

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、1次冷却材平均温度、原子炉圧力等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、給水は停止される。

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時間応答を求める。更に、熱水路系統を核設計計算コードHIDRA、PANDAの組合せにより求め、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、減速材の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°C 及び 15.41MPa 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) 1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度2,500ppm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。

非常用炉心冷却設備の動的機器の单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) DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

(X) 「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。

(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、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。

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。

(VI) 原子炉圧力の評価では次の条件を用いる。

- i 発電用原子炉の自動停止は、「原子炉圧力高」信号によるものとする。
- ii 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する。
- iii 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。

(VII) 加圧器水位の評価では次の条件を用いる。

- i 発電用原子炉の自動停止は「蒸気発生器水位低」信号によるものとする。
- ii 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨脹が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とする。
- iii 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/cm³)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、加圧器水位、1次冷却材平均温度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への影響を解析する。

II 解析条件

- (I) 原子炉圧力の評価では初期原子炉出力は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ものとする。この時タービン動補助給水ポンプの单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。
- (VIII) DNBRの評価では初期原子炉出力は定格出力とする。

(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、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 26.9m³(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つである单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 ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、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㈱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。

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、1次冷却材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、ブローダウン過程中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、破断面積を変えて解析を行い、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单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、ブローダウン中に燃料被覆管温度のピークが現れるので、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。

(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、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の時間応答を求める。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。
- (III) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度ΔT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としての動作は、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单一故障を仮定し、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) 外部電源はないものとする。
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1次冷却材ポンプが作動していることから、外部電源がない場合の方がより厳しくなる。
- (VII) 事故終結のための運転員操作としては、以下の操作をする。
 - i 破損側蒸気発生器の隔離操作を行い、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する(原子炉トリップ後10分)。
 - ii 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15分)。

- iii 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°Cに減温された時点で減圧を開始する。）
- iv 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37分間の大気放出量
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

$$Ri = -\frac{L_R}{V_C} [\nu \cdot Fi + \frac{1}{\lambda c} \{ t - \frac{1}{\lambda c} (1 - e^{-\lambda c \cdot t}) \} + \frac{Ci}{\lambda c} (1 - e^{-\lambda c \cdot t})] \quad \dots \dots \dots (1)$$

(ii) 有機よう素の放出量

$$Ri = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} [\nu \cdot Fi \cdot \frac{1}{\lambda_c} \{ t - \frac{1}{\lambda_c} \cdot (1 - e^{-\lambda_c \cdot t}) \} + \frac{Ci}{\lambda_c} (1 - e^{-\lambda_c \cdot t})] \dots \dots \dots (2)$$

(iii) 無機よう素の放出量

$$\begin{aligned}
 \text{Ri} &= \frac{G}{V_s + P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} [v + F_i + \frac{1}{\lambda c} \\
 &\quad \cdot [\frac{t}{\lambda_s} - \frac{1}{\lambda_s^2} (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) \\
 &\quad - \frac{1}{\lambda_s - \lambda_c} \{ \frac{1}{\lambda c} (1 - e^{-\lambda c \cdot t}) \\
 &\quad - \frac{1}{\lambda_s} (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) \}] + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot \\
 &\quad \{ \frac{1}{\lambda c} (1 - e^{-\lambda c \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_s} \cdot \\
 &\quad (1 - e^{-\lambda_s \cdot t}) \}] \dots \dots \dots (3)
 \end{aligned}$$

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、

R_i : 核種*i* の大気中への放出放射能量 (Bq)

C_i : 核種*i* の事故発生前の1次冷却材中放射能量
(Bq)

F_i : 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_R : 2次冷却系への1次冷却材流出率 (=60t/37min)

V_c : 1次冷却系保有水量 (=249t)

V_s : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

v : 追加放出率 ($=1.38 \times 10^{-2} \text{ min}^{-1}$)

f_1 : 有機よう素の割合 (=0.0)

f_2 : 無機よう素の割合 (=1.0)

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))

G : 大気中への蒸気放出率 (=30t/37min)

λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (min^{-1})

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=37min)

また、追加放出率 v は、事故発生後の1次冷却系圧力が
15.62MPaより直線的に低下し、37分後に2次冷却系の圧力を下
回ったときの圧力 7.65MPaになるものとし、この圧力降下に比例
するものと仮定して(4)式を用いて求める。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - Pt}{P_0} \right) \cdot \frac{1}{t} \quad \dots \dots \dots \quad (4)$$

ここで、

P_0 : 事故発生前の1次冷却系圧力 (=15.62MPa)

Pt : 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 (=7.65MPa)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=37min)

ii 破損側蒸気発生器隔離後(37分以降)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7.65MPaより直線的に低下し、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。

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

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
(μ Bq/g)

L_V : 隔離時の7.65MPaにおける蒸気の漏えい率
(=5m³/h=0.21t/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))

λi : 崩壊定数 (d⁻¹)

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_1 は、(6)式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \left\{ \frac{\nu \cdot F_i}{\lambda_c} \left(\frac{1 - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \right. \\ \left. \left(e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t} \right) \right\} \quad \dots \dots \dots (6)$$

(II) 線量

実効線量は、元素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 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。

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

で、

E₁ : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{H_e} : 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とした場合のほか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^3/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 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる

Qe : 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)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

外部 γ 線による実効線量は(8)式で評価される。

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

ここで、

E_{γ} : 外部 γ 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(γ 線エネルギー0.5MeV換算)(Bq)

D/Q : γ 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37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60t、2次冷却系から大気中へ放出される蒸気量は30t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能源として、以下の2とおりを仮定する。

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 9.3×10^{13} Bq、希ガス約 4.4×10^{14} Bq(γ 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 1.5×10^{15} Bq、希ガス約 4.3×10^{15} Bq(γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

この追加放出量は、事故後1次冷却系の減圧に比例して、1次冷却材中に放出されるものとする。

(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) 外部電源はないものとする。

外部電源が有効でタービンバイパス系を利用できる場合には、破損した蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収される。

