

(b) 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から、制御棒クラスタが制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.15-60表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転パラメータが設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータが作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したときに発生するものとする。また、この信号の発生には、応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケ

ンス開始までの時間を取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第1.15-61表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

#### (c) 原子炉トリップ特性

発電用原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

更に、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.15-79図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

#### (d) 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.51 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$  の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.15-80図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を

含み決定している。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 有効性評価における解析の条件設定の方針

イ 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「1.15.5.1(3)b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、更に本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。但し、「ロ 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、3号機及び4号機で異なる解析条件を設定している場合は、両号機の条件を記載する。

## ロ 共通解析条件

操作条件については、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから、共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

### (イ) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

#### I 初期条件

##### (I) 初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(307.1℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、定格値(15.41MPa)に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いるものとする。



## (II) 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

## (III) 炉心及び燃料体

炉心及び燃料体に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

### i 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第1.15-81図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次系圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第1.15-82図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

## ii 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、標準値として5.5%を用いるものとする。

## iii 核的パラメータ

即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定するものとする。なお、減速材密度係数は標準値を用いるものとする。また、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いるものとする。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定するものとする。ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性(標準値)を用いるものとする。

## (IV) 加圧器

加圧器保有水量の初期値は、標準値として60%体積を用いるものとする。

## (V) 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%(狭域水位スパン)を、蒸気発生器保有水量は1基当たり50tを用いるものとする。

## (VI) 原子炉格納容器

### i 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m<sup>3</sup>を用いるものとする。

### ii ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いるものとする。

### iii 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度は設計値として49℃を、初期圧力は標準値として9.8kPaを用いるものとする。

## (VII) 主要機器の形状

原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

## II 事故条件

### (I) 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

### III 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (I) 炉心及び燃料体

原子炉トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.15-83図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

#### (II) 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 $\Delta T$ 高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.15-78図参照)

(応答時間6.0秒)

原子炉圧力低

12.73MPa(応答時間2.0秒)

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%(定格値に対して)(応答時間1.5秒)

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%(応答時間2.0秒)

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。



## 原子炉圧力低

12.04MPa (応答時間2.0秒)

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動による炉心注水がより早くなることにより、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では、ECCSの作動が早くなることにより、炉心崩壊熱がより大きい状態で再循環機能が喪失し、炉心水位の低下が早くなるため、代替再循環への切替時間を厳しくする観点を踏まえて0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒を用いるものとする。

### (III) 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。但し、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

### (IV) 1次系及び2次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を用いるものとする。また、加圧器安全弁及

び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

- i 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)
- ii 加圧器安全弁容量 : 190t/h (1個当たり)
- iii 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10%
- iv 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 100%

#### (V) 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

#### (VI) 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり、標準値である除熱特性 (100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

#### (VII) 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、設計値として2,100m<sup>3</sup>を用いるものとする。

### (ロ) 運転中の原子炉における重大事故

#### I 初期条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)I 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モ

ード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いる。

- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPaを用いるものとする。

## II 事故条件

### (I) 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

## III 重大事故等対策に関連する機器条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)III 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

### (ハ) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### I 初期条件

##### (I) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は3号機12.139MW、4号機10.496MWを用いるものとする。

## (II) 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として40℃を用いるものとする。

## (III) 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット並びに3号機Aピット及びBピット、4号機ピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、3号機Aピット及びBピット、4号機ピット並びに燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号機Aピット及びBピット、4号機ピットの水量を考慮するものとする。

## (IV) 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

# II 重大事故等対策に関連する機器条件

## (I) 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が3号機燃料取扱時、4号機燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から、3号機約4.18m(通常運転水位(以下「NWL」という。)-約3.50m)、4号機約4.41m(NWL-約3.27m)とする。



(二) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

I 初期条件(運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

(I) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第1.15-81図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

(II) 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

### (III) 1次系圧力

ミッドループ運転中は、1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

### (IV) 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

### (V) 1次系水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを20cm上回る高さとする。

### (VI) 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。

### (VII) 主要機器の形状

原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

## ハ 必要な要員及び資源の評価条件

### (イ) 要員の評価条件

I 重大事故等発生時に対応する要員については、保守的に3号機及び4

号機同時の重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行う。

II 各事故シーケンスグループ等において実施する作業に対して、運転員（当直員）12名、緊急時対策本部要員（指揮者等）4名及び重大事故等対策要員36名にて対応を行うことで、必要な作業対応が可能であることを評価する。また、発電所構外から召集される緊急時対策本部要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。なお、必要な要員数を休日・夜間においても確保する。

III 屋外作業に係る要員の評価においては、有効性評価で考慮する屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として70分を考慮する。なお、復旧作業時間は、検証結果等を考慮して設定しており、アクセスルート復旧のほか、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含める。

#### （ロ） 資源の評価条件

##### I 共通

- （I） 各事故シーケンスグループ等において、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行う。
- （II） 各重要事故シーケンス等において、有効性評価で想定した事故条件等の解析又は評価条件を考慮する。
- （III） 水源、燃料及び電源については、3号機及び4号機において重大事故等が同時に発生した場合を想定して評価を行う。

##### II 水源

- （I） 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水タンクの保有水量が必要水量を上回ること

又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約 $1,960\text{m}^3$ とする。

(II) 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は淡水や海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価する。復水タンクの保有水量は、復水タンク定常水位以下の有効水量である約 $970\text{m}^3$ とする。

(III) 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、淡水や海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの接続ができるまでの間、燃料取替用水タンクからの注水が可能であることを評価する。なお、燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約 $1,960\text{m}^3$ とする。

(IV) 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とする。

(V) 水源の評価については、事象進展が速い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。



### III 燃料

(I) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄している重油量により、大容量空冷式発電機1台を7日間運転継続できることを評価する。燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの備蓄量は約376kℓとする。

(II) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機2台を7日間運転継続できることを評価する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスについても、保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。燃料油貯油そう2基分の備蓄量は約264kℓ、燃料油貯蔵タンク2基分の備蓄量は約356kℓとし、合計約620kℓとする。

