

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のある場合において、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のある場合に、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 S_s 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、熔融した炉心では、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/cm³を設定している。ここでは、保守的にその100倍の100Bq/cm³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 2.4×10^{-2} 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 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（完成品）

基 数	1
容 量	10 m ³

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

凡 例

-  既設・仮設取合い
-  ホウ酸水注入ライン (常用高台ライン)
-  ホウ酸水注入ライン (非常用高台ライン)
-  ホウ酸水注入ライン (純水タンク脇ライン)
-  補給用水ライン
-  参考 (他号機)
-  非常時用ライン

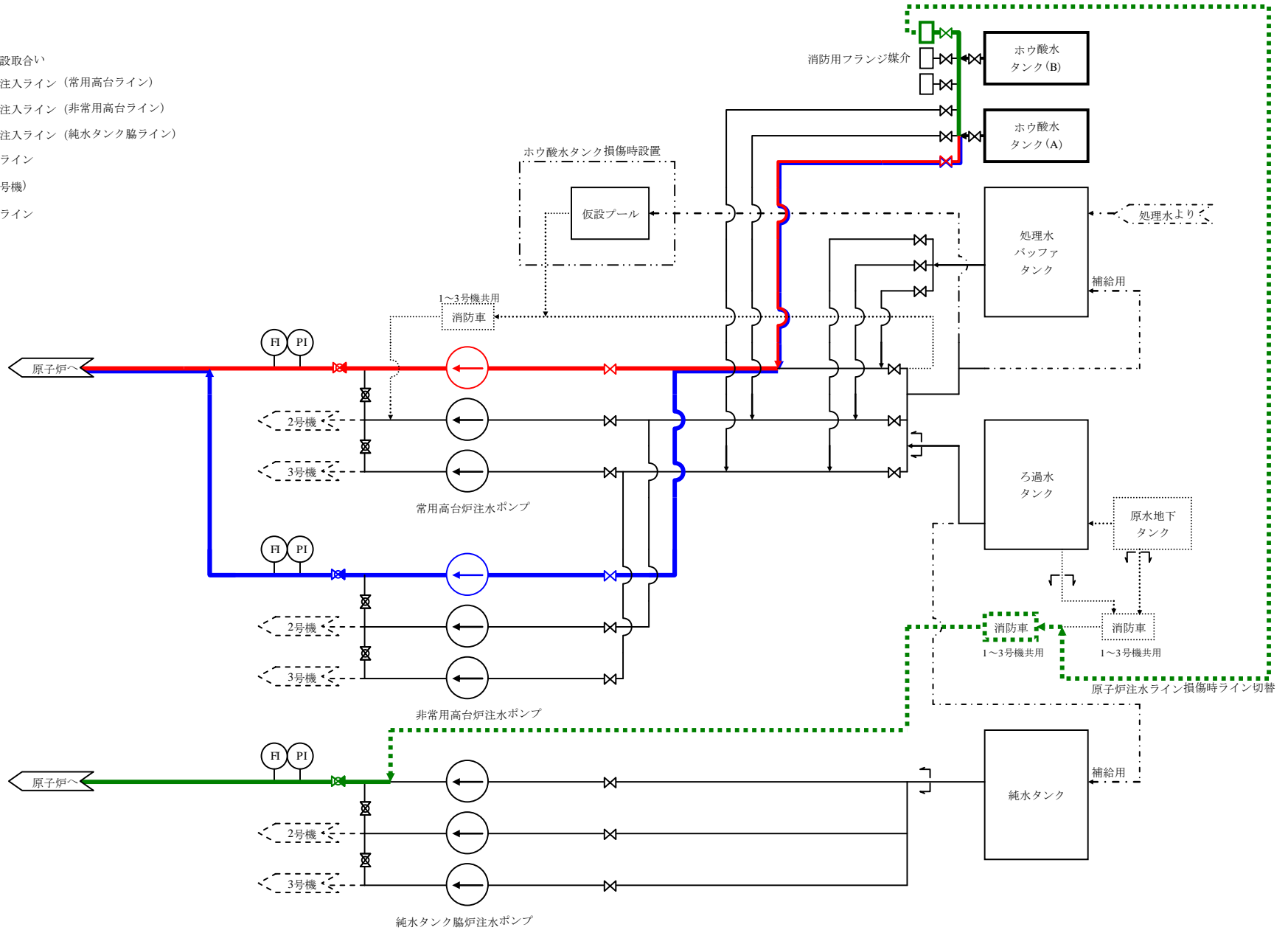


図-1 原子炉压力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

構造強度及び耐震性

1 タンクの構造強度及び耐震性

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 20m³（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、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。

