

## (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3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、自然循環により発電用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 非常用炉心冷却設備性能評価解析—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、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)の両端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次冷却材管の両端破断断面積の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、上記のような両端破断のほかに、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端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ため、ここでは、両端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39.6kW/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 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30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、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

iv 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

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

- v ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコ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、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- ix 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。
- x 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- xi 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

## II 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

### (I) 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出

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

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

## (II) 解析条件

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

- i 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。
- ii 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、

非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

iii 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

## (8) 1次系から2次系への漏えい解析

### a. 設計基準事故の解析

#### (a) 環境への放射性物質の異常な放出

##### イ 蒸気発生器伝熱管破損

##### (イ) 事故経過の解析

###### I 解析方法

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

###### II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は102%とする。

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

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

(IV) 非常用炉心冷却設備の動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

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

(V) 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。

i DNBRの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。

ii 核分裂生成物の放出量評価では、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、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(VI) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

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

(VII) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

i 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う。(原子炉トリップ後10分)

ii 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するもの



とする。

iii 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する。

(原子炉トリップ後25分)

iv 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の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274℃に減温された時点で減圧を開始する。)

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

(VIII) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(ロ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### I 評価方法

(1) 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1.15-75図及び第1.15-76図に示す。

i 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

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

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

(i) 希ガスの放出量

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

(ii) 有機よう素の放出量

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

(iii) 無機よう素の放出量

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

但し、

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

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

ここで、

R<sub>i</sub> : 核種i の大気中への放出放射エネルギー(Bq)

C<sub>i</sub> : 核種i の事故発生前の1次冷却材中放射エネルギー(Bq)

F<sub>i</sub> : 核種i の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー(Bq)

L<sub>R</sub> : 2次冷却系への1次冷却材流出率(=90t/50min)

V<sub>c</sub> : 1次冷却系保有水量(=190t)

V<sub>s</sub> : 破損側蒸気発生器保有水量(=40t)

v : 追加放出率(=1.35×10<sup>-2</sup>min<sup>-1</sup>)

f<sub>1</sub> : 有機元素の割合(=0.0)

f<sub>2</sub> : 無機元素の割合(=1.0)

P<sub>F</sub> : 無機元素の気液分配係数(=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/50min)

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

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間(=50min)

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

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

ここで、

$P_0$  : 事故発生前の1次冷却系圧力 (=15.62MPa)

$P_t$  : 1次冷却系圧力が2次冷却系の圧力を下回った圧力  
(=6.86MPa)

$t$  : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=50min)

ii 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

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

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

ここで、

$R_L$  : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

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

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

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

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

$T$  : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

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

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

(II) 線量

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

よう素の吸入摂取による実効線量は(7)式で評価される。

$$E_i = K_{He} \cdot M \cdot Q_c \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (7)$$

ここで、

$E_i$  : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

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

また、第1.15-63表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

$M$  : 小児の呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)

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

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

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

外部  $\gamma$  線による実効線量は(8)式で評価される。

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

ここで、

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

$K_1$  : 空気カーマから実効線量への換算係数  
(=1Sv/Gy)

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

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

## II 評価条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(II) 破損側蒸気発生器は、事故発生後50分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として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 $7.0 \times 10^{13}$ Bq、希ガス約 $3.4 \times 10^{14}$ 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 $1.2 \times 10^{15}$ Bq、希ガス約 $3.3 \times 10^{15}$ Bq(γ線エネルギー0.5MeV換算)

この追加放出量は、事故後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して1次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.35 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

(IV) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。

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

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

(VII) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

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

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

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

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

#### (9) 加圧熱衝撃の解析

中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器の炉心領域部が、加圧下の原子炉容器内での急激な冷却に伴い発生する加圧熱衝撃が生じた場合でも原子炉容器が損傷するおそれがないことを、「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法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 非常用炉心冷却設備性



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 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

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

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

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

- (V) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉格納容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。
- (VI) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。
- (VII) 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、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

## ロ 可燃性ガスの発生

### (イ) 事故経過の解析

#### I 解析方法

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

#### II 解析条件

- (I) 発電用原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。
- (II) 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。
- (III) 事故時のジルコニウム-水反応量は「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生成割合(G値)は炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプ水に対し0.3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。

(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炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(9)式で与えられる。

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

ここで、

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

$P_0$  : 原子炉熱出力(=2,705MWt)

$Y_i$  : 核種iの核分裂収率

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

$T_0$  : 原子炉運転時間(s)

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第1.15-64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1.15-65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、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1.15-77図及び第1.15-78図に示す。

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

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

ここで、

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

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

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

但し、時刻 $T_m = 0$  (事故発生直後) において

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

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

よう素 :  $K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$

希ガス :  $K = F_f \cdot F_p$

- Ff : 燃料から原子炉格納容器への放出割合  
     よう素 : Ff=0.005  
     希ガス : Ff=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 : Fg=0.96  
     有機よう素 : Fg=0.04
- Fp : 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合  
     無機よう素 : Fp=0.50  
     有機よう素 : Fp=1.00  
     希ガス : Fp=1.00
- Q<sub>0</sub> : よう素及び希ガスの炉心内蓄積量(Bq)
- Fd : アニュ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<sup>-1</sup>)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<sup>-1</sup>)
- λ<sub>r</sub> : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数(h<sup>-1</sup>)
- λ<sub>s</sub> : 原子炉格納容器スプレイ水による除去効率(h<sup>-1</sup>)  
     無機よう素 : λ<sub>s</sub>=49.9h<sup>-1</sup>  
     有機よう素 : λ<sub>s</sub>=0.0h<sup>-1</sup>  
     希ガス : λ<sub>s</sub>=0.0h<sup>-1</sup>

② 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10分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定している(11)

式で与えられ、10分以降はアニュラス空気浄化設備から排気筒を経て放出されるので(12)式で与えられる。

$$Q_{m_0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.167\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (11)$$

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

ここで、

$Q_{m_0}^a$  : アニュラス部から事故発生後最初の10分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

$Q_m^a$  : 10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)

$Q_{am}$  : 10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。

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

但し、 $T_m = 10\text{min}$ の時  $Q_{am} = 0$

$F_a$  : アニュラス部への漏えい割合(=0.97)

$R_a$  : アニュラス空気再循環設備排気流量  
(1台分13,560m<sup>3</sup>/h)

$V_a$  : アニュラス部容積(=11,200m<sup>3</sup>)

$g_1$  : アニュラス排気流量の割合

10min~30min :  $g_1 = 1.0$

30min~30d :  $g_1 = 0.22$

$g_2$  : アニュラス空気再循環流量の割合

10min~30min :  $g_2 = 0.0$

30min~30d :  $g_2 = 0.78$

$\eta$  : アニュ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 :  $\eta = 0.0$

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

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



③ 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。

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

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

ここで、

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

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

$F_e$  : 再循環水中のよう素の気相への移行率 (=0.05)

$F_{\lambda}$  : 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 :  $L_e = 0.0\text{m}^3/\text{h}$

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

$K_e$  : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.005)

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

$V_e$  : 再循環水体積 (=1,400 $\text{m}^3$ )

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

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

(II) 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

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

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

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

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

ここで、

$\lambda$  : 放射性崩壊定数 ( $s^{-1}$ )

$\beta$  : 親核種から娘核種への崩壊の割合

$q$  : 炉心内蓄積量 (Bq)

$t$  : 事故発生後の時間 (s)

$f$  : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

$E$  :  $\gamma$ 線のエネルギー (MeV/dis)

$R$  : 崩壊してエネルギーEの $\gamma$ 線を出す割合

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

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

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

### (III) 線量

#### i スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充満した $\gamma$ 線源を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギー群別に「SCATTERINGコード」を用いて行う。

計算の基本式は(17)式のとおりである。

$$D_s = K_1 \cdot \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-b \cdot d} \cdot V \dots\dots\dots (17)$$

但し、

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi \rho^2} \cdot e^{-b_0} \cdot B(E, b_0)$$

ここで、

$D_s$  : スカイシャイン線量 (Sv)

$K_1$	:	空気カーマから全身に対する線量への 換算係数 (=1Sv/Gy)
$\phi(E, X)$	:	散乱点における $\gamma$ 線エネルギー強度 (MeV/m <sup>2</sup> )
$S(E)$	:	線源エネルギーEの積算線源強度(MeV)
$K_2(E')$	:	散乱エネルギーE'の $\gamma$ 線に対する空気 カーマへの換算係数(Gy/(MeV/m <sup>2</sup> ))
$\rho$	:	線源点から散乱点までの距離(m)
$r$	:	散乱点から評価点までの距離(m)
$V$	:	散乱体積(m <sup>3</sup> )
$N$	:	空気中の電子数密度(electrons/m <sup>3</sup> )
$\frac{d\sigma}{d\Omega}$	(E, $\theta$ ):	Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m <sup>2</sup> )
$\theta$	:	散乱角(radian)
$B(E, b_0)$	:	線源エネルギーEの $\gamma$ 線の減衰距離 $b_0$ (= $\sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j$ ) (但し、空気層を除く。)に 対するビルドアップ係数
$B(E', b)$	:	散乱エネルギーE'の $\gamma$ 線の減衰距離 $b$ (= $\sum_{\ell} \sum_m \mu_{\ell} \cdot X_m$ )に対するビルドアップ係数
$\mu_i$	:	線源エネルギーEにおける物質iの線減衰係数 (m <sup>-1</sup> )
$\mu_{\ell}$	:	散乱エネルギーE'における物質 $\ell$ の線減衰係数 (m <sup>-1</sup> )
$X_j$	:	領域jの通過距離(m)
$X_m$	:	領域mの通過距離(m)

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B(E, b) = 1 + (0.8 - 0.214 \ln \frac{E}{1.801}) b^a \quad (E > 1.801 \text{ MeV})$$

$$B(E, b) = 1 + 0.8 b^a \quad (E \leq 1.801 \text{ MeV})$$

ここで、

$$a = 1.44 + 0.0239E + 0.625 \ln \left( 0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$$

## ii 直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外部遮蔽建屋円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギー群別に「SPANコード」を用いて行う。

計算の基本式は(18)式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{Sv}{4\pi r^2} \cdot F(b) dV \dots\dots\dots (18)$$

ここで、

- Dd : 直接線量 (Sv)
- K<sub>1</sub> : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数 (=1Sv/Gy)
- K<sub>2</sub> (E) : エネルギーEのγ線に対する空気カーマへの換算係数 (Gy/(MeV/m<sup>2</sup>))
- Sv : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m<sup>3</sup>)
- r : 線源から計算点までの距離 (m)

- F(b) :  $\gamma$ 線の減衰率で次式で表す。  

$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$
- b : 減衰距離 ( $b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$ )
- $\mu_i$  : i番目の物質の線減衰係数 ( $m^{-1}$ )
- $t_i$  : i番目の物質中の通過距離 (m)
- B(E, b) : エネルギーEの $\gamma$ 線の減衰距離bに対する  
ビルドアップ係数

## II 評価条件

- (I) 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。
- (II) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。
- |     |      |
|-----|------|
| 希ガス | 1 %  |
| よう素 | 0.5% |
- (III) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- (IV) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (V) 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。
- (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5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し、次表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 930
0.12	930 ~ 2,300
0.11	2,300 ~ 17,000
0.10	17,000 ~ 34,000
0.09	34,000 ~ 66,000
0.08	66,000 ~ 150,000
0.07	150,000 ~ 340,000
0.06	340,000 ~ 1,100,000
0.05	1,100,000 ~ 2,592,000

(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再循環設備が起動する。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。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え(事故発生後

30分)までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

- (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、評価上95%とする。
- (XII) 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- (XIII) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系(以下「再循環系」という。)からは、事故期間中(30日間)安全補機室内へ、評価上 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (XIV) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(II)と同量のよう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 $1,400 \text{m}^3$ 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、評価上95%とする。
- (XVIII) 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、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 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、原子炉格納容器から外部遮蔽建屋ドーム部を透過した $\gamma$ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部遮蔽建屋円筒部を透過した $\gamma$ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。
- iii 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