(III) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるが、大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、代替緊急時対策所用発電機、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを考慮する。

### IV 電源

(I) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が大容量空冷式発電機の給電容量未満となることを評価する。大容量空冷式発電機1台の給電容量は、約3,200kWとする。

(II) 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行う。

(III) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

## ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果

### (イ) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、必要な作業項目、要員数及び移動時間を含めた所要時間について評価を実施した。

必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」、「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」、「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「1.15.7.4(2)a.(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「1.15.7.3(1)b.(b) 全交流動力電源喪失」(停止時)であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの注水対応を合わせて実施しても、必要な要員数は合計52名であり、初動対応として運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員の合計52名で対処可能である。

#### 1.15.5.2 通常運転の解析

##### (1) 通常の運転管理体制の説明

「1.13 運転の実施」の「1.13.1.1(2) 運転組織」を参照。

##### (2) 解析手法及び範囲

「1.4 原子炉」を参照。

### 1.15.5.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析

#### (1) 反応度事故に関する炉心冷却及び系統圧力解析

##### a. 運転時の異常な過渡変化の解析

##### (a) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

##### イ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

##### (イ) 過渡変化の解析

##### I 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束の過渡応答を求め、更に、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピー等の過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。

##### II 解析条件

(I) 原子炉出力の初期値は定格値の $10^{-13}$ とする。

(II) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 $291.7^{\circ}\text{C}$ とする。

高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

(III) 反応度添加率は、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスターバンクが、最大速度(約 $114\text{cm/min}$ )で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、 $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K/K)/s$ と



する。

(IV) 実効遅発中性子割合 ( $\beta_{\text{eff}}$ ) は0.75%を使用する。

(V) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。

(VI) 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として  $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ\text{C}$  とする。

燃料から1次冷却材への熱伝達率は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

(VII) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。

(VIII) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

## ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

### (イ) 過渡変化の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

## II 解析条件

- (I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-80図の下限の値とする。
- (III) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K/K)/s$ とする。
- (IV) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度 $\Delta T$ 高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- (V) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

## ハ 制御棒の落下及び不整合

### (イ) 過渡変化の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

## II 解析条件

- (I) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-80図の下限の値とする。

- (III) 添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ をとり、瞬時に加わるものとする。
- (IV) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。
- 自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。
- (V) 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピー上昇熱水路係数( $E_{\Delta H}^N$ )として、1.87を使用する。
- (VI) 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

## ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

### (イ) 過渡変化の解析

#### I 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

#### II 解析条件

##### (I) プラント起動時の異常な希釈

- i 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積を用いる。

- ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(82m<sup>3</sup>/h)とする。
- iii 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水(ほう素濃度3,100ppm)で満たされているものとする。
- iv 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

## (II) 出力運転時の異常な希釈

- i 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量(57m<sup>3</sup>/h)とする。
- iii 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,100ppmとする。
- iv 反応度停止余裕は0.016ΔK/Kとする。

## b. 設計基準事故の解析

### (a) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

#### イ 制御棒飛び出し

#### (イ) 事故経過の解析

##### I 解析方法

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピー、燃料温度等を解析する。また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡



特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の時間変化を求める。

## II 解析条件

(I) 解析は以下の4ケースについて、実施する。

- i サイクル初期高温全出力
- ii サイクル末期高温全出力
- iii サイクル初期高温零出力
- iv サイクル末期高温零出力

(II) 高温全出力のケースでは、

- i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ102%及び309.3℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。
- ii 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。
- iv 原子炉圧力の初期値は、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

(III) 高温零出力のケースでは、

- i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の $10^{-9}$ 及び293.9℃とする。
- ii 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。

- iv 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析において定常運転時の最低圧力、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。
- (IV) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。
- (V) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に追加されるものとする。

|             |                    |
|-------------|--------------------|
| サイクル初期高温全出力 | 0.12% $\Delta K/K$ |
| サイクル末期高温全出力 | 0.18% $\Delta K/K$ |
| サイクル初期高温零出力 | 0.66% $\Delta K/K$ |
| サイクル末期高温零出力 | 0.87% $\Delta K/K$ |

- (VI) 実効遅発中性子割合 ( $\beta_{eff}$ ) はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.47%、サイクル末期で0.41%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.52%、サイクル末期で0.44%を使用する。
- (VII) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、初期の燃料エンタルピーを高めを与えるように小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。
- (VIII) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

- |           |                        |
|-----------|------------------------|
| i サブクール状態 | Dittus-Boelterの式       |
| ii 核沸騰状態  | Jens-Lottesの式          |
| iii 膜沸騰状態 | Bishop-Sandberg-Tongの式 |

解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(IX) 事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(X) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

|             |     |
|-------------|-----|
| サイクル初期高温全出力 | 7.0 |
| サイクル末期高温全出力 | 6.8 |
| サイクル初期高温零出力 | 15  |
| サイクル末期高温零出力 | 25  |

(XI) PCMI破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

## (2) 原子炉冷却材流量低下に関する炉心冷却及び系統圧力解析

### a. 運転時の異常な過渡変化の解析

#### (a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

##### イ 原子炉冷却材流量の部分喪失

##### (イ) 過渡変化の解析

##### I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。

これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

## II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80図の上限の値とする。  
この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

(III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(IV) 1次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

### b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 原子炉冷却材流量の喪失

(イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法



1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

## II 解析条件

- (I) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- (III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- (IV) 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- (V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

## ロ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

### (イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コード

MARVELにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。加えて、THINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してMARVELにより原子炉圧力を求める。

## II 解析条件

- (I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80図の上限の値とする。
- (III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (IV) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

### (3) 原子炉冷却材インベントリ増加に関する系統圧力解析

#### a. 運転時の異常な過渡変化の解析

##### (a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

##### イ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

##### (イ) 過渡変化の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧

力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料温度を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIにより、DNBRへの影響を解析する。

## II 解析条件

- (I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は1ループ停止運転時の最大運転出力である70%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は70%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
- (II) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は20秒で定格流量に達するものとする。
- (III) 減速材密度係数は、最大値である $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。  
この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。
- (IV) ドップラ出力係数は、第1.15-80図の下限の値とする。  
燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。
- (V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- (VI) 停止ループの1次冷却材ポンプ起動により反応度が添加され、原子炉出力が上昇すれば、「出力領域中性子束高(高設定)」信号により発電用原子炉は自動停止する。
- (VII) 燃料中心温度の評価では、初期値はDNBRの評価で用いた値に定常誤差を考慮して、それぞれ最大出力、最高温度及び最低圧力とする。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-80図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

(IV) 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

(V) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

(VI) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。



ロ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気流量及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-80図の下限の値とする。

(IV) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒が引き抜かれ過渡変化を和らげる。

(V) 発電用原子炉が出力運転中に、2台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度3,100ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

(VI) 発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(4) 2次系による熱除去増加に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 蒸気負荷の異常な増加

(イ) 過渡変化の解析

## I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

## II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA : 手動運転、サイクル初期

ケースB : 手動運転、サイクル末期

ケースC : 自動運転、サイクル初期

ケースD : 自動運転、サイクル末期

(III) 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-80図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

(V) 発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開になり、蒸気流量が10%急増するものとする。

## ロ 2次冷却系の異常な減圧

### (イ) 過渡変化の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。

更に、炉心出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

#### II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラス1本が全引抜位置で固着したときの値として $0.016\Delta K/K$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-84図に示すように密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第1.15-85図に示すように出力の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ $291.7^{\circ}\text{C}$ 及び $15.41\text{MPa}$ とする。

(IV) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、8.17MPaにて440t/hとする。

- (V) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (VI) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

- (VII) 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

- (VIII) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

- (IX) DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

## ハ 蒸気発生器への過剰給水

- (イ) 過渡変化の解析

### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びDNBRの過渡応答を求



める。

## II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の  $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は第 1.15-80 図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

(III) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の 230%で、給水されるものとする。

(IV) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

### b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

#### イ 主蒸気管破断

(イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。更に、炉心出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

## II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着したときの値として、 $0.016\Delta K/K$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最小濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-84図に示すように、密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第1.15-85図に示すように出力の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ $291.7^{\circ}\text{C}$ 及び $15.41\text{MPa}$ とする。

(IV) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源はある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の2ケースについて解析する。

ケースA          外部電源あり

ケースB          外部電源なし

(V) 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視して、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。

(VI) DNBRの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクのほう素濃度 $3,100\text{ppm}$ のほう酸水を1次冷却材低温側

配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の  
高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も  
厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備  
作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの  
時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び  
1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(VII) 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を高く  
評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、これは  
厳しい仮定である。

(VIII) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moodyのモデルを  
使用する。

(IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で、蒸気  
放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行  
うものとする。

(X) DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

## (5) 2次系による熱除去減少に関する炉心冷却及び系統圧力解析

### a. 運転時の異常な過渡変化の解析

#### (a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

##### イ 主給水流量喪失

##### (イ) 過渡変化の解析

##### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

## II 解析条件

- (I) 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%）、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。
- (II) 崩壊熱は、(I)の初期原子炉出力で無限時間運転した場合を考える。
- (III) 発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。
- (IV) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ1分後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて $125\text{m}^3/\text{h}$ の流量で給水するものとする。  
タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
- (V) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。
- (VI) 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。
  - i 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
  - ii 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の



初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-80図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

(III) 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

(IV) 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。

i 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はDNBR低下の点で厳しくなる。

ii 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この

場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

## b. 設計基準事故の解析

(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

イ 主給水管破断

(イ) 事故経過の解析

### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

### II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%とする。

(II) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

(III) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。

(IV) 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停

止するものとする。

(V) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

(VI) 崩壊熱は初期原子炉出力で無限時間運転した場合の値を使用する。

(VII) 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器3基に補助給水を供給する操作を行うものとする。このときタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

## (6) 電力供給喪失の解析

### a. 運転時の異常な過渡変化の解析

#### (a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

##### イ 外部電源喪失

##### (イ) 過渡変化の解析

##### I 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが全台とも自動停止するので「1.15.5.3(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「1.15.5.3(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「1.15.7.2(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」及び「1.15.7.2(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」の解析で包含される。

## II 解析条件

「1.15.5.3(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」及び「1.15.5.3(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

### (7) 冷却材喪失事故に関する炉心冷却解析

#### a. 設計基準事故の解析

##### (a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

##### イ 原子炉冷却材喪失

##### (イ) 事故経過の解析

#### I 非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－

##### (I) 解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

##### i ブローダウン解析

これは配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下及び蓄圧注入系による注水等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。

##### ii リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材がたまり始め、



やがて炉心底部まで水位が上昇する(リフィル期間という。)。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される(再冠水期間という。)。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはWREFLOODコード、再冠水期間についてはBASH-Mコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度(炉心再冠水速度という。)等を解析する。

また、1次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納容器内圧はCOCOコードにより解析し、WREFLOODコード及びBASH-Mコードと結合した状態で計算を行う。

### iii 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム-水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、上記のブローダウン解析コードSATAN-M及びBASH-Mコードによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

## (II) 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- i 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズル

までの間)に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管(内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼)断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の断面積の2倍相当の断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、前述のようなスプリット破断のほかに、配管の両端破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、スプリット破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので、ここでは、スプリット破断の場合を解析する。

ii 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は41.5kW/mの102%とする。

iii 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力      4.04MPa

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量      26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ      34秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、あるいは「原子炉圧力低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

iv 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱

伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

v ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

vi 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

vii 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

viii 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、核分裂生成物の崩壊熱としては、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用する。

また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

ix 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

x 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材

温度に等しいと仮定する。

xi 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。

## II 非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断－

### (I) 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) と燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、大破断時のブローダウン解析コードSATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