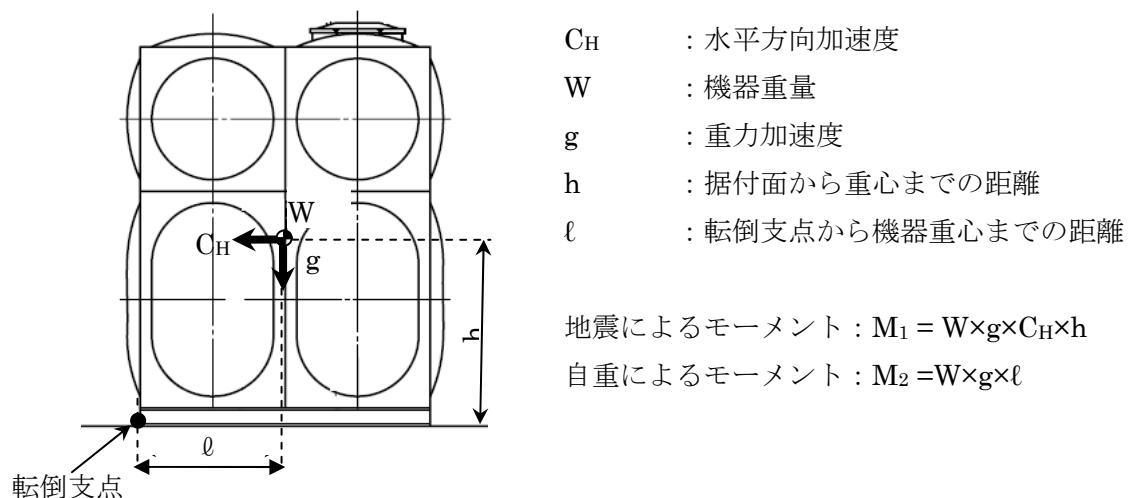
(2) 耐震性

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（図－1 参照）。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。



図－1 タンクの転倒評価モデル

1.2 管の構造強度及び耐震性

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)により計算した値及び表-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ポリエチレン管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られる。

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 ポリエチレン配管

(1) 構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材料であるため、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」による規定はなく、ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定、分類される。ポリエチレン管の性能 (引張降伏強さや引張による破断時の伸び等) や寸法については、日本水道協会規格 (JWWA K 144 等) 及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格 (PTC K 03 等) に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度 σ_{50} に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPa であり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa 以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また、ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが、50℃の温度条件においても、原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には、①ポリエチレン管に加わる内圧による応力、②使用環境温度、及び③破壊時間に関する関係式を用いて、環境温度が20℃～50℃のときに、1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ、破壊時間が最も短くなる50℃の場合でも、10年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに、通常運転状態における漏えい確認を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから、ポリエチレン管は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判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

σ_{50}	PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
S_f	安全率
P	設計内圧(MPa)
D	管外径(mm)
t	管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については、土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり、福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら、ポリエチレン管は、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。

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

R P V内でホウ素濃度 510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を決める。P C V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、R P VからP C Vへ五ホウ酸ナトリウムが流入することから、R P V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P C Vの五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し、P C V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、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R P V内保有水で希釈されることから、その必要量はR P V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。

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

現在、水位計がダウンスケールしているため、正確なR P V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）
- ✓ 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。