このため、よう素については、復水器での気液分配効果により放出量が減少するので、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することになる。

(VIII) 破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系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、以後は2次冷却系圧力が隔離後24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、この時の2次冷却系圧力に対応して弁からの漏えいがあるものとする。

(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、評価上厳しへ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(χ/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非性の確認試験方法JEAC4206-2007」(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 26.9m³(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、プ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单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、動的機器の单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单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) プローダウン過程中に蓄圧注入系より注入される水は、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カマ部及び下部ブ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次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

口 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、ジルコニウムー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ー水反応割合は「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 $5.16\text{m}^3/\text{d}$ を秒当た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原子炉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

λ_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)

原子炉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。

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

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)

Qcm : 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。

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

$$\text{希ガス} : K = Ff \cdot Fp$$

Ff : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素 : $F_f = 0.005$

希ガス : $F_f = 0.01$

Fg : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素 : $F_g = 0.96$

有機よう素 : $F_g = 0.04$

Fp : 原子炉格納容器内の沈着を逃れる割合

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)

Fd : アニユラス部以外からの漏えい割合 ($= 0.03$)

β : 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})

λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (h^{-1})

λ_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 : $\lambda_s = 49.9 h^{-1}$

有機よう素 : $\lambda_s = 0.0 h^{-1}$

希ガス : $\lambda_s = 0.0 h^{-1}$

(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气体
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。

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

$$Q_m^a = g_1(1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \left[\frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \right] \cdot$$

$$\begin{aligned} & \left\{ \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \right. \\ & \left. \frac{1 - e^{-\beta a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta a} \right\} \\ & + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta a(T_{m+1} - T_m)}}{\beta a} \quad] \end{aligned} \dots\dots\dots (12)$$

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)

Q_{am} : 2分以降において、時刻 T_m 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。

$$Q_{am} = Q_{cm(m-1)} \cdot L \cdot Fa \left[\frac{1}{\beta_a - \beta} \right] \cdot$$

$$\{ e^{-\beta(T_m - T_{m-1})} \quad -e^{-\beta a(T_m - T_{m-1})} \}]$$

$$+ Q_a(m-1) \cdot e^{-\beta a(T_m - T_{m-1})}$$

但し、 $T_m = 2\text{min}$ のとき $Q_{am} = 0$

Fa : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

Ra : アニユラス空気浄化設備排気流量

(1台分 6,000m³/h)

Va : アニュラス部容積 (=15,300m³)

g_1 : アニュラス排気流量の割合

2min~30d : $g_1 = 0.15$

g_2 : アニュラス空気再循環流量の割合

2min~30d : $g_2 = 0.85$

η : アニユラス空気浄化設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta = 0.95$

希ガス : $\eta = 0.0$

β_a : アニュラス部内での低減効果(h^{-1})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。

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

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

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 ($= 0.01$)

η_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 ($= 1,600\text{m}^3$)

β_e : 再循環水中でのよう素の低減効果 (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。

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

$$\begin{aligned}
 S_d &= \sum_{k=1}^{n_d} (R_d k + E_d k) [q_d + f_d (1 - e^{-\lambda_d t})] / \lambda_d \\
 &\quad + q_p + f_p + \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \\
 &\quad \left\{ \frac{1}{\lambda_p} (1 - e^{-\lambda_p t}) - \frac{1}{\lambda_d} (1 - e^{-\lambda_d t}) \right\} \\
 &\quad \dots \dots \dots \quad (15)
 \end{aligned}$$

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

ここで、

λ : 崩壊定数 (s^{-1})

β : 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 : γ 線のエネルギー(MeV/dis)

R : 崩壊してエネルギーEの γ 線を出す割合

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

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

ここで、

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

K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数 ($= 1 \text{ Sv/Gy}$)

$K_2(E)$: エネルギーEの γ 線に対する空気カーマへの換算係数 ($\text{Gy}/(\text{MeV}/\text{m}^2)$)

S_v : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m^3)

r : 線源から計算点までの距離 (m)

$F(b)$: γ 線の減衰率で次式で表す。

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

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

μ_i : i番目の物質の線減衰係数 (m^{-1})

t_i : i番目の物質中の通過距離 (m)

$B(E, b)$: エネルギーEの γ 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%で長時間にわたつ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单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、動的機器の单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单一故障の仮定として、单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ような値とする。

(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) 再循環水中の放射能量は事故発生直後、(II)と同量のよう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 γ 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 γ 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) 環境への放射性物質の放出については、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よう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よう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(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を用いる。

□ 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分で有効になるものとする。

(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) 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

280m³/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) 26.9m³(1基当たり)

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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なことから、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な現象となる。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) 26.9m³(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、30m³/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」のニに従い、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°C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°C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が発生する場合においては、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」の評価結果を参考する。

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360m³/h、0~約15.8MPa、低圧注入特性:0~約2,500m³/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 $370\text{m}^3/\text{h}$ 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^3 (1基当たり)

v 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水ピット水位16%到達後に行うものとする。

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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」のニに従

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分後には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り、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プ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畠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°C)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 起因事象

(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) 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

起因事象として、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 $370\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(IV) 重大事故等対策に関する操作条件

多様化自動動作動設備により自動動作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 起因事象

起因事象として、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1,010m³/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370m³/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) 26.9m³(1基当たり)

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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分後開啟し、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」の評価結果を参考する。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」の評価結果を参考する。

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

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、炉心冷却上巣しくなる。

iv 再循環切替

再循環切替えは、燃料取替用水ピット水位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の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360m³/h、0～約15.8MPa、低圧注入特性:0～約2,500m³/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ピット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ピット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370m³/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) 26.9m³(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、200m³/hを設定するものとする。

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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」のニに従い、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360m³/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370m³/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) 26.9m³(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°C以上で開操作
- ・ サブクール度40°C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°C以上で開操作
- ・ サブクール度10°C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°C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°C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) 起因事象

起因事象として、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360m³/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370m³/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」の如に従い、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°C以上で開操作
 - ・ サブクール度40°C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°C以上で開操作
 - ・ サブクール度10°C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」の如に従い、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°C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°C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、事象発生の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 начать.