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

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

(XX) 環境への核分裂生成物の放出は、排気筒より行われるものとする。

(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( $\gamma/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )を用いる。

## ロ 制御棒飛び出し

### (イ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### I 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「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4%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	0.13%
よう素	0.065%

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

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

(V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで            0.111%/d

その後29日間                0.0555%/d

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

#### 1.15.5.4 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析

##### (1) 原子炉冷却材系統のプロセス解析

##### a. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

##### (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

##### イ 2次冷却系からの除熱機能喪失

##### (イ) 炉心損傷防止対策の有効性評価

##### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(3)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、1次系の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕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次冷却系における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。よって、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1.15-66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

補助給水系の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、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り、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 充てん／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、充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性(高圧注入特性:0～約150m<sup>3</sup>/h、0～約16.9MPa)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 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、蒸気発生器ドライアウトから5分後にフィードアンドブリードを開始するものとする。

運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器広域水位計指示を10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリード運転を開始できることとしており、解析上は実際より遅めとなる。

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」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、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ことで現地操作にかかる作業、要員等の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次冷却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。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次系圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、RCPシールLOCAの発生に伴う冷却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となる。よって、これらの応答の重要現象であ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1.15-67表及び第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、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、RCP1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1.6cm (約0.6インチ)を設定する。また、RCP3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が維持されることを確認している。

RCPシールLOCAの発生を想定しない場合のRCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度



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に基づき、RCP1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 $0.2\text{cm}$ (約 $0.07$ インチ)を設定する。また、RCP3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3基の蒸気発生器に合計 $160\text{m}^3/\text{h}$ 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 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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力)  $4.04\text{MPa}$

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量)  $29.0\text{m}^3$ (1基当たり)

iv 常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量

運転員等による炉心注水操作を実施する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次系の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、この時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m<sup>3</sup>/hを設定する。

v RCPシール部からの漏えい停止

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

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

i 2次系強制冷却操作は、主蒸気逃がし弁の現地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2次側冷却による1次冷却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、1次系に窒素が注入される圧力である約1.2MPaに対して約0.5MPaの余裕を考慮し、約1.7MPaの飽和温度である208℃に到達した段階で

その状態を維持するものとする。

- iv 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。
- v 2次系強制冷却再開操作は、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分後に再開し、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で、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- vii RCPシールLOCAが発生する場合には、1次系圧力が0.7MPaに到達すれば、原子炉への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

###### 1 有効性評価の方法

選定した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」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「中破断LOCA時に格納容器スプレイ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、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。よって、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1.15-69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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約10cm(4インチ)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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなることから、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 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPaを作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

### ii 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作動し、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（(高圧注入特性：0～約220m<sup>3</sup>/h、0～約19.4MPa)、(低圧注入特性：0～約1,730m<sup>3</sup>/h、0～約1.2MPa)）で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### iv 蓄圧タンク

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

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(最低保有水量) 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

v 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行われるものとする。

(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 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開始は、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる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(設計値)より高めの値である0.283MPa(標準値)到達から30分後とする。

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、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「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。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である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詳細なプラント過渡解析コード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与える影響があるものについては、「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畳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1.15-70表及び第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) 初期条件

#### i 炉心熱出力

炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いる。



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。

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(302.3°C)を用いる。

iv 減速材温度係数

減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び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、炉心のほう素濃度を高めることにより $-13 \times 10^{-5}$  ( $\Delta K/K$ )/°Cに設定する。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。

v ドップラ特性

ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性(標準値)を設定する。

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。

(II) 事故条件

i 起因事象

(i) 主給水流量喪失

起因事象として、主給水の喪失が発生するものとする。

(ii) 負荷の喪失

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

原子炉停止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次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。

(III) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)

原子炉の自動停止に失敗し、蒸気発生器水位低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知し、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ自動起動信号を発信する。多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位7%を作動設定点とする。

ii 主蒸気ライン隔離

主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点到達17秒後に隔離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台が多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点に到達することにより自動起動し、60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

## (IV) 重大事故等対策に関連する操作条件

多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「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次冷却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。よって、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1.15-72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、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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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(6インチ)、約10cm(4インチ)及び約5cm(2インチ)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、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性(低圧注入特性(標準値:0～約830m<sup>3</sup>/h、0～約0.7MPa))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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

### iii 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁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。

### 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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。

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(最低保有水量) 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

### (III) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- i 非常用炉心冷却設備作動信号の発信10分後に2次系強制冷却操作を開始し、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で、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、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替時間までの時間が短いことで、再循環切替えが失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」である。

「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、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、低圧再循環によって、長期の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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」の対策を評価することで、「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故」については包絡することができる。

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次冷却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。よって、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、事象初期の原子炉容器内水位、燃料被覆管温度及び原子炉格納容器内温度の適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果を参照する。また、事象初期の原子炉格納容器圧力については、1次冷却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で、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設計基準事故時の評価結果を参照する。

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。

また、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1.15-73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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、1次冷却材配管(約0.70m(27.5インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

ECCS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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点で



の炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレ  
イポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

#### iv 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達時に行い、  
ECCS再循環に失敗することを想定する。

### (II) 重大事故等対策に関連する機器条件

#### i 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号によ  
り発信するものとし、11.36MPa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、0.136MPaを作動限界値(標準値)  
とする。また、応答時間は0秒とする。

#### iii 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台作  
動し、最大注入特性(高圧注入特性(標準値:0～約350m<sup>3</sup>/h、0～  
約15.6MPa)、低圧注入特性(標準値:0～約1,820m<sup>3</sup>/h、0～約  
1.3MPa))で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下  
が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、

炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間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2台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には1台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。

最大流量とすることにより、燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

vi 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。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低保有水量とする。

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(最低保有水量) 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

## vii 代替再循環

格納容器スプレイポンプ1台作動による代替再循環時の炉心への注水流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として、200m<sup>3</sup>/hを設定する。

## (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 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始は、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、ECCS再循環切替失敗から30分後とする。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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後(訓練実績:7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次冷却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。よって、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1.15-74表及び第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。

### (1) 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、余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統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こととする。破断口径は、余熱除去系逃がし弁について、余熱除去

ポンプ入口逃がし弁は実機における口径を基に、余熱除去冷却器出口逃がし弁は口径の標準値として設定し、余熱除去系機器等について、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を設定する。なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と等価である。また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。

- ・ 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3.3cm(約1.3インチ)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11cm(約4.2インチ)相当)
- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等  
(等価直径約4.1cm(約1.6インチ)相当)

(ii) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去機能が喪失するものとする。

(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性(高圧注入特性:0～約220m<sup>3</sup>/h、0～約19.4MPa)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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(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で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。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、標準的に最低保有水量を用いる。なお、本事象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、他の事象と同様に以下の取扱いとする。

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(最低保有水量) 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

(iv) 主蒸気逃がし弁

2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁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。

(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) 主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却操作は、事象の判断、余熱除去系の隔離操作、主蒸気逃がし弁の開操作時間等を考慮して、非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後に開始するものとする。

(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で、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操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

○ 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

- ・ サブクール度60℃以上で開操作
- ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作

○ 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

- ・ サブクール度20℃以上で開操作

- ・ サブクール度10°C以下で閉操作

(iv) 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間経過すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモード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
- ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中
- ・ 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) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(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、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。



(iii) 外部電源

外部電源はないものとする。

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

ii 重大事故等対策に関連する機器条件

(i) 充てん／高圧注入ポンプ

炉心への注水は、充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性(高圧注入特性:0～約220m<sup>3</sup>/h、0～約19.4MPa)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、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。

(iii) 主蒸気逃がし弁

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

### iii 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.15.5.1(1)b.(c) 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操作として、原子炉トリップから10分後に、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を閉止する操作、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約2分を要するものとする。

(ii) 健全側の主蒸気逃がし弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に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で、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操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

#### ○ 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

- ・ サブクール度60℃以上で開操作
- ・ サブクール度40℃以下又は加圧器水位50%以上で閉操作

#### ○ 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

- ・ サブクール度20℃以上で開操作
- ・ サブクール度10℃以下で閉操作

(v) 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧モードから充てんモードに切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考

慮するものとする。

- ・ サブクール度40℃以上
- ・ 加圧器水位50%以上
- ・ 1次系圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中
- ・ 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の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／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

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

- ・ 1次冷却材温度177℃以下
- ・ 1次系圧力2.7MPa以下

(b) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

イ 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

(イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

1 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、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕の観点から代表性があり、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「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。

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次冷却系におけ

るECCS強制注入が重要現象となる。よって、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、余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとする。

#### ii 安全機能の喪失に対する仮定

運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能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、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入

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、資源の確保の観点から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／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $30\text{m}^3/\text{h}$ 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.(c) 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／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、事象発生から50分後に開始するものとする。

## ロ 全交流動力電源喪失

### (イ) 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### I 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.15.2.3(6)a.(c) 重要事故シーケンスの選定」に示すとおり、全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観

点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、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ことで現地操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目と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、合わせて措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入が重要現象となる。よって、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、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

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

iii 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

(II) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $30\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

i 常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備及び常設電動注入ポンプによる炉心注水操作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、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「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。

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次冷却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。よって、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1.15-78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、余熱除去系統からの1次冷却材が流出するものとする。

ミッドループ運転中に1次冷却材系統と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系等があるが、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ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、 $380\text{m}^3/\text{h}$ 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統の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約 $20\text{cm}$  (8インチ)相当とする。

### ii 安全機能の喪失に対する仮定

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浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、更に運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能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、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入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、資源の確保の観点から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／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止55時間後を事象開始として、(III)i で設定した時点の炉心崩壊熱による蒸散量に、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み、31m<sup>3</sup>/hとする。

(III) 重大事故等対策に関連する操作条件

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

i 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作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分後に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、定期事業者検査中、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を考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「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。

なお、運転員の認知がないまま希釈が継続される場合として希釈操作中の外部電源喪失があるが、希釈信号回路は直流電源より受電し、純水積算カウンタも安全系計装用電源から受電しているため、外部電源が

喪失しても希釈信号は保持される。外部電源喪失により1次系補給水ポンプは停止するが、安全系交流電源から受電しているためディーゼル発電機より受電後、希釈信号により再起動する。しかし、充てん／高圧注入ポンプがブラックアウトシーケンスでは起動しないため、1次系内に希釈水が流入することはない。

また、「外部電源喪失」手順書の外部電源喪失後のブラックアウトシーケンス動作後確認・操作事項に「原子炉補給水制御を自動待機」とし、希釈信号をリセットすることとしており、設備・手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

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となる。よって、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操作を実施するための時間余裕を評価する。

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1.15-79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、全挿入状態とする。

ii 1次系有効体積

1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1次系の有効体積は加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた $215\text{m}^3$ とする。

iii 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として、保安規定にて定められた制限値である $2,700\text{ppm}$ 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、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として、 $1,800\text{ppm}$ とする。

(II) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1次系への純水注水最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時

の全容量(約78.7m<sup>3</sup>/h)に余裕を持たせた値である81.8m<sup>3</sup>/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原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はある場合を想定する。

(III) 重大事故等対策に関連する機器条件

i 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値

警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(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.(c) 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 希釈停止操作は「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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が、原子炉格納容器内への1次冷却材放出量が大きく圧力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へ注水されない「\*\*D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に低圧再循環機能、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
- ・ 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

上記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上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とし、更に炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる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、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。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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畳を考慮する。

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、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。

#### (1) 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次冷却系、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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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熔融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の熔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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本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1.15-80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、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、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

#### 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畳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-水反応を考慮する。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60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m<sup>3</sup>/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低保有水量とする。

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(最低保有水量) 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)

### iii 常設電動注入ポンプによるスプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、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スプレイ流量は、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/h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の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「1.15.7.4(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮する。

## (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.(c) 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、現地操作に係る必要な移動、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、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の開始は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

### 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1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000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の大気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。
- (IV) 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、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。
- (V) 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPコードの解析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とする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、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、0.135%/d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、設計上期待できる値として99%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78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。