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

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

R P V保有水量 340t を用いると

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

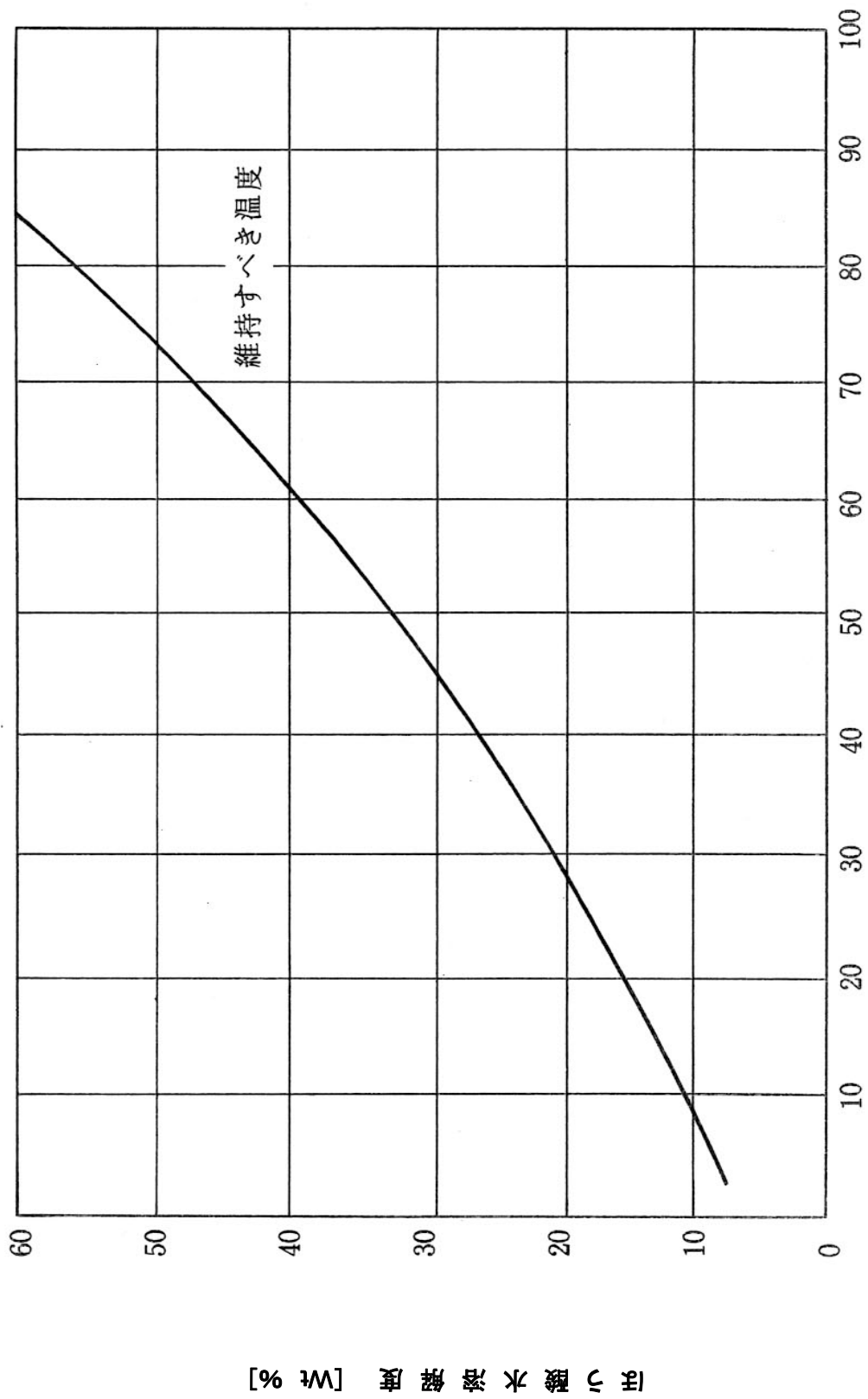
5 評価結果

	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。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



温度 (°C)
図-1 ホウ酸溶解度曲線

ほう酸水溶解度 [Wt %]

未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

1 概要

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（Xe-135）の放射能濃度を連続的に測定しているが、これまで臨界の兆候は確認されていない。

仮に臨界の兆候が見られた際には、原子炉圧力容器内でホウ素濃度 510ppm となる量の五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしているが、ここでは、未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度を評価する。

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。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、構造材の組成及び混合量がある。