### (II) 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

i 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を



踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

ii 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

iii 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは27秒とする。

## (8) 1次系から2次系への漏えい解析

### a. 設計基準事故の解析

#### (a) 環境への放射性物質の異常な放出

##### イ 蒸気発生器伝熱管破損

##### (イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を計算する。

#### II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は102%とする。

(II) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こした  
ものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、  
初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比  
例する式を用いる。

(III) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 $\Delta T$   
高」信号により自動停止するものとする。

(IV) 非常用炉心冷却設備については、1次冷却材の流出量を大きく  
するように高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を  
仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を  
大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(VI) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生  
器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉  
心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次  
冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧でき  
ることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源  
がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

(VII) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

- i 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元  
弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水  
を停止する操作を行う。(原子炉トリップ後10分)
- ii 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの  
10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するもの

とする。

iii 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する。

(原子炉トリップ後25分)

iv 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる。(解析では、1次冷却材高温側配管温度が279℃に減温された時点で減圧を開始する。)

v 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する。(解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。)

(VIII) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

## (ロ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

### I 評価方法

#### (I) 大気中に放出される核分裂生成物の放出量

以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第1.15-86図及び第1.15-87図に示す。

##### i 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(1)式～(4)式を用いて求める。

また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(i) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_c} \left[ \nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (1)$$

(ii) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_c} \left[ \nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (2)$$

(iii) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_s \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_c} \left[ \nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_c} \cdot \left[ \frac{t}{\lambda_s} - \frac{1}{\lambda_s^2} (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_s - \lambda_c} \left\{ \frac{1}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_s} (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_s} (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \right] \dots\dots\dots (3)$$



但し、

$$\lambda_c = \lambda_i + \frac{L_R}{V_c}$$

$$\lambda_s = \lambda_i + \frac{G}{V_s \cdot P_F}$$

ここで、

Ri : 核種i の大気中への放出放射能量 (Bq)

Ci : 核種i の事故発生前の1次冷却材中放射能量  
(Bq)

Fi : 核種i の事故発生後の追加放出に寄与する  
放射能量 (Bq)

L<sub>R</sub> : 2次冷却系への1次冷却材流出率 (=90t/51min)

V<sub>C</sub> : 1次冷却系保有水量 (=243t)

V<sub>S</sub> : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

v : 追加放出率 (=1.23×10<sup>-2</sup>min<sup>-1</sup>)

f<sub>1</sub> : 有機よう素の割合 (=0.0)

f<sub>2</sub> : 無機よう素の割合 (=1.0)

P<sub>F</sub> : 無機よう素の気液分配係数 (=100 (液相中濃度  
Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

G : 大気中への蒸気放出率 (=40t/51min)

λ<sub>i</sub> : 核種iの放射性崩壊定数 (min<sup>-1</sup>)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=51min)

また、追加放出率vは、事故発生後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例するものと仮定して(4)式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$v = \left( \frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \frac{1}{t} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、

$P_0$  : 事故発生前の1次冷却系圧力 (=15.62MPa)

$P_t$  : 1次冷却系圧力が2次冷却系の圧力を下回ったときの  
圧力 (=7.45MPa)

$t$  : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=51min)

## ii 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系の圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(5)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} \cdot L_V \sqrt{1-t} dt \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

$R_L$  : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

$S_I$  : 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度  
(Bq/t)

$L_V$  : 隔離時の蒸気の漏えい率 (=5m<sup>3</sup>/h=0.25t/d)

$P_F$  : 無機よう素の気液分配係数  
(=100(液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

$\lambda_i$  : 核種iの放射性崩壊定数 (d<sup>-1</sup>)

$T$  : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度  $S_I$  は、(6) 式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_c \cdot V_s} \left\{ \frac{v \cdot Fi}{\lambda_c} \left( \frac{1 - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{Ci}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot (e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \dots\dots\dots (6)$$

## (II) 線量

実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 $\gamma$ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(7)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q) \quad \dots\dots\dots (7)$$

ここで、

$E_I$  : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

$K_{He}$  : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数  
(mSv/Bq)

また、第1.15-62表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

$M$  : 小児の呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)

呼吸率は、事故の期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m<sup>3</sup>/hを秒当たりに換算して用いる。

$Q_e$  : よう素の大気放出量 (I-131等価量－小児実効線量係数換算) (Bq)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

外部 $\gamma$ 線による実効線量は(8)式で評価される。

$$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (8)$$

ここで、

$E_\gamma$  : 外部 $\gamma$ 線による実効線量 (Sv)

$K_1$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (=1Sv/Gy)

$Q_N$  : 希ガスの大気放出量 ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算) (Bq)

$D/Q$  :  $\gamma$ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)



## II 評価条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(II) 破損側蒸気発生器は、事故発生後51分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として40tとする。

(III) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の2通りを仮定する。

- i 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 $9.2 \times 10^{13}$ Bq、希ガス約 $4.4 \times 10^{14}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)
- ii iの損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 $1.5 \times 10^{15}$ Bq、希ガス約 $4.3 \times 10^{15}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)

この追加放出量は、事故後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して1次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.23 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

(IV) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射能

量は、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。

(V) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

(VI) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

(VII) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

(VIII) 破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、この2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

(IX) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )を用いる。

#### (9) 加圧熱衝撃の解析

中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器の炉心領域部が、加圧下の原

原子炉容器内での急激な冷却に伴い発生する加圧熱衝撃が生じた場合でも原子炉容器が損傷するおそれがないことを、「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法JEAC42062007」(日本電気協会)附属書Cに示される一般評価にて確認する。

## (10) 格納容器内圧力－温度過渡の解析

### a. 設計基準事故の解析

#### (a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

##### イ 原子炉冷却材喪失

##### (イ) 事故経過の解析

##### I 解析方法

事故の経過は、「1.15.5.3 (7) a. (a) イ(イ)I 非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-VI、リフィル／再冠水解析コードWREFLOOD及び原子炉格納容器内圧解析コードCOCOからなる。

##### II 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- (I) 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。
- (II) 原子炉出力は定格出力の102%とする。
- (III) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

(IV) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(V) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

(VI) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。



## ロ 可燃性ガスの発生

### (イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

#### II 解析条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(II) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。

(III) 事故時のジルコニウム－水反応割合は「1.15.7.2(7)a.(a)イ(イ)I(I) 解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。

(IV) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうちハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。更に、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

(V) 放射線分解により発生する水素ガスの発生割合(G値)は0.5分子／100eVとする。

(VI) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として低圧注入系1系列の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(11) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の放射線影響のバウンディング解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 原子炉冷却材喪失

(イ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、下記のとおり評価する。但し、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数(=1Sv/Gy)を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

但し、呼吸率は、事故の期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率5.16m<sup>3</sup>/dを秒当りに換算して用いる。

(I) 大気中に放出される核分裂生成物の放出量

i 核分裂生成物の炉心内蓄積量

発電用原子炉の運転によって事故発生時までに炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(9)式で与えられる。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_r^i \cdot T_0}) \quad \dots\dots (9)$$

ここで、

$q_{T_0}^i$  :  $T_0$  時間運転後の核種 $i$ の炉心内蓄積量 (Bq)

$P_0$  : 原子炉熱出力 (=3,479MWt)

$Y_i$  : 核種 $i$ の核分裂収率

$\lambda_r^i$  : 核種 $i$ の放射性崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$T_0$  : 原子炉運転時間 (s)

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第1.15-63表に示すとおりである。

また、希ガスには、Xe、Krの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は、第1.15-64表に示すとおりである。

## ii 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第1.15-88図及び第1.15-89図に示す。

- (i) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻 $T_m$ から $T_{m+1}$ の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10)式で与えられる。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \dots\dots\dots (10)$$

ここで、

$Q_m^d$  : 時刻  $T_m$  から  $T_{m+1}$  の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

$Q_{cm}$  : 時刻  $T_m$  に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量 (Bq) で、次式で表す。

$$Q_{cm} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta (T_m - T_{m-1})}$$

但し、時刻  $T_m = 0$  (事故発生直後) において

$$Q_{cm} = K \cdot Q_0$$

$K$  : 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表す。

$$\text{よう素} : K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$$

$$\text{希ガス} : K = F_f \cdot F_p$$

$F_f$  : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

$$\text{よう素} : F_f = 0.005$$

$$\text{希ガス} : F_f = 0.01$$

$F_g$  : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

$$\text{無機よう素} : F_g = 0.96$$

$$\text{有機よう素} : F_g = 0.04$$

$F_p$  : 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

$$\text{無機よう素} : F_p = 0.50$$



有機よう素 :  $F_p=1.00$

希ガス :  $F_p=1.00$

$Q_0$  : よう素及び希ガスの炉心内蓄積量(Bq)

$F_d$  : アニュラス部以外からの漏えい割合(=0.03)

$\beta$  : 原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する  
低減効果( $h^{-1}$ )で、次式により表す。

$$\beta = L + \lambda_r + \lambda_s$$

$L$  : 原子炉格納容器の漏えい率( $h^{-1}$ )

$\lambda_r$  : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数( $h^{-1}$ )

$\lambda_s$  : 原子炉格納容器スプレイ水による除去効率( $h^{-1}$ )

無機よう素 :  $\lambda_s=49.9h^{-1}$

有機よう素 :  $\lambda_s=0.0h^{-1}$

希ガス :  $\lambda_s=0.0h^{-1}$

(ii) また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の2分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので(11)式で与えられ、2分以降はアニュラス空気浄化設備から排気筒を経て放出されるので(12)式で与えられる。

$$Q_{m_0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.0333 \beta}}{\beta} \dots\dots\dots (11)$$

$$Q_m^a = g_1(1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \left[ \frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \cdot \left\{ \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\} + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right] \dots\dots\dots (12)$$

ここで、

$Q_{m_0}^a$  : アニュラス部から事故発生後最初の2分間に放出されるよう素及び希ガスの量(Bq)

$Q_m^a$  : 2分以降において、時刻 $T_m$ から $T_{m+1}$ の時間内にアニュラス空気浄化設備から放出されるよう素及び希ガス

の量(Bq)

Qam: 2分以降において、時刻T<sub>m</sub>にアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量(Bq)で、次式で表す。

$$Q_{am} = Q_{c(m-1)} \cdot L \cdot F_a \left[ \frac{1}{\beta_a - \beta} \cdot \{ e^{-\beta(T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})} \} \right] + Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a(T_m - T_{m-1})}$$

但し、T<sub>m</sub> = 2minのとき Q<sub>am</sub> = 0

F<sub>a</sub> : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

R<sub>a</sub> : アニュラス空気浄化設備排気流量  
(1台分 6,000m<sup>3</sup>/h)

V<sub>a</sub> : アニュラス部容積 (=15,300m<sup>3</sup>)

g<sub>1</sub> : アニュラス排気流量の割合

2min~30d : g<sub>1</sub>=0.15

g<sub>2</sub> : アニュラス空気再循環流量の割合

2min~30d : g<sub>2</sub>=0.85

η : アニュラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よう素 : η=0.95

希ガス : η=0.0

β<sub>a</sub> : アニュラス部内での低減効果(h<sup>-1</sup>)で、次式により表す。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} - g_2(1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} + \lambda_r$$

(iii) 再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(13)式で与えられる。

$$Q_e = F_e \cdot F_l \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot (1 - \eta_e) \cdot \frac{1 - e^{-720 \beta_e}}{V_e \cdot \beta_e} \dots\dots\dots (13)$$

$$Q_{em} = K_e \cdot Q_0 \cdot e^{-0.333 \lambda_r}$$

ここで、

$Q_e$  : 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量  
(Bq)

$Q_{em}$  : 再循環開始時 ( $T_m=20\text{min}$ ) における再循環水中のよう素の量 (Bq)

$F_e$  : 再循環水中のよう素の気相への移行率 (=0.05)

$F_l$  : 安全補機室内での沈着を逃れる割合 (=0.5)

$L_e$  : 再循環系からの漏えい率

0 ~ 20min :  $0.0\text{m}^3/\text{h}$

20min ~ 30d :  $4 \times 10^{-3}\text{m}^3/\text{h}$

$K_e$  : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.01)

$\eta_e$  : 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率  
(=0.95)

$V_e$  : 再循環水体積 (=1,600 $\text{m}^3$ )

$\beta_e$  : 再循環水中でのよう素の低減効果 ( $\text{h}^{-1}$ ) で次式により表す。

$$\beta_e = \lambda_r + \frac{L_e}{V_e}$$



## (II) 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、I番目のエネルギー群について(9)式及び(14)式～(16)式で計算する。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{pk} \cdot E_{pk}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \quad \dots\dots\dots (14)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) [q_d \cdot f_d (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \}] \quad \dots\dots\dots (15)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \dots\dots\dots (16)$$

ここで、

$\lambda$  : 放射性崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$\beta$  : 親核種から娘核種への崩壊の割合

$q$  : 炉心内蓄積量 (Bq)

$t$  : 事故発生後の時間 (s)

$f$  : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

$E$  :  $\gamma$ 線のエネルギー (Mev/dis)

$R$  : 崩壊してエネルギーEの $\gamma$ 線を出す割合

**n** : 当該核種から放出される $\gamma$ 線のうちI番目のエネルギー群に属する $\gamma$ 線の数

**S** : 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後  
**t(s)**までの積算線源強度 (MeV)

添字 : **p**:親核種、**d**:娘核種、**ℓ**:親核種の数、**m**:娘核種の数、  
**k**:当該核種から放出され、I番目のエネルギー群に属する $\gamma$ 線のうち**k**番目を示す。

### (III) 線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による $\gamma$ 線が、原子炉格納容器を貫通して計算点に至る線量及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による線量の計算は、各エネルギー群別にそれぞれ「SCATTERINGコード」及び「SPANコード」で行う。

計算の基本式は(17)式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{S_v}{4\pi r^2} \cdot F(b) dV \quad \dots\dots\dots (17)$$

ここで、

Dd : 原子炉格納容器内及びアニュラス部内からの  
 $\gamma$ 線による線量(Sv)

K<sub>1</sub> : 空気カーマから全身に対する線量への換算係  
数(=1Sv/Gy)

K<sub>2</sub>(E) : エネルギーEの $\gamma$ 線に対する空気カーマへの換  
算係数(Gy/(MeV/m<sup>2</sup>))

S<sub>v</sub> : 単位体積当たりの積算線源強度(MeV/m<sup>3</sup>)

r : 線源から計算点までの距離(m)

F(b) :  $\gamma$ 線の減衰率で次式で表す。

$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$

b : 減衰距離( $b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ )

$\mu_i$  : i番目の物質の線減衰係数(m<sup>-1</sup>)

t<sub>i</sub> : i番目の物質中の通過距離(m)

B(E, b) : エネルギーEの $\gamma$ 線の減衰距離bに対する  
ビルドアップ係数

## II 評価条件

(I) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とする。

(II) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

|     |      |
|-----|------|
| 希ガス | 1 %  |
| よう素 | 0.5% |

(III) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(IV) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(V) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースのほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(VI) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期50秒とする。

但し、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上6分とする。

(VII) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らない値とする。

- (VIII) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上2分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。
- (X) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (XI) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、95%以上期待できるが、評価上95%とする。
- (XII) 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- (XIII) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系(以下「再循環系」という。)からは、事故期間中(30日間)安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (XIV) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(II)と同量のように素が無機よう素として溶解したものとする。
- (XV) 再循環水体積は、評価上 $1,600 \text{m}^3$ とする。
- (XVI) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の



気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(XVII) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率は、95%以上期待できるが、評価上95%とする。

(XVIII) 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件に従って評価する。

- i 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
- ii 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。
- iii 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。
- iv 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

| 代表エネルギー (MeV/dis) | エネルギー範囲 (MeV/dis)  |
|-------------------|--------------------|
| 0.4               | $E \leq 0.4$       |
| 0.8               | $0.4 < E \leq 1.0$ |
| 1.3               | $1.0 < E \leq 1.5$ |
| 1.7               | $1.5 < E \leq 1.8$ |
| 2.5               | $1.8 < E$          |

(XIX) 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30日間)とする。

(XX) 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びヨウ素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びヨウ素は地上放出とする。

(XXI) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「1.2.6(5) 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「気象指針」に基づいて計算された相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )を用いる。

## ロ 制御棒飛び出し

### (イ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### I 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「1.15.5.3(11)a.(a)イ 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

## II 評価条件

(I) 破損する燃料棒割合としては、「1.15.7.2(1)b.(a)イ 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である13%を使用する。

(II) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

|     |        |
|-----|--------|
| 希ガス | 0.33%  |
| よう素 | 0.165% |

(III) 原子炉格納容器スプレイ設備は、「原子炉トリップ」信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後30分で起動する。

(IV) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

|           |           |
|-----------|-----------|
| 事故後24時間まで | 0.127%/d  |
| その後29日間   | 0.0635%/d |

(VI) その他の条件は、「1.15.5.3(11)a.(a)イ 原子炉冷却材喪失」と同様である。

#### 1.15.5.4 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析

##### (1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

##### a. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

##### (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

##### イ 2次冷却系からの除熱機能喪失

##### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (3) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、1次系温度及び圧力の上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-65表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水機能が喪失するものとする。

#### iii 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

### (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

#### i 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水流量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性（高圧注入特性：0～約



280m<sup>3</sup>/h、0～約13.5MPa)を用いるものとする。

ii 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hを用いるものとする。

iii 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i フィードアンドブリードは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、その5分後に開始するものとする。

なお、運用上は、計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断することにより、蒸気発生

器広域水位が0%になる前にフィードアンドブリードを開始することとしている。

## ロ 全交流動力電源喪失

### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」である。更に、RCPシール部からの漏えいについては不確かさを伴うため、RCPシールLOCAが発生しない場合として、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」についても重要事故シーケンスとする。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度

等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、RCPシールLOCAの発生に伴う冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となることから、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導も重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-66表及び第1.15-67表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

### iii 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

### iv RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、シール部や配管等の抵抗を考慮せず、それ以外で最も狭い流路であるサーマルバリア付近のラビリンス部の抵抗のみを考慮して評価した値を上回る値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$  (480gpm)とし、その漏えい率相当となる口径約1.4cm (約0.6inch)を設定するものとする。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス部の構造健全性は維持される。

RCPシールLOCAの発生を想定せず、RCPシール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次系温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm (約0.07inch)を設定するものとする。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。

## (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

### i タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生60秒後に4基の蒸気発生器に合計 $200\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものと



する。

#### ii 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。

#### iii 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

#### iv 常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

運転員等による炉心注水操作を行うに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に1次系温度及び圧力の維持を行う1次系圧力0.7MPa到達時点を選定し、この時点で代替炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。



v RCPシール部からの漏えい停止

RCPシールLOCAが発生しない場合において、RCP封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である0.83MPaで漏えいが停止するものとする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i 2次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から30分後に開始するものとする。
- ii 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生後の60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生後の24時間後に確立するものとする。
- iii 1次系温度の維持は、蒸気発生器による炉心冷却時の1次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が注入される圧力である約1.2MPaに対して約0.5MPaの余裕を考慮し、約1.7MPaの飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。
- iv 蓄圧タンク出口弁の閉止は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のハに従い、1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源の確立から、10分後に行うものとする。
- v 2次系強制冷却再開は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時

間に対する仮定」のホに従い、主蒸気逃がし弁の調整操作を考慮して、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後とし、1次系温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

vi タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

vii RCPシールLOCAが発生する場合には、1次系圧力が0.7MPaに到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。

#### ハ 原子炉補機冷却機能喪失

##### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### I 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループにおいては、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

本重要事故シーケンスにおける重要現象、適用する解析コード及び不確かさの影響評価方法については、「1.15.5.4(1)a.(a)ロ 全交流動力電源喪失」と同様である。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の条件については、「1.15.5.4(1)a.(a)ロ 全交流動力電源喪失」と同様である。

### ニ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

#### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コードMAAPにより、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的

には、燃料被覆管温度等については、「1.15.7.2(7)a.(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-68表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch)の完全両端破断とする。



ii 安全機能の喪失に対する仮定

格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i ECCS作動信号

ECCS作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

ii 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa、低圧注入特性：0～約2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、破断口



からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなる。

### iii 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### iv 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力及び初期保有水量については、標準的に最低保持圧力及び最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

### v 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行うものとする。

## (III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従

い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPa到達から30分後に開始するものとする。

## ホ 原子炉停止機能喪失

### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、運転時の異常な過渡変化発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であり、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なブラント過渡特性解析コードSPARKLE-2により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員

の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。更に、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに影響を与えるものについては、「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」において、それらの不確かさの重量を考慮した影響評価を実施する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-69表及び第1.15-70表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 初期条件

#### i 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値(3,411MWt)を用いるものとする。

#### ii 1次系圧力

1次系圧力の初期値は、定格値(15.41MPa)を用いるものとする。

#### iii 1次冷却材平均温度

1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(307.1℃)を用いるものとする。

#### iv 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラン

ト特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう-16pcm/°Cに設定するものとする。

v ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性(標準値)を設定するものとする。

vi 対象炉心

ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、iv、vの特性を考慮した炉心を用いるものとする。

(II) 事故条件

i 起回事象

(i) 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故  
起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(ii) 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起回事象として、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

原子炉トリップ機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続されることから1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなる。このため、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなることから、圧力評価の観点で厳しくなる。

### (III) 重大事故等対策に関連する機器条件

#### i 多様化自動作動設備

原子炉が自動停止せず、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備が検知し、主蒸気ライン隔離信号及び補助給水ポンプ自動作動信号を発信するものとする。また、多様化自動作動設備作動設定値は「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%とする。

#### ii 主蒸気ライン隔離

解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、主蒸気ラインの隔離が完了するものとする。

#### iii 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は多様化自動作動設備作動設定値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。



#### (IV) 重大事故等対策に関連する操作条件

多様化自動作動設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はない。このため、運転員等操作に関する条件はない。

#### へ ECCS注水機能喪失

##### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (3) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多いことから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-71表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起回事象

起回事象として、中破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約15cm(6inch)、約10cm(4inch)及び約5cm(2inch)とする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注入機能が喪失するものとする。

#### iii 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

## (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

### i 余熱除去ポンプ

炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水流量が少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性(低圧注入特性:0～約1,010m<sup>3</sup>/h、0～約0.9MPa)を用いるものとする。

### ii 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は、ECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### iii 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。

### iv 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングが遅くなることにより1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

### (III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i 2次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のイ及びロに従い、ECCS作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
- ii 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

## ト ECCS再循環機能喪失

### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、破断口径の大きさにより1次冷却材の流出流量が多くなるとともに、再循環切替えまでの時間が短いことにより再循環機能が喪失する時点での炉心崩壊熱が大きくなることから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンス以外の事故シーケンスである「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循



環機能が喪失する事故」の炉心損傷防止対策として、2次系強制冷却により1次系を減圧させた後、低圧再循環により長期的な炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「1.15.7.3(1)a.(f) ECCS注水機能喪失」において確認している。更にその手段に失敗した場合においても、B格納容器スプレイポンプ(RHRS－CSSタイライン使用)による代替再循環等に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において対策の有効性を確認することにより、「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」における対策の有効性を確認できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における気液分離・対向流及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能である総合解析コードMAAPにより、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPコードについては、LOCA直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、燃料被覆管温度等については、「1.15.7.2(7)a.(a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。また、事象初期の原子炉格納容器圧力については、MAAPコードにおいても適切な模擬が可能であるが、1次



系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことにより、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価している「1.15.7.2(10)a.(a) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

更に、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさに関し、「1.15.7.3(1)a.(g)ロ(ハ) 感度解析」において、MAAPコードとM-RELAP5コードとの比較による評価を実施する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-72表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch)の完全両端破断とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しくなる。

iv 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水タンク水位16%到達時に行うものとし、再循環機能が喪失するものとする。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i ECCS作動信号

ECCS作動信号は、「原子炉圧力低」信号により発信するものとし、12.04MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

ii 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.205MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

### iii 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え時点で低圧及び高圧再循環機能喪失を想定するものとする。また、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa、低圧注入特性：0～約2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa）を用いるものとする。最大注入特性とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

### iv 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは、再循環切替え前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。また、再循環切替え後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しくなる。

v 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

vi 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

vii 代替再循環

代替再循環時の炉心注水流量は、再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する1次冷却材の蒸散量を上回る流量として、200m<sup>3</sup>/hを設定するものとする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を



考慮して、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。なお、運用上は「1.15.7.3 (1) a. (g) ロ (ハ) 感度解析」に示すとおり、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後(訓練実績:13分)までに開始する。

#### チ 格納容器バイパス

##### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (3) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮した「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。



## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-73表及び第1.15-74表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を各々について以下に示す。

### (I) インターフェイスシステムLOCA

#### i 事故条件

##### (i) 起因事象

起因事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。なお、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることではなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとする。

- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁  
(等価直径約2.5cm(1inch)相当)
- ・ 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁  
(等価直径約10cm(4inch)相当)
- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等  
(等価直径約2.8cm(1.12inch)相当)

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性(高圧注入特性:0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa)を用いるものとする。

(ii) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(iii) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として、主蒸気逃がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個

当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理するものとする。

(iv) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることにより1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、標準的に最小保有水量を用いるものとする。なお、本事故は事象発生後の事象進展が比較的早く、蓄圧タンクの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事故と同様の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力) 4.04MPa

蓄圧タンクの保有水量(最小保有水量) 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)

(v) 余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力

余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとし、両逃がし弁からの漏えいが停止するものとする。

iii 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (i) 2次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象の判断、余熱除去系の隔離操

作等を考慮して、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

(ii) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(iii) 加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

- ・ ECCS停止条件成立前

- ・ サブクール度60℃以上で開操作

- ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作

- ・ ECCS停止条件成立後

- ・ サブクール度20℃以上で開操作

- ・ サブクール度10℃以下で閉操作

(iv) 高圧注入系から充てん系への切替えは、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとする。

- ・ サブクール度40℃以上

- ・ 加圧器水位50%以上で安定又は上昇中

- ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中

- ・ 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

(v) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

- ・ 1次系温度177℃以下

- ・ 1次系圧力2.7MPa以下

(vi) 運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとする。

(II) 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

i 事故条件

(i) 起回事象

起回事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。

(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。



## ii 重大事故等対策に関連する機器条件

### (i) 高圧注入ポンプ

炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性（高圧注入特性：0～約360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa）を用いるものとする。

### (ii) 補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上はECCS作動限界値到達60秒後に4基の蒸気発生器に合計370m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### (iii) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として、健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

## iii 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(i) 破損側蒸気発生器の隔離は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のイ及びロに従い、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止、

破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から10分後に操作を開始し、操作終了に約2分を要するものとする。

(ii) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のロに従い、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に1分を要するものとする。

(iii) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(iv) 加圧器逃がし弁の開閉は、以下に示す加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

- ・ ECCS停止条件成立前

- ・ サブクール度60℃以上で開操作

- ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作

- ・ ECCS停止条件成立後

- ・ サブクール度20℃以上で開操作

- ・ サブクール度10℃以下で閉操作

(v) 高圧注入系から充てん系への切替えは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、以下に示すECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。

- ・ サブクール度40℃以上

- ・ 加圧器水位50%以上で安定又は上昇中
- ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中
- ・ 健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

(vi) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(vii) 余熱除去系による炉心冷却は、以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

- ・ 1次系温度177℃以下
- ・ 1次系圧力2.7MPa以下

(b) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

イ 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (6) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、

当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-75表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。



ii 安全機能の喪失に対する仮定

起因事象の想定により、すべての余熱除去系の機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 充てんポンプ

炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、(III)iで設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

i 充てんポンプによる炉心注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水に要する時間を上回る時間として、



事象発生から50分後に開始するものとする。

ロ 全交流動力電源喪失

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (6) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分

出力運転や高温停止状態においてもすべての評価項目を満足できる。

なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となるため、現場操作に係る必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により、措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-76表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 常設電動注入ポンプ

炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉停止72時間後を事象開始として、(III)iで設定した代替炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、 $37\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に要する時間を上回る時間として、事象発生から50分後に開始するものとする。

## ハ 原子炉冷却材の流出

### (イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3 (6) a. (c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、出力運転時と同じ緩和手段が使用でき、出力運転時と比べて1次系保有水量は同等であるが、炉心崩壊熱は小さいことから、出力運転時に包絡される。出力運転時の有効性評価より、すべての評価項目を満足できることが確認されているため、部分出力運転や高温停止状態においてもすべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及びECCS強制注入が重要現象となる。このため、これらの現



象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## II 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第1.15-77表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

### (I) 事故条件

#### i 起回事象

起回事象として、余熱除去系からの1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中は、1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。また、流出流量は、余熱除去機能喪失までは、余熱除去ポンプ1台による浄化及び冷却運転時の標準値として、 $450\text{m}^3/\text{h}$ とする。更に、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外への漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出口径は余熱除去系の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約20cm (8inch) 相当とする。