## ロ 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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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で溶融物から原子炉格納容器内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へ注水されない「\*\*D」が、温度上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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
- ・ DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、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

上記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加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、時間余裕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電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用い

た代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、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次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・ 1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出(臨界流・差圧流)
- ・ 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(臨界流・差圧流)
- ・ 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における下部プレナムでの熔融炉心

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コードMAAPを使用する。

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、実機を想定した場合、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、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、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1.15-81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、外部電源が喪失するものとする。

#### 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からの漏えい率

RCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材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に基づき、RCP1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 $0.2\text{cm}$ (約 $0.07$ インチ)を設定する。また、RCP3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。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低保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力(最低保持圧力)  $4.04\text{MPa}$

蓄圧タンクの保有水量(最低保有水量)  $29.0\text{m}^3$ (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とする。

iii 常設電動注入ポンプによるスプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、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スプレイ流量は、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/h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の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」にて考慮する。

(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.(c) 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、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、現地操作に係る必要な移動、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、原子炉格納容器内保有水量が

1,700m<sup>3</sup>に到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(設計値)より高めの値である0.283MPa(標準値)に到達していない場合は、一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力(標準値)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の開始は、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生から24時間後とする。

## (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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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プラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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
- ・ DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、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

上記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加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、時間余裕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電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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畳を考慮する。

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次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・ 1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・ 1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出(臨界流・差圧流)
- ・ 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(臨界流・差圧流)
- ・ 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コードMAAPを使用する。

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)ロ 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1.15-82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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しい。また、原子炉格納容器内注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「\*\*W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には、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

- ・ 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
- ・ 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
- ・ 中破断LOCA時に低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時に低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

上記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高い大破断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。

なお、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水として

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畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。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熔融燃料－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次冷却系、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熔融炉心の

## 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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本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1.15-83表に示す。

#### I 重大事故等対策に関連する機器条件

##### (I) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

##### (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により算出された面積とする。

#### (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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しい。また、格納容器スプレイが作動する「\*\*I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に低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

上記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入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」を選定する。

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 原子炉容器内でのジルコニウム-水反応に係る重要現象

- ・ 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
- ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流

- ・ 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
- ・ 原子炉容器破損、溶融

## II 原子炉格納容器内でのその他水素発生に係る重要現象

- ・ 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1次系内及び原子炉格納容器内FP(核分裂生成物)挙動

## III 原子炉格納容器内での水素発生量に係る重要現象

- ・ 格納容器内水素濃度

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コードMAAPを使用する。

なお、MAAPコードについては、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器内温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結

果を参照する。

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を使用する。なお、第1.15-79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歴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1.15-84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) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径

は、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断が発生するものとする。

(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により、水素濃度の観点で厳しくなる。

(IV) 水素の発生

全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮する。

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。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。更に、MAAPコードによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。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。



## (V) 水素の燃焼

第1.15-80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、全炉心内のジルコニウム量の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連する機器条件

### (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)とする。また、装置については5基の設置を考慮する。

### (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。

### (III) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台作動し、最大流量(設計値)より多めの値(標準値)で原子炉格納容器内に注水するものとする。

## III 重大事故等対策に関連する操作条件

静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介する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。

(c) 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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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高いため、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へ注水されない「\*\*D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に低圧再循環機能、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
- ・ 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

上記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高くなる大破断LOCAを起因とし、更に炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる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、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。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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畳を考慮する。

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、熔融炉心・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次冷却系、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熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融
- ・ 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コードMAAPを使用する。

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1.15-85表に示す。

## I 重大事故等対策に関連する機器条件

### (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 $0.8\text{MW/m}^2$ 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。

## (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

想定事故1では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、沸騰・蒸発により水位は低下するが、燃料有効長を冠水させ、未臨界を維持するために、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。

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1.15-86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、水位低警報レベル (NWL-0.08m)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と外部電源がある場合では、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の使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

#### 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、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から6時間20分後に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

想定事故2では、冷却系配管破断により使用済燃料ピット水位が、使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後の使用済燃料ピット水温上昇、沸騰・蒸発により水位は低下するが、燃料有効長を冠水させ、未臨界を維持するために、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。

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1.15-87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に特有の評価条件はない。

## II 事故条件

### (I) 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出口配管下端(NWL-約1.3m)まで低下するものとする。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮している。

### (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と外部電源がある場合では、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の使用済燃料ピットへの注水流量

崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

#### 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、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

#### 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40,000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、全量が燃料取扱建屋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 燃料取扱建屋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 ( $\chi/Q$ ) 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。なお、よう素の放出量は極めて少ないため無視する。

##### (ロ) 評価条件

設計上の考慮等により、ガス減衰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減衰タンク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 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。
- V 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れ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、それぞ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 $S_1$ 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 $S_2$ 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。

蒸気発生器については、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して安全機能が保持できる設計とし、更に弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力に対して耐える設計とする。

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「水平地震」又は「鉛直

地震」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

外部人為ハザード(故意によるものを除く。)については、飛来物(航空機落下)、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害を考慮する。

「1.3.1.7 一般的設計要件及び技術的許容基準の適用」を参照。

## 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

川内2号機第1回届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「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

川内2号機第1回届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「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

川内2号機第1回届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「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

川内2号機第1回届出書「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「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1.15-81図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約9.5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4.6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10秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約343kJ/kg・UO<sub>2</sub>及び約81 kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。

また、原子炉圧力の最大値は約17.3MPaである。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約158 kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

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、燃料エンタルピーは燃料の許容設計限界である $712\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE評価指針」に示す $170\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値はペレット燃焼度 $65,000\text{MWd/t}$ 以上 $75,000\text{MWd/t}$ 程度までのPCMI破損しきい値のめやすである $167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE報告書」に示す $40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を下回っており、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 $8.6\times 10^{-4}(\Delta\text{K}/\text{K})/\text{s}$ 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1.15-82図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生の約1.3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1.8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127%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、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1.97となる。また、燃料中心温度の変化を第1.15-83図に示すが、その最高値は約 $2,150^\circ\text{C}$ 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 $2.8\times 10^{-5}(\Delta\text{K}/\text{K})/\text{s}$ 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1.15-84図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約41秒後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に達し、約47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抜きの場合より大きい。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310°Cにとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.75である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える $3.2 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$ とした場合の変化を第1.15-85図に示すが、その最高値は約2,330°Cである。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第1.15-86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1.75である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第1.15-87図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,330°C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

#### 1 解析結果

定格運転中、最大反応度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1.15-88図及び第1.15-89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変化の発生直後急減し、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1.86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、過渡変化発生の約82秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約84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1.97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クラスタの落下が起こり、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、制御棒クラスタ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、希釈が始まってから「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52分を要し、臨界に至るまでに更に約12分を要する。したがって、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23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 $\Delta T$ 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)ロ 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」と同様で、反応度添加率(約 $1.4 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / s$ )はこの解析で使用した範囲に含まれている。したがって、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は熔融点未満であり、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

プラント起動時にほ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、ほう素の希釈に伴い、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 $\Delta T$ 高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も熔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) 中性子束の過渡変化をケースごとに第1.15-90図～第1.15-93図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第1.15-88表にまとめる。原子炉圧力の変化を第1.15-94図及び第1.15-95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 0.6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) 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピーの最大値は、サイクル末期で生じ、約461kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。

また、原子炉圧力の最大値は、サイクル初期高温零出力のケースで生じ、約16.6MPaである。

(IV) 「(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」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

i 高温全出力のケース

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4%

サイクル末期 約2%

また、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,381℃、サイクル末期約2,154℃であり、溶融点未満である。



ii 高温零出力のケース

燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約461kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO<sub>2</sub>を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増分がPCMI破損しきい値のめやすを上回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	0%
サイクル末期	約 1%

(V) ピーク出力部燃料エンタルピーは、最大で約449kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。

また、PCMI破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約112kgである。この場合のPCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーは約91kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $7.3 \times 10^3$ kJに対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

(ロ) 結論

燃料エンタルピーの最大値は約461kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、判断基準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1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1.15-96図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡変化発生の約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4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は過渡変化発生の約3.2秒後に約2.21となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPa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1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1.15-97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1.2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2.6秒後に約2.01となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPa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し、最小DNBRは約2.01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

#### 1 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1.15-98図に示す。1次冷却材流量の低下により、事故発生の約0.1秒後に「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発電用原子炉は自動停止する。

最小DNBRは、事故発生の約2.2秒後に約1.49となる。また、原子炉圧力の最大値は約17.3MPa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1.49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1.15-99図に示す。熱流束の最大値は定格値の約81%であり、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い。したがって、最小DNBRの許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.8MPaである。

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

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) 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1.15-100図に示す。1次冷却材平均温度の低下による制御棒クラスタの引抜きのため、正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇するが、過渡変化発生約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60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2.02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1.15-101図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は低下するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。

タービン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、過渡変

化発生約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約31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、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

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

非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることはなく、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。

### (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低下するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは約2.31である。

「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ですが、最小DNBRは約2.08である。

「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1.15-102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1.15-103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2.05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2.06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110%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変化に対しても、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

#### 1 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炉心反応度評価の解析結果を第1.15-104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る。しかし、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」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216秒で達すること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することにより発電用原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。また、原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

この後、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、発電用原子炉は臨界とならないので、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

#### 1 解析結果

解析結果を第1.15-105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、過渡変化発生の約56秒後に「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57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2.25である。また、原子炉出力は約104%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DNBRを評価した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1.15-106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DNBRを評価した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1.15-107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12%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「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約2秒で到達し、ケースAでは約17秒、ケースBでは約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースAでは1台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約47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2.47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、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) いずれのケースも発電用原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」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操作を行うことにより、やがて1次冷却系の冷却が止まり、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) 原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が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2.47であり、最大熱流束は、定格出力の約12%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、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力も最高使用圧力の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12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小DNBRは約2.47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

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第1.15-108図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約28秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約30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、主給水喪失及び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次冷却材平均温度は上昇するが、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次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向かう。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第1.15-109図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約50秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約52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。加圧器保有水量の最大値は約32m<sup>3</sup>(加圧器容積の約78%)であり、加圧器は満水になることはない。

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はない、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

1 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1.15-110図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生約11秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約13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2.15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1.15-111図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、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17.7MPa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18.2MPa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が問題となることはない。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1.15-112図に、最小DNBRの変化を第1.15-113図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約16秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約18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、「蒸気発生器水位異常低」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及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.93である。また、原子炉圧力の最大値は約17.7MPaであり、事故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18.2MPa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1.93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DNBRは約2.01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 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-89表に示す。

第1.15-89表に示すように、流出係数0.4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0.4の場合の主な解析結果は第1.15-90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1.15-114図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンコマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第1.15-115図に、原子炉格納容器圧力の変化を第1.15-116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1.15-117図に示す。

i 炉心圧力及び炉心流量の変化

第1.15-114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29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1次冷却材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12秒後から再び下向きに流れる。

破断発生約16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約47秒後まで継続される。

ブ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」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約1秒で到達することにより作動する。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ため、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タンクのほう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30秒としているため、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生約31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

ブ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31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40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、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通過し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

低温側配管の両端破断が生じ、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く。

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いったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、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31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40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ので、燃料被覆  
管温度は破断発生の約100秒後にはピークに達する。約410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、  
やがて格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱  
除去冷却器及び充てん／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1.15-90表に示すように約1,027℃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3.6%に抑えられる。燃料被覆管の温度  
が約1,027℃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 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

### (1) 解析結果

解析した結果を第1.15-91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1.15-118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1.15-119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5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7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7秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約32秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約46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713℃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0.1%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1.15-120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5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7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13秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約38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482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－水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／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

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第1.15-89表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,027℃であり、制限値1,200℃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－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約3.6%及び0.3%以下であり十分小さい。更に、第1.15-117図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は低い温度に落ち着く。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆

管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量ともに蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。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1.15-91表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約713℃で、制限値1,200℃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-水反応量及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べて若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約740℃(低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断)であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量も問題となることはない。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1.15-121図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び1次冷却系圧力が低下し、「過大温度ΔT高」