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 F P 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。臨界評価にあたっては、F P 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、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臨界にはなりにくい、減速材が流入できる間隙がある方が臨界となり易い。そこで、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、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ば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、臨界評価では、図-1に示すように保守的に減速材領域の少ない面心立方

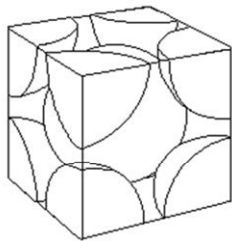
格子を除外した立方体に1つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

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。

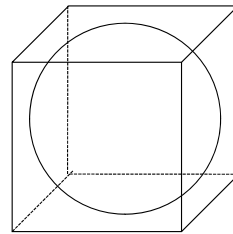
以上の条件下で、粒径を変化させて、最大の粒径半径を求めた。

以上より、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-1 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、臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4) 構造材の組成及び混合量

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、支持金具及び下部タイプレートなどはステンレス鋼でできおり、燃料が熔融・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。

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、熔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-2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）

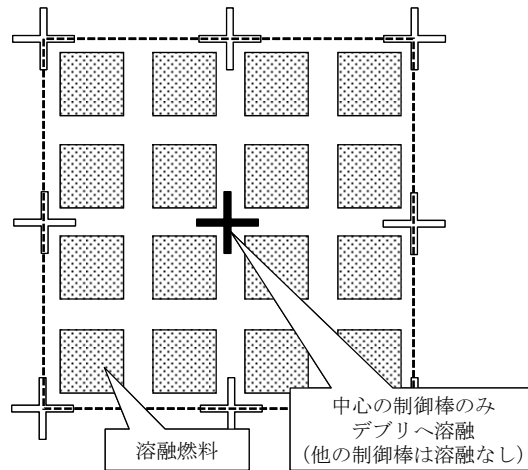
デブリ組成(C) 燃料+構造材+全制御棒

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，F P，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（中実及び中空） 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。



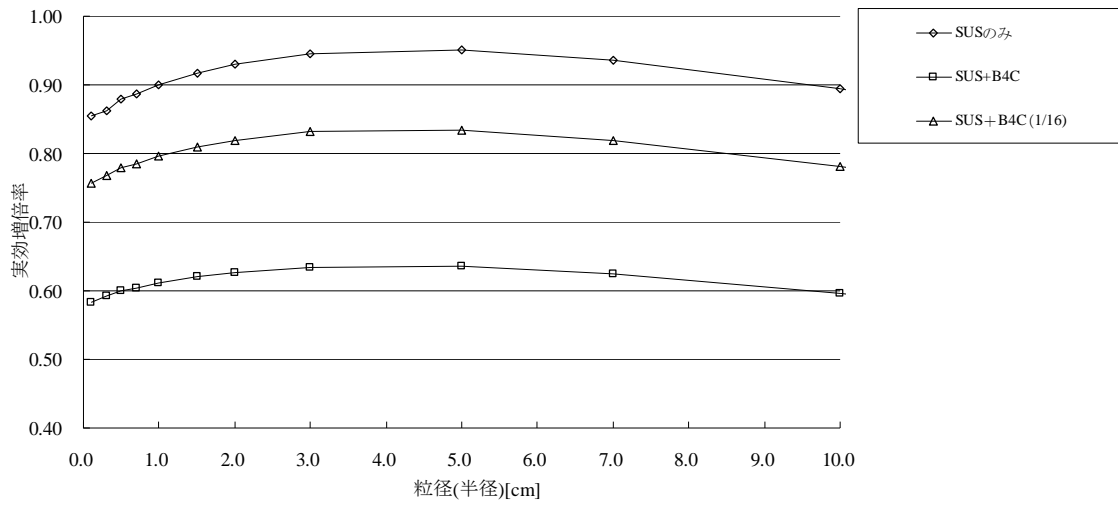
図－2 溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

