設定している。

- (a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは、十分小さいものであること。
- (b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
- (c) 自発核分裂により常時放出される Xe-135 と識別できること。

(a) に関して、「Ⅱ.2.4.1.8.3 臨界時の評価」の通り、 $100\text{Bq}/\text{cm}^3$  相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準  $1\text{Bq}/\text{cm}^3$  は臨界検知からホウ酸水注入までの対応時間を確保でき、周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して、ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し、マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルから Xe-135 の放射能濃度を算出しているが、現状の 1～3号機の検出限界濃度は高々  $0.4\text{Bq}/\text{cm}^3$  であり、抽気ガス中の Xe-135 放射能濃度として  $1\text{Bq}/\text{cm}^3$  を検出することが可能である。

(c) に関して、「福島第一原子力発電所 2号機の格納容器からの Xe-135 の検出について」(平成 23 年 11 月 4 日、東京電力株式会社) では、自発核分裂により常時放出される Xe-135 として約  $10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^3$  と評価している。この値は、自発核分裂核種の存在量や実効増倍率、測定までの時遅れによって変わりうるものであることから、自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として  $1\text{Bq}/\text{cm}^3$  は妥当であると考えられる。

なお、ガス放射線モニタが全て故障した場合、代替措置として原子炉圧力容器底部温度計、モニタリングポストにより、未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより、モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより、未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は、指示値の異常な上昇を判別する基準として、過去の実

續から設定する。

以上

## ガス放射線モニタによる臨界検知評価

## 1. 評価方法

## (1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉压力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え、臨界による原子炉压力容器内の希ガス発生と、窒素封入、排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお、臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

$$(RPV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}} \quad \textcircled{1}$$

$$(PCV \text{ 内}) \quad \frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}} \quad \textcircled{2}$$

ここで、

$C_{RPV}$  : RPV 気相部内放射能濃度

$C_{PCV}$  : PCV 気相部内放射能濃度

$V_{RPV}$  : RPV 気相部体積

$V_{PCV}$  : PCV 気相部体積

$F_{RPV}$  : RPV 置換量=RPV 窒素封入量  $N_{RPV}$

$F_{PCV}$  : PCV 置換量=RPV 窒素封入量  $N_{RPV}$  + PCV 窒素封入量  $N_{PCV}$

$\lambda$  : 核種の崩壊定数

$P$  : 臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①、②を初期条件  $C_{RPV}(t=0)=0$ 、 $C_{PCV}(t=0)=0$  で解く。また、 $P$  については、ある平均出力が一定時間継続するものとして、核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで、1回の核分裂で約 200MeV のエネルギーが発生することから、出力 1kW は毎秒  $3.1 \times 10^{13}$  の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1 \times 10^{13} \times P_c \times Y \times \lambda$$

ここで、

$P_c$  : 平均出力

$Y$  : 核種の収率

また、原子炉压力容器気相部体積、格納容器気相部体積については、臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため、2/3号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として、それぞれ 520m<sup>3</sup>、3770m<sup>3</sup> と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については、臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため、至近の運転実績から保守的にそれぞれ、10m<sup>3</sup>/h、0m<sup>3</sup>/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは、排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の、ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については、吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し、1 時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち、(1) で求めた格納容器内希ガス濃度に、測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を、以下の式で求める。

$$\text{(ガス放射線モニタ内)} \quad C_{\text{Monitor}}(t + \Delta t) = C_{\text{PCV}}(t) \exp(-\lambda \Delta t) \quad \text{③}$$

ここで、

$C_{\text{Monitor}}$  : ガス放射線モニタ内放射能濃度

$\Delta t$  : 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2. 評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した、ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm<sup>3</sup> 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は、平均出力約 1.0kW 相当となる。

また、この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図-1 に示す。

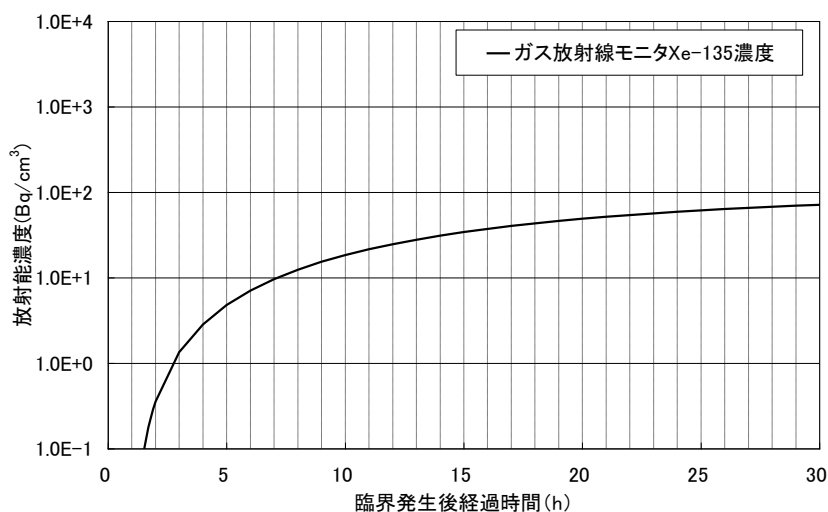


図-1 臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上