信号により、事故発生約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、事故発生約7分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」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) 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につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約25分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約30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40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。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより1次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約44分の非常用炉心冷却設備の停止及び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、減圧操作の継続により、事故発生後約50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。(以下この状態を「隔離」という。)

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、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の解析結果を第1.15-122図に示す。最小DNBRは約1.89であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

(V) 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第1.15-121図に示すように約73tである。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約23t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1.15-123図及び第1.15-124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)	約 $1.2 \times 10^{11}$ Bq
	希ガス(γ線エネルギー0.5MeV換算)	約 $4.7 \times 10^{14}$ Bq
実 効 線 量		約 0.36 mSv

(ハ) 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、事故を終止させることができる。また、最小DNBRは約1.89であり新たに燃料棒の破損は生じない。

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靱性は、照射前の材料の破壊靱性の靱性を上回っており、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

1 解析結果

解析した結果を第1.15-125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16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0.192MPaが現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約20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いく。

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、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約6秒で達することにより、約105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も行われる。

事故後約217秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納

容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.211MPa、温度約119℃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、圧力は低下していく。

(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0.211MPaであり、最高使用圧力0.245MPaを下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

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1.15-126図に示すようになり、事故発生後30日時点では約1.9%となる。

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。

(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1.15-127図及び第1.15-128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)	約 $2.5 \times 10^{11}$ Bq
	希ガス( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $5.3 \times 10^{13}$ Bq
実効線量*		約 0.11 mSv

\*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.038mSv)を含む。

(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。

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1.15-129図及び第1.15-130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)	約 $3.5 \times 10^{10}$ Bq
	希ガス( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 $6.9 \times 10^{12}$ Bq
実効線量*		約 0.014 mSv

\*実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量(約0.0050mSv)を含む。

(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1.15-7図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-131図から第1.15-140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1.15-141図及び第1.15-142図に示す。

#### 1 事象進展

事象発生後、主給水の喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位異常低」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低下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、「蒸気発生器水位異常低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、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24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。

蒸気発生器ドライアウトから5分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開放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ため、1次系圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。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で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流量が減少し、1次系保有水量が減少することで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し、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流量は増加し、事象発生約1.1時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次系保有水量は増加に転じ、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1.15-139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380℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-131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約16.7MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-131図及び第1.15-140図に示すとおり、事象発生後100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、約11.5時間で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で約19.8時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約24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、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保等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、蒸気発生器ドライアウト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とは、「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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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が、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、1次系温度に対して2℃低く、1次系圧力に対して0.2MPa低く評価する可能性がある。この場合、実際の蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、蒸気発生器水位の低下が早くなる。よって、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操作の開始が早くなる。なお、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出しづらく、フィードアンドブリード運転による1次系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード運転開始後の1次系圧力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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータ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、1次系温度に対して2℃低く、1次系圧力に対して0.2MPa低く評価する可能性がある。この場合には、実際の1次系温度及び圧力は高めとなることから、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の放出量は多く、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1次系保有水量の低下が促進され、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、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、充てん／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はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、M-RELAP5コードでは、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリード運転による減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目となるパラメータ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

1 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-66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、評価項目となるパラメータ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られとされる炉心崩壊熱及び標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん／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、充てん／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た場合、解析条件で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緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始が遅くなる。

## (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た場合、解析条件で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の放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、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の放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

充てん／高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、結果を第1.15-143図から第1.15-147図に示す。充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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

フィードアンドブリード開始操作は、全補助給水ポンプの起動失敗を踏まえて蒸気発生器水位を継続的に監視することで、全蒸気発生器がドライアウトとなれば速やかに操作を開始することができ、第1.15-8図に示すとおり、中央制御室でフィードアンドブリード操作を実施する運転員は、その前に他の操作がないことから、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開始操作が早くなる場合として、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる場合等が挙げられる。この場合、1次系温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、炉心崩壊熱は大きく、蒸散量の増加による1次系温度及び圧力の上昇、1次系保有水量の低下が考えられる。このため、解析条件よりも3分早く、蒸気発生器広域水位0%到達から2分後に操作開始した場合について、結果を第1.15-148図から第1.15-153図に示す。充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が大きく作用することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。

上記とは逆に、フィードアンドブリード開始操作が遅くなる場合として、炉心崩壊熱等の不確かさにより事象進展が遅れる場合が挙げられる。この場合、1次系温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が緩やかとなることで、蒸気発生器ドライアウトが遅く

なる。操作開始が遅くなる場合は、「III 操作時間余裕の把握」において、解析条件から更に5分の操作時間余裕を確保できていることから、炉心崩壊熱等の不確かさによる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。

蒸気発生器ドライアウトの判定が遅れることによりフィードアンドブリードの開始操作が遅れる場合又は蒸気発生器ドライアウト判定後の運転員によるフィードアンドブリード開始操作の遅延を想定し、解析条件から5分の遅延を考慮して、蒸気発生器広域水位0%到達から10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、その結果を第1.15-154図から第1.15-159図に示す。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で沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移することから、操作時間余裕として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により、1次系の減温、減圧、1次系保有水量の確保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、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4 (3) a. (a) ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり44名である。「1.15.5.1 (5) b. (a) ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とするフィードアンドブリードでの充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、高圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプ



を水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

## II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓ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蔵容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

また、仮に上記に加え事象発生約9.0時間後から7日間まで可搬型ディーゼル注入ポンプにより全出力で蒸気発生器への代替注水を行った場合を想定すると、約31.8kℓ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485.2kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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、短期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

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行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、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

項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、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、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した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1.15-11図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、炉心水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-160図から第1.15-170図に、2次系圧力及び蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-171図から第1.15-176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1.15-177図及び第1.15-178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RCPの母線電圧が低下することで、「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。

事象発生約1分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生約30分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することで、事象発生約38分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生約52分後に1次系圧力が約1.7MPaに到達し、その状態を維持し、事象発生約70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発生約80分後に2次系強制冷却を再開する。事象発生約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炉心注水を開始することで1次系の保有水量は回復する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-170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380℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-160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約16.2MPa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1.15-177図及び第1.15-178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(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環運転を行うことで、第1.15-179図及び第1.15-180図に示すとおり、事象発生の約75時間後に原子炉格納容器内温度110℃に到達後、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を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示している。

事象発生の約4時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。その後も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、充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転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統の復旧により原子炉補機冷却水系統の使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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1.15-12図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量、炉心水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-181図から第1.15-189図に、2次系圧力及び蒸気発生器水位等の2次系パラメータの変化を第1.15-190図から第1.15-195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RCPの母線電圧が低下することで、「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。

事象発生約1分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生約30分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、1次系を減温、減圧することで、事象発生約63分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生約28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減温、減圧を再開する。

事象発生約31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で、RCPシール部からの漏えいは停止し、事象発生約34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1.15-189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380℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-181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約16.2MPa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、「全交流動力電源喪失(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、原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127°C)を下回る。

第1.15-181図及び第1.15-182図に示すように、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34時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。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行うことにより、安定停止状態を維持できる。

なお、原子炉補機冷却海水系統の復旧により原子炉補機冷却水系統の使用に期待できる場合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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次系強制冷却操作により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、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とは、「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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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低く評価す可能性があるが、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次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、初期の漏えい流量が実機的设计漏えい流量となるように入力で調整するため、運転員等操作時間に与える影響はない。一方、二相臨界流の不確かさは-10%～+50%であり、過小評価する場合もある。しかし、試験解析結果からは二相臨界流をほとんどの領域で過大評価していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系温度及び圧力の低下が抑制される。よって、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次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、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次冷却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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、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操作の開始が早くなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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で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。

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は約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度は約20℃高めに評価する可能性があるが、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ため、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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、初期の漏えい流量が実機の設計漏えい流量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。一方、二相臨界流の不確かさは-10%～+50%であり、過小評価する場合もある。しかし、試験解析結果からは二相臨界流をほとんどの領域で過大評価していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系温度及び圧力の低下が抑制される。よって、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなることから、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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、最も過大

評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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は約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度は約20℃高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、評価項目となるパラメータ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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-67表及び第1.15-68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、評価項目となるパラメータ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RCPシール部からの漏えい率、標準値

として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び原子炉格納容器自由体積並びに評価項目となるパラメータ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。

#### (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た場合、解析条件で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低下が早くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や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。

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮した場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や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等操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなり、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や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等操作の開始が早くなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されるが、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ため、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

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

RCPシール部からの漏えい率の変動を考慮した場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系温度及び圧力の低下が早くなり、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されるため、評価項目となるパラメータ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、解析条件で設定している初期保有水量より多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、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高保有水量とした場合に、最低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、1次系圧力0.7MPa到達による安定状態維持時点の保有水量に対して、蓄圧注入期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影

響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、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できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な除熱は可能であり、このことは第1.15-179図及び第1.15-180図でも確認できる。更に格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値とした場合、「1.15.7.3(1)a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の感度解析結果が示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-13図及び第1.15-14図に示すとおり、現地における2次系強制冷却操作と、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止操作及び常設電動注入ポンプの起動操作はそれぞれ別の運転員による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより、現地の操作

開始時間も確保できるため、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

事象発生後の30分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする2次系強制冷却による1次系温度維持操作は、運転員の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蓄圧タンク出口弁の閉止操作については、1次系圧力約1.7MPaにて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び1次系圧力は主蒸気逃がし弁により調整す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。

蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、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、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCPからの漏えい率の不確かさにより、1次系からの漏えい率が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「(ハ)

操作時間余裕の把握」において、事象発生後の30分後の2次系強制冷却開始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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作の影響については、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開操作と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次系保有水量の低下が抑制されることで評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「(ハ) 操作時間余裕の把握」において、炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、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。

2次系強制冷却操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却操作の開始を30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-196図から第1.15-199図に示すとおり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

蓄圧タンク出口弁の閉止操作の操作時間余裕としては、第1.15-200図に示すとおり、1次系圧力が約1.7MPaから、蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力1.2MPaに達するまでの時間を1次系圧力が約



1.7MPa到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として14分程度は確保できる。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-201図に示すとおり、1次系の圧力が2次系強制冷却再開操作時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として0.7時間程度は確保できる。

## (二) 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、運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整により1次系の温度維持及び減温、減圧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「全交流動力電源喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3) b. (a) ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5) b. (a) ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故

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「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.5.5.1(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。

なお、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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」及び、RCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、資源の評価上厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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」の評価結果を以下に示す。

#### I 水源

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)までの約58.1時間の注水継続が可能である。約51時間以降は格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環運転を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

復水タンク(約640m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約10.9時間の注水継続が可能である。なお、7時間10分以降は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約90m<sup>3</sup>/h)等によ

る補給を行う。

## II 燃料

大容量空冷式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230.2kℓの重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生21時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.4kℓの重油が必要となる。

復水タンクへの補給については事象発生7時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。また、使用済燃料ピットへの注水についても、事象発生7時間10分後から7日間の運転を想定しているが、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約272.0kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

## III 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1,880kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、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「全交流動力電源喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水、長期対策として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、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、代替炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した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「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

(c) 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

(イ) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける有効性評価の結果については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

ロ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける不確かさの影響評価については、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

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「原子炉補機冷却機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、重要事故シーケンスにおいては、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様であり、52名である。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいては、「1.15.2.4(3)c.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり42名

である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「原子炉補機冷却機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量の減少が継続し、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「原子炉補機冷却機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水、長期対策として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、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを用いた高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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」について有効性評価を行った。

上記は、「1.15.7.3(1)a.(b) 全交流動力電源喪失」と同様であり、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、評価項目を満足してい

る。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、「1.15.7.3(1)a.(b)全交流動力電源喪失」と同様であり、供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した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「原子炉補機冷却機能喪失」に対して有効である。

#### (d) 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

##### (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1.15-19図に、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-202図から第1.15-207図に、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-208図から第1.15-212図に示す。

#### I 事象進展

事象発生後、破断口から1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより炉心は冠水状態に維持される。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約7.0時間後に格納