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。

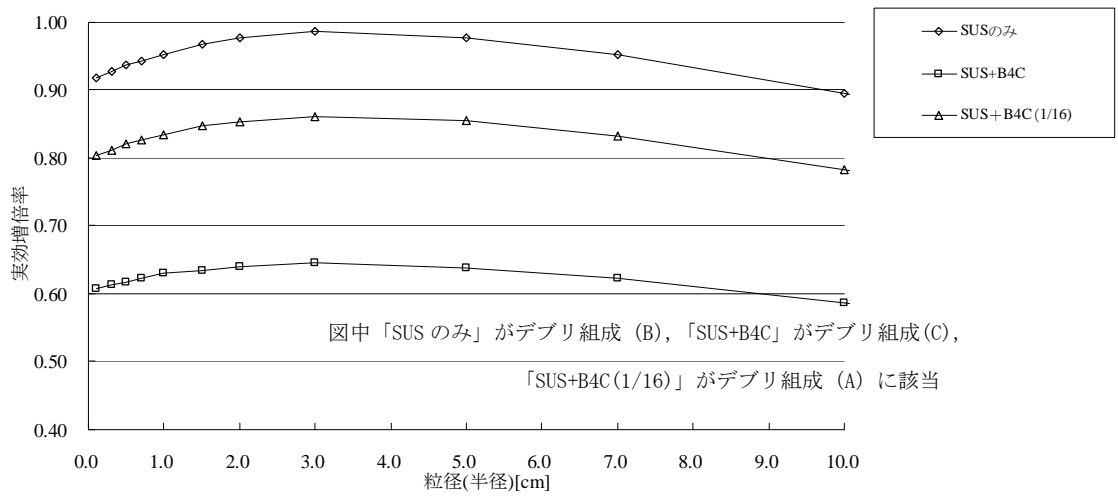
3.1 デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき、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。



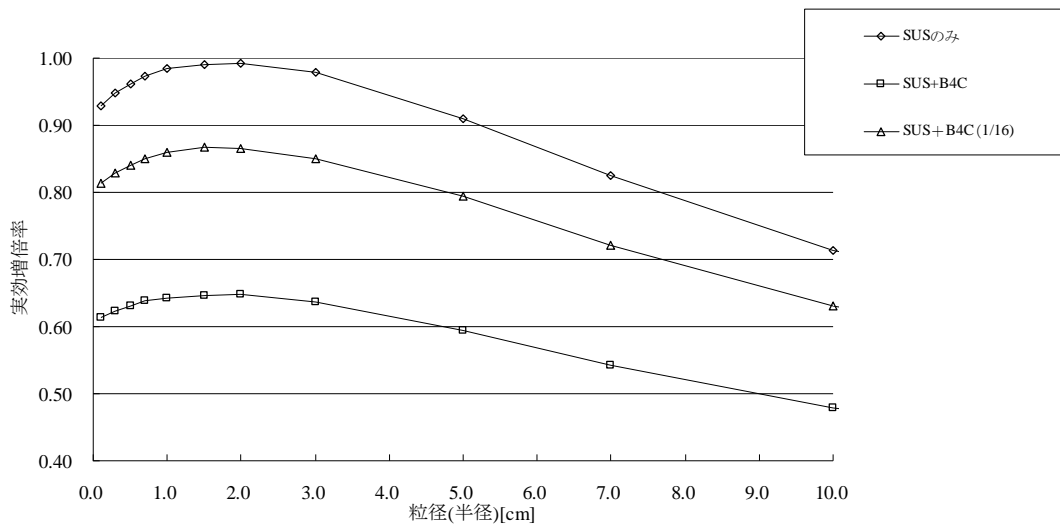
図中「SUSのみ」がデブリ組成(B), 「SUS+B4C」がデブリ組成(C), 「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成(A)に該当