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性に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮し、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないとから、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・ポ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、事象発生の検知及び判断、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 起因事象

起因事象として、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ピット戻り配管の約20cm(8inch)相当とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で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に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として、 $45\text{m}^3/\text{h}$ 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」の本に従い、事象発生の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、余熱除去機能喪失から20分後から開始するものとする。

ニ 反応度の誤投入

(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、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93°C以下となつてから原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切り替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要な。このため、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価する。

また、評価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評価条件を第1.15-78表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

(I) 初期条件

i 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を用いるものとする。

ii 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釀率が大きくなり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた 261m^3 を用いるものとする。

iii 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、3号機は燃料取替用水タンク、4号機は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度要求値の下限値である3号機3,100ppm、4号機2,500ppmを用いるものとする。

iv 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号機1,850ppm、4号機1,800ppmを用いるものとする。

(II) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

1次系への純水注水の最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量(約 $60\text{m}^3/\text{h}$)に余裕を持たせた値である $81.8\text{m}^3/\text{h}$ とする。

ii 外部電源

外部電源はあるものとする。

1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定する。

(III) 重大事故等対策に関する機器条件

i 「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価するため、設定値に計装誤差等を考慮した値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

(IV) 重大事故等対策に関する操作条件

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 希釀停止は、「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、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.5.4(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析」を参照。

(3) 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.5.5 炉心溶融を伴う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

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

(2) 格納容器のプロセス解析

a. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

イ 格納容器過圧破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が、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圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器圧力の上昇の観点で厳しくな

る大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮する。

更に、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)に係る重要現象は以下のとおりである。

(I) 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化
- ・ 気液分離・対向流

(II) 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション

- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

(III) 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・格納容器スプレイ冷却
- ・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
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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直後の原子炉格納容器内温度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、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10) a.(a)イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

更に、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、本評価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(事象進展解析)の条件

本評価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1.15-79表に示す。また、主要な解析条件について、本評価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高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m(29inch)の完全両端破断とする。

ii 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、更に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却

機能喪失の重畠を考慮するものとする。

iii 外部電源

外部電源はないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

iv 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウムー水反応を考慮するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

(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、解析上は事象発生の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 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) 26.9m³(1基当たり)

iii 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m³/hを設定するものとする。

iv 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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格納容器スプレイは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後には開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

ii 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水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」のホに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

III 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件

- (I) 事象発生直前まで、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Cs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記(III)の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPコードによる解析結果に比べて、Cs-137の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。
- (III) 原子炉格納容器内に放出されたCs-137は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。
- (IV) 時間経過とともにCs-137の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価するものとする。
- (V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、

評価期間中一定の $0.16\%/d$ を用いるものとする。なお、事故後7日以後の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、 $0.125\%/d$ を用いるものとする。

(VI) 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。

(VII) アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%を用いるものとする。

(VIII) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。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Cs-137はそのまま全量環境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ものとする。

(IX) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として $140m^3/h$ を設定するものとする。

□ 格納容器過温破損

(イ) 格納容器破損防止対策の有効性評価

I 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原

子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 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
- ・ 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注

入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)に係る重要現象は以下のとおりである。

(I) 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形
- ・ 沸騰・ボイド率変化
- ・ 気液分離・対向流

(II) 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 1次系における構造材との熱伝達
- ・ 1次系におけるECCS蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・ 蒸気発生器における冷却材放出
- ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

(III) 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 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
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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。

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、本評価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、本評価事故シーケンスでは評価結果が厳しくなるため、炉心部に残存する損傷燃料(以下「残存デブリ」という。)の量は極く少量となるが、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に対する不確かさを考慮して、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

II 有効性評価の条件

本評価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1.15-80表に示す。また、主要な解析条件について、本評価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するものとする。また、補助給水機能及び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。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、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないものとする。

v 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮するものとする。なお、MAAPコードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 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) 26.9m³(1基当たり)

ii 加圧器逃がし弁

1次系強制減圧操作において、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 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として130m³/hを設定するものとする。

iv 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

(III) 重大事故等対策に関する操作条件

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 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のハ及びホに従い、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。
- ii 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器内の保有水量が $2,000\text{m}^3$ に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.392MPaに到達していない場合は、常設電動注入ポンプを一旦停止し、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のニに従い、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。
- iii 移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットへ

の海水通水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」のホに従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次系圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 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
- ・ 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故

- ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・1次系における構造材との熱伝達
- ・1次系におけるECCS蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出
- ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出
- ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コードMAAPにより、1次系圧力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、本評価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。

(ロ) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「1.15.5.5(2)

a. (a) □ 格納容器過温破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価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1.15-81表に示す。

I 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(II) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点でより厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失する「AEW」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能

が喪失する事故

- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とし、更に炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への格納容器スプレイとしては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し、事象が厳しくなる。このため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイ

ポンプより注水開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

したがって、本評価事故シーケンスは、「1.15.5.5(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 格納容器スプレイ冷却
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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直後の原子炉格納容器内温度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、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a)イ原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

更に、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、本評価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。

(ロ) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「1.15.5.5(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価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1.15-82表に示す。

I 重大事故等対策に関する機器条件

(I) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

(II) エントレインメント係数

Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値を用いるものとする。

(III) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積を用いるものとする。

(d) 水素燃焼

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、格納容器スプレイが作動する「AEI」であ

る。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 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
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ、水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期に大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、更に事象初期の1次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」である。

本評価事故シーケンスにおいて、水素発生に係る重要現象は、以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・ 崩壊熱
- ・ 燃料棒内温度変化
- ・ 燃料棒表面熱伝達
- ・ 燃料被覆管酸化
- ・ 燃料被覆管変形

- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・格納容器スプレイ冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶

融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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直後の原子炉格納容器内温度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考する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「1.15.7.2(10)a.(a)イ 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参考する。