容器再循環サンプ側へ水源切替えを行う。その時に高圧再循環運転により原子炉容器内水位は維持されるが、格納容器スプレイ注入機能が喪失しているため、炉心崩壊熱を除去できず、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。

事象発生の約8.8時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達するが、その30分後から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を開始することで、原子炉格納容器圧力及び温度は低下する。

## II 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第1.15-211図及び第1.15-212図に示すとおり、それぞれ最高値が約0.350 MPa及び約134℃であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-207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340℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-202図に示すとおり、初期値(約15.6MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

第1.15-211図及び第1.15-212図に示すように、事象発生後72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉格納容器は安定して減圧されている。原子炉は事象発生の約7.5時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。更に、高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流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、原子炉格納容器スプレイ設備の復旧により使用に期待できる場



合には、原子炉格納容器スプレイ設備により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで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、運転員等操作である格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制す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、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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とは、「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

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については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃程度を高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、原

原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作の開始が遅くなる。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

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については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに評価する可能性がある。よって、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低めとなることから、評価項目となるパラメータ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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-69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、評価項目となるパラメータ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られとされる炉心崩壊熱及び破断口径並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが

小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作の開始が遅くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与える。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作の開始時間が変動する。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作の開始が遅くなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早くなる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかし、原子炉格納容器の最高

使用圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却操作に影響はないため、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

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の流出流量が変動することで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与えることから、破断口径を小さくした2インチの場合と、破断口径を大きくした6インチの場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-213図及び第1.15-214図に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。

### i 6インチ

事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、1次系圧力が低下することから高压注入流量が増加し、また、低压注入も作動することから炉心冷却が進む。その結果、4インチの場合よりも原子炉格納容器圧力及び温度が低く推移する。

長期応答については、破断口径が比較的大きいことから再循環運転への切替えが早くなり、再循環流量も多いことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進され、原子炉格納容器圧力及び温度の最

高値は4インチの場合を下回る。

ii 4インチ

事象初期の破断流量は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇も中間的な応答を示すが、破断流量の減少及びヒートシンクによる吸熱により圧力及び温度の上昇が抑制される。その後、再循環切替えにより比較的高温の格納容器再循環サンプル水が炉心注水されることにより原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇するが、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原子炉格納容器圧力及び温度は低下に転じる。

iii 2インチ

事象発生直後の短期応答については、破断口径が比較的小さいことから事象初期の破断流量が少なく、また、蒸気発生器2次側による除熱が相対的に長く継続する。ヒートシンクによる吸熱も緩やかに継続することから、原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。

長期応答については、破断口径が比較的小さいことから再循環運転への切替えが遅くなり、再循環流量も少ないことから格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されず、原子炉格納容器圧力及び温度は高めに推移する。一方、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、結果として原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は4インチの場合を下回る。

#### iv 4インチから2インチの間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なく原子炉格納容器圧力及び温度は緩やかに上昇する。その後、長期的には再循環流量が比較的少なく格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されにくくなるが、蒸気発生器2次側による除熱が寄与することから、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は緩和される傾向となる。

#### v 4インチから6インチの間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなり原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が厳しくなる。その後、長期的には再循環流量が比較的多く格納容器再循環サンプル水の冷却が促進されることから、原子炉格納容器圧力及び温度が緩和される傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系の減温、減圧効果が大きくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替時間がわずかに早く

なる。このため、比較的高温の冷却水が原子炉格納容器内にわずかに早く注水されるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。この除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-215図及び第1.15-216図に示すとおり、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に開始する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操作により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-20図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却操作は、中央制御室及び現地で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による

操作を想定していることから、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

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操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合には、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、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でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (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。

格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕としては、第1.15-217図に示すとおり、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として4時間程度は確保できる。



## (二) 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、運転員による格納容器内自然対流冷却を行うことにより、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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は「1.15.2.4(3)d.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり22名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に高圧・低圧再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環ポンプを水源とするため、燃料取替用水タンク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

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓ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蔵容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、原子炉格納容器が過圧破損に至り、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰により炉心注水が継続できなくなることにより、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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却、長期対策として高圧・低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、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を実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じない。

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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器内自然対流冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した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「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して有効である。

## (c) 原子炉停止機能喪失

### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

#### (イ) 有効性評価の結果

##### I 主給水流量喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-22図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-218図から第1.15-224図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-225図から第1.15-229図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、主給水の喪失により、1次冷却材温度及び1次系圧力が緩やかに上昇する。この時、原子炉は自動停止せずに原子炉出力が維持されるが、その後、主給水の喪失による蒸気発生器水位

の低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知し、主蒸気ラインを隔離する。

これにより1次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の圧力上昇は抑制される。

## (II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第1.15-220図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-224図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから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る。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧

力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-219図及び第1.15-220図に示すように、事象発生後600秒時点においても1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で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約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 負荷の喪失

本重要事故シーケンスの事象進展を第1.15-23図に、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-230図から第1.15-236図に、2次系除熱量及び蒸気発生器2次側保有水量等の2次系パラメータの変化を第1.15-237図から第1.15-241図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、負荷の喪失により、1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇する。この時、原子炉は自動停止しないが、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力は低下する。その後、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度の上昇は抑制され、原子炉出力が維持される。

また、全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障に伴う主給

水の喪失による蒸気発生器水位の低下を多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が検知する。

1次冷却材温度の上昇に伴い、1次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑制され、補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の圧力上昇は抑制される。

## (II) 評価項目等

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は第1.15-232図に示すとおり、約18.5MPaであり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

燃料被覆管温度は第1.15-236図に示すとおり、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃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。

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから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る。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-231図及び第1.15-232図に示すように、事象発生後600秒

時点においても1次系温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁及び補助給水系を用いた崩壊熱除去を継続し、化学体積制御系を用いた炉心へのほう酸水の注水により未臨界を確保した後、1次系の降温、降圧を行い、事象発生後、約10時間で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約18.3時間で低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により、自動的に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の起動を行い、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はない。

#### (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とは、「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

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

## II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を絶対値で $3.6 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/^{\circ}C$ 大きく評価する可能性がある。よって、実際の減速材反応度帰還効果は小さくなり、1次冷却材温度上昇時の負の反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。減速材反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(c)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価する可能性がある。よって、実際のドップラ反応度帰還効果は大きくなり、燃料温度低下時の正の反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。ドップラ

反応度帰還効果の不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。なお、炉心における中性子動特性及び燃料棒内温度変化の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさによる影響に含める。

炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、8%大きく評価する可能性がある。よって、実際の炉心ボイド率が低くなり、1次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることにより、評価項目となるパラメータに影響を与える。但し、1次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、炉心の沸騰・ボイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータ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、1次系圧力を0.2MPa及び1次冷却材温度を2℃低く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力が高くなり、評価項目となるパラメータに直接影響を与える。また、実際の1次冷却材温度が高くなり、1次冷却材保有熱が大きくなることで、1次冷却材膨張量が大きく評価される。これらの解析コードの不確かさが原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響については、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により

吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した場合の影響を「1.15.7.3(1)a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて確認する。

(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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-70表及び第1.15-71表に示すとおりである。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熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度、減速材温度係数及びドップラ特性並びに標準値として設定している炉心崩壊熱、蒸気発生器2次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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、運転員等操作時間に与える影響はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差を考慮した場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの定常誤差を考慮した感度解析を「1.15.7.3(1) a.(c)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

減速材温度係数の不確かさとして、サイクル寿命中の変化及び装荷炉心毎の変動を考慮した場合、解析条件で設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

ドップラ特性は、装荷炉心毎の変動を考慮した場合においても大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは小さいが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。よって、これらの不確かさを考慮した感度解析を「1.15.7.3(1) a.(e)ロ(ハ) 感度解析」にて実施する。

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるが、1次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩

壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次系圧力上昇に与える影響は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系除熱の効果が長くなり、1次系圧力の上昇が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## 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。

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II 有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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、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はない。

なお、プラントを安定状態に導いた後には、緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、未臨界状態を維持する。

### (ハ) 感度解析

解析コード及び解析条件の不確かさにより、1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響

を与えることから、本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

感度解析に当たって、炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びにドブプラ反応度帰還効果の不確かさを考慮する。その結果は、第1.15-92表及び第1.15-93表並びに第1.15-242図及び第1.15-243図に示すとおりであり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は「主給水流量喪失」時において約19.0MPa、「負荷の喪失」時において約19.2MPaとなる。「1.15.7.3(1)a.(e)イ(イ)有効性評価の結果」で示す各々の最高値約18.5MPaに比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回っている。

更に、「(イ)解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」のとおり、解析コードにおける1次冷却材温度及び圧力の不確かさによる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力への影響を考慮しても、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回り、評価項目となるパラメータを満足できる。

## (二) 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。

本重要事故シーケンスは、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)II有効性評価の条件」に示すとおり、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により炉心冷却を確保し、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、操作遅れによる影響はない。

(ホ) 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。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。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、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により自動作動する主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプの起動により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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「原子炉停止機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)e.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり14名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「原子炉停止機能喪失」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。

なお、重要事故シーケンス「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「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において、資源の評価結果は同じである。

## I 水源

復水タンク(約640m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次系冷却については、復水タンクが枯渇するまでの約10.9時間の対応が可能である。余熱除去システムによる冷却は、事象発生約12時間後から使用開始可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は常設設備により復水タンクへの補給操作が必要となる。以降は余熱除去系による冷却を継続するため、復水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約1.1時間は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約90m<sup>3</sup>/h)等による補給を行う。

## II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。また、外部電源喪失時の事象発生約10.9時間後からの復水タンク補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディ



ーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「原子炉停止機能喪失」では、原子炉トリップができなくなることで、1次系が高温、高圧状態になり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)、長期対策として緊急ほう酸注入及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「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「負荷の

喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次系圧力が過度に上昇することはない。

その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。

また、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。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。

その結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、タービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動作動させる多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)等の炉心損傷防止対策は、選定した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「原子炉停止機能喪失」に対して有効である。

(f) ECCS注水機能喪失

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1.15-27図に示す。

I 6インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-244図から第1.15-250図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-251図から第1.15-253図に示す。

(I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約11秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下するが、事象発生約4.5分後に1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。更に、1次系圧力が低下することで、事象発生約23分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-250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380℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-244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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-246図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.1時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## II 4インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-254図から第1.15-260図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-261図から第1.15-263図に示す。

## (I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約18秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を想定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生約8.5分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、事象発生約10分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約11分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約11分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約14分後に約731℃に到達した後、約17分後に再冠水することで、急速に低下する。更に、1次系圧力が低下することで、事象発生約31分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-260図に示すとおり、事象発生約14分後に約731℃に到達した後、再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-254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約

16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-256図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約3.6時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

### III 2インチ破断

1次系圧力、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-264図から第1.15-270図に、2次系圧力及び補助給水流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-271図から第1.15-273図に示す。

#### (I) 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約56秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生約11分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約12分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生約17分後に、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生約53分後に低圧注入が開始されるが、高圧注入系の機能喪失を想定していることから、1次系保有水量が低下することで、事象発生約54分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。

その後、燃料被覆管温度は約58分後に約496℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、低圧注入により1次系保有水量が回復に転じる。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-270図に示すとおり、事象発生約58分後に約496℃に到達した後、再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。

1次系圧力は第1.15-264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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、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、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却

材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、温度(127℃)を下回る。

第1.15-266図に示すように、事象発生後60分時点においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約7.0時間後に低圧再循環に切替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。更に、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を想定することから、運転員等操作である2次系強制冷却操作により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させること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、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却とする。

#### (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とは、「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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、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。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、実際の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が、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次冷却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では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。しかし、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチの解析を実施することで、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、解析コードの持つ不確かさが事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方で、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、