図-3 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



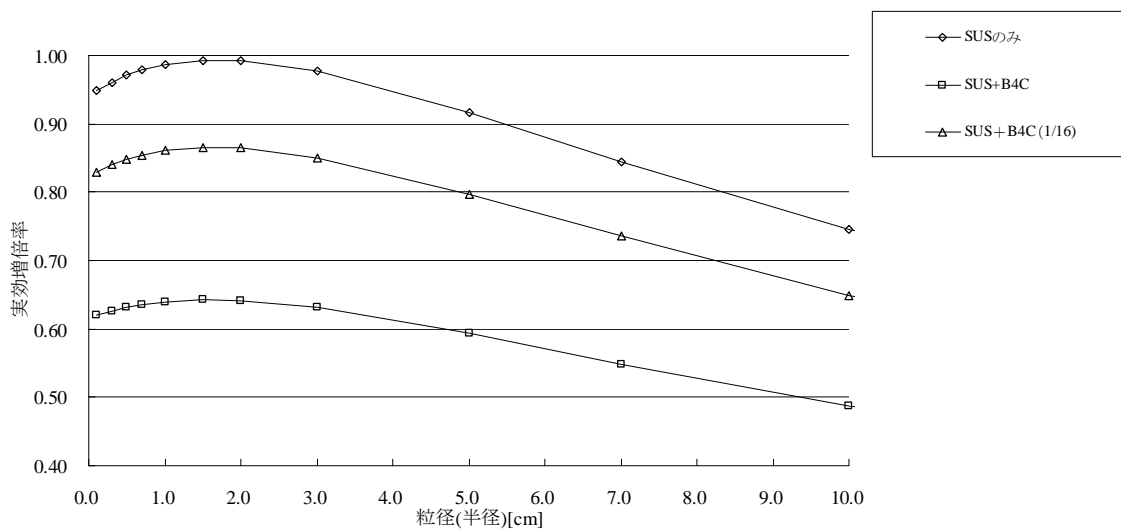
図中「SUSのみ」がデブリ組成(B), 「SUS+B4C」がデブリ組成(C), 「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成(A)に該当

図-4 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-5 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

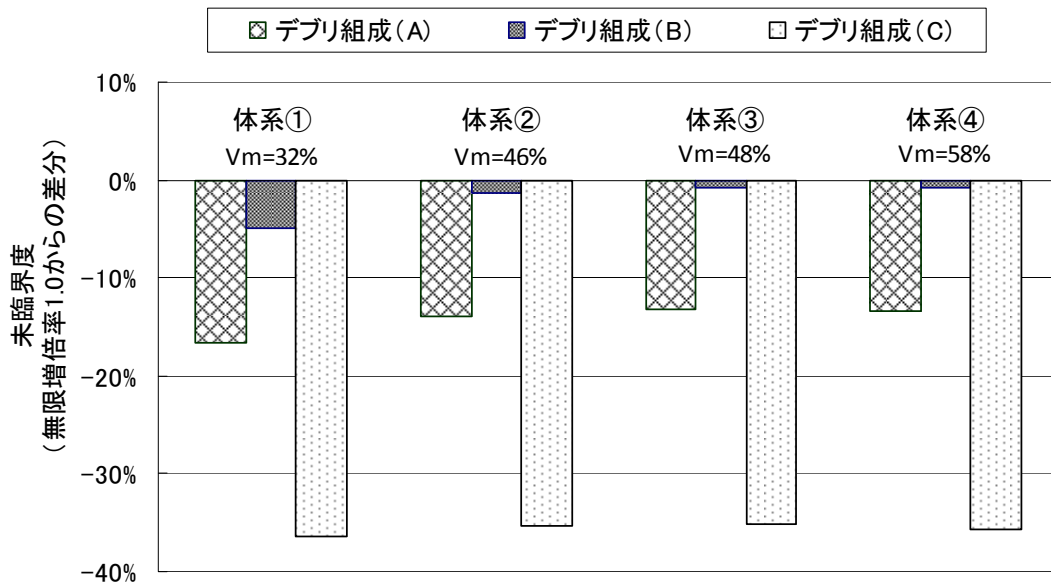
図-6 体系④ (減速材体積割合 58%) における粒径変化における実効増倍率の変化

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－7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－7 デブリ体系・組成における臨界評価

3.2 510ppmのホウ素価値

ホウ酸水注入方針では，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。臨界事象は緩やかな反応度変化のため，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臨界となった場合や、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-8 に示す。図-8 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。