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スプレイ冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な熱流動解析コードGOTHICにより、原子炉格納容器内水素濃度等の過渡応答を求める。なお、第1.15-90図に示すとおり、GOTHICコードで原子炉格納容器内水素濃度を評価する際は、MAAPコードによる評価結果に基づいて時刻暦の水素の発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICコードに入力する。

更に、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、本評価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。

(ロ) 有効性評価の条件

本評価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1.15-83表に示す。また、主要な解析条件について、本評価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高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m(29inch)の完全両端破断とする。

(II) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(III) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることから、水素濃度の観点で厳しくなる。

(IV) 水素の発生

全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することによる水素の発生を考慮するものとする。

水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAPコードによる評価結果に基づき75%に補正するものとする。補正する期間は、炉

心溶融開始時点から、炉外に流出した溶融炉心と水が反応することによるジルコニウムー水反応が収束するまでの期間とする。更に、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の75%とMAAPコードによる解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を標準値として考慮するものとする。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子／100eV、サンプ水については0.3分子／100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価するものとする。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子／100eVとする。

(V) 水素の燃焼

第1.15-91図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝ばにより原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

II 重大事故等対策に関する機器条件

(I) 静的触媒式水素再結合装置

静的触媒式水素再結合装置1基当たりの処理性能については、設計値を基に1.2kg/h(水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]時)を用

いるものとする。また、装置については5基の設置を考慮するものとする。

(II) イグナイタ

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しないが、「1.15.7.4(2)a.(d)ロ(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」に示す溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待するものとする。

(III) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、設計値に基づく最大流量を用いるものとする。

III 重大事故等対策に関する操作条件

静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介すことなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「1.15.2.3(4)a.(c) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破壊規模の大きい「A**」が事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩

壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは「1.15.5.5(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

I 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

II 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP(核分裂生成物)挙動

III 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・格納容器スプレイ冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

- ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード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。

更に、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、本評価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。

(ロ) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「1.15.5.5 (2)

a. (a) イ 格納容器過圧破損」の条件と同様であるが、以下の条件を適用する。本評価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1.15-84表に示す。

I 重大事故等対策に関する機器条件

(I) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(II) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限
大気圧条件で $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 相当とする。

(III) 溶融炉心とコンクリートの伝熱
溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面
温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

(3) 炉心溶融を伴う設計拡張状態の放射線影響解析

「1.15.5.5(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.5.6 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析

(1) 使用済燃料プールに関連する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析

「1.15.5.6(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析」を参照。

(2) 使用済燃料プールに関連する設計拡張状態の解析

a. 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

(a) 想定事故1

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.15.2.3(5)a. 想定事故」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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。

(ロ) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第1.15-85表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

I 初期条件

(I) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、使用済燃料ピット水位低警報レベル(NWL-0.09m)とする。

II 事故条件

(I) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(II) 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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポン

1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

IV 重大事故等対策に関する操作条件

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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「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、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後には開始するものとする。

(b) 想定事故2

イ 燃料損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.15.2.3(5)a. 想定事故」に示すとおり、想定事故2として、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2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。

(ロ) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第1.15-86表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

I 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

II 事故条件

(I) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位
使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を考慮し、NWL-約1.41mとする。

(II) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

IV 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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「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、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

1.15.5.7 燃料取扱い事象の解析

(1) 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

(a) 燃料集合体の落下

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は、「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(ロ) 評価条件

I 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。

II 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が全出力運転(定格出力の102%)された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体(運転時間30,000時間)のものとする。

III 燃料取扱作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

IV 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

V 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。

VI 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。

VII 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。

VIII 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が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(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を用いる。

1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析

(1) 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

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、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。

(ロ) 評価条件

設計上の考慮等により、ガスサージタンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

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

II 1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

III 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガスサージタンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

IV 活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンクパージラインは、事故後20分は隔離されないものとし、この間の希ガスの放出を考慮する。

V 原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。

VI 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が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線量(D/Q)を用いる。

1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析

(1) 内部ハザードの解析

a. 火災

火災については、火災の発生を防止するため、発電用原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器は可能な限り不燃性、難燃性材料を用いる設計とすること、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災検出装置、消火装置を設置すること並びに安全上重要な構築物、系統及び機器を設置する区域は隣接区域の火災による影響を軽減する対策を講じる設計とすることの3原則を適切に組み合わせた対策を講じるので、火災発生により発電用原子炉施設の安全性が損なわることを防止できる。

(2) 外部ハザードの解析

a. 地震

耐震設計に当たっては、発電用原子炉施設を耐震設計上の重要度に応じて分類し、それに応じた設計地震力に対し十分な耐震性を有する設計とする。Aクラスに分類される施設については、基準地震動S₁による地震力に対して耐えるように設計し、また、Asクラスに分類される施設については、基準地震動S₂による地震力に対してその安全機能が保持されるように設計する。また、重要度により分類された各施設のうち、下位の分類に属する施設の破損によって上位の分類に属する施設に波及的事故が起こらないように設計する。

上記の耐震設計とは別に、原子炉保護設備の1つとして、発電用原子炉施設が一定の加速度以上の地震動に見舞われた場合に「地震加速度高」信号により、発電用原子炉を自動停止させる回路を設ける。

b. 風

原子炉格納施設等の重要施設の風荷重に対する設計は、建築基準法に定める設計基準に従うので、これによって設計された施設は台風等の風に対し損傷を受けることは考えられない。

c. 津波、高潮、洪水等

津波、高潮、洪水等については、敷地造成に際して十分な敷地高さ、護岸構造、構内排水計画等を策定しているので、これらの自然現象により発電用原子炉施設が被害を被ることは考えられない。

(3) 外部人為ハザードの解析

今後検討

1.15.6 確率論的安全評価

1.15.6.1 確率論的安全評価の一般的手法

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.6.2 レベル1確率論的安全評価の結果及び結論

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.6.3 レベル2確率論的安全評価の結果及び結論

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.6.4 確率論的安全評価の洞察及び応用

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.7 安全解析結果の概要

1.15.7.1 通常運転の解析結果

「1.4 原子炉」を参照。

1.15.7.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析結果

(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 解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第1.15-92図に示す。中性子束は、約10.7秒後に「出力領域中性子束高(低設定)」信号のトリップ限界値まで増大し、更に、定格出力値の約3.3倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約11.2秒後に制御棒クラスタが落下を開始する事により低下する。