実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。しかし、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1,2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始に与える影響はない。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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。しかし、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却操作より前に発信することから、この信号を起点としている2次系強制冷却操作の開始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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく評価し、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、実際の燃料被覆管温度は低くなる。よって、評価項目となるパラメータ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とから、実際の炉心水位は高めとなり炉心露出に対する余裕が大きくなることで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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では漏えい流量は実験データに対してサブクール領域では大きく評価する傾向、小さく評価する傾向の両方がある。また、二相臨界流については試験データより多めに評価することから実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系の温度及び圧力の低下が抑制される。よって、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる影響があるが、1次系圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注入開始が遅れ、1次系保有水量の回復が遅れるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる影響もある。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、解析における破断口径は、6インチ、4インチ及び2インチ破断の解析を実施することで、破断流量の不確かさの影響を考慮している。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めめに評価

する可能性があることから、実際の1、2次系の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が早くなる。よって、1次系圧力は低めとなることから、漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-72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、評価項目となるパラメータ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られとされる炉心崩壊熱及び破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び余熱除去ポンプ注入特性に関する影響評価並びに評価項目となるパラメータ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。

## (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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系の圧力及び温度の低下が早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が早くなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系の圧力低下に影響を与える。このため、1次系圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始時間が変動する。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなる。このため、1次系圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始がわずかに早くなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなるため、1次系保有水量の回復が早くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対しての影響はないことから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率の変動することで、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。

#### i 6インチ破断

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次系の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。

#### ii 4インチ破断

事象初期の破断流量及び1次系の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次系の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。

#### iii 2インチ破断

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系の圧力低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、一時的に炉心は露

出するが、ループシールが解除されることで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。

#### iv 4インチから2インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次系の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。

#### v 4インチから6インチ破断の間の傾向

破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次系の圧力低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度は低下する傾向となる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次系圧力及び温度の低下がわずかに早くなり、1次系からの漏えい流量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

余熱除去ポンプ注入特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している注入特性より大きくなり、1次系の注水流量は多くなる。このため、1次系保有水量の回復が早くなり、評価項目となるパラメータ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、初期保有水量を多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-274図から第1.15-276図に示すとおり、4インチ破断の場合では炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約791℃となる。また、第1.15-277図から第1.15-279図に示すとおり、2インチ破断の場合では1次系保有水量の低下が遅くなることで炉心露出が遅くなるとともに、炉心露出期間が短くなっており、燃料被覆管最高温度は約392℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が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1.15-28図に示すとおり、2次系強制冷却操作は中央制御室で行う操作であり、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

炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように、操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。このように、操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータ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、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃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。

## (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。

2次系強制冷却操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却操作の開始を5分

遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、4インチ破断の解析結果は第1.15-280図から第1.15-285図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約808℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第1.15-286図から第1.15-291図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心露出が早くなり、燃料被覆管最高温度は約580℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。

## (二) 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2次系強制冷却等を行うことにより、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「ECCS注水機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)f.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり26名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「ECCS注水機能喪失」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、低圧再循環運転へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

#### II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの

重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「ECCS注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心への注水ができなくなることで、1次冷却材の保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、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「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、破断サイズにより蓄圧注入又は低圧注入を促進させることで、破断口径が大きい6インチ破断については炉心が露出することはない。また、破断口径が比較的小さい2インチ破断及び4インチ破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した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「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

(g) ECCS 再循環機能喪失

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1.15-30図に、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-292図から第1.15-299図に、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-300図から第1.15-303図に示す。

I 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動する。炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水タンク水位が低下し、事象発生の約19分後に格納容器再循環サンプ側への水源切替えを行うが、ECCS再循環への切替えに失敗することで炉心水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

II 評価項目等

燃料被覆管温度は破断直後の炉心露出によって一時的に上昇するが、第1.15-299図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水に

よって低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,027℃であり、燃料被覆管の酸化量は約3.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次系圧力は第1.15-292図に示すとおり、初期値(約15.6MPa)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約16.2MPa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1.15-302図及び第1.15-303図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)、最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-301図に示すように、格納容器再循環サンプル水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4.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

#### 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、運転員等操作である格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作により炉心を冷却す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、再循環切替失敗30分後を起点に操作を開始する格納容器スプレイポンプによる代替再循環とする。

#### (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とは、「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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

##### II 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

#### (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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-73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、評価項目となるパラメータ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と考えられる炉心崩壊熱及び破断口径並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク水量、充てん／高圧注入ポンプ注入特性、余熱除去ポンプ注入特性及び格納容器スプレイポンプ流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (1) 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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度、圧力の低下が早くなり、炉心注水流量が多くなることで、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、事象発生後の1次系圧力は原子炉格納容器圧力に支配され、崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、炉心注水流量が減少する。このため、再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で

設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が早くなるが、その差は小さいため、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替水位を起点としている格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始が遅くなる。

## (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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、大破断LOCAであることから、2次系からの冷却効果はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合、解析条件で設定している自由体積より大きくなるため、格納容器スプレイの作動が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している水量より少なくなるため、再循環切替水位に到達する時間が早くなるが、再循環切替水位到達時点の崩壊熱の違いによる1次冷却材の蒸散量への影響は小さく、炉心水位の低下に与える影響は小さいため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次系への注水流量より少なくなるため、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなり、再循環切替水位に到達する時間が遅くなる。このため、再循環切替時点での崩壊熱が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## 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1.15-31図に示すとおり、格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作は、中央制御室及び現地で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、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

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作について、破断口径等の不確かさによって事象進展が緩やかになる場合等、操作開始が遅くなる場合には、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータ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、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては、「(ハ) 感度解析」にて評価している。

### (ハ) 感度解析

MAAPコードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分

離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスにおいてM-RELAP5コードによる感度解析を行った。

その結果、第1.15-304図に示すとおり、MAAPコードはM-RELAP5コードより約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また、M-RELAP5コードによりECCS再循環切替失敗から15分後に実施した場合の結果を第1.15-305図に示すとおり、ECCS再循環切替失敗後において、炉心は露出せず、燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。よって、本重要事故シーケンスにおいては、炉心露出の予測に対する不確かさとして、15分を考慮するものとする。なお、同評価では、MAAPコードによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであることから、M-RELAP5コードの炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

MAAPコードにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから、実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (二) 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操作時間余裕を確認する。

格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、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1.15-306図及び第1.15-307図に示すとおり、燃料被覆管温度は1,200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として、ECCS再循環切替失敗から20分程度は確保できる。

## (ホ) 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。感度解析結果より、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮し、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。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、運転員による格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、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「ECCS再循環機能喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)g.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「ECCS再循環機能喪失」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後(約19分後)に低圧再循環運転に切替失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転切替成功を確認した後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替える(約49分後)。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環(炉心冷却)運転を継続する。

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後(約

19分後)にB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運転に切り替え、以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水タンク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

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。



### III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水タンクを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却材の保有水量が低下し、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「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に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、評価項目を満足している。また、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。感度解析結果より、MAAPコードの炉心水位の予測の不確かさとし

て15分を考慮し、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、格納容器スプレイポンプによる代替再循環等の炉心損傷防止対策は、選定した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「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

#### (h) 格納容器バイパス

##### イ 炉心損傷防止対策の有効性評価

###### (イ) 有効性評価の結果

###### 1 インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの事象進展を第1.15-34図に、1次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-308図から第1.15-319図に、補助給水流量及び蒸気流量の2次系パラメータの変化を第1.15-320図及び第1.15-321図に示す。

###### (I) 事象進展

事象発生後、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次系圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約15秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生約7分後に1次系圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することで1次系保有水量が回復する。

事象発生約25分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始するとともに、1次系からの漏えい量抑制のため、事象発生約62分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。

その後、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)を閉止することで漏えいは停止する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-319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380℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-308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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから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る。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格

納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-308図及び第1.15-309図に示すように、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ていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生約400時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## 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

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の事象進展を第1.15-35図に、1、2次系圧力、1次系温度、1次系保有水量及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-322図から第1.15-331図に、蒸気発生器水位及び蒸気流量等の2次系パラメータの変化を第1.15-332図から第1.15-334図に示す。

### (I) 事象進展

事象発生後、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が蒸気発生器2次側に流出することで1次系圧力が低下し、事象発生の約6分後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停

止する。

事象発生約6分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側ループの主蒸気安全弁開固着を想定しているため、1次系の圧力及び温度が低下することで、約7分後に「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水されることで1次系保有水量が上昇に転じる。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップ発生約10分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始した後、その約2分後に隔離操作を完了する。更に、破損側蒸気発生器の隔離操作を完了した時点から健全側主蒸気逃がし弁の開操作を開始し、1分後に完了する。

加圧器水位の回復と1次系からの漏えい量低減のため、事象発生約31分後に加圧器逃がし弁による1次系の減圧を実施し、事象発生約47分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水について、高圧モードから充てんモードへの切替えを実施する。その後、事象発生約2.2時間後に余熱除去系による冷却を開始することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器の2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。

## (II) 評価項目等

燃料被覆管温度は第1.15-331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340℃)以下にとどまり、1,200℃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1.15-322図に示すとおり、初期値(約15.7MPa)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約16.2MPaにとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa)を下回る。

また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから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る。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉冷却材喪失事故における1次冷却材配管の完全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0.211MPa、約119℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力(0.245MPa)及び最高使用温度(127℃)を下回る。

第1.15-322図及び第1.15-323図に示すように、事象発生後5時間時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生約10.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。更に、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生約28.1時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

## 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、運転員等操作である2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開閉操作による1次系の減温、減圧を行うとともに、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等を行うクールダウンアンドリサーキュレーションにより炉心を冷却し、漏えい量を抑制す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、原子炉トリップ又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却操作、1次系温度及び圧力(サブクール条件)等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作とする。

### (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とは、「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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があることから、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が、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次冷却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では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAに対して、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の減圧が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、実際の1次系温度は低くなる。よって、1次系の減温が早くなることで、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は多くなり、1次系の減温が早くなるため、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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。よって、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

## 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、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度小さく評価する可能性があるが、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、評価項目となるパラメータ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が、実際の炉心水位は高くなることから、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却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では、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステムLOCAに対して、枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際より多く予測す

ることになる。また、二相臨界流での漏えい流量は、実験データより多めに評価する。よって、インターフェイスシステムLOCAでは、実際の漏えい率は小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、2次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性がある。よって、実際の1次系の減温、減圧が早くなることで1次系温度及び圧力は低くなることから、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、インターフェイスシステムLOCAでは、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、最も過大評価となる場合で1次系圧力に対して0.5MPa高く評価する可能性がある。よって、実際の1次系圧力は低くなり、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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次系強制冷却操作による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa高めに評価する可能性があることから、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、減圧が早くなるとともに、漏えい量が少なくなることで1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータ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

1 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-74表及び第1.15-75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、評価項目となるパラメータ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と考えられる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステムLOCA時の破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量並びに評価項目となるパラメータ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。

(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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系の圧力、温度の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作、1次系温度及び圧力(サブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなることで、1次系の圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている2次系強制冷却操作の開始が遅くなる。一方、1次系の圧力低下が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、1次系温度及び圧力(サ

ブクール条件)を起点としている加圧器逃がし弁の開閉操作、非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の開始が早くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなるが、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

## (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た場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、また、インターフェイスシステムLOCA時の破断口径の変動を考慮した場合、破断箇所からの漏えい流量が低下するため、1次系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次側保有水量の違いによる2次系からの冷却効果はわずかに大きくなり、評価項目となるパラメータ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、解析条件で設定している初期保有水量より多くした方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、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、蓄圧タンクによる炉心注水より前に非常用炉心冷却設備により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。

## 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。

### (1) 要員の配置による他の操作に与える影響

第1.15-36図に示すとおり、インターフェイスシステムLOCAにおいて、運転員1名が実施する2次系強制冷却操作は、その前後に他の操作がない。また、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開閉操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、事象進展上重複する操作ではない。よって、要員の配置による他の操作に与える影響はない。なお、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)の操作位置は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、解析条件である破断口径の不確かさを考慮した場合においても、余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)の閉止操作の成立性に問題はない。

第1.15-37図に示すとおり、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故において、運転員1名が実施する健全側主蒸気逃がし弁開操作等の複数の操作、別の運転員1名が実施する加圧器逃がし弁開放操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作等の複数の操作は、中央制御室で行う操作であるとともに、事象進展上重複する操作ではないことから、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