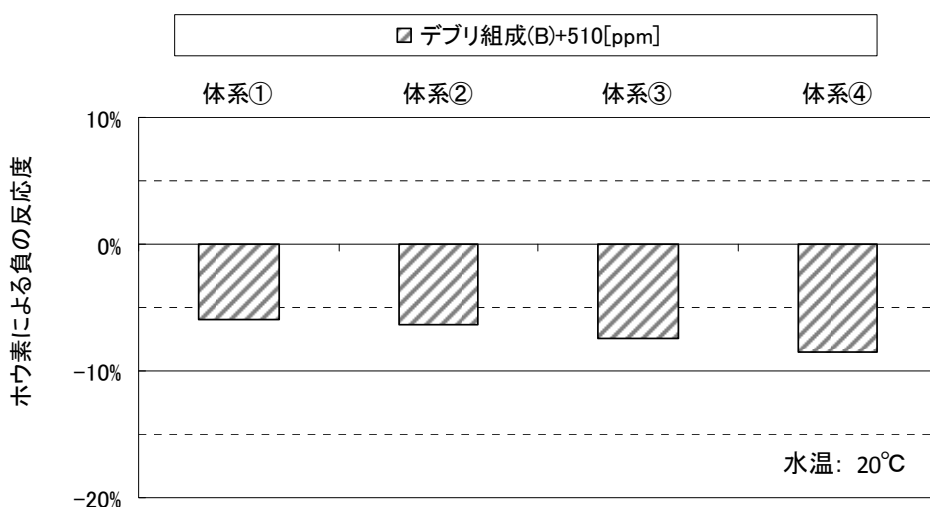


図-8 各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

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))

以上

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 1kW 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 λ_{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 λ_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 λ_{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℃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。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N2} + F_{H2O}) / V_{PCV}$$

F_{N2} : 単位時間あたりの窒素封入量

F_{H2O} : 単位時間あたりの放出蒸気量 (80℃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1900m³、2/3号機で2600m³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50m³/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 (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	5.0×10^{10}	4.4×10^{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 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。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。また、相対線量、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設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における値を用いる。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 (1号機: 2.5×10^{-19} Sv/Bq, 3号機: 3.0×10^{-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の吸入摂取による小児の実効線量係数 (1.6×10^{-7} Sv/Bq)

R : 小児の呼吸率 (活動時: 8.61×10^{-5} m³/s)

χ/Q : 相対濃度 (1号機: 1.9×10^{-5} s/m³, 3号機: 2.6×10^{-5} s/m³)

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 2.2×10^{-2} mSv, 2/3号機で約 2.4×10^{-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 6.2×10^{-3} mSv, 約 2.4×10^{-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 1 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。

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

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

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}

λ : 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 3.1×10^{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 520m³、3770m³ 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、10m³/h、0m³/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_{Monitor} : ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt : 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/cm³ 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。

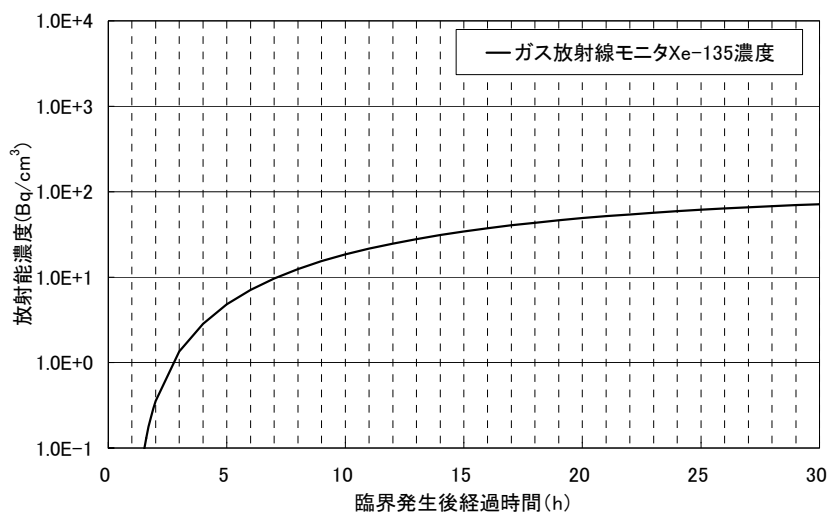


図-1 臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上