燃料エンタルピ及び原子炉圧力の最大値はそれぞれ約367kJ/kg・UO₂及び約17.0MPaである。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界を十分下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇す

ることはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

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 解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K/K)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第1.15-93図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡現象発生の約1.5秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約2.0秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約125%である。この自動停止は非常に早い時期に行われる所以、原子炉圧力や1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小DNBRは約1.50となる。また、燃料中心温度の変化を第1.15-94図に示すが、その最高値は約2,140°Cである。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のDNBRを与える $3.2 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第1.15-95図に示す。この場合、過渡現象は変化率が小さいため長くなるが、過渡現象発生の約34秒後に「過大温度ΔT高」信号のトリップ限界値に達し、約40秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きいが、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、1次冷却材平均温度のピーク値は約313°Cにとどまり、過渡期間中の最小DNBR

も約1.36である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える $5.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$ とした場合の変化を第1.15-96図に示すが、その最高値は約2,300°Cである。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第1.15-97図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.36である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 制御棒の落下及び不整合

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

定格運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-98図及び第1.15-99図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及び熱流束は過渡現象の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御

棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.31である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPaである。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約71秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては、最小DNBRは約1.37である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

上記の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒の落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒の不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

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 解析結果

(I) プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まつてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約53分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがつて、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により冷態停止状態に移行することができる。

(II) 出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約16分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう

素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

発電用原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 ΔT 高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「1.15.7.2(1)a.(a)口 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去し手動又は自動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

プラント起動時にはう素を誤って希釈した場合、発電用原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、う素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、発電用原子炉は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止され、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健

全性が問題となることはない。

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 解析結果

(I) 解析結果の一覧表を第1.15-87表に示す。また、中性子束及び燃料エンタルピの変化をケースごとに第1.15-100図～第1.15-103図に、原子炉圧力の変化を第1.15-104図及び第1.15-105図に示す。

(II) いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約 0.6秒
サイクル末期高温全出力	約 0.5秒
サイクル初期高温零出力	約 0.8秒
サイクル末期高温零出力	約 0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

(III) 燃料エンタルピ及びピーク出力部断熱燃料エンタルピの最大値は、いずれもサイクル末期高温零出力で生じ、それぞれ約586kJ/kg・UO₂及び約517kJ/kgUO₂である。

原子炉圧力の最大値は、サイクル末期高温全出力のケースで生じ、約17.3MPaである。

(IV) 高温全出力のケースでは、DNBRが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期 約13%

サイクル末期 約12%

また、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,634°C、サイクル末期約2,445°Cであり、溶融点未満である。

高温零出力のケースでは、燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約586kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO₂を超えないでの、燃料棒は破損しない。

なお、燃焼の進んだ燃料については、ピーク出力部断熱燃料エンタルピで燃料被覆の破損を判定するが、その目安値356kJ/kg・UO₂を上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、

サイクル初期 0%

サイクル末期 約 6%

であり、上に述べた高温全出力のケースの破損燃料棒割合の値より小さい。

(ロ) 結論

燃料エンタルピの最大値は約586kJ/kg・UO₂であり、圧力波発生限界値963 kJ/kg・UO₂を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

1次冷却材ポンプ2台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第1.15-106図に示す。1次冷却材流量の低下により「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.5秒に制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡変化発生の約3.4秒後に約1.60となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPaである。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

出力運転中に1次冷却材ポンプが2台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、更に、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

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 解析結果

1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-107図に示す。1次冷却材ポンプの電源喪失により「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約1.5秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.8秒後に約1.47となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.7MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に低下することなく発電用原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.47にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-108図に示す。1次冷却材流量の低下により「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.0秒後に約1.28となる。また、原子炉圧力の最大値は約16.8MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において、1次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止され、最小DNBRは約1.28にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

解析結果を、第1.15-109図に示す。原子炉出力は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号のトリップ限界値まで上昇し、約16.8秒で制御棒クラスタが落下を開始することより急速に減少する。熱流束の最大値は定格値の約108%であり、最小DNBRは約1.29である。燃料中心温度の最高値は約2,240°Cである。また、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかならない。原子炉圧力の上昇は約0.9MPaである。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンドリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの解析結果を第1.15-110図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、原子炉圧力低下に伴う「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に到達し、約62秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止し、最小DNBRは、約1.55である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

この過渡変化が生じても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

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 解析結果

解析結果を第1.15-111図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約99秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、原子炉圧力が過度に上昇する事はない。

原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に減少するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいが、

最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果になる。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースCの解析結果を第1.15-112図に示し、「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースDの解析結果を第1.15-113図に示す。「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースCの最小DNBRは約1.57であり、「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースDの最小DNBRは約1.58である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約111%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常原因を除去し手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡状態に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 2次冷却系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の解析結果を第1.15-114図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却され発電用原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低」信号による非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値に約160秒で達する事により非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達し「原子炉圧力低」の非常用炉心冷却設備作動信号発信から10分後の時点での補助給水を停止する事とともに発電用原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約7%にとどまり、最小DNBRは約3.2である。また、ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

発電用原子炉が未臨界になった後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって一時的に臨界となるが、熱流束の上昇はわずかであり、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 蒸気発生器への過剰給水

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

解析結果を第1.15-115図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き発電用原子炉は約35秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.65である。また、原子炉出力の上昇は約107%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

主給水及び発電用原子炉の停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

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 解析結果

(I) ケースA(高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時両端破断で外部電源あり)の場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第1.15-116図に示す。

(II) ケースB(高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時両端破断で外部電源なし)の場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第1.15-117図に示す。

(III) 2ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケースAではその最大熱流束は定格出力値の約20%まで上昇しており、ケースBに比べて厳しくなっている。

(IV) 2ケースとも「主蒸気ライン圧力低」信号の作動限界値に約2秒で到達し、ケースAでは約17秒、ケースBでは約29秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の高圧注入ポンプからほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約120秒で到達することにより原子炉出力は低下し、最小DNBRは約1.44にとどまる。

(V) 外部電源の喪失を同時に仮定したケースBでは、発電用原子炉の出力状態が持続し、事象がケースAより長くなるが1次冷却材ポンプトリップにより、1次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による1次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。

(VI) いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備作動信号発信10分後の時点で停止することにより、1次冷却系の冷却がとまり炉心は、未臨界となる。その後2次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(VII) 原子炉圧力については1次冷却系が冷却され、一旦は下降するが、高圧注入系のほう酸水の注入や炉心での熱発生で上昇に転ずる。炉心が未臨界となった後も高圧注入系の注入が続き、圧力は徐々に上昇するが、ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することができないため、原子炉圧力は過度に上昇することはない。

(VIII) 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約1.44であり、最大熱流束は、定格出力の約20%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉圧力も設計圧力の1.1倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

(ロ) 結論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約20%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止とともに、未臨界になる。最小DNBRは約1.44にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バ

ウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

解析結果を第1.15-118図に示す。発電用原子炉は「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPaにとどまる。蒸気発生器水位は主給水喪失と、原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材温度及び原子炉圧力は減少に向う。

加圧器保有水量の評価では、発電用原子炉は「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約54秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この時の加圧器保有水量の過渡変化を第1.15-119図に示すが、加圧器は満水になることはない。(最大で約84%)

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第1.15-120図に示す。原子炉圧力が、「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値まで上昇し、約11秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。最小DNBRは約1.73である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は、加圧器逃がし弁が作動後更に上昇し、加圧器安全弁が作動し、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により1次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第1.15-121図に示す。原子炉圧力が、「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値まで上昇し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動に

より最大約17.9MPaにとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.5MPaにとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1次冷却系は過圧されることはない。更に、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性には影響を与えない。また、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

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 解析結果

主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第1.15-122図に、最小DNBRの変化を第1.15-123図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は約18秒で「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、約20秒で制御棒クラスターが落下を開始する事により停止し、更に、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱の発生を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.37である。また、原子炉圧力の最大値は約17.8MPaまで上昇し、事故のなかで最大となるが、この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.4MPaにとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.37にとどまる。更に、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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 解析結果

最小DNRは約1.47である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPaにとどまる。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、更に2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

(ロ) 結論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「1.15.7.2(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「1.15.7.2(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(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) 解析結果

解析した結果を第1.15-88表に示す。

第1.15-88表に示すように、流出係数0.6の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.6の場合の主な解析結果は第1.15-89表のとおりである。

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第1.15-124図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第1.15-125図に、原子炉格納容器圧力の変化を第1.15-126図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第1.15-127図に示す。

i 炉心圧力及び炉心流量の変化

第1.15-124図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約26秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約15秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約51秒後まで継続される。

プローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

ii 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号により破断発生の約1秒後に発せられる「非常用炉心冷却設備作動」信号により作動する。しかしながら、解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)I(II)ivで述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水ピットの酸水を発電用原子炉へ注入する。解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)I(II)iiiに記したように、このための時間遅れを34秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約35秒後から注水を開始することになる。

iii リフィル及び再冠水

プローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件1.15.5.3(7)a.(a)イ(イ)I(II)vの条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水

が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約38秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気と蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、下部プレナムから炉心に入る水の速度(炉心再冠水速度)は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

iv 燃料被覆管温度変化

低温側配管のスプリット破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続けられる。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度は上昇し、破断発生の約6秒後にはピークに達する。その後破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は逆に低下していく。

しかし、更に1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約38秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われる所以、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。約310秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまつた流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第1.15-89表に示すように約950°Cにとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約1%以下に抑えられる。燃料被覆管の温度が約950°C近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管は更に低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

II 非常用炉心冷却系性能評価解析－小破断－

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-90表に示す。

最も厳しい結果を与える低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

i 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第1.15-128図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第1.15-129図に示す。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に発電用原子炉は自動停止する。約8秒後に「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約35秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約69秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約719°Cに達した後急速に低下する。ジルコニウム水反応量も、最大となる部分で約0.2%にとどまる。

ii 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約13cm配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第1.15-130図に示す。

事故後、加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約10秒後に「原子炉圧力低」非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約37秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が2相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約602秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、更に原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウムー水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまつた流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる冷却を行う。

(ロ) 結論

「1.15.7.2(7)a.(a)イ(イ)I 非常用炉心冷却系性能評価解析－大破断－」において、第1.15-88表に示すとおり、熱流束熱水路係数が2.32の場合には燃料被覆管の最高温度は約950°Cであり、制限値1,200°Cに比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約1%以下及び0.3%以下であり十分小さい。更に、第1.15-127図に示すとおり、燃料被覆管の熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度はピーク値を過ぎた後低下し続け、低い温

度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

また、小破断解析においても、第1.15-90表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約719°Cで、制限値1,200°Cに比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウムー水反応量及び全炉心平均ジルコニウムー水反応量は、各々約0.2%及び0.2%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

(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 解析結果

(I) 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第1.15-131図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「過大温度ΔT高」信号により、事故発生の約5分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

(II) 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により、事故発生の約10分後に発信する「原子炉圧力低」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

(III) 運転員操作による事故発生後約15分(原子炉トリップ信号発信後10分)の破損側蒸気発生器隔離、原子炉トリップ信号発信後15分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の除

熱の促進及び事故発生後約30分の加圧器逃がし弁開により、1次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下する。

また、1次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約35分の非常用炉心冷却設備の停止並びにその後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の除熱及び減圧操作の継続により、事故発生後約37分で1次冷却系圧力は2次冷却系の圧力まで減圧し、1次冷却材の2次冷却系への流出は停止する。

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、補助給水、更に余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

(IV) 最小DNBRは約1.45であり、新たな燃料破損は生じない。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第1.15-131図に示すように約54tである。破損側蒸気発生器から大気中へ放出される蒸気量は約21tである。

(ロ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-132図及び第1.15-133図に示す。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－小児実効線量換算係数)	約 6.8×10^{10} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq
実効線量		約0.12mSv

(八) 結論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を収拾させることができる。また、最小DNBRは約1.45であり新たな燃料破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(9) 加圧熱衝撃の解析

40定格負荷相当年数の運転期間後の破壊靭性は、照射前の材料の破壊靭性の靭性を上回っており、加圧熱衝撃事象による原子炉容器の損傷が発生する懸念はない。

(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 解析結果

解析した結果を第1.15-134図に示す。1次冷却材管の破断後、原子

炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約17秒にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.255MPaが現われる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約22秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は、再び緩やかに上昇して行く。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約8秒に「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信され、約154秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われる。

約162秒には、再冠水による全炉心のクエンチにより原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少するため、第2ピーク圧力約0.320MPa、温度約133°Cが現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下して行く。

(ロ) 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.320MPaであり、最高使用圧力0.392MPaを下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、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を考慮した場合においても、第2ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮

定した場合と同じ約0.320MPaであり、問題となることはない。

ロ 可燃性ガスの発生

(イ) 事故経過の解析

I 解析結果

解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第1.15-135図に示すようになり、事故発生後30日時点では約3.5%となる。

なお、その後水素濃度の上昇があるが、格納容器減圧装置等を利用して制御を行うので、水素濃度は4%未満に保持される。

(ロ) 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の单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を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.6%であり、問題となることはない。

(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 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量は次表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-136図及び第1.15-137図に示す。

評価項目		評価結果	
放出量	よう素 (I-131等価量－小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 8.0×10^{10} Bq
		地上放出	約 1.6×10^{11} Bq
		合計	約 2.4×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 4.5×10^{13} Bq
		地上放出	約 2.7×10^{12} Bq
		合計	約 4.8×10^{13} Bq
実効線量		約0.072mSv	

(ロ) 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の单一故障の仮定として、单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を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上

昇するが、この場合でも約0.081mSv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く問題となることはない。

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 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第1.15-138図及び第1.15-139図に示す。

評価項目		評価結果	
放出量	よう素 (I-131等価量－小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 6.0×10^{10} Bq
		地上放出	約 6.2×10^{10} Bq
		合計	約 1.2×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 1.7×10^{13} Bq
		地上放出	約 1.0×10^{12} Bq
		合計	約 1.8×10^{13} Bq
実効線量			約0.032mSv

(ロ) 結論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

1.15.7.3 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析結果

(1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

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

(a) 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

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-8図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-140図から第1.15-149図に、蒸気発生器水位及び2次系圧力の2次系パラメータの変化を第1.15-150図及び第1.15-151図に示す。

I 事象進展

事象発生後、主給水流量の喪失に伴い蒸気発生器の水位が低下することにより、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次系圧力は、原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の減少によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動作動する。

一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、補助給水機能が喪失することから、主蒸気逃がし弁の自動作動による1次系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生の約25分後に蒸気発生器広域水位が0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器広域水位0%到達から5分後である事象発生の約30分後に運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次系温度は飽和温度に対して余裕があり、サブクール状態を維持している

ことから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないとめ、1次系圧力が急激かつ大幅に低下し、高圧注入ポンプによる炉心注水が開始される。その後、1次系圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることにより蒸気放出が抑制され、1次系圧力は上昇に転じる。1次系圧力の上昇に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が減少し、1次系保有水量が減少することにより加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次系圧力が低下に転じる。1次系圧力の低下に伴い高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加し、事象発生の約1.2時間後に加圧器逃がし弁から放出される流量を上回ることにより、1次系保有水量は回復に転じる。また、1次系保有水量は増減するが、炉心の冠水状態は維持される。

II 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-148図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390°C)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-140図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPaに到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.8MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、フィードアンドブリードにより加圧器

逃がしタンクから原子炉格納容器内に放出された1次冷却材により上昇するが、原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ系の作動に至った場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、設計基準事故「1.15.2.4(2)d.(a) 原子炉冷却材喪失」において、内圧上昇の観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を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.320MPa及び約133°Cにとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144°C)を下回る。

第1.15-140図及び第1.15-149図に示すとおり、事象発生後180分時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約218分後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約9.2時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

□ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約25分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、炉心冷却を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器水位を起点に操作を開始するフィードアンドブリードとする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2°C、1次系圧力を0.2MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は低くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は小さくなることにより、蒸気発生器水位の低下が遅くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。また、最小で1次系温度を2°C、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧

力は高くなり、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が早くなる。

また、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなるが、フィードアンドブリード開始後に不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

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・ドライアウトの不確かさとして、最大で1次系温度を2°C、1次系圧力を0.2MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は低くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は少なく、高压注入ポンプによる炉心注水流量も多くなることにより、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きく

なる。また、最小で1次系温度を2°C、1次系圧力を0.2MPa低く評価する可能性がある。このため、実際の1次系温度及び圧力は高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水流量も少なくなることにより、1次系保有水量の減少が促進されることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。しかしながら、不確かさを考慮した場合でも1次系圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することなく、燃料被覆管温度が有意に上昇することはないと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としており、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が抑制されることにより、フィードアンドブリードによる1次系の減圧が遅くなる。このため、実際には1次系の減圧が早くなり、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

I 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関する機器条件は、第1.15-65表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

また、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は2台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施する。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が遅くなる。このため、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなる。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁から放出される流量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が多くなる。また、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量と

して最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧注入に期待することなく高圧注入ポンプによる炉心注水により1次系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

高圧注入ポンプを1台運転とした場合の事象進展を第1.15-152図から第1.15-156図に示す。高圧注入ポンプによる炉心注水流量が少くなり、フィードアンドブリード時の1次系圧力が比較的高圧で推移する期間に炉心注水が停止することにより一時的に炉心上部が露出するが、炉心注水の回復に伴って再冠水する。このため、燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約507°Cとなるが、再冠水することにより燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、評価項目に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

II 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(I) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-9図に示すとおり、フィードアンドブリードは、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作は

ないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(II) 評価項目となるパラメータに与える影響

フィードアンドブリードについては、加圧器における気液熱非平衡等の不確かさにより、1次系温度及び圧力が高くなると、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達が大きくなることから、蒸気発生器水位の低下が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量が増加する。一方で、炉心崩壊熱が大きくなることにより、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系温度及び圧力が上昇し、1次系保有水量が減少する。このため、解析条件よりも操作開始を3分早くし、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後にフィードアンドブリードを開始した場合について感度解析を実施した。その結果、第1.15-157図から第1.15-162図に示すとおり、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の増加が大きく作用することにより1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

また一方で、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなると、蒸気発生器水位の低下が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、フィードアンドブリードの開始が遅れた場合の操作時間余裕を感度解析により確認しており、同程度の遅れに対し

て評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(ハ) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの開始時間に対する時間余裕を確認するため、フィードアンドブリードの開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-163図から第1.15-168図に示すとおり、1次系温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することから、沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約880°Cとなるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移する。したがって、操作時間余裕として蒸気発生器広域水位0%到達から10分程度は確保できる。

(ニ) まとめ

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、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるフィードアンドブリードを行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

ハ 必要な要員及び資源の評価

(イ) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、「1.15.2.4(3)a. (a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり36名である。このため、「1.15.5.1(5)b. (a)ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（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52名で対処可能である。

(ロ) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.5.1(5)b. (a)ハ(ロ) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

I 水源

燃料取替用水ピットを水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却に切り替えることが可能である。切替え以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源の喪失を想定した場合でも同様の対応である。

II 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

更に、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

仮に、上記に加え事象発生直後から7日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全負荷で蒸気発生器への代替給水を行った場合を想定すると、30.3kℓの重油が必要となる。可搬型ディーゼル注入ポンプの起動を想定した場合は、ディーゼル発電機の負荷減少を見込み、合計約588.5kℓの重油が必要となるが、「1.15.5.1(5)b.(a)ハ(ロ) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

III 電源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

ニ 結論

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、補助給水機能が喪失し、蒸気発生器がドライアウトすることにより2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等、また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を考慮する。

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について、有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリード等を行うことにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足するとともに、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、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にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

(b) 全交流動力電源喪失

イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の結果

I RCPシールLOCAが発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-13図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-169図から第1.15-179図に、2次系圧力、蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-180図から第1.15-185図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-186図及び第1.15-187図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及びRCPシールLOCAの発生を想定することから、1次系圧力は徐々に低下する。

事象発生の約1分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の30分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することにより、事象発生の約40分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約54分後に1次系圧力が約1.7MPaに到達し、その状態を維持し、事象発生の70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生の80分後に2次系強制冷却を再開する。事象発生の約2.2時間後に、1次系圧力が0.7MPaに到達した段階で、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始することにより1次系保有水量の減少が抑制され、炉心の冠水状態は維持される。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-179図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390°C)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-169図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、

1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第1.15-186図及び第1.15-187図に示すとおり、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144°C)を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、第1.15-188図及び第1.15-189図に示すとおり、事象発生の約81時間後に原子炉格納容器内温度100°Cに到達後、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により除熱が開始される。格納容器再循環ユニットの除熱能力は、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーである、崩壊熱量と2次系除熱量の差より大きい。時間の経過とともに崩壊熱は低下し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーは小さくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度は維持される。

また、蒸気発生器による炉心冷却、常設電動注入ポンプによる炉心注水を行うことで、第1.15-169図から第1.15-171図に示すとおり、1次系圧力、温度及び1次系保有水量は維持され、事象発生の約8時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、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、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及

び温度の低下を促進させることが可能である。

II RCPシールLOCAが発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-14図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-190図から第1.15-198図に、2次系圧力、蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-199図から第1.15-204図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCPシールLOCAは発生しないことから1次系は高圧で維持される。

事象発生の約1分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生の30分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することにより、事象発生の約70分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約25時間後に1次系圧力が約1.7MPaに到達し、その状態を維持し、その10分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、更に10分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し2次系強制冷却を再開する。

事象発生の約28時間後に、1次系圧力が0.83MPaに到達した時点で、RCP封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まること

により、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいは停止し、事象発生の約30時間後に1次系圧力が約0.7MPaに到達する。

(II) 評価項目等

燃料被覆管温度は、第1.15-198図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390°C)以下にとどまる。このため、燃料被覆管温度は、評価項目である1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次系圧力は、第1.15-190図に示すとおり、初期値(約15.9MPa)以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次系において生じる圧力損失等を考慮しても約16.3MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、RCPシール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、「I RCPシールLOCAが発生する場合」より厳しくならないことから、原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)及び最高使用温度(144°C)を下回る。

第1.15-190図及び第1.15-191図に示すとおり、1次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約30時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系の復旧により原子炉補機冷却水系の使用が期待できる場合には、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行うことにより、更なる原子炉格納容器圧力及

び温度の低下を促進させることが可能である。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である2次系強制冷却により1次系の減温、減圧率を調整できることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生の30分後に操作を行う2次系強制冷却、2次系強制冷却開始後の1次系温度を指標に調整操作を行う1次系温度維持、1次系圧力を起点に操作を開始する蓄圧タンク出口弁閉止、蓄圧タンク出口弁閉止を起点に操作を開始する2次系強制冷却の再開、1次系圧力を起点に操作を開始する常設電動注入ポンプによる代替炉心注水とする。

(イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「1.15.5.1(2)b.(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

I 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒

表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m高く評価する可能性がある。しかしながら、炉心水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかしながら、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制されることから、1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が遅くなる。

1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が早くなり、1次系温度及び圧力は低くなることから、1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器

での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が早くなるため、1次系温度及び圧力は低くなることから、1次系圧力を起点としている常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の開始が早くなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなることから、1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなる。

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の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度を約20°C高く評価する可能性がある。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若