2次系強制冷却操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、インターフェイスシステムLOCAでは、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ等により、1次系からの漏えい量が少なくなると、1次系圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点としている操作の開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系からの注水により1次系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器逃がし弁の開閉操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作については、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次系温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (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。

インターフェイスシステムLOCA時において、2次系強制冷却操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-335図に示す2次系強制冷却開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-335図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点での高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

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時において、破損側蒸気発生器の隔離操作及び2次系強制冷却操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-336図に示す2次系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として8時間程度は確保できる。加圧器逃がし弁開操作及び非常用炉心冷却設備から充てん系への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間として、第1.15-336図に示す主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点の高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として6時間程度は確保できる。

## (二) 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、運転員によるクールダウンアンドリサーキュレーションにより、1次系への注水、1次系の減温、減圧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「格納容器バイパス」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(3)h.(a)ハ 炉心損傷防止対策」に示すとおり20名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「格納容器バイパス」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。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び、「蒸



「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水源の評価結果は各々について以下に示す。

## I 水源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、復水タンク(約640m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約25分後から主蒸気逃がし弁による冷却を実施し、事象発生から約3.5時間で原子炉が安定する。以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は事象発生から約10.9時間まで可能である。また、燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約62分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、事象発生約3.5時間後の余熱除去系統からの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。

重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において、復水タンク(約640m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする蒸気発生器への注水による2次系冷却については、事象発生約2.2時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水については、事象発生約47分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。

その後、1次系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、破損蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。

## II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

## III 電源

ディーゼル発電機による電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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。

## 二 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、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「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として主蒸気逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを整備しており、更に、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリードを整備している。長期対策として主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱、及び余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるクールダウンアンドリサーキュレーション等を実施することにより、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、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、クールダウンアンドリサーキュレーション等の炉心損傷防止対策は、選定した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「格納容器バイパス」に対して有効である。

## 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

### (a) 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

##### (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1.15-54図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-337図から第1.15-345図に示す。

## I 事象進展

事象発生後、余熱除去系の機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生50分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水

流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

## II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-338図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3% $\Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-345図に示すとおり

り、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-343図及び第1.15-344図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、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時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、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。

#### 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充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(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とは、「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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。しかし、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-341図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 $0.6\text{m}$ の高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目と

なるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

1 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-76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、評価項目となるパラメータ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られとされる炉心崩壊熱及び標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 操作条件

操作条件の不確かさとして、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1.15-55図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は中央制御室で行う操作であり、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

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少

が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### (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。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-346図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23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、運転員による充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、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「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)」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)a.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり38名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「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)」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

#### II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6klの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「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)」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「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)」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「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)」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、充てん／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はなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「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)」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した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「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)」に対して有効である。

## (b) 全交流動力電源喪失

### イ 燃料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1.15-57図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-347図から第1.15-355図に示す。

#### I 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失による余熱除去系の機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1次系温度が上昇し、約1分で1次冷却材が沸騰し、蒸散することで1次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生50分後に常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1次系水位を確保することができる。

#### II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-348図に示すとおりであり、常設電動注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.3% $\Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-355図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-353図及び第1.15-354図に示すとおりであり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、移動

式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切り替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

なお、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時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、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、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

#### 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常設電動注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。また、常設電動注入ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。



## (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とは、「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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。しかし、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-351図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 $0.6\text{m}$ の高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目と

なるパラメータに与える影響は小さい。

(ロ) 解析条件の不確かさの影響評価

1 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-77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、評価項目となるパラメータ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られ得る炉心崩壊熱及び標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、1次系水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、燃料取替用水タンクの枯渇を起点に開始する操作ではないことから、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

炉心崩壊熱の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、その前の事象発生から24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、再循環切替値に到達後も低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 操作条件

操作条件の不確かさとして、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

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は、第1.15-58図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等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

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時間については、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の差異

等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### (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。

常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-356図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として23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、運転員による常設電動注入ポンプを用いた炉心注水により、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「全交流動力電源喪失」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)b.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「全交流動力電源喪失」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)までの約56.7時間の注水継続が可能である。約50時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

#### II 燃料

大容量空冷式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230.2kℓの重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約

30.7kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生7時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約272.3kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約840kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

## ニ 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、安全上重要な機器の交流電源が喪失することで、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事

事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として常設電動注入ポンプによる炉心注水、長期対策として低圧再循環及び移動式大容量ポンプ車を用いた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を整備している。

事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シナリオ「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設電動注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」において、常設電動注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、

選定した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「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

(c) 原子炉冷却材の流出

イ 燃料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1.15-60図に、1次系圧力、加圧器水位及び燃料被覆管温度等の1次系パラメータの変化を第1.15-357図から第1.15-366図に示す。

I 事象進展

事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生の約23分後に充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより1次系水位を確保することができる。

II 評価項目等

炉心上端ボイド率は第1.15-358図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。



炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.3\% \Delta K/K$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第1.15-366図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び1次系温度は第1.15-364図及び第1.15-365図に示すとおりであり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、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時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、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、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、蓄圧注入等の緩和機能に期待できることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮しても、すべての評価項目を満足できる。

#### 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充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保す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、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水とする。

#### (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とは、「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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確かさは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり、余熱除去機能喪失が遅くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

1次冷却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では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、炉心露出に対する事象進展が遅くなる。よって、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

## 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、大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは $\pm 0.05$ 程度であり、ボイド率の不確かさによる炉心水位の不確か

さは $\pm 10\%$  ( $\pm 0.4\text{m}$ )程度である。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。炉心水位を最大で $0.4\text{m}$ 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低めとなり評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第1.15-362図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 $1.1\text{m}$ の高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却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では、漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示していることから、実際の漏えい流量は小さめとなり、1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータ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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-78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、評価項目となるパラメータ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られ得る炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している燃料取替用水タンク水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

## (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た場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率より低下するため、1次系保有水量の減少が抑制され、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、流出流量が減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることで、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点としている操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、燃料取替用水タンクの枯渇を起点とする運転員等操作はなく、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

炉心崩壊熱の変動及び1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している1次冷却材の蒸散率及び流出流量より減少するため、1次系保有水量の減少が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少なく、再循環切替時間が早くなるが、再循環切替値に到達後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転により除熱を継続することが可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## 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1.15-61図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作は中央制御室で行う操作であり、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

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作については、炉心崩壊熱等の不確かさによって事象進展が遅くなる場合は、1次系保有水量の減少が抑制されることで操作開始が遅くなるが、炉心注水の起点となる1次系水位は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

また、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次系保有水量の減少が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

## (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。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作の操作時間余裕としては、第1.15-367図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで、操作時間余裕として27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、運転員による充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、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「原子炉冷却材の流出」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)c.(a)

ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。「1.15.5.1(5) b. (a)ニ重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「原子炉冷却材の流出」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

燃料取替用水タンク(約1,677m<sup>3</sup>:水位異常低警報値までの水量)を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後に格納容器スプレィポンプによる代替再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

#### II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

ディーゼル発電機による電源供給については、ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約486.6kℓ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容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷が設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、充てん／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はなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、放

射線の遮蔽を維持でき、また、燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心に注水されるため、未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足している。また、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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した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「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

#### (d) 反応度の誤投入

##### イ 燃料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1.15-63図に示す。

##### I 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生約52分後に「中性子源領域炉停止時中性

子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約62分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

## II 評価項目等

第1.15-368図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界に至るまでには更に約12分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。

なお、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,700ppmまで濃縮するのに要する時間は約5時間である。

### ロ 評価条件の不確かさの影響評価

評価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

る希釈停止操作により、反応度添加を停止す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、希釈停止操作とする。

(イ) 評価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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-79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、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータ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られ1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。

(I) 運転員等操作時間に与える影響

1次系純水注水流量の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低下しにくくなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合であっても、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低く、臨界到達までの時間が長くなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間は遅くなり、警報発信を操作開始の起点としている操作の開始が遅くなる。

## (II) 評価項目となるパラメータに与える影響

1次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度の変動を考慮した場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なく、ほう素濃度が低下しにくくなること及び評価条件で設定しているほう素濃度より低く、臨界点が遠くなることから、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。

## II 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価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1.15-64図に示すとおり、運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、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

希釈停止操作開始時間については、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、希釈停止操作開始のタイミングが早くなることから、臨界までの時間的余裕が大きくなり、炉心露出に対する余裕は大きくなる。また、1次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなる場合は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅く

なることで操作開始が遅くなるが、操作開始が遅くなった場合は、「(ロ) 操作時間余裕の把握」において、希釈停止操作が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、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ない。

#### (ロ) 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の操作時間余裕を確認する。

希釈停止操作の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約12分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分としているが、希釈停止操作は25秒で完了できることから、臨界に達するまで約1.5分の時間余裕があることを確認した。なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止操作を実施するとしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材系統の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止操作の余裕時間は十分ある。

#### (ハ) まとめ

評価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、評価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、運転員による希釈停止操作を行うことにより、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「反応度の誤投入」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(6)d.(a)ハ 燃料損傷防止対策」に示すとおり14名である。「1.15.5.1(5)b.(a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している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「反応度の誤投入」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

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

#### II 燃料

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生6時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6klの重油が必要となる。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約11.4kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約475.2kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、ディーゼル発電機の燃料消費量を合計して約486.6kℓ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蔵容量と燃料油貯蔵タンク容量の合計(約510.0kℓ)にて供給可能である。

### III 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備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「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水され



る。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器蓋が閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。その後は、1次冷却材を濃縮するほう酸注入により長期にわたる未臨界の維持が可能である。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽を維持でき、未臨界が確保されているため、評価項目を満足している。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

評価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、操作余裕時間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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンス「反応度の誤投入」において、希釈停止

操作等の燃料損傷防止対策は、選定した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「反応度の誤投入」に対して有効である。

(2) 格納容器のプロセス解析

「1.15.7.3(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

「1.15.7.4(2) 格納容器のプロセス解析」を参照。

1.15.7.4 炉心溶融を伴う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

「1.15.7.4(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 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-369図に、1次系圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を第1.15-370図から第1.15-372図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-373図から第1.15-377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RCPの母線電圧が低下することで「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、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ことから原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約19分後に炉心溶融に至る。

更に、格納容器スプレイ注入機能も喪失していることから炉心溶融開始から30分後の約49分後に運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることで、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器から溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。また、事象発生の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた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を開始することで、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器内温度は約48時間後に低下に転じる。

## (II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-373図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約47時間後に最高値約0.335MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-374図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

大破断LOCAが発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することで、事象発生から約1.5時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での1次系圧力は第1.15-370図に示すとおり、約0.17MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減される。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びへに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-377図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-375図及び第1.15-376図に示すとおり、事象発生の

約3.4時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第1.15-373図及び第1.15-374図に示すとおり、72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の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は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.6TBqであり、第1.15-378図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回ることを確認した。大気放出過程を第1.15-379図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事故後30日（約6.3TBq）及び100日（約6.3TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

#### (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。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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操作により、原子炉格納容器圧力を低減す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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた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操作とする。

#### 1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価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とは、「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。

##### (1) 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があるが、原子炉格納容器内温度及び圧力を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。



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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施した。第1.15-380図及び第1.15-381図に示すとおり、約19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これら

の要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃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。なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析ケースにおいても最終的な原子炉格納容器内の水素濃度はドライ条件で6vol%程度であり、絶対量自体は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの解析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考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの解析結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-80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、評価項目となるパラメータ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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再

循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

i 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり炉心溶融開始を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。更に、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シナリオは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかなことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展は変動し、炉心溶

融が早まる。その結果、解析上の想定では常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は炉心溶融開始から30分後としており、LOCAの発生を操作の起点として現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮してスプレイ開始が可能な時間である事象発生後約49分よりスプレイ開始は早くなる想定となる。しかし、「ii 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により、代替格納容器スプレイ開始が可能な時間である事象発生の約49分後とした場合に、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が遅くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力の上昇に対する事象進展が早くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなると考えられるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始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

