

i 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

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

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

(i) 希ガスの放出量

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

(ii) 有機よう素の放出量

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

(iii) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] \dots\dots\dots (3)$$

但し、

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

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

ここで、

R_i : 核種_i の大気中への放出放射エネルギー (Bq)

C_i : 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_i : 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_R : 2次冷却系への1次冷却材流出率 (=90t/50min)

V_C : 1次冷却系保有水量 (=190t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

ν : 追加放出率 (=1.35×10⁻²min⁻¹)

f₁ : 有機よう素の割合 (=0.0)

f₂ : 無機よう素の割合 (=1.0)

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

G : 大気中への蒸気放出率 (=30t/50min)

λ_i : 核種_iの放射性崩壊定数 (min⁻¹)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=50min)

また、追加放出率 ν 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 (=5m³/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))

λ_i : 核種iの放射性崩壊定数 (d⁻¹)

T : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

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

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

(II) 線量

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

よう素の吸入摂取による実効線量は(7)式で評価される。

$$E_1 = K_{Hc} \cdot M \cdot Q_c \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (7)$$

ここで、

- E_1 : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)
- K_{Hc} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

また、第1.15-61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 (m³/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0.31m³/hを秒当たりに換算して用いる。

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

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

外部 γ 線による実効線量は(8)式で評価される。

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

ここで、

E_{γ} : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数
(=1Sv/Gy)

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

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

II 評価条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4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エネルギーとして、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 7.0×10^{13} Bq、希ガス約 3.4×10^{14} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)
- ii iの損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.2×10^{15} Bq、希ガス約 3.3×10^{15} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

この追加放出量は、事故後の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(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を用いる。

(9) 加圧熱衝撃の解析

中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器の炉心領域部が、加圧下の原子炉容器内での急激な冷却に伴い発生する加圧熱衝撃が生じた場合でも原子炉容器が損傷するおそれがないことを、「原子力発電所用機器に対する破壊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 29.0m³(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) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉

心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカ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、サンプル水に対し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

λ_r^i : 核種iの放射性崩壊定数(s^{-1})

T_0 : 原子炉運転時間(s)

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1.15-62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1.15-63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

Q₀ : 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⁻¹)で、次式により表す。

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

L : 原子炉格納容器の漏えい率(h⁻¹)

λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数(h⁻¹)

λ_s : 原子炉格納容器スプレイ水による除去効率(h⁻¹)

無機よう素 : λ_s=49.9h⁻¹

有機よう素 : λ_s=0.0h⁻¹

希ガス : λ_s=0.0h⁻¹

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再循環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再循環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13,560m³/h)

V_a : アニュラス部容積 (=11,200m³)

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 : $g_2 = 0.78$

η : アニュラス空気再循環設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta = 0.95$

希ガス : $\eta = 0.0$

β_a : アニュラス部内での低減効果 (h⁻¹) で、次式により表す。

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

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_λ : 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)

η_e : 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率
(=0.95)

V_e : 再循環水体積 (=1,400 m^3)

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

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

(II) 原子炉格納容器内核分裂生成物の積算線源強度

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

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

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

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

ここで、

λ : 放射性崩壊定数 (s^{-1})

β : 親核種から娘核種への崩壊の割合

q : 炉心内蓄積量 (Bq)

t : 事故発生後の時間 (s)

f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E : γ 線のエネルギー (MeV/dis)

R : 崩壊してエネルギーEの γ 線を出す割合

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

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

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

(III) 線量

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γ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。

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

但し、

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

ここで、

Ds : 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 γ 線エネルギー強度 (MeV/m ²)
$S(E)$:	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 γ 線に対する空気 カーマへの換算係数(Gy/(MeV/m ²))
ρ	:	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 ³)
N	:	空気中の電子数密度(electrons/m ³)
$\frac{d\sigma}{d\Omega}$	(E, θ):	Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m ²)
θ	:	散乱角(radian)
$B(E, b_0)$:	線源エネルギーEの γ 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 γ 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
μ_i	:	線源エネルギーEにおける物質iの線減衰係数 (m ⁻¹)
μ'_{ℓ}	:	散乱エネルギーE'における物質 ℓ の線減衰係数 (m ⁻¹)
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、

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

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周コンクリート壁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)
- K₁ : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数 (=1Sv/Gy)
- K₂ (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/m²))
- Sv : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m³)
- r : 線源から計算点までの距離 (m)

- F(b) : γ 線の減衰率で次式で表す。

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

II 評価条件

- (I) 事故発生直前まで、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する漏えい率を下回らないような値とする。

(VIII) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気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、アニュラス空気再循環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、アニュラス空気再循環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) アニュラス空気再循環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再循環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)と同量のような素が無機イオンとして溶解したものとする。

(XV) 再循環水容量は、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放射エネルギーの気相への移行率は5%とし、安全補機室内での放射エネルギー沈着率は50%とする。

(XVII) 安全補機室空気浄化設備の放射エネルギーフィルタの効率率は、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、放射エネルギーに関しては、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周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 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周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。

iii 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

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

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

(XX) 環境への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(γ/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、アニュラス空気再循環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1.15-64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150m³/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1.15-65表及び第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、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 0.2cm （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） 4.04MPa

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

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、30m³/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℃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

I 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1.15-67表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、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220m³/h、0～約19.4MPa）、（低圧注入特性：0～約1,730m³/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280m³/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) 29.0m³/基

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1.15-68表及び第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) 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℃)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 -13×10^{-5} ($\Delta K/K$)/ $^{\circ}\text{C}$ 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 起回事象

(i) 主給水流量喪失

起回事象として、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280m³/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1.15-70表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(I) 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830m³/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280m³/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) 29.0m³/基

(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1.15-71表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、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350m³/h、0～約15.6MPa)、低圧注入特性(標準値:0～約1,820m³/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280m³/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) 29.0m³/基

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、200m³/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1.15-72表及び第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) 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220m³/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280m³/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) 29.0m³/基

(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℃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℃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220m³/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280m³/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.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(i) 破損側蒸気発生器の隔離操作として、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

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、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1.15-74表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(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、30m³/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1.15-75表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、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、30m³/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1.15-76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 20cm (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、 $31\text{m}^3/\text{h}$ 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 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1.15-77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215m³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2,700ppm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、1,800ppm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78.7m³/h)に余裕を持たせた値である81.8m³/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.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

i 希釈停止操作は「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。

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

(III) 原子炉格納容器における重要現象

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

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱

水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコード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1.15-78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160m³/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) 29.0m³/基

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140m³/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.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、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は、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熔融物が原子炉格納容器内に分散し、熔融物の表面積が大きくなることで熔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、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熔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1.15-79表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(I) 事故条件

i 起因事象

起因事象として、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 0.2cm (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) 4.04MPa

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

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140m³/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.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、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1,700m³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熔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1.15-80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、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
- ・ 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1.15-81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熔融炉心

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pray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1.15-82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、火炎の下方伝播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。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

イ 格納容器破損防止対策の有効性評価

(イ) 有効性評価の方法

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1.15-83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 0.8MW/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1.15-84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1.15-85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ー約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 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析

(1) 設計基準事故の解析

a. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(イ) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「1.15.5.3(8)a.(a)イ 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(ロ) 評価条件

設計上の考慮等により、ガス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

各防火対象物及びその有効区域内に、中央制御室へ警報する火災感知設備を設ける。

更に、中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は、原則として不燃性、難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火器を設置する。

また、すべての建屋の屋内及び屋外には次のような消火設備を装備し、たとえ火災が発生しても万全の態勢がとれる防火対策を講じる。

(a) 水消火設備

(b) 炭酸ガス消火設備

(c) 泡消火設備

(d) 可搬式消火器

(「1.7 原子炉計装」及び「1.9A.6 消火設備」参照)

(2) 外部ハザードの解析

a. 地震

発電所施設を安全上の重要度に従ってA、B、Cの3クラスに分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行っており、特に1次冷却設備、原子炉補助設備、原子炉格納施設などの設計、製作及び据付けには川内地点で起こると想定される地震に対しても十分その健全性と機能が維持できるよう考慮を払う。また、分類した各施設のうち、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的事故が起こらないよう考慮している。これらの機械的設計のほかに、ある程度以上の地震が起こった場合、「水平地震」又は「鉛直

地震」信号により発電用原子炉の自動停止を行う。

(「1.3.3.1 耐震設計」参照)

b. 台風

原子炉格納施設及びその他の建屋の設計には、日本最大級の台風に対する考慮を払っており、更に現在まで、敷地付近で台風による直接的な問題となるような災害の記録がないことからみて、発電所の安全性が台風により損なわれることは考えられない。

(「1.2.2 気象」及び「1.3 安全目標及びSSCに関する設計規則」参照)

c. 洪水など

発電所設置地点の敷地の地形と潮位から考えて、洪水、地すべり、津波などによって発電所の安全性が阻害されることは考えられない。

また、敷地付近において過去に問題となるような被害を被った記録もない。

(「1.2 敷地特性」参照)

(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)、ダムの崩壊、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1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1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1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1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き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第1.15-81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・UO₂及び約81 kJ/kg・UO₂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・UO₂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ではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である $8.6\times 10^{-4}(\Delta\text{K/K})/\text{s}$ 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 $2.8\times 10^{-5}(\Delta\text{K/K})/\text{s}$ 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 ΔT 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き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き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

ハ 制御棒の落下及び不整合

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

定格運転中、最大反応度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ため、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%であるため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約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ため、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 ΔT 高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「1.15.7.2(1)a.(a)ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率(約 1.4×10^{-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、燃料中心温度は溶融点未満であり、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 ΔT 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1.15-86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の最大値は、サイクル末期で生じ、約461kJ/kg・UO₂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

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約461kJ/kg・UO₂であり、

燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO₂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は、最大で約449kJ/kg・UO₂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 7.3×10^3 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

燃料エンタルピの最大値は約461kJ/kg・UO₂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。

(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

I 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第1.15-98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らない。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き抜きのため、正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇するが、過渡変化発生の約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はない。また、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き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果になる。

「1.15.5.3(4)a.(a)イ 蒸気負荷の異常な増加」のケースCの解析結果を第1.15-102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

I 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の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

I 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32m³(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く、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(b) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

イ 負荷の喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第1.15-110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。

(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1.15-87表に示す。

第1.15-87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1.15-88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1.15-88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－

(I) 解析結果

解析した結果を第1.15-89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°Cに達した後急速に低下する。ジルコニウム-水反応量も、最大となる部分で約0.1%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1.15-87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1.15-89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 1.2×10^{11} Bq
	希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 4.7×10^{14} Bq
実 効 線 量		約 0.42 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

I 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。

II 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。

II 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 2.5×10^{11} Bq
	希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 5.3×10^{13} Bq
実 効 線 量*		約 0.16 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0.090mSv)を含む。

II 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 3.5×10^{10} Bq
	希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 6.9×10^{12} Bq
実効線量*		約 0.022 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0.012mSv)を含む。

II 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。

I 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、事象発生の約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

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1.15-64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。

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。

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。

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1,677m³: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。

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。

事象発生の約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、事象発生の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、事象発生の約38分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生の約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、事象発生の70分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、事象発

生の80分後に2次系強制冷却を再開する。事象発生約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。

事象発生の約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、事象発生の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、事象発生の約63分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生の約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。

事象発生の約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℃)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的设计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1.15-65表及び第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 $1,677\text{m}^3$: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^3 :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 $90\text{m}^3/\text{h}$)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 $230.2\text{k}\ell$ 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 $30.4\text{k}\ell$ 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 $7.6\text{k}\ell$ 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 $3.8\text{k}\ell$ 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2,090kW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1.15-67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。