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、

原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなるが、本評価事故シナリオは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかなこと、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、地震によるExcess LOCAの発生に伴う流量の増加により、事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間はLOCAの発生を操作の起点として、現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約49分後とした。その結果、第1.15-382図から第1.15-387図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同じであり、また、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損(開口面積:高温側配管両端破断相当)

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合は、最確条件の除熱特性を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-388図及び第1.15-389図に示すとおり、事象発生から24時間後の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開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-390図及び第1.15-391図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-40図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-40図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作については、第1.15-40図に示すとおり本操作後に事象進展に影響を及ぼす運転員等操作はあるが、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。

操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、崩壊熱の減少により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ため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III 操作時間余裕の把握」において、事象発生から60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により時間余裕を確認しており、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。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなる。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1) a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。



### III 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。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作の時間余裕として、有効性評価の結果においては、事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始するが、事象発生約60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-392図及び第1.15-393図に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約10分遅くなった場合でも原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いた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開始操作の時間余裕としては、解析上は、事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m<sup>3</sup>となるまで、操作時間余裕として2時間程度は確保できる。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作の時間余裕としては、解析上は、事象発生約60分後に操作を開始するとしているが、操作が遅れた場合、アニュラス負圧達成までの時間が遅くなるため放出放射エネルギーが増加する。操作開始が10分～20分程度遅れた場合、放出放射エネルギーは10%～30%程度の増加であり、100TBqに対して余裕は確保で

きるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

#### IV 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、運転員による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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

##### 1 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4) a. (a)イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5) b. (a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

## II 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約49分後から24時間までの合計約23.2時間の代替格納容器スプレイ運転(140m<sup>3</sup>/h)を想定して、約3,248m<sup>3</sup>の水量が必要となる。

これに対し、水源として燃料取替用水タンクは、約1,677m<sup>3</sup>の使用が可能であり、事象発生約12.3時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m<sup>3</sup>も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生10時間後より復水タンク補給用水中ポンプ(約90m<sup>3</sup>/h)等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約12.3時間後から24時間までの約11.7時間の運転で約1,053m<sup>3</sup>が補給できる。

これらを合計すると約3,370m<sup>3</sup>が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生23時間50分以降より、海水を取水源とした移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

## (II) 燃料

大容量空冷式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230.2kℓの重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生23時間50分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約29.9kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生10時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生10時間後から24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.3kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

なお、本事象は炉心溶融後の屋外作業環境の線量率を考慮し、要員が屋内退避するため、可搬型設備の準備及び使用開始を遅らせているが、屋外作業環境の線量率低下をモニタ指示にて確認出来た場合、可搬型設備の早期からの使用準備及び開始が可能となる。これらを考慮した場合でも、7日間の運転継続に必要な重油は、全交流動力電源喪失事象の「1.15.7.3(1)a.(b)ハ 必要な要員及び資源の評価」と同じく約272.0kℓとなるが、燃料油貯蔵タンク容量と

大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

### (III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約650kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

## (二) 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の評価事故シーケンス「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」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畳を考慮して有効

性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気  
の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重及び溶融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内

自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対して有効である。

## ロ 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 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第1.15-394図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を第1.15-395図及び第1.15-396図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を第1.15-397図から第1.15-400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RCPの母線電圧が低下することで「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、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系温度及び圧力が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

更に、炉心溶融開始から10分後の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始から30分後の約3.5時間後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温

度の上昇を抑制する。

その後、事象発生後の24時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた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を開始することで、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生後の約41時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは1次系圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいはRCPシールリークのみを想定していることから、1次系が高温となり、原子炉容器蓋フランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次系の減温・減圧が進み、事象進展が緩和される。

## (II) 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第1.15-397図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生後の約41時間後に最高値約0.345MPaとなり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)を下回る。

原子炉格納容器内温度は第1.15-398図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生後の約41時間後に最高値約138℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を下回る。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、



事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(1)c.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「1.15.7.4(2)a.(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びヘに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧(絶対圧)は第1.15-399図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度である。また、全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃を下回る。

また、第1.15-397図及び第1.15-398図に示すとおり、事象発生の

約10時間後に溶融炉心の原子炉下部キャビティへの流出が停止するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、72時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されており、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することで、安定状態を維持できる。

(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。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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操作により、原子炉格納容器内温度を低減す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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開操作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に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた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操作とする。

## I 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価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とは、「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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、原子炉格納容器の最高使用圧力を操作再開の起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が

早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器内温度については十数℃高めに評価する可能性があることから、実際の原子炉格納容器内温度及び圧力は低めとなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する

感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析より、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## II 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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-81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、評価項目となるパラメータ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たと考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

i 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。更に、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなる。その結果、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、炉心溶融開始時間を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解

析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が遅くなるが、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操作は、事象発生から24時間後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が早くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなるが、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操作は、事象発生から24時間後に開始することから、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

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら



代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性:100℃～約149℃、約5.0MW～約8.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-401図及び第1.15-402図に示すとおり、事象発生から24時間後の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開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃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

加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、炉心溶融開始時間が遅くなり、他の操作へ影響を与える可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、加圧器逃がし弁開放操作は中央制御室での操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作は、炉心崩壊熱の変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により炉心溶融開始時間が遅くなり、操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、本操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイ再開操作は、炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、崩壊熱を最確条件とした場合、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなる。更に、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクが増加することで、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が遅くなり、代替格納容器スプレイの再開操作が遅くなる可能性があるが、第1.15-43図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作で、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作のため、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、第1.15-43図に示すとおり、本操作後に事象進展に影響

響を及ぼす運転員等操作はないため、要員の配置による他の操作へ与える影響はない。

## ii 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁開放操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系強制減圧の開始が遅くなるが、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「III 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁を開放し、1次系強制減圧を実施した場合の感度解析により時間余裕を確認しており、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。

炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い開始時間が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、崩壊熱の減少により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ため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に再開する代替格納容器スプレイ再開操作は、炉心崩壊熱の不確かさ等により原子炉格納容器の最高使用圧力到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなっても、起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却操作については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなる。このため、評価項目となるパラメータの観点で厳しくなるが、「1.15.7.3(1) a.(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失」の解析においては、より炉心崩壊熱の高い約9.3時間後から格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### III 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。

加圧器逃がし弁の開放操作の実施時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-403図及び第1.15-404図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.490MPa)及び200℃に対して十分余裕がある。よって、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できる。

移動式大容量ポンプ車を用いた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開始操作の操作時間余裕としては、解析上は、事象発生から24時間後の格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替

格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して格納容器スプレイを実施するとして評価した結果、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m<sup>3</sup>となるまで、操作時間余裕として5時間程度は確保できる。

#### IV 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイによりスプレイ水が流入して炉心発熱有効長の中心高さまで冠水し、格納容器再循環ユニットによる除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した。その結果、露出した残存デブリが全溶解炉心の18%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。したがって、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能である。

#### V 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、運転員による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却操作により、

原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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

### I 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「1.15.2.4(4) a. (b)イ(ハ) 格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。「1.15.5.1(5) b. (a)ニ 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員52名で対処可能である。

### II 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約3.5時間後から約13時間までと事象発生約14時間後から

24時間までの合計約19.5時間の代替格納容器スプレイ運転(140m<sup>3</sup>/h)を想定して、約2,730m<sup>3</sup>の水量が必要となる。

これに対し、水源として燃料取替用水タンクは、約1,677m<sup>3</sup>の使用が可能であり、事象発生約15時間後の復水タンクとの連絡操作により復水タンクの約640m<sup>3</sup>も使用可能となる。また、復水タンクには、事象発生9時間20分後より復水タンク補給用水中ポンプ(約90m<sup>3</sup>/h)等による補給を開始することが可能となり、連絡操作後の事象発生約15時間後から24時間までの9時間で約810m<sup>3</sup>が補給できる。

これらを合計すると約3,127m<sup>3</sup>が供給可能となることから事象発生から24時間の対応は可能である。

事象発生22時間10分以降より、海水を取水源とした移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンク及び復水タンクへの補給は不要である。

## (II) 燃料

大容量空冷式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230.2kℓの重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生22時間10分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約30.2kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生9時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kℓの重油が必要となる。また、復水タンクへの補給については、事象発生9時間20分後か

ら24時間の運転を想定しており、必要な重油は復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

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7時間20分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約271.6kℓ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蔵タンク容量と大容量空冷式発電機用燃料タンク容量の合計(約314.0kℓ)にて供給可能である。

### (III) 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約770kW必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)にて供給可能である。

## (二) 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能やECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対する



格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉格納容器内の水素濃度及び水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足している。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉容器破損時の1次系圧力については、「1.15.7.4(2)a.(b) 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認する。

また、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重及び熔融炉心によるコンクリート侵食については、それぞれ「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(e) 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

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。

重大事故等対策時に必要な要員は、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、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効である。

## (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) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ 格納容器過温破損」の第1.15-394図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次系圧力等の1次系パラメータの変化を第1.15-405図及び第1.15-406図に示す。

#### I 事象進展

「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次系温度及び圧力が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次

冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。

更に、炉心溶融開始から10分後の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次系圧力は低く抑えられる。

なお、加圧器安全弁が作動している事象発生から約3.1時間までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開弁可能である。その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて1次系減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。

## II 評価項目等

1次系圧力は第1.15-405図に示すとおり、原子炉容器破損に至る約7.8時間時点での1次系圧力は約1.4MPaであり、原子炉容器破損までに1次系圧力は2.0MPa以下に低減できる。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のイ、ロ、ニ及びホに示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉

心及び原子炉格納容器の安定状態維持については、「1.15.7.4(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の結果」と同様である。

「1.15.3.2(2)b.(a) 運転中の原子炉における重大事故」のイに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「1.15.7.4(2)a.(a)イ 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「1.15.3.2(3)b.(b) 運転中の原子炉における重大事故」のハ及びヘに示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「1.15.7.4(2)a.(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「1.15.7.4(2)a.(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。

なお、1次系強制減圧には成功し、溶融物が2.0MPa以下近傍で放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融物が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。更に、原子炉下部キャビティに十分な量の水張りを行える時間があること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次系圧力は2.0MPa以下近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

## 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。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次系を強制減圧す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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開操作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に差異がある移動式大容量ポンプ車を用いた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操作とする。

### (イ) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価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とは、「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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心が

ヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始に与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、感度解析より、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用に対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。

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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する

感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時間を起点に操作を開始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内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードにおいて加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次系圧力に影響を与えるため、感度解析を実施した。その結果、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容

器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、感度解析より、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析より、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されている。更に、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析より、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次系圧力は2.0MPaを下回る結果となった。本評価事故シ



一ケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次系圧力は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次系の加圧現象と、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次系の減圧現象、及び溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次系圧力が2.0MPa近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ1次系圧力は低下していく。

また、圧力スパイク発生後の1次系の減圧挙動について、原子炉容器下部ヘッドへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPaを下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### (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連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第1.15-82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、評価項目となるパラメータ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蓄圧タンク保持圧力並びに標準値として設定している原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (1) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。更に、崩壊熱の減少により原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなること、また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、炉心溶融開始時間を起点とする加圧器逃がし弁開放操作及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器内への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する事象進展が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施すること、また、燃料取替用水タンクの枯渇を起点と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。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、早いタイミングで蓄圧注入が開始されるが、炉心溶融は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心溶融及び原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮した場合、解析条件で設定している除熱特性に対して除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に対する事象進展が遅くなるが、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操作は、事象発生から24時間後に開始することから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合においては、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力上昇に対する事象進展が早くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする操作の開始が早くなるが、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操作は、事象発生から24時間後に開始することから、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

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮した場合、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、解析条件で設定している自由体積及びヒートシンクより増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が多くなり、2次系からの冷却により炉心溶融開始時間が遅くなるため、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保有水量に対して水量が少ないが、水源を確保しながら代替格納容器スプレイを継続する対策を実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮した場合、解析条件で設定している保持圧力より圧力が高いため、1次系強制減圧後、早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力の違いが原子炉容器破損時点の1次系圧力に与える影響を確認する観点で蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa)とした場合の感度解析を実施した。その結果、第1.15-407図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミング