

玄海原子力発電所 審査資料

資料番号 HB-1-1-1

提出年月日 2023年2月7日

玄海原子力発電所 3号炉及び4号炉

設置許可基準規則への適合性について (高燃焼度燃料の使用)

< 補足説明資料 >

2023年2月

九州電力株式会社

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

本資料においては、高燃焼度燃料の使用について、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合方針を説明する。

< 目 次 >

第 4 条	地震による損傷の防止
第 6 条	外部からの衝撃による損傷の防止
第 12 条	安全施設
第 13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
第 15 条	炉心等
第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
第 25 条	反応度制御系統及び原子炉停止系統
第 27 条	放射性廃棄物の処理施設
第 37 条	重大事故等の拡大の防止等

- ・ 添付資料 1 玄海 3、4 号炉「4 号炉 高燃焼度燃料の使用」
の申請に伴う条文の整理表
- ・ 添付資料 2 高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の影響確認に
ついて
- ・ 添付資料 3 高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の影響確認に
ついて（特定重大事故等対処施設）
- ・ 添付資料 4 玄海原子力発電所 3 / 4 号炉の使用済燃料ピットの
共用状況について

「添付資料 3」については、防護上の観点から公開できないため、
資料番号「HB-1-2-0」に記載します。

4条

地震による損傷の防止

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

2. 地震による損傷の防止

(別添1) 地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持について

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

(地震による損傷の防止)

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおり設計する。

1 について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まる設計とする。

5 について

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

なお、燃料の機械設計においては、燃料中心最高温度、燃料要素内圧、燃料被覆材応力、燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量及び累積疲

劣サイクルに対する設計方針を満足するように燃料要素の設計を行うが、上記の設計方針を満足させるための設計に当たっては、これらのうち燃料被覆材への地震力の影響を考慮すべき項目として、燃料被覆材応力及び累積疲労サイクルを評価項目とする。評価においては、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、地震による応力及び水力振動による応力を考慮し、設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

2. 地震による損傷の防止

(別添1) 地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持について

地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の
維持について

<目 次>

1. 概 要	4 条-別添 1-1
2. 燃料被覆管閉じ込め機能評価で考慮する荷重の組合せ及び許容応力	4 条-別添 1-2
3. 燃料被覆管応力評価	4 条-別添 1-3
3.1 燃料被覆管応力評価の評価方針	4 条-別添 1-3
3.2 燃料被覆管応力評価方法	4 条-別添 1-4
3.3 評 価 例	4 条-別添 1-7
4. 燃料被覆管累積疲労評価	4 条-別添 1-8
4.1 燃料被覆管累積疲労評価の評価方針	4 条-別添 1-8
4.2 既許可における燃料被覆管累積疲労評価方法	4 条-別添 1-9
4.3 評 価 例	4 条-別添 1-13
5. ま と め	4 条-別添 1-14

- 別紙 1 燃料被覆管に発生する応力
- 別紙 2 燃料被覆管応力評価結果
- 別紙 3 Langer and O' Donnellの設計疲労曲線
- 別紙 4 燃料被覆管疲労評価結果

1. 概 要

本資料は、今回申請する燃料集合体の最高燃焼度を55,000MWd/tとする燃料（以下「ステップ2燃料」という）の地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持について説明するものである。

2. 燃料被覆管閉じ込め機能評価で考慮する荷重の組合せ及び許容応力

燃料被覆管閉じ込め機能評価において考慮する荷重の組合せ及び許容値は以下のとおりとする。なお、既許可から変更はない。それぞれの評価については次章以降で詳述する。

構成部品	要求事項		荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること	応力	運転時荷重 ^(注1) + 設計地震荷重	体積平均相当応力 ^(注2)	Sd地震動時： 耐力 (Sy) Ss地震動時： 設計引張強さ (Su)
		疲労	種々の設計過渡条件 ^(注3) + 設計地震荷重	累積損傷係数	ASME Section IIIの概念による設計疲労寿命以下であること ^(注4)

(注1) 運転時荷重には通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の荷重を考慮する。

(注2) 燃料被覆管に発生する応力には、一次応力（内外圧差による応力、水力振動による応力及び地震による応力）と、二次応力（ペレット-燃料被覆管相互作用による応力及び熱応力）があり、これらは燃料被覆管の肉厚方向に分布を有している。体積平均相当応力とは燃料被覆管にかかる合計応力を体積の重みを付けて平均したものである。

(注3) 種々の設計過渡条件として起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時を考慮する。

(注4) 設計疲労曲線にはLanger and O'Donnellの曲線を使用する。

燃料被覆管応力評価の許容値について、上記表のとおり、弾性設計用地震動Sdに対して耐力 (Sy)、基準地震動Ssに対して設計引張強さ (Su) であるが、基準地震動により生じる燃料被覆管応力は弾性設計用地震動により生じる応力を包含するため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力に基準地震動により発生する応力を加えた場合でも耐力以下となることを確認することにより、弾性設計用地震動に対する要求も満足する。

3. 燃料被覆管応力評価

3.1 燃料被覆管応力評価の評価方針

燃料被覆管応力評価方針は以下のとおりとする。なお、既許可の評価方針から変更は無い。

構成部品	要求事項	荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること	運転時荷重（通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の荷重） <内外圧差による応力> <接触圧による応力> <熱応力> <水力振動による応力>	体積平均相当応力	S _s 地震動時：耐力(S _y) ^(注1)
		設計地震荷重 <地震による応力>		

(注1) 燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能が損なわれるおそれがないこと、すなわち燃料被覆管に破損が発生しないことは、許容値を設計引張強さ(S_u)とすることにより確認できる。一方、PWR燃料被覆管では、JEAGに規定されるように従来、保守的に耐力(S_y)を許容値としており、本評価においても許容値として耐力(S_y)を適用する。

3.2 燃料被覆管応力評価方法

燃料被覆管応力評価方法は以下のとおりである。なお、令和3年6月30日付け原規規発第21063010号にて認可された工事計画の添付資料2「耐震性に関する説明書」（以下「既工認」という）における燃料被覆管の応力評価方法と同様の手法で評価する。

(1) 概要

3.1に示す評価方針を満足することを確認するため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に発生する応力に基準地震動による応力を加味した燃料被覆管応力を求め、これが燃料被覆管応力の評価基準である燃料被覆管の耐力以下となることを確認する。

(2) 燃料被覆管応力評価方法

燃料被覆管応力評価は、既許可の燃料棒健全性評価と同様の燃料棒挙動解析モデルによって行う。燃料被覆管応力評価の流れを図-1に示す。

(3) 地震により燃料被覆管に発生する応力の評価方法

地震により燃料被覆管に発生する応力（以下「地震による応力」という）については、燃料集合体の水平方向及び鉛直方向応答解析を実施し、得られた応答を入力として燃料棒に生じる応力の解析を実施して得られる結果を用いる。

(4) 応力の組み合わせ

燃料被覆管応力評価において考慮している応力は、a. 内外圧差による応力、b. 接触圧による応力、c. 熱応力、d. 水力振動による応力、e. 地震による応力がある（別紙1）。このうち、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料被覆管に発生する応力は、運転時の異常な過渡変化時における線出力密度の上昇に伴うペレットの熱膨張により、ペレットと燃料被覆管の接触が増大することによるペレットと燃料被覆管の接触による応力が主である。このため、通常運転時及び運転時の異常

な過渡変化時において、線出力密度が上昇する事象として以下の2事象を選定し、炉心内での燃料寿命中に燃料被覆管に発生するa. 内外圧差による応力、b. 接触圧による応力、c. 熱応力を組み合わせた最大の応力を評価する。

- ① 原子炉の出力運転中、ほう素の異常な希釈に伴う反応度添加を補償するよう自動制御された制御棒クラスタが炉心内に自動挿入され、出力分布の歪みが大きくなる「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象
- ② 原子炉の出力運転中、制御棒クラスタの異常な引き抜きによる原子炉出力の上昇及び出力分布の変化を生じる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」事象

このように評価されたa. 内外圧差による応力、b. 接触圧による応力、c. 熱応力に、更にd. 水力振動による応力、e. 地震による応力を組み合わせ、最終的に体積平均の相当応力を算出し耐力と比較する。

燃料被覆管に生じる応力は、上述のa～eまでの応力を組み合わせた合計応力が、内面から外面へと連続的に変化している。燃料被覆管に生じる応力が連続的かつ燃料被覆管が延性材料であることから燃料被覆管に発生する応力が耐力を超えても直ちに破損しないことを考慮して、燃料被覆管全体としての変形を抑えることにより燃料被覆管の破損を防止するため、燃料被覆管応力に体積平均相当応力を用いて平均的な挙動として捉え、燃料被覆管耐力で制限する。

なお、「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」（昭和51年2月16日 原子炉安全専門審査会）に、燃料被覆管の応力は「体積平均の相当応力」を「耐力」と比較することで健全性を確認することが記載されている。

ここで、体積平均相当応力とは、燃料被覆管にかかる合計応力を体積の重みを付けて平均したものであり、具体的には以下に示すとおりである。

まず、燃料被覆管任意半径 r における相当応力 $\sigma_{rr}(r)$ は以下の式で与えられる。

$$\sigma_{\text{eff}}(r) = \sqrt{\frac{(\sigma_r - \sigma_\theta)^2 + (\sigma_\theta - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_r)^2}{2}}$$

これを軸方向単位長さ当たり、半径方向に体積積分（あるいは体積平均）をとり、体積平均相当応力 σ_{eff} を以下の式で求める。

$$\begin{aligned} \sigma_{\text{eff}}(r) &= \frac{\int_{r_i}^{r_0} \int_0^{2\pi} \int_0^1 \sigma_{\text{eff}}(r) dz \cdot r d\theta \cdot dr}{\int_{r_i}^{r_0} \int_0^{2\pi} \int_0^1 dz \cdot r d\theta \cdot dr} \\ &= \frac{2 \int_{r_i}^{r_0} r \cdot \sigma_{\text{eff}}(r) dr}{(r_0^2 - r_i^2)} \end{aligned}$$

r 、 θ 及び z は円筒座標系の変数であり、それぞれ径方向、周方向及び軸方向の座標値を表す。

(5) 許容応力（耐力）

燃料被覆管応力評価における許容値として燃料被覆管の耐力を用いる。燃料被覆管の材料であるジルコニウム基合金の耐力は、高速中性子照射によって増加するため、燃料寿命初期は未照射材の耐力と、それ以外の時点では照射材の耐力と比較する。これらの未照射材及び照射材の耐力基準値は、それぞれ耐力実測データに基づき、データのばらつきを考慮して導いた値である。燃料被覆管応力評価で適用する耐力を図-2に示す。

3.3 評価例

3.1に示す評価方針の実現可能性を示すために、燃料被覆管応力について、既工認における燃料被覆管応力評価において最も評価結果が厳しい基準地震動（Ss-4）を対象に、ステップ2燃料の評価結果（最も評価が厳しくなるA型二酸化ウラン燃料の評価結果を記載、その他の燃料タイプの評価結果は別紙2）を表-1に示す。

評価の詳細については、設計及び工事計画認可申請書において示す予定である。

4. 燃料被覆管累積疲労評価

4.1 燃料被覆管累積疲労評価の評価方針

燃料被覆管累積疲労評価の方針は以下のとおりである。なお、既許可の評価方針から変更はない。

構成部品	要求事項	荷重の組合せ	評価値	許容値
燃料被覆管	通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に閉じ込め機能を維持すること	種々の設計過渡条件 (起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時)	累積疲労損傷係数	ASME Section IIIの概念による設計疲労寿命以下であること ^(注1)
		設計地震荷重 (基準地震動Ss)		

(注1) 設計疲労曲線にはLanger and O'Donnellの曲線を使用する。

4.2 燃料被覆管累積疲労評価方法

燃料被覆管の累積疲労評価方法は、以下のとおりである。なお、既工認における燃料被覆管の疲労評価方法と同様の手法で評価する。

(1) 概要

4.1に示す評価方針を満足することを確認するため、燃料被覆管の疲労評価は、ASME Section IIIの累積疲労評価手順（最大せん断応力説による疲労損傷評価）に基づき、燃料寿命中に想定される過渡条件（起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時）による累積疲労損傷係数と、地震による応力による疲労損傷係数を足し合わせることで、燃料被覆管の累積疲労損傷係数を算出し、それが1以下となることを確認する。

(2) 燃料寿命中に想定される過渡条件による疲労評価方法

a. 応力繰り返しサイクル条件の設定

燃料寿命中に想定される過渡条件について、3つに分類（起動・停止、負荷追従運転、運転時の異常な過渡変化時）してそれぞれの応力繰り返しサイクル数を設定する。

b. 応力変動幅の算出

想定している3つの過渡条件ごとに以下のとおり応力変動幅を算出する。

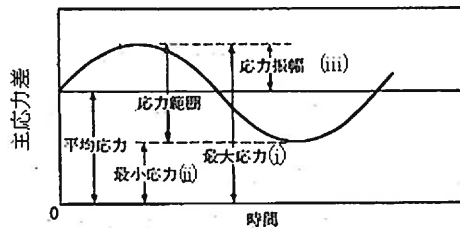
(a) 燃料被覆管に発生する主応力成分（ σ_r , σ_θ , σ_z ）を温態停止時及び過渡条件時（冷態停止時、100%出力時（負荷追従運転）、運転時の異常な過渡変化時）について算出する。

(b) ASME Section IIIの考え方に基づいて、温態停止時及び過渡条件時について、主応力差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|$ 、 $|\sigma_\theta - \sigma_z|$ 、 $|\sigma_z - \sigma_r|$ を求める。

(c) 温態停止時の主応力差と過渡条件時の主応力差との幅を、疲労評価における繰り返し応力の全振幅と考えて、大きい方の主応力差を

最大値（下図の(i)）、小さい方の主応力差を最小値（下図の(ii)）として、（最大値－最小値）／2より片振幅 S_{alt} （下図の(iii)）を算出する。

(d) 燃料寿命中の評価期間に対して上記の計算を行う。



繰り返し応力（主応力差）の時間変化（概念図）

c. 許容繰り返しサイクル数の算出

b. にて算出した各過渡条件における S_{alt} のうち、それぞれの最大応力変動幅 $\text{Max } S_{alt}$ について、対応する許容繰り返しサイクル数 N を、図-3に示すLanger and O'Donnellによるジルカロイ材の設計疲労曲線に基づき算出する。

d. 燃料寿命中に想定される過渡条件による累積疲労損傷係数の算出

評価期間ごとにc. にて求めた最大応力変動幅 $\text{Max } S_{alt}$ に対応する許容繰り返しサイクル数 N と、各過渡条件にて想定される応力繰り返しサイクル数 n の比、すなわち疲労損傷係数 n/N を求め、これらを燃料寿命全般に渡って足し合わせ、累積疲労損傷係数を算出する。

(3) 地震により燃料被覆管に発生する応力による疲労評価方法

a. 応力繰り返しサイクル条件の設定

地震による応力が繰り返し応力として作用すると想定し設定する。設計地震荷重を考慮した燃料被覆管累積疲労評価における繰り返し回数としては、設計及び工事計画認可申請書における他機器の評価条件と同一の200回としている。

b. 応力変動幅の算出

以下のとおり応力変動幅を算出する。

(a) 地震による応力の主応力成分 (σ_r 、 σ_θ 、 σ_z) を算出する。

地震動による発生応力として基準地震動により燃料被覆管に発生する応力を考慮する。地震による応力は以下のとおり軸方向成分のみである。

径方向応力	周方向応力	軸方向応力
$\sigma_r [=0]$	$\sigma_\theta [=0]$	$\sigma_z [=地震による応力]$

(b) ASME Section IIIの考え方に基づいて、地震による応力について主応力差 $|\sigma_r - \sigma_\theta|$ 、 $|\sigma_\theta - \sigma_z|$ 、 $|\sigma_z - \sigma_r|$ を求める。

(c) 主応力差の最大値と最小値の幅を、疲労評価における繰り返し応力の全振幅と考えると、(最大値-最小値) / 2 より片振幅 S_{alt} を算出する。

応力の差	径方向応力－ 周方向応力	周方向応力－ 軸方向応力	軸方向応力－ 径方向応力
主応力差	$\sigma_r - \sigma_\theta$ [=0]	$\sigma_\theta - \sigma_z$ [=-地震による応力]	$\sigma_z - \sigma_r$ [=地震による応力]

c. 許容繰り返しサイクル数の算出

b. にて算出した地震による応力における S_{alt} を用いて、対応する許容繰り返しサイクル数 N を、図-3に示すLanger and O'Donnellによるジルカロイ材の設計疲労曲線に基づき算出する。

Langer and O'Donnellの設計疲労曲線は、ジルカロイ照射材による高温(316℃)の疲労試験データに基づいて設定された最確曲線に対し、データのばらつきを考慮して、保守的に繰り返し応力の片振幅を1/2倍、許容繰り返し回数を1/20倍して設定されている。また、Langer and O'Donnellの設計疲労曲線を燃料被覆管の疲労評価に用いることについては「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」(昭和51年2月16日 原子炉安全専門審査会)に記載され、適用の妥当性が確認されている。詳細については、別紙3に示す。

- d. 地震により燃料被覆管に発生する応力による疲労損傷係数の算出
c. にて求めた許容繰返しサイクル数 N と、地震による応力の繰返しサイクル数 n の比、すなわち疲労損傷係数 n/N を求める。

(4) 燃料被覆管の累積疲労損傷係数の算出

燃料被覆管累積疲労評価では、4.2(2)d. で求めた燃料寿命中に想定される過渡条件による累積疲労損傷係数と、5.2(3)d. で求めた地震により燃料被覆管に発生する応力による疲労損傷係数を足し合わせることで、燃料被覆管の累積疲労損傷係数を算出する¹。

¹ 地震により被覆管に発生する応力による疲労損傷係数と燃料寿命中に想定される過渡条件による疲労損傷係数を足し合わせて評価する方法（ASME Section III の概念による線形累積損傷則）は、JEAG 4601-1987 における他機器の地震時の疲労評価の方法と同一である。

4.3 評価例

4.1に示す評価方針の実現可能性を示すために、種々の設計過渡条件の累積疲労損傷係数と設計地震荷重の疲労損傷係数を足し合わせた燃料被覆管の累積疲労損傷係数について、既工認における燃料被覆管の疲労評価において最も評価が厳しい基準地震動（Ss-4）を対象に、ステップ2燃料の評価結果（最も評価が厳しくなるA型二酸化ウラン燃料の評価結果を記載、その他の燃料タイプの評価結果は別紙4）を表-2に示す。

評価の詳細については、設計及び工事計画認可申請書において示す予定である。

5. まとめ

今回申請するステップ2燃料について、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能維持の要求事項に対する評価方針及び評価方法は妥当であることを確認した。

表－1 燃料被覆管応力評価結果
 (Ss-4に対するA型二酸化ウラン燃料の評価結果)

(単位：MPa)

項目		応力成分		
		σ_{θ}	σ_r	σ_z
内外圧差及び接触圧による応力	内 面			
	外 面			
熱応力	内 面			
	外 面			
水力振動による応力	内外面			
地震による応力	内外面			
合計応力 ^(注1)	内 面			
	外 面			
体積平均相当応力 ^(注1)				
許容応力 ^(注2)				

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

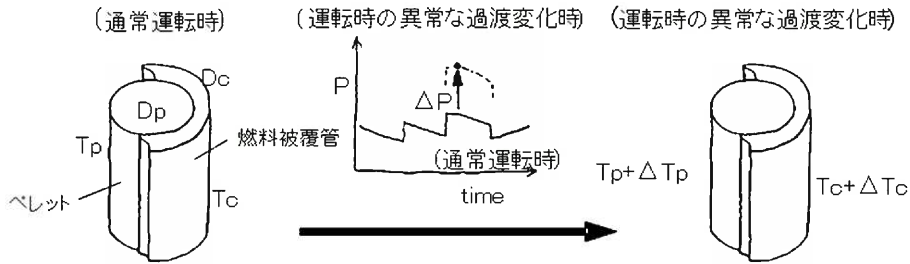
(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表－２ 燃料被覆管疲労評価結果
(Ss-4に対するA型二酸化ウラン燃料の評価結果)

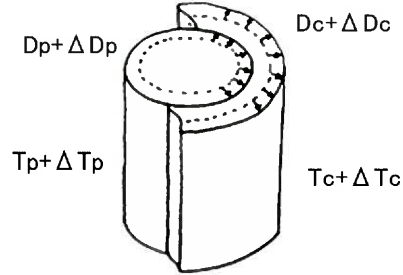
設計過渡条件の 累積疲労損傷係数	設計地震荷重の 疲労損傷係数	合計	基準
0.32	0.03	0.35	≤ 1

(1) 燃料被覆管/ペレット温度変化

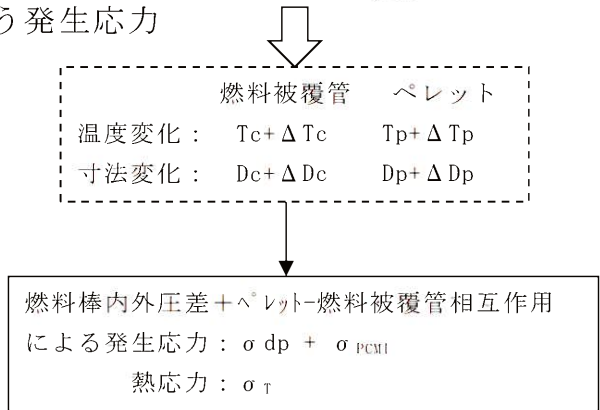


P : 局所線出力、Tc : 燃料被覆管温度、Tp : ペレット温度
Dc : 燃料被覆管寸法、Dp : ペレット寸法

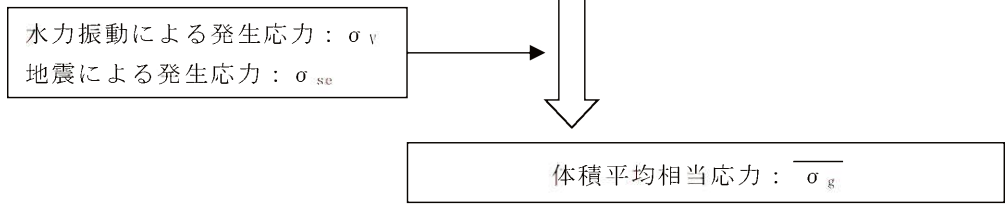
(2) 温度変化に対応する寸法変化



(3) 温度変化・寸法変化に伴う発生応力



(4) 水力振動・地震に伴う発生応力



(5) 耐力との比較

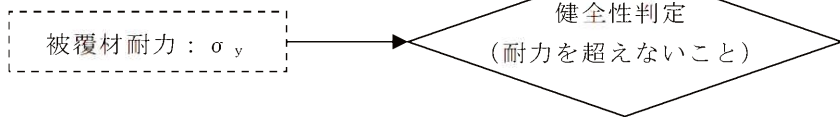


図-1 燃料被覆管応力評価の流れ



図-2 (1) A型燃料被覆管の耐力 (ジルコニウム基合金)

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

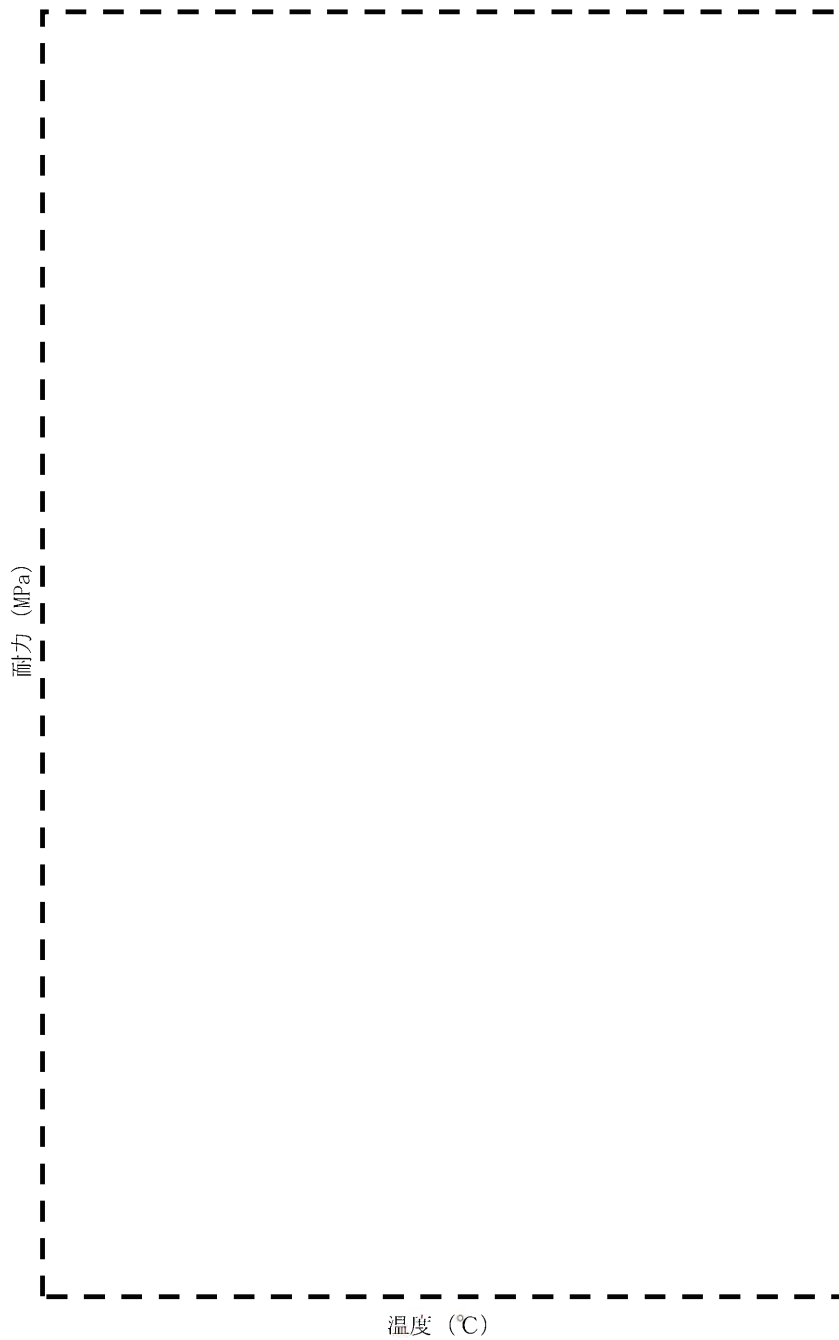


図-2 (2) B型燃料被覆管の耐力 (ジルコニウム基合金)

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

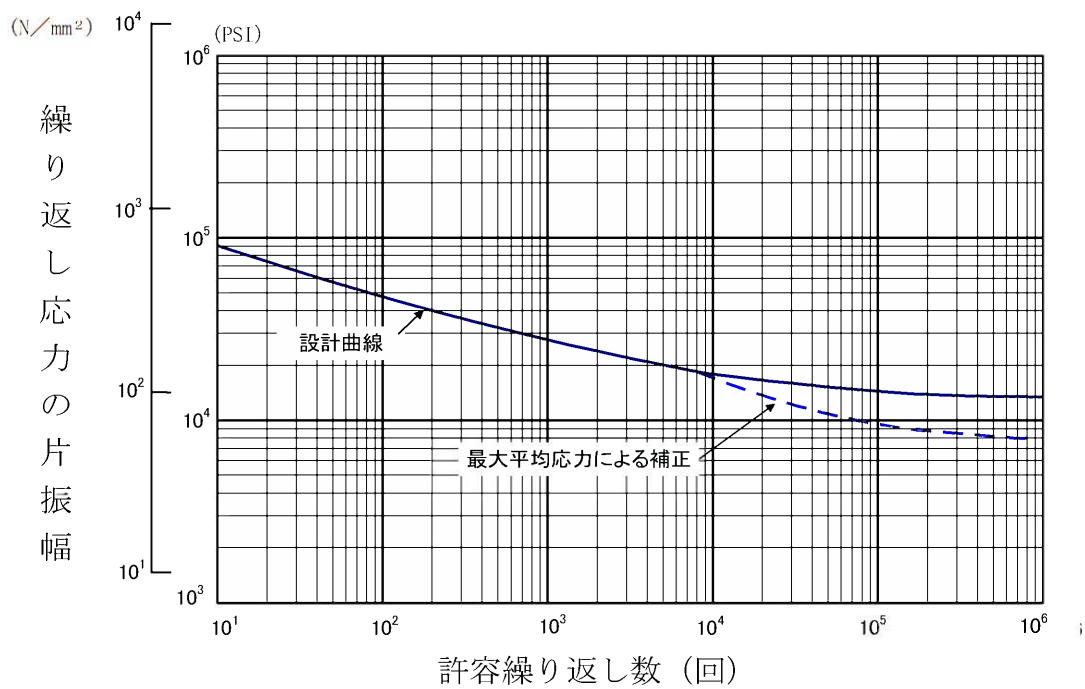


図-3 Langer and O'Donnellの設計疲労曲線¹

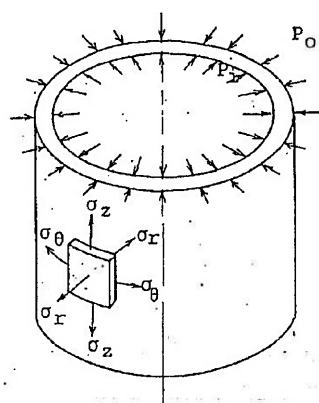
¹ W.J.O'Donnell and B.F.Langer, "Fatigue Design Basis for Zircaloy Components" Nuclear Science and Engineering 20, 1-12(1964)

燃料被覆管に発生する応力

原子炉の運転中、燃料被覆管に発生する応力として以下の要因を考慮している。

a. 内外圧差による応力

内外の差圧により燃料被覆管が周りから圧縮されることにより発生する応力。1次応力に分類される。



P_o : 外 圧

P_i : 内 圧

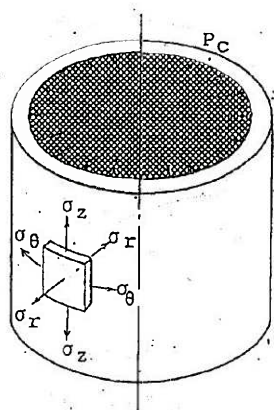
σ_r : 内外圧差による半径方向応力

σ_θ : 内外圧差による円周方向応力

σ_z : 内外圧差による軸方向応力

b. 接触圧による応力

ペレットと燃料被覆管の接触により、ペレットが燃料被覆管を押し広げようとすることにより発生する応力。2次応力に分類される。



P_c : ペレットと被覆管の熱膨張差による接触圧

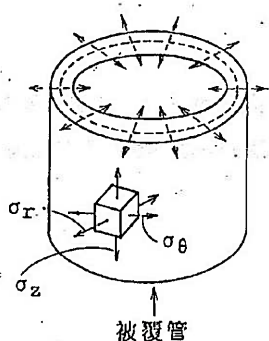
σ_r : 接触圧による半径方向応力

σ_θ : 接触圧による円周方向応力

σ_z : 接触圧による軸方向応力

c. 熱応力

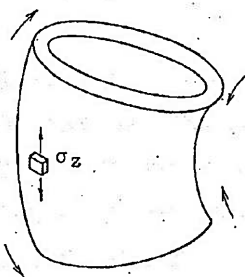
燃料被覆管内外面で温度が異なるため、熱膨張の差により発生する応力。内面側は、温度が高く熱膨張量が大きくなるが、外面側では温度が低く、内面側に比べ熱膨張量が小さい。このため、内面側では外面側に押しえられ圧縮応力が発生し、外面側では、内側から広げられることにより引張り応力が発生する。2次応力に分類される。



σ_r : 熱による半径方向応力
 σ_θ : 熱による円周方向応力
 σ_z : 熱による軸方向応力

d. 水力振動による応力

燃料棒軸方向の冷却材の流れによって燃料棒が振動し、燃料被覆管が曲げられることにより発生する応力。1次応力に分類される。

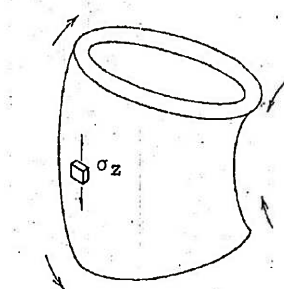


σ_z : 水力振動による軸方向応力

e. 地震による応力

地震による応力において、軸方向のゆれについては、燃料被覆管は自重による軸方向の荷重を受け、軸方向に応力が発生する。

また、水平方向のゆれについては、燃料棒の曲がりが発生することにより応力が発生する。この曲がりについては、地震時に発生する燃料集合体の水平方向の変位により燃料棒が変位することにより発生するものであり、周方向・径方向応力は軸方向応力に比べ極めて小さく無視しうることから、燃料被覆管の地震による応力については、軸方向についてのみ考慮している。また、支持格子の衝突による荷重は支持格子が変形することにより、支持格子が荷重を負担することから、考慮していない。なお、地震による応力は1次応力に分類される。



σ_z : 地震による軸方向応力

燃料被覆管応力評価結果

今回申請するステップ2燃料について、既工認における燃料被覆管の応力評価において最も評価が厳しい基準地震動を対象にした、各燃料タイプの燃料被覆管応力評価結果を表1及び表2に示す。

表1 A型ステップ2燃料 燃料被覆管応力評価結果 (Ss-4)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時	
		二酸化ウラン燃料	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料
応力成分			
項目 内外圧差及び接触圧による応力	内面		
	外面		
熱応力	内面		
	外面		
水力振動による応力	内外面		
地震による応力	内外面		
(注1) 合計応力	内面		
	外面		
(注1) 体積平均相当応力			
(注2) 許容応力			

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表2 B型ステップ2燃料 燃料被覆管応力評価結果 (Ss-4)

評価条件		運転時の異常な過渡変化時	
		二酸化ウラン燃料	ガドリニア入り 二酸化ウラン燃料
応力成分			
項目			
内外圧差及び接触圧による応力	内面		
	外面		
熱応力	内面		
	外面		
水力振動による応力	内面		
	外面		
地震による応力	内面		
	外面		
(注1) 合計応力	内面		
	外面		
(注1) 体積平均相当応力			
(注2) 許容応力			

(注1) 上段は地震及び水力振動に基づく応力の正符号の値を加えたもので、下段は負符号の値を加えたものである。

(注2) 燃料被覆管耐力データのばらつきを考慮した値である。

(注3) 負の数値は圧縮応力、正の数値は引張応力であることを示す。

[- - - -] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

Langer and O' Donnellの設計疲労曲線

燃料被覆管の疲労評価においては、ジルカロイ照射材の疲労試験結果より設定されたLanger and O' Donnellの設計疲労曲線を用いて評価をおこなっている。燃料被覆管の疲労評価にあたってLanger and O' Donnellの設計疲労曲線を用いることについては「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」（昭和51年2月16日 原子炉安全専門審査会）（以下「17内規」という）において記載されており、適用の妥当性が確認されている。

ここで、17内規に記載されている燃料設計基準は、米国Westinghouse社製燃料の設計を基礎に検討、確認が行われたものである。米国におけるWestinghouse社製燃料の設計に関する許認可資料¹によると、Westinghouse社は疲労評価手法について、Langer and O' Donnellの設計疲労曲線を用いASME Section IIIの概念に基づく疲労評価を実施することを妥当としたとの記載があり、このような経緯をふまえ、燃料被覆管の疲労評価においてLanger and O' Donnellの設計疲労曲線が採用されたものと考えられる。

また、国産燃料では燃料集合体燃焼度の最高燃焼度を55,000MWd/tとする燃料（ステップ2燃料）にて、耐食性を改良した燃料被覆管（MDA等）を導入しているが、これらの燃料被覆管の導入時には、疲労試験によりジルカロイ-4と同様にLanger and O' Donnellの設計疲労曲線が適用できることを確認しており、「PWR燃料の高燃焼度化(ステップ2)及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について」（平成13年12月7日 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会）において改良被覆管とジルカロイ-4とで疲労特性が同等であると結論付けられている。

なお、Langer and O' Donnellの設計疲労曲線は、ジルカロイ照射材に対して高温(316℃)で軸方向または曲げ方向の繰り返し試験により得られた疲労試験データをフィッティングすることで最確曲線を作成している。その後、最確曲線に対して、データのばらつきを考慮して保守的に繰り返し応力の片振幅を1/2倍、許容繰り返し回数を1/20倍することで設計疲労曲線を設定している。

¹ North Anna Power Station Updated Final Safety Analysis Report Revision 52 (NRC ADAMS 検索番号 ML17033B509)

燃料被覆管累積疲労評価結果

今回申請するステップ2燃料について、既工認における燃料被覆管の疲労評価において最も評価が厳しい基準地震動を対象にした、各燃料タイプの燃料被覆管累計疲労評価結果を下表に示す。

表 玄海4号炉 燃料被覆管累計疲労評価結果 (Ss-4) (注1)

	地震時 応力 (MPa)	地震時 疲労損傷 係数	運転時 累積疲労 損傷係数	燃料被覆管 の累積疲労 損傷係数	基準
A型ステップ2燃料	[]	0.03	0.32 (0.13)	0.35 (0.16)	1
B型ステップ2燃料		0.23	0.04 (0.02)	0.27 (0.25)	

(注1) ()内はガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の評価結果を表す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

6 条

外部からの衝撃による損傷の防止
(外部事象)

<目 次>

1. 基本方針
 - 1.1 要求事項の整理
 - 1.2 要求事項に対する適合性
 - (1) 適合性説明

2. 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）
 - 2.1 設計方針

<概 要>

1. において、玄海4号炉における高燃焼度燃料使用にあたっての、燃料集合体に対する設置許可基準規則、技術基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する適合性を示す。

2. において、玄海4号炉における高燃焼度燃料使用にあたっての、燃料集合体に対する要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備について説明する。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

外部からの衝撃による損傷の防止について、設置許可基準規則第6条及び技術基準規則第7条において、要求事項を明確化する。(表1)

表1 設置許可基準規則第6条及び技術基準規則第7条 要求事項

設置許可基準規則 第6条 (外部からの衝撃による損傷の防止)	技術基準規則 第7条 (外部からの衝撃による損傷の防止)	備考
安全施設 (兼用キャスクを除く。) は、想定される自然現象 (地震及び津波を除く。次項において同じ。) が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	設計基準対象施設 (兼用キャスクを除く。) が想定される自然現象 (地震及び津波を除く。) によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。	要求事項
2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。		当該要求に関する設備に変更はなく、及びそれらの運用の変更は伴わないことから対象外
3 安全施設 (兼用キャスクを除く。) は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの (故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。) に対して安全機能を損なわないものでなければならない。	2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの (故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。) により発電用原子炉施設 (兼用キャスクを除く。) の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	要求事項
	3 航空機の墜落により発電用原子炉施設 (兼用キャスクを除く。) の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。	

1.2 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

燃料集合体は、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

3 について

燃料集合体は、発電所敷地又はその周辺で想定される人為による事象が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。

玄海4号炉の燃料集合体は、外部からの衝撃による損傷の防止について、平成29年1月18日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の設計方針に基づき設計する。

平成29年1月18日付け原規規発第1701182号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請に係る審査資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 設置許可基準等への適合性について（設計基準対象施設）」（DB-100改1）の「6条：外部からの衝撃による損傷の防止（外部事象）」のうち「（別添資料）（添付1）玄海原子力発電所3号炉及び4号炉外部事象の考慮について 補足説明資料」に示す「第1表 自然現象及び人為事象に対する安全施設の影響評価」に基づき、竜巻による飛来物に対し安全機能が損なわれないことを確認する。（表2）

なお、表 2 に示すとおり、燃料集合体が炉内に存在する場合においては、屋内（原子炉格納容器内）に設置されているため、自然現象及び人為による事象に伴う炉心形状の維持機能への影響はない。

一方、使用済燃料ピット内に存在する場合においては、燃料取扱棟外壁への設計飛来物の衝突に伴う裏面剥離の発生を考慮し、設計飛来物による放射性物質貯蔵機能への影響の有無について評価を行う。

表2 自然現象及び人為事象に対する安全施設の影響評価^{※1}

分類	安全機能の重要度分類			設備設置箇所	自然現象による影響 ^{※2}																人為事象による影響 ^{※2}					
	定義	機能	構築物、系統又は機器		森林火災		竜巻		火山		風(台風)		凍結(低温)		降水		積雪		落雷		生物学的事象		近隣工場等の火災		電磁的障害	
					評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法	評価	防護方法
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷、又は(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3)炉心形状の維持機能	燃料集合体	屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし
PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないもので、敷地外への放射性物質を貯蔵する機能	使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む。)	屋内	○	建屋内	○	飛来物に対し安全機能が損なわれないことを確認(ガイド評価)	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	建屋内	○	影響なし	○	建屋内	○	影響なし

6-6

※1 出典：平成29年1月18日付け原規規発第1701182号をもって設置変更許可を受けた玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請に係る審査資料「玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 設置許可基準等への適合性について(設計基準対象施設)」(DB-100改1)の「6条：外部からの衝撃による損傷の防止(外部事象)」のうち「(別添資料)(添付1)玄海原子力発電所3号炉及び4号炉 外部事象の考慮について 補足説明資料」の抜粋。

※2 ○：影響なし、×：影響あり、△：影響を受けるが問題なし(代替設備で対応が可能又は安全機能を損なわない)

2. 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）

2.1 設計方針

玄海4号炉の燃料集合体は、外部からの衝撃による損傷の防止について、平成29年1月18日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の設計方針に基づき、以下のとおり設計する。

原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟の外壁については、設計飛来物の衝突に対して裏面剥離が発生することから、保守的に壁に貫通が発生することを想定し、燃料取扱棟内部の竜巻防護施設で、設計荷重により影響を受ける可能性がある使用済燃料ピット内の燃料集合体が安全機能を損なわない設計とする。

建屋による設計飛来物の運動エネルギーの減衰はないものと想定し、設計飛来物の衝撃荷重により、使用済燃料ラックに保管される燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。

設計竜巻による設計飛来物（鋼製材）の最大水平速度及び最大鉛直速度は、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（平成25年6月19日付け原規技発第13061911号令和元年9月6日改定）」（以下「評価ガイド」という。）に示されている竜巻の最大風速（ $V_D=100\text{m/s}$ ）の場合と同じ値とする。（表3）

評価においては、平成29年1月18日に許可を受けた原子炉設置変更許可申請書の評価方針と同じく、評価ガイド改定前の鋼製材の速度（水平：57m/s、鉛直：38m/s）の運動エネルギーで燃料集合体の健全性評価を実施し、許容限界（燃料被覆管の破損が発生する歪量として設定する許容値（1（%））未満であることを確認することで、燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。（表4）

表3 玄海原子力発電所における設計飛来物

飛来物の種類	寸法 (m)	質量 (kg)	最大水平速度 (m/s)	最大鉛直速度 (m/s)
鋼製材	長さ×幅×奥行 4.2×0.3×0.2	135	51	34

表4 設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等

設計竜巻から防護する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
燃料集合体 (使用済燃料ピットに存在する場合)	100m/s	<ul style="list-style-type: none"> ・ 固縛 ・ 固定 ・ 竜巻防護施設 ・ 他との離隔 ・ 建屋内収納 ・ 撤去 	施設を内包する施設	鋼製材	—

1 2 条
安全施設

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 安全施設

2.1 安全施設の安全機能の重要度

2.2 静的機器の単一故障

2.3 安全施設の環境条件

2.4 安全施設の試験・検査

（別添1） 静的機器の単一故障の説明

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

（安全施設）

第十二条

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

適合のための設計方針

2 について

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

（安全施設）

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。

3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。

4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

燃料集合体は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

2 について

設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。

3 について

燃料集合体の設計条件を設定するに当たっては、材料疲労、劣化等

に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

4 について

燃料集合体は、それらの健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

2. 安全施設

2.1 安全施設の安全機能の重要度

燃料集合体のうち「燃料集合体（ただし、燃料を除く。）」、「燃料被覆管及び端栓」及び「燃料集合体の制御棒案内シムブル」は、安全機能の重要度により表1のとおり分類され、十分高い信頼性を確保し、かつ、維持できる設計とする。

表1 燃料集合体に関連する系統、機器類の安全上の機能別重要度分類

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統 又は機器	特記すべき関連系
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	3) 炉心形状の維持機能	燃料集合体（ただし、燃料を除く。）	—
PS-3	2) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能	燃料被覆管及び端栓	—

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統 又は機器	特記すべき関連系
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	—	燃料集合体の制御棒案内シムブル [MS-1]

2.2 静的機器の単一故障

設置許可基準規則第12条において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統について長期間では静的機器に対しても単一故障を仮定し、多重性又は多様性が要求されている。

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉において、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備で、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上若しくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される静的機器で単一設計を採用している設備のうち、原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングについては、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、当該系統に要求される原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計としている。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、既許可で実施している、原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングについて、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定した場合の評価への影響を確認する。

(1) 原子炉格納容器スプレイ設備における単一故障の想定

既許可のとおり、単一系統となっている原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングにおいて、スプレイ流量が最も少なくなる、スプレイ配管立上り部のうち設置位置が最も低いEL. -0.70mにおけるスプレイ配管の全周破断を想定する（図1参照）。

スプレイ流量についても、既許可に示す原子炉冷却材喪失時の格納容器内圧力等の添付書類十の安全解析で考慮している流量の40%とする。

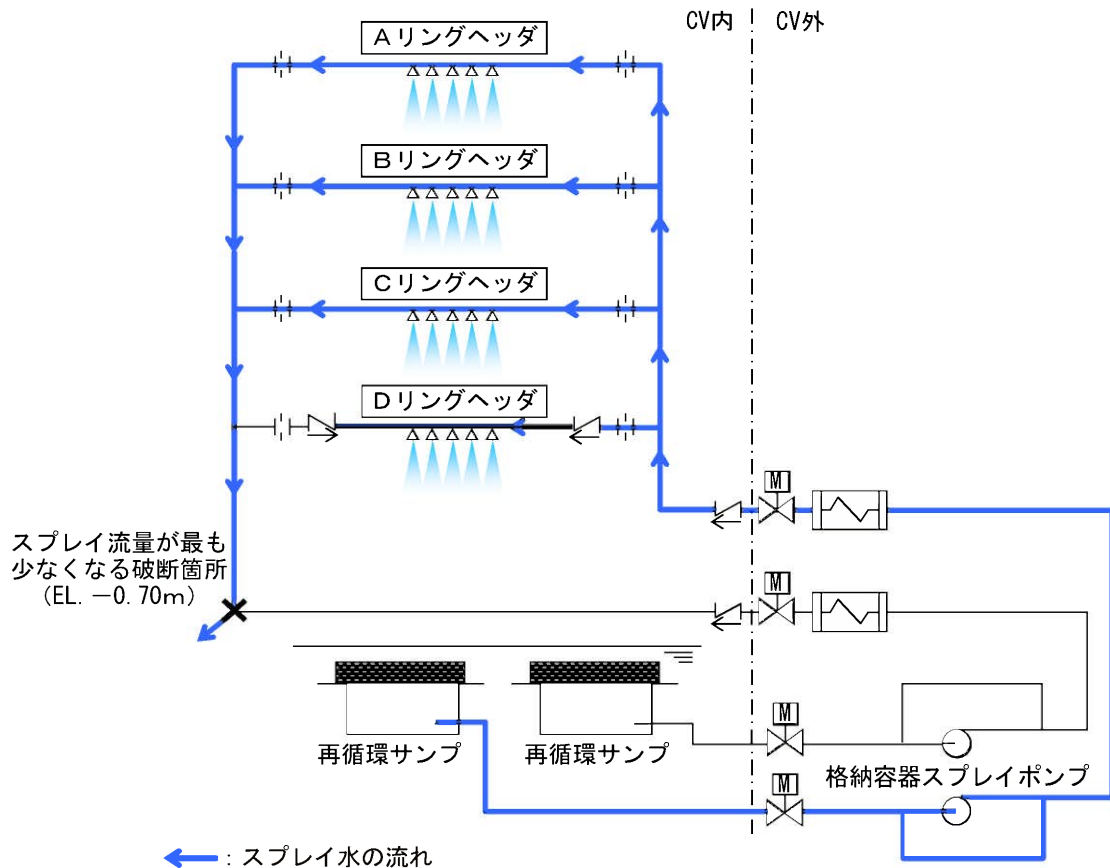


図1 スプレイ配管立上り部の全周破断時のスプレイ水の流れ

(2) 主な変更内容

a. ステップ2燃料の使用に伴う変更（4号炉）

燃料機械設計及び安全解析使用値について、ステップ2燃料を考慮した設定としている。

また、被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

b. 気象条件の変更（3号炉及び4号炉）

「環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価」に係る影響評価で使用する気象資料を1981年から2016年に変更し、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて線量評価を実施している。

c. その他（4号炉）

炉心崩壊熱の変更及び水素発生G値の見直しを考慮した設定としている。

(3) 評価結果

玄海原子力発電所4号炉において、単一故障として原子炉格納容器内のスプレイ

配管立上り部の全周破断を想定した場合に影響を与える以下の添付書類十の3つの評価について、影響を確認した。

- ・原子炉格納容器内圧力評価（健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

その結果、表1～表3に示すとおり、ステップ2燃料の使用に係る添付書類十の安全解析（以下「ベースケース」という。）と同等であることを確認した。

また、玄海原子力発電所3号炉において、気象条件を変更した場合の以下の添付書類十の評価について、影響を確認した。

- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

その結果、表4に示すとおり、気象条件を変更した場合においてもベースケースと同等であることを確認した。

表1 原子炉格納容器内圧力評価（健全性評価）の解析結果（4号炉）

項目	ベースケース	影響評価
最高圧力(MPa[gage])	約 0.308	約 0.308
最高温度(°C)	約 132	約 132
判断基準 (最高使用圧力(MPa[gage]))	≤0.392	
判断基準 (最高使用温度(°C))	≤144	

表2 可燃性ガスの発生の解析結果（4号炉）

項目	ベースケース	影響評価
原子炉格納容器内水素濃度 (%)	約 2.7	約 2.8
判断基準 (%)	≤4	

表3 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）の解析結果（4号炉）

項目	ベースケース	影響評価
環境に放出されるよう素量 (Bq) (I-131 等価量－小児実効線量係数換算)	約 2.3×10^{11}	約 2.6×10^{11}
環境に放出される希ガス量 (Bq) (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 4.5×10^{13}	約 6.2×10^{13}
敷地等境界外における最大実効線量 (mSv) *	約 0.095	約 0.11
判断基準 (mSv)	≤5mSv	

※ 実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（ベースケース：約 0.0014mSv、影響評価：約 0.0013mSv）を含む。

表4 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）の解析結果（3号炉）

項目	ベースケース	影響評価
敷地等境界外における最大実効線量 (mSv) ※	約 0.11	約 0.13
判断基準 (mSv)	≤5mSv	

※ 実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（ベースケース：約 0.0036mSv、影響評価：約 0.0030mSv）を含む。

2.3 安全施設の環境条件

燃料集合体については、材料疲労、劣化等に対しても十分余裕をもって機能維持が可能となるよう、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、放射線等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

2.4 安全施設の試験・検査

燃料集合体は、発電用原子炉の停止中に外観検査が可能な設計としており、設置許可基準規則（第12条 第4項）を満足している。

別添 1

静的機器の単一故障の説明

目 次

1. 概 要12条別添 1-1
2. 原子炉格納容器スプレイ設備について12条別添 1-2

※本資料では、既許可の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。

1. 概 要

玄海原子力発電所 4 号炉にてステップ 2 燃料を使用することに伴い、既許可で実施している原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングについて、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定した場合の評価への影響を確認している。

「格納容器スプレイ系統の全周破断を想定した場合の添付書類十の評価に与える影響」について、既許可から変更となった内容を示す。なお、逆止弁設置箇所や格納容器スプレイ系統に単一故障を想定した場合のスプレイ流量については、既許可の設計から変更はない。

また、玄海原子力発電所 3 号炉については、4 号炉の評価で変更した気象条件の変更のみを反映した評価を示す。

2. 原子炉格納容器スプレイ設備について

(1) 格納容器スプレイ系統の全周破断を想定した場合の添付書類十の評価に与える影響

a. はじめに

格納容器スプレイ系統に対し、静的機器の単一故障として原子炉格納容器内立上り配管の全周破断を想定した場合に影響を受ける以下の添付書類十の3つの評価について、影響を確認した。

- ・原子炉格納容器内圧力評価（健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生に関する評価
- ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

b. 原子炉格納容器内圧力評価（健全性評価）

(a) 事故の原因

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定するものである。

(b) 解析方法

原子炉格納容器の内圧解析は破断箇所からの放出質量、エネルギーの算出及びその放出質量、エネルギーに基づいた原子炉格納容器の内圧、温度解析とからなる。

放出質量、エネルギーの計算は、ブローダウン解析コードSATAN-VI及びリフィル／再冠水解析コードWREFLOODにより、ブローダウン、リフィル及び再冠水の各段階に分けて行う。原子炉格納容器内圧、温度の計算は、原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより、リフィル、再冠水及び再冠水後の放出質量、エネルギーの計算と同時に行う。

コード体系を図1に示す。

(c) 解析条件及び解析結果

事象の過程を図2に示す。

主要事象クロノロジを表1に示す。

解析条件及び解析結果を表2及び図3に示す。

なお、影響評価として、ステップ2燃料の使用に係る添付書類十の安全解析（以下「ベースケース」という。）から単一故障の想定を変更した。

(d) 影響評価結果

格納容器スプレイ開始後、再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転じる。ベ

一スケースに対して、再循環切替までは格納容器スプレイポンプが2台運転されているため内圧の低下は早くなっている。その後、再循環運転開始と同時に原子炉格納容器内立上り配管の全周破断を想定することにより、スプレイ流量の低下から内圧が上昇に転じるが、原子炉格納容器内のスプレイ及びヒートシンクによる除熱効果が破断エネルギーを上回り次第に下降してゆく。評価の結果、再循環切替以降、圧力は高めに推移するものの、ベースケースにおける最高圧力と同じ約0.308MPa[gage]であることを確認した。

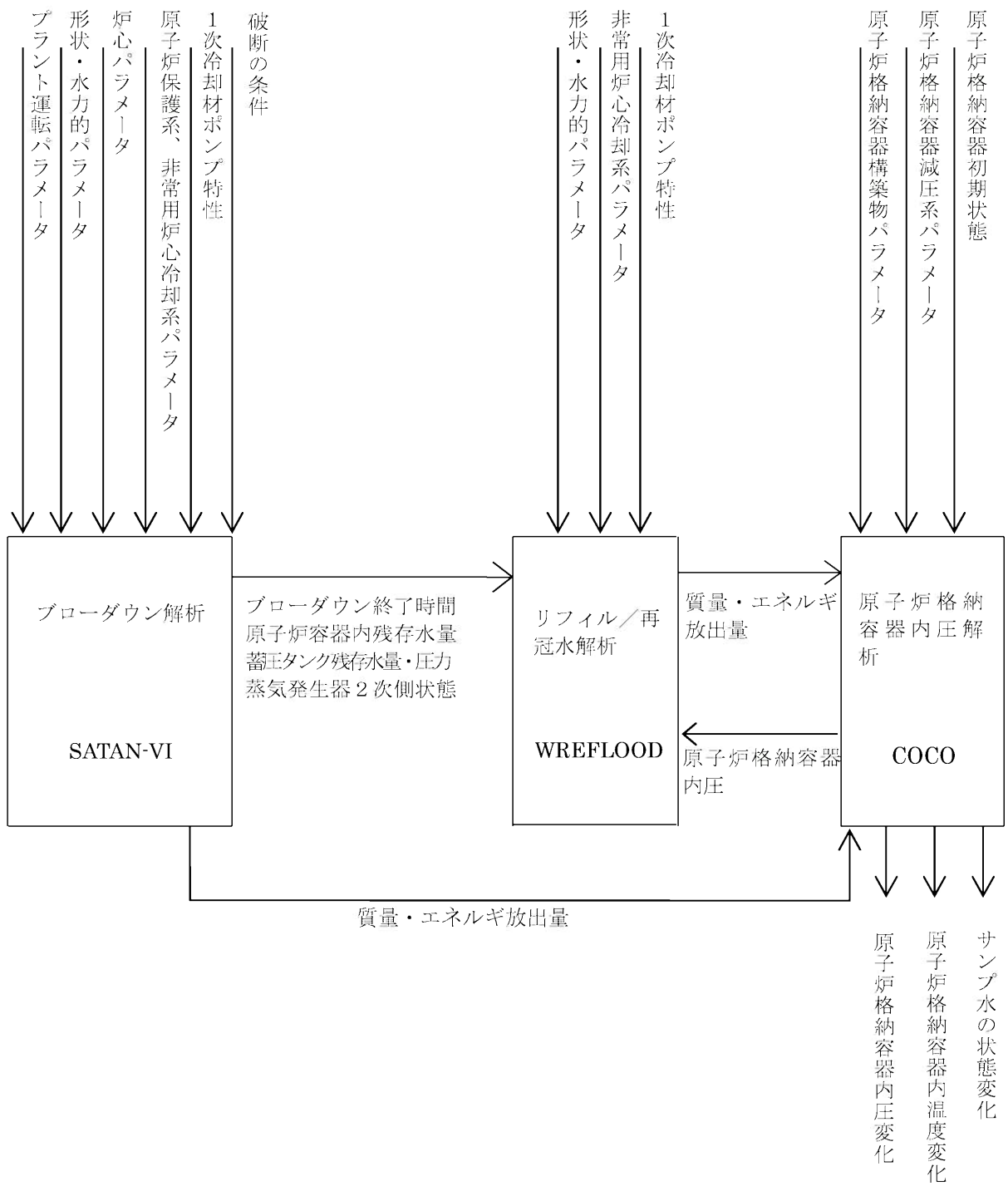


図1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」のコード体系

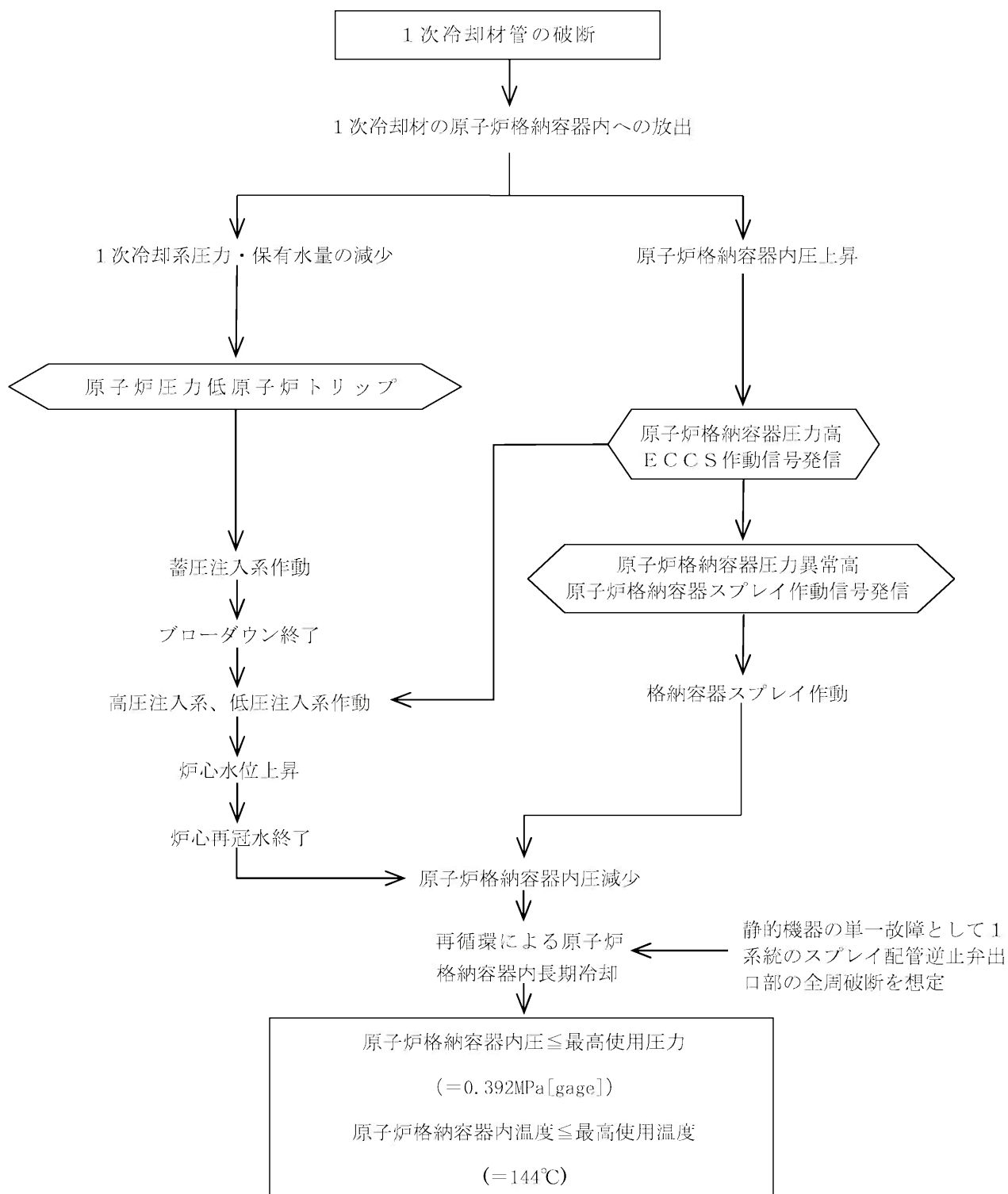


図2 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の事象過程

表1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の
 主要事象クロノロジ
 （影響評価解析のケース）

時刻（秒）	事象
0	蒸気発生器出口側配管両端破断発生
約 9	「原子炉格納容器圧力異常高」格納容器スプレイ 作動限界値到達
約 17	第1ピーク圧力
約 22	炉心再冠水開始
約 142	炉心再冠水終了、原子炉格納容器圧力最大
約 154	格納容器スプレイ開始
約 1,410	再循環運転開始 (スプレイ配管逆止弁出口部全周破断発生)
100,000	計算終了

表2 「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)」の解析条件及び解析結果

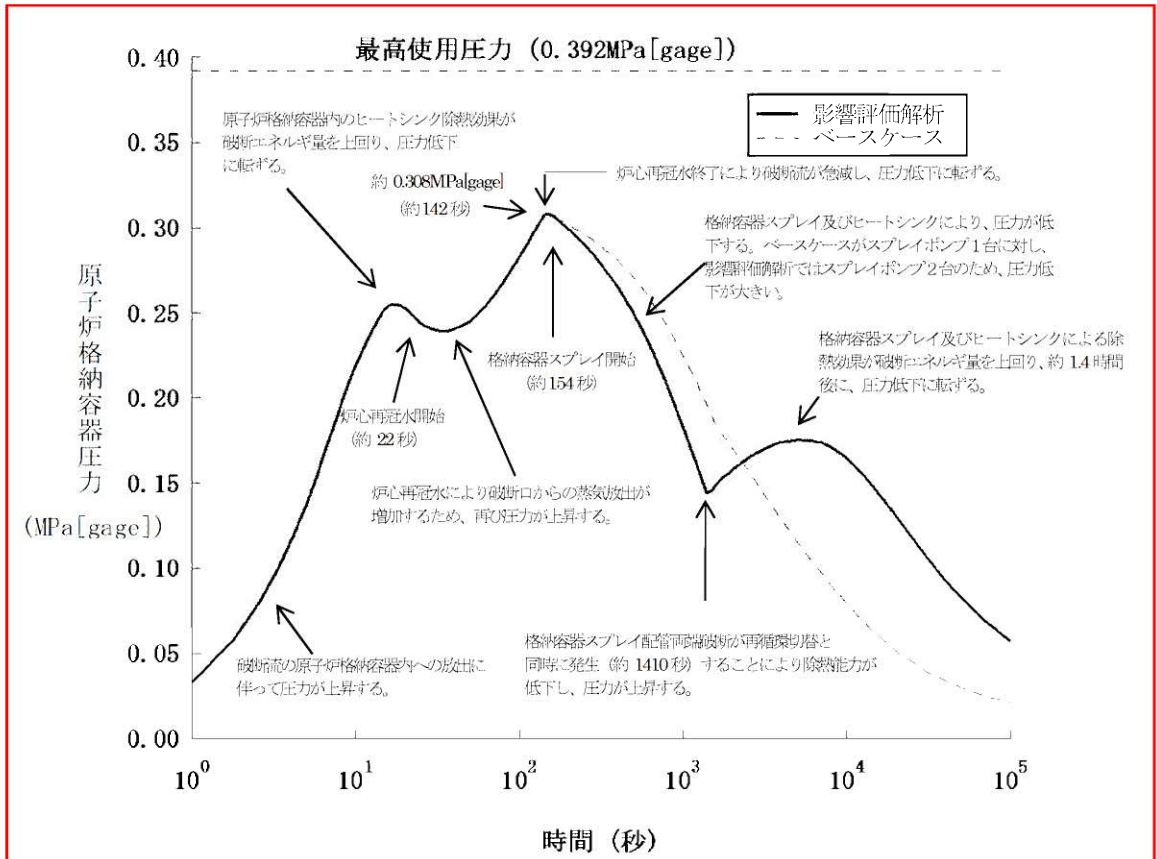
項目		解析件名	原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）		
			ベースケース使用値等	影響評価解析使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件	1次冷却材ポンプ吸込側 (蒸気発生器出口側)配管 の両端破断 流出係数= 1.0	同 左	原子炉格納容器内圧上昇の観点か ら最も厳しい	
		原子炉出力 (%)	102	同 左	定常誤差を考慮した上限値
	単 一 故 障	動的機器	格納容器スプレイ 設備 1 系列	短期 ^{※1} ： 考慮しない（スプレイ ポンプ 2 台運転） 長期 ^{※1} ： 考慮しない（1 台はラン アウト ^{※2} ）	<ベースケース> 原子炉格納容器内圧上昇の観点か ら最も厳しい
		静的機器	考慮しない	短期 ^{※1} ： 考慮しない 長期 ^{※2} ： 1 系統のスプレイ配管 逆止弁出口部の全周破 断を考慮	<影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1 系統 のスプレイ配管逆止弁出口部の全 周破断を想定

※1 短期：再循環切替まで、長期：再循環切替後

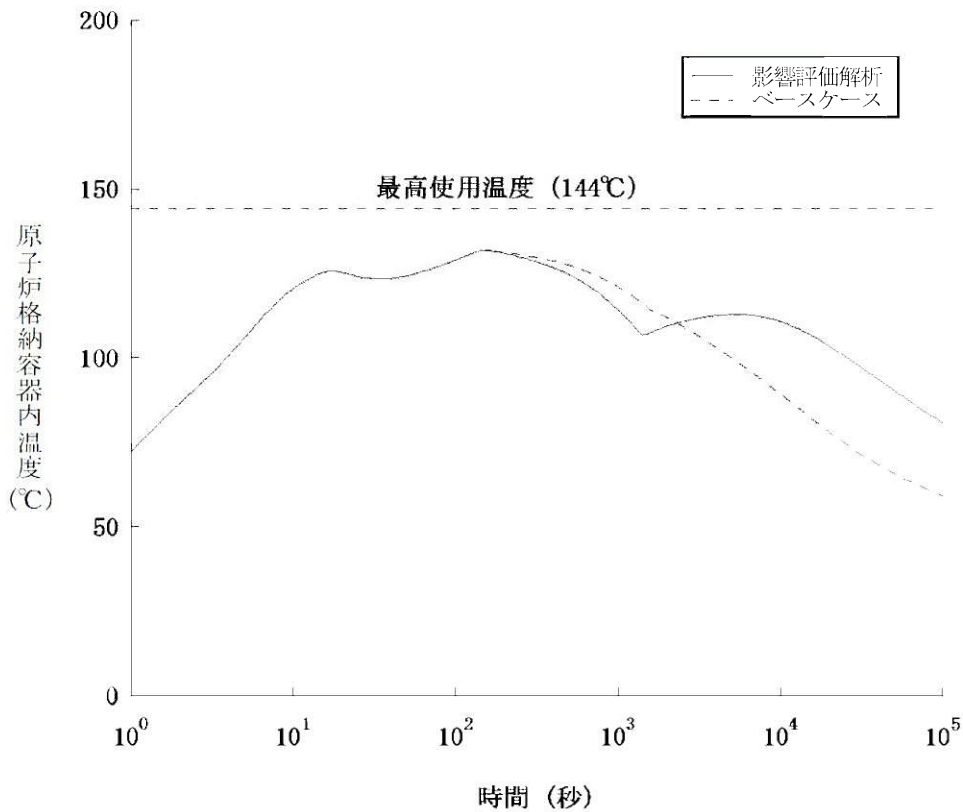
※2 スプレイ配管 1 本の全周破断が生じることにより、当該系統の格納容器スプレイポンプはランアウト状態に至る。

表2 「原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)」の解析条件及び解析結果 (つづき)

項 目		解析件名	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)		
			ベースケース使用値等	影響評価解析使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	そ の 他	崩 壊 熱	日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線	同 左	MHT-NES-1010改4「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく崩壊熱
		減速材密度係数 (% Δk/k/(g/cm ³))	48	同 左	密度低下による負の反応度添加量を最小にする。(左記は、減速材密度0.3g/cm ³ における値)
		外 部 電 源	無	同 左	格納容器スプレイの作動遅れを伴うため厳しい
		格納容器スプレイ開始 (秒)	154	同 左	ディーゼル発電機起動時間などを考慮した最大値
		原子炉格納容器自由体積 (m ³)	72,900	同 左	原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しくなる少なめの値
解 析 コ ー ド		S A T A N - V I W R E F L O O D C O C O	同 左	ブローダウン時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 原子炉格納容器内圧解析	
格納容器スプレイ作動信号		原 子 炉 格 納 容 器 圧 力 異 常 高			
解 析 結 果		ベースケース結果	影響評価解析結果	判 定	
	原子炉格納容器内最高圧力 (MPa[gage])	約0.308	約0.308	≤ 0.392MPa[gage] (最高使用圧力)	
	原子炉格納容器内最高温度 (°C)	約132	約132	≤ 144°C (最高使用温度)	



(a) 原子炉格納容器内圧力



(b) 原子炉格納容器雰囲気温度

図3 原子炉格納容器健全性評価

c. 可燃性ガスの発生に関する評価

(a) 事故の原因

この事故は、原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

(b) 判断基準

この事故には、以下の判断基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間はいずれかが次の値以下であること。

水 素 4%

酸 素 5%

(c) 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、(d)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。

(d) 解析条件及び解析結果

事象の過程を図4に示す。

主要事象クロノロジを表3に示す。

解析条件及び解析結果を表4及び図5に示す。

なお、影響評価として、**ベースケース**から単一故障の想定を変更したことにより原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度の履歴が変わるため、解析条件のうち、使用する原子炉格納容器内温度を変更した。

(e) 影響評価結果

影響評価については、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度を考慮して金属腐食の反応割合を求めることから、原子炉格納容器内温度の履歴が変わることにより、**ベースケース**に対し金属腐食反応による水素発生量が増加する。

解析の結果、原子炉格納容器内の水素濃度は、動的機器、静的機器いずれの単一故障を想定した場合においても、**ベースケース**の**約2.7%**に対して**約2.8%**と同程度となることを確認した。

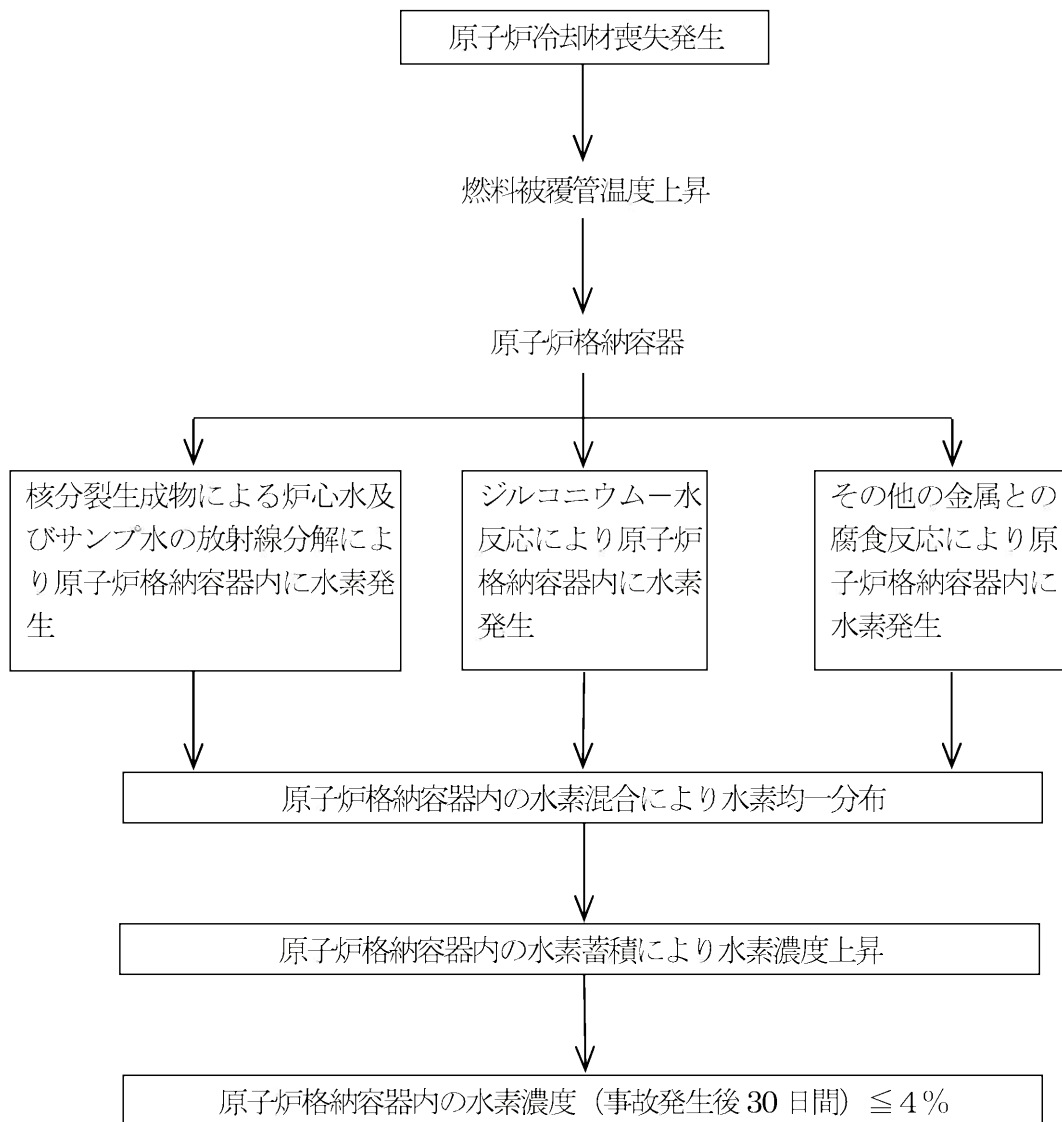


図4 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表3 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ
(影響評価解析のケース)

時刻 (時間)	事 象
0	配管破断発生
7 2 0	原子炉格納容器内水素濃度 約 2.8% 計算終了

表4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果

項目		解析件名	原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）		
			ベースケース使用値等	影響評価解析使用値等	選定理由
解 析 条 件 の 他	原子炉出力 (%)	102	同 左	定常誤差を考慮した上限値	
	単 一 故 障	動的機器	低圧注入系 1 系列故障	考慮しない	<ベースケース> ECCS性能評価に同じ
		静的機器	考慮しない	短期 ^{※1} ： 考慮しない 長期 ^{※1} ： 1系統のスプレイ配管逆 止弁出口部の全周破断を考 慮	<影響評価解析> 静的機器の単一故障として、 1系統のスプレイ配管逆止 弁出口部の全周破断を想定
	そ の	ジルコニウム -水反応量 (%)	1.5 (ECCS性能評価の解析 結果の5倍)	同 左	指針どおり（燃料被覆管の 表面から5.8 μmの厚さが 反応した場合に相当する量 より大きいECCS性能評 価の解析結果の5倍を仮定 している。）
	他	原子炉格納容器 内の液相中に存 在する核分裂生 成物の量 (%)	炉心内蓄積量のうち ハロゲン 50 希ガス及びハロゲンを除く他の 核分裂生成物 1 (希ガスを除く他の核分裂 生成物はすべて炉心部に存 在するものとする。)	同 左	指針どおり

※1 短期：再循環切替まで、長期：再循環切替後

表4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果（つづき）

項 目		解析件名	原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）		
			ベースケース使用値等	影響評価解析使用値等	選定理由
解 析 条 件	そ の 他	金属腐食 反応割合	原子炉格納容器内 雰囲気温度に 対応した腐食率	同 左 ただし、原子炉格納容器内 温度はベースケースと異 なる。 ^{※1}	指針の考え方どおり
		放射線分解により 発生する水素ガス の発生割合(G値) (分子/100eV)	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3	同 左	実験結果に基づく値に余 裕を見込んでいる。
解 析 コ ー ド		—	—	—	—
原子炉トリップ信号		—	—	—	—
解 析 結 果			ベースケース結果	影響評価解析結果	判 定
	原子炉格納容器内 水素濃度 (%)	約2.7 (事故発生後30日時点)	約2.8 (事故発生後30日時点)	事故発生後少なくとも30 日間は水素濃度4%以下	

※1 別紙1 「可燃性ガスの発生評価において変更した条件」参照。

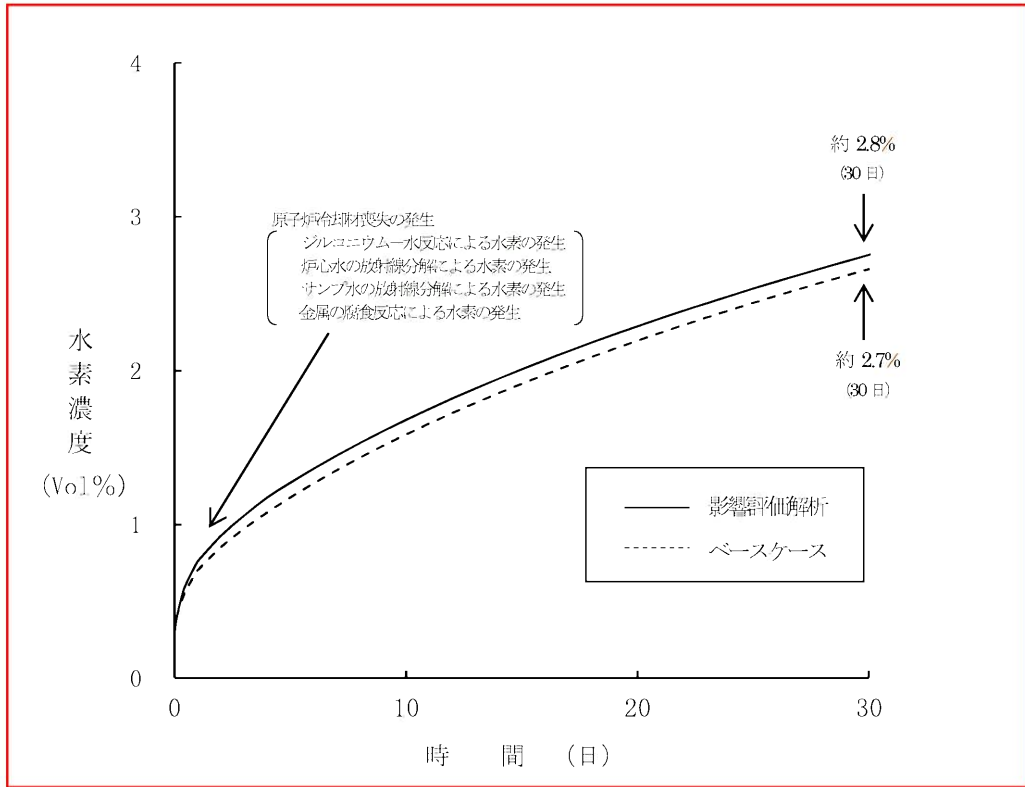


図5 可燃性ガスの発生

d. 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価（3号炉及び4号炉）

(a) 事故の原因

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、原子炉冷却材喪失が発生した際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(b) 核分裂生成物の放出量及び線量の解析条件及び解析結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図6、図7に示す。

放射能放出経路及び被ばく経路図を図8に示す。

解析条件及び解析結果を表5に示す。

なお、影響評価として、**ベースケース**から単一故障の想定を変更したことにより原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内圧力の履歴が変わるため、解析条件のうち、使用する原子炉格納容器からの漏えい率を変更した。

(c) 影響評価結果

影響評価については、**ベースケース**に対し、原子炉格納容器内圧力の履歴が変わることにより長期的に原子炉格納容器からの漏えい率が高くなったことから、大気中に放出されるよう素及び希ガスの量は若干上昇する。

解析の結果、実効線量は**以下のとおりであり**、**ベースケース**に対して**同程度**となることを確認した。

(3号炉) ベースケース：約0.11mSv、影響評価結果：約0.13mSv

(4号炉) ベースケース：約0.095mSv、影響評価結果：約0.11mSv

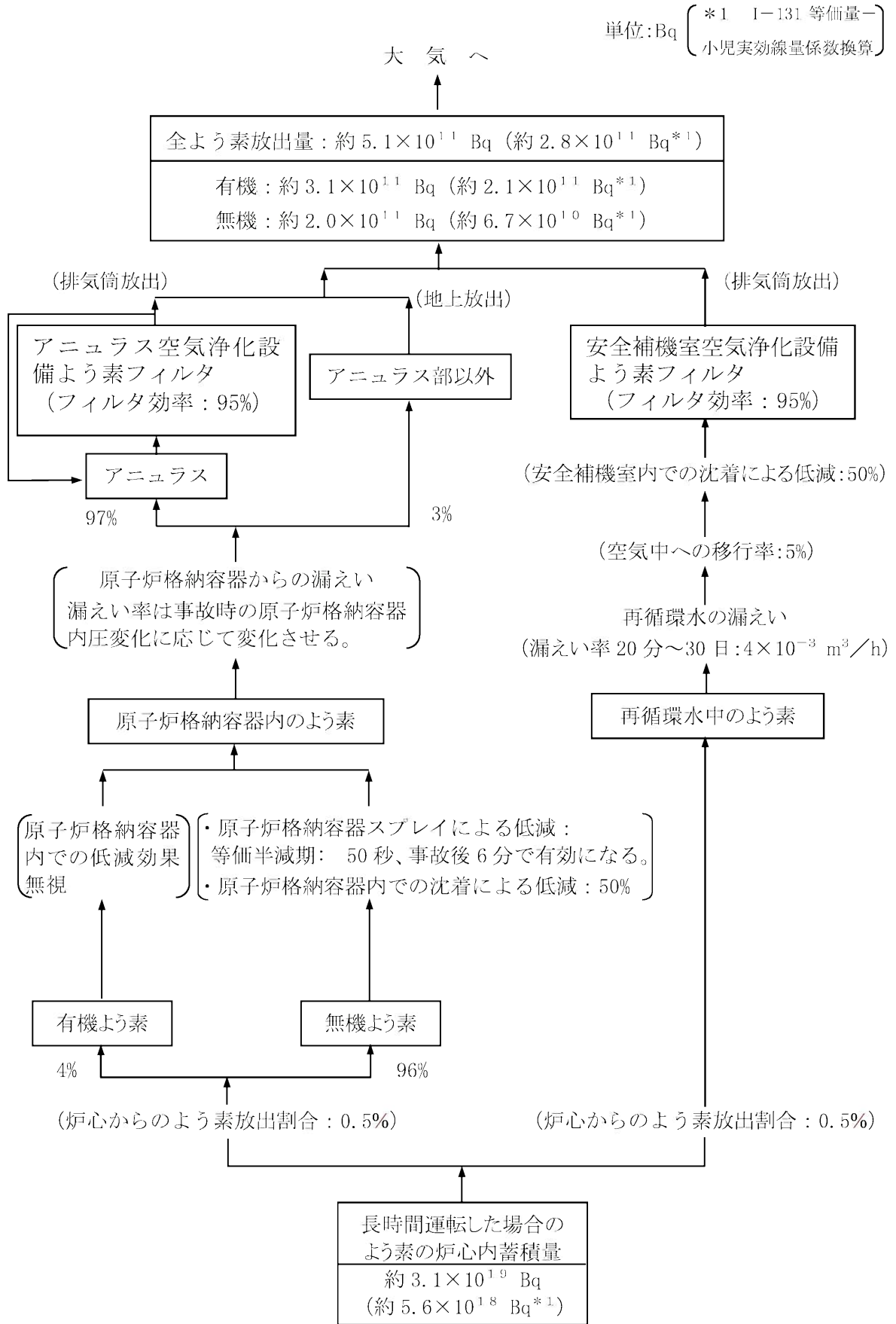


図6 (1/2) 原子炉冷却材喪失 (事故) 時のよう素の大気放出過程 (影響評価解析) (3号炉)

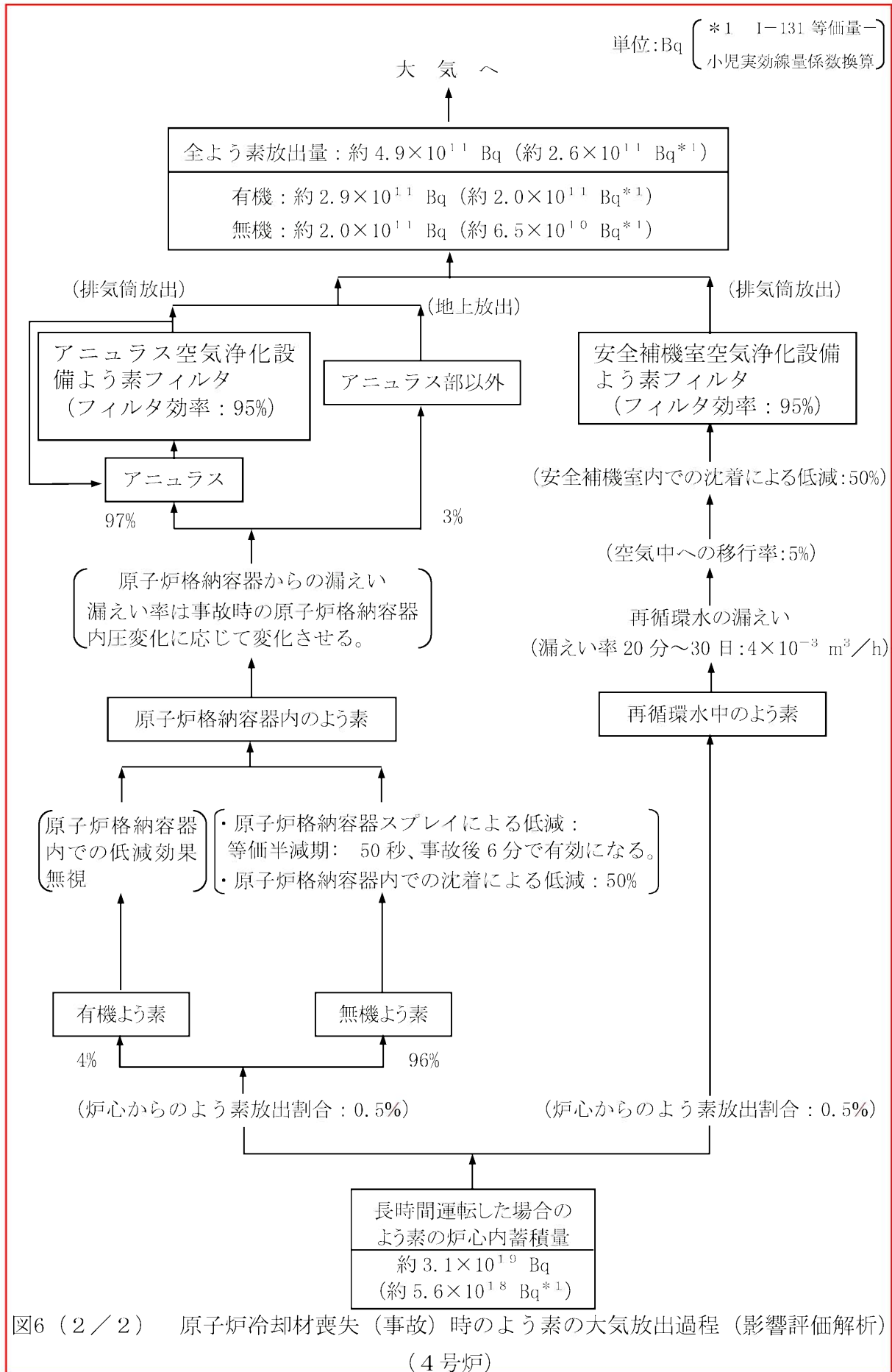


図6 (2/2) 原子炉冷却材喪失 (事故) 時のよう素の大気放出過程 (影響評価解析)
(4号炉)

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

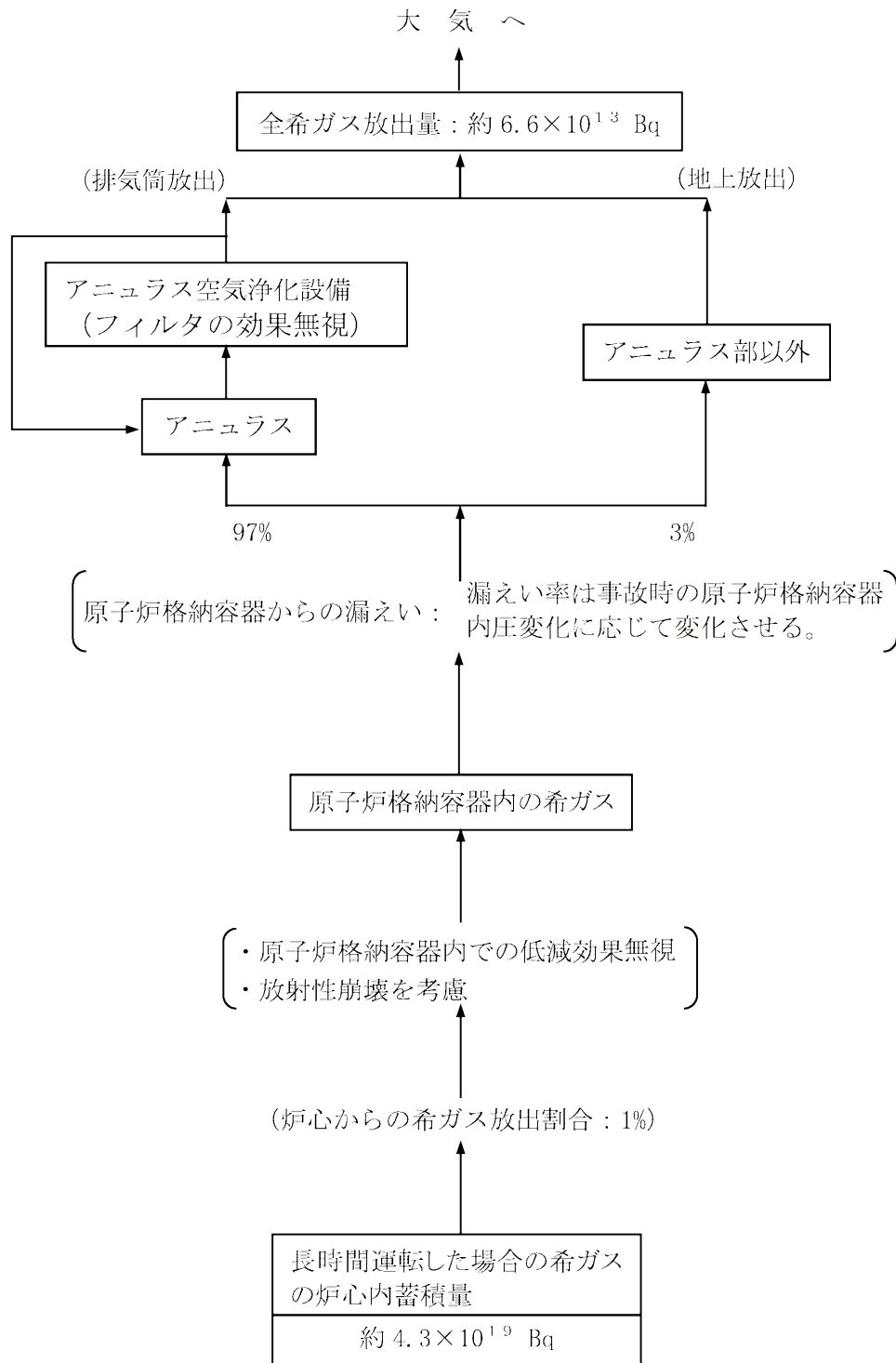


図7 (1 / 2) 原子炉冷却材喪失 (事故) 時の希ガスの大気放出過程 (影響評価解析)
(3号炉)

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

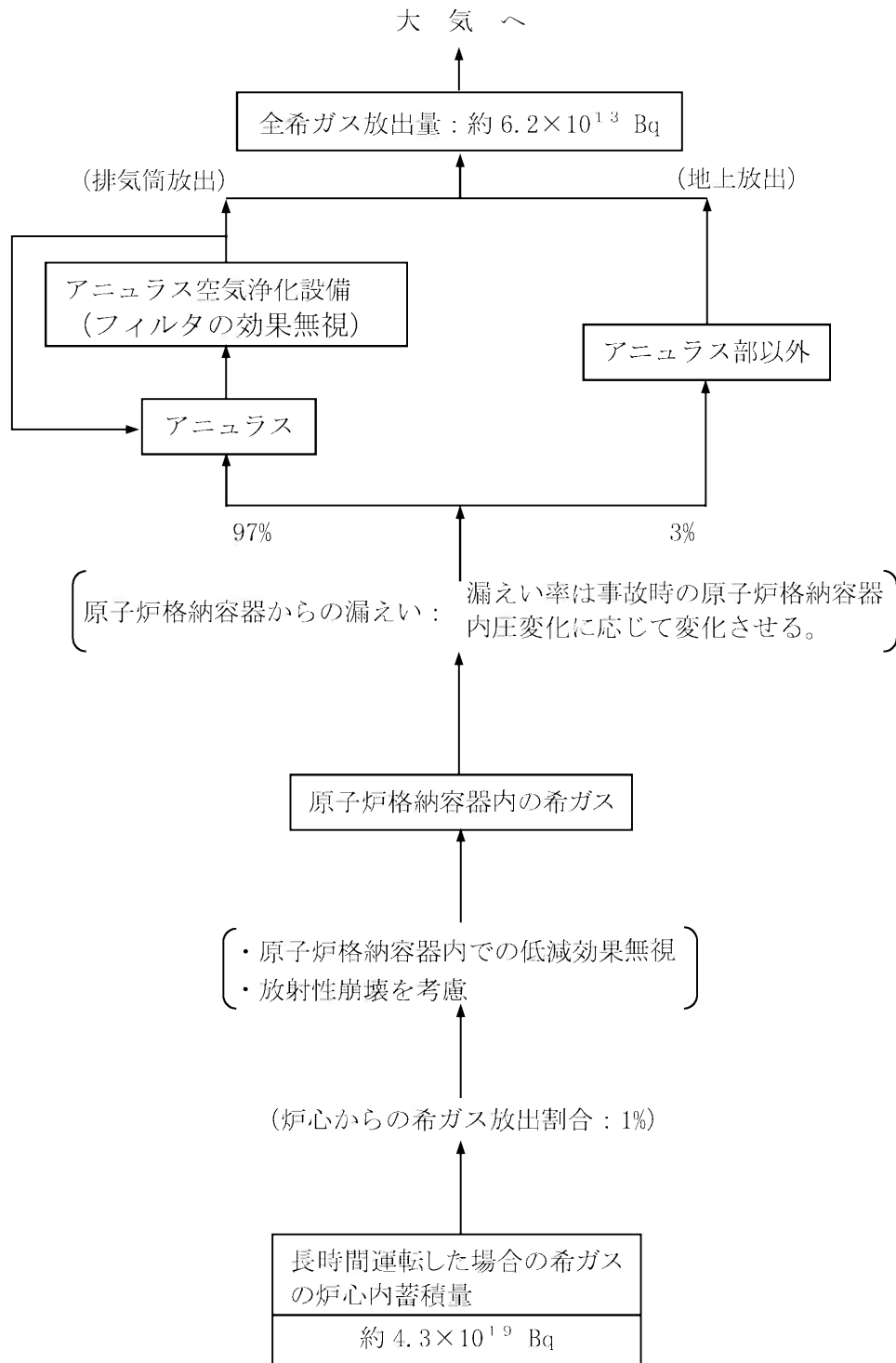


図7 (2/2) 原子炉冷却材喪失 (事故) 時の希ガスの大気放出過程 (影響評価解析)
(4号炉)

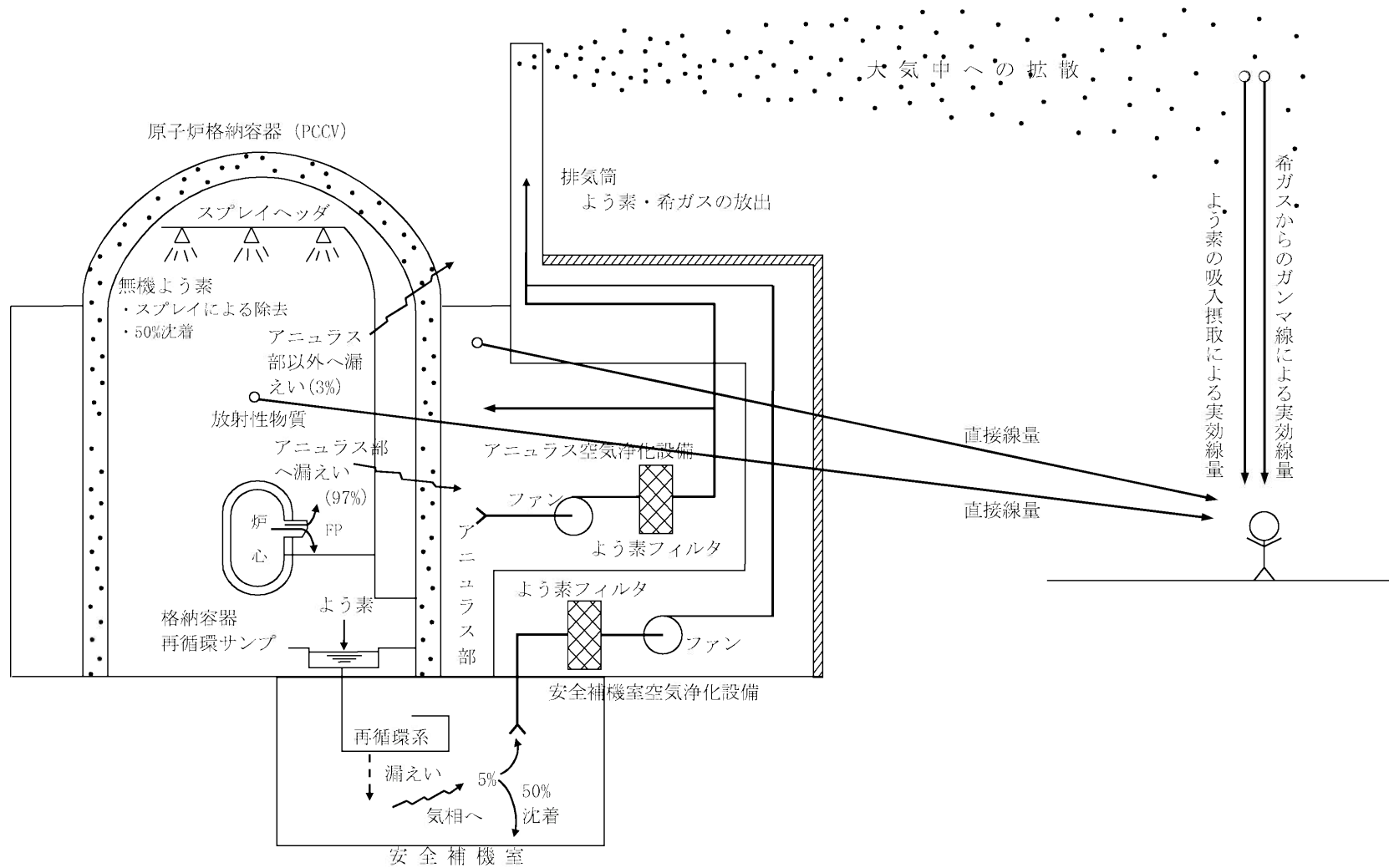


図8 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (3号炉及び4号炉)

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果

解 析 条 件		ベースケース使用値	影響評価解析使用値	選 定 理 由
原子炉熱出力		3,479 MWt	同 左	定格熱出力 (3,411 MWt) の102%
単 一 故 障	動的機器	ディーゼル発電機1系列 故障	考慮しない	<ベースケース> 動的機器の単一故障として、放射性物質の放出の観点から最も厳しい
	静的機器	考慮しない	短期 ^{*1} : 考慮しない 長期 ^{*1} : 1系統のスプレィ配管逆止弁 出口部の全周破断を考慮	<影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1系統のスプレィ配管逆止弁出口部の全周破断を想定
原子炉運転時間		(3号炉) 最高30,000時間 (4号炉) 最高40,000時間	同 左	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量		炉心内蓄積量の内 希ガス 1% よう素 0.5%	同 左	指針の考え方どおり (燃料棒破損率を100%と仮定)
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態		有機よう素 4% 無機よう素 96%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の内、原子炉格納容器内部に沈着する割合		希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器スプレィ水による無機よう素除去効率		スプレィによるよう素除去に対する等価半減期 無機よう素 50秒 ただし、有機よう素・希ガスについては考慮しない。	同 左	設計に基づく無機よう素の等価半減期は50秒以下である。 指針どおり

※1 短期：再循環切替まで、長期：再循環切替後

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解析条件	ベースケース使用値	影響評価解析使用値	選 定 理 由
原子炉格納容器スプレイによる除去効果が有効になる時間	6分	同 左	設計値（約5.7分）を上回る値
原子炉格納容器からの漏えい率	次式により求めた値を下回らない値 $L = \frac{C}{V} \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}}$ [L : 漏えい率 C : 定数 V : CV内気相部体積 ΔP: 差圧 ρ : CV内気体密度] 解析に用いる漏えい率のステップ幅0.01%/d	同 左 ただし、原子炉格納容器内圧力がベースケースと異なる。※1	指針の考え方どおり、事故後の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	同 左	指針どおり
アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率	95%	同 左	設計上は95%以上（温度約100℃、相対湿度約80%）の効率を期待できる。
アニュラス部の負圧達成までのよう素用フィルタのよう素除去効率 負圧達成後のアニュラス排気風量	(0～2分) アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（フィルタの効果は考慮しない） (2分～30分) アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の15%放出（フィルタの効果は考慮する）	同 左	負圧達成時間は評価上2分とする。 小容量排気への切換え時間は2分とする。

※1 別紙2「原子炉格納容器からの漏えい率」を参照。

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解 析 条 件	ベースケース使用値	影響評価解析使用値	選 定 理 由
再循環系から安全補機室内への漏えい率	$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$	同 左	設計値は $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 以下である。
再循環開始時間	20分	同 左	設計に基づく評価では20分以上である。
再循環水中の放射エネルギー	炉心内よう素蓄積量の0.5%	同 左	指針どおり 〔原子炉格納容器内に放出されたよう素と同量とする。〕
再循環水体積	$1,600 \text{ m}^3$	同 左	設計値は $1,600 \text{ m}^3$ 以上である。
再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率	5%	同 左	指針どおり
安全補機室内でのよう素沈着率	50%	同 左	指針どおり
安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタのよう素除去効率	95%	同 左	設計上は95%以上の効率を期待できる。
原子炉格納容器内核分裂生成物による直接線量の線源	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合 希ガス 1% ハロゲン 0.5% その他 0.01%	同 左	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量を下回らない値
事故の評価期間	30日	同 左	指針の考え方どおり 〔原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間〕
環境への放射性物質の放出	アニュラス部への漏えいについては排気筒放出、アニュラス部以外への漏えいについては地上放出で評価	同 左	アニュラス部への漏えいについては排気筒、アニュラス部以外への漏えいについては地上から放出される。

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解 析 条 件	ベースケース使用値	影響評価解析使用値	選 定 理 由
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (χ/Q) および相対線量 (D/Q) ※1	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (χ/Q) および相対線量 (D/Q) ※1	指針どおり
	(3号炉) χ/Q : 約 1.7×10^{-5} s/m ³ (排気筒放出) 約 5.4×10^{-5} s/m ³ (地上放出) D/Q : 約 1.4×10^{-19} Gy/Bq (排気筒放出) 約 3.0×10^{-19} Gy/Bq (地上放出) (4号炉) χ/Q : 約 3.3×10^{-6} s/m ³ (排気筒放出) 約 6.0×10^{-5} s/m ³ (地上放出) D/Q : 約 4.6×10^{-20} Gy/Bq (排気筒放出) 約 3.2×10^{-19} Gy/Bq (地上放出)	(3号炉) χ/Q : 約 1.7×10^{-5} s/m ³ (排気筒放出) 約 5.2×10^{-5} s/m ³ (地上放出) D/Q : 約 1.4×10^{-19} Gy/Bq (排気筒放出) 約 3.0×10^{-19} Gy/Bq (地上放出) (4号炉) χ/Q : 約 3.1×10^{-6} s/m ³ (排気筒放出) 約 6.1×10^{-5} s/m ³ (地上放出) D/Q : 約 4.5×10^{-20} Gy/Bq (排気筒放出) 約 3.0×10^{-19} Gy/Bq (地上放出)	

※1 別紙3 「大気拡散に使用する気象条件」参照。

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

評価項目	ベースケース結果	影響評価解析結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	(3号炉) 約 2.4×10^{11} Bq (4号炉) 約 2.3×10^{11} Bq	(3号炉) 約 2.8×10^{11} Bq (4号炉) 約 2.6×10^{11} Bq	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。 ≤ 5 mSv
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5 MeV換算)	(3号炉) 約 4.8×10^{13} Bq (4号炉) 約 4.5×10^{13} Bq	(3号炉) 約 6.6×10^{13} Bq (4号炉) 約 6.2×10^{13} Bq	
実効線量	(3号炉) 約0.11 mSv ^{※1, ※2} (4号炉) 約0.095mSv ^{※1, ※2}	(3号炉) 約0.13mSv ^{※1, ※2} (4号炉) 約0.11mSv ^{※1, ※2}	

※1 方位毎によう素の吸入摂取による実効線量、希ガスからの γ 線による実効線量及び直接・スカイシャイン線量を合算した値の最大値

※2 実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量

(ベースケース) : (3号炉) 約0.0036mSv、(4号炉) 約0.0014mSv、影響評価 : (3号炉) 約0.0030mSv、(4号炉) 約0.0013mSv) を含む

可燃性ガスの発生評価において変更した条件

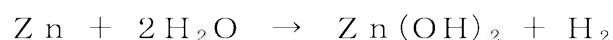
「可燃性ガスの発生」解析は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の健全性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、以下の水素発生要因を考慮している。

- ・ 炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解
- ・ ジルコニウム-水反応
- ・ 金属腐食反応

このうち、単一故障の想定の変更によって、評価に用いる原子炉格納容器内温度の時間変化の影響を受ける「金属腐食反応」について説明する。

(1) 金属腐食反応

金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮している。



このうち、アルミニウムの腐食による水素濃度は、原子炉格納容器内の雰囲気温度に依存する。原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内雰囲気温度の時間変化を図1に示す。この雰囲気温度より設定した評価に用いたアルミニウムの腐食率は表1となる。

表1 アルミニウムの腐食率

事故後の時間	ベースケース	影響評価解析
0 ～ 1,000 秒	[商業機密に係る事項のため公開できません。]	[商業機密に係る事項のため公開できません。]
1,000 ～ 8,400 秒		
8,400 ～ 10,000 秒		
10,000 ～ 34,000 秒		
34,000 ～ 100,000 秒		
100,000 ～ 340,000 秒		
340,000 ～ 1,000,000 秒		
1,000,000 秒以上		

[]: 商業機密に係る事項のため公開できません。

(2) 水素発生要因別の評価結果

水素発生要因別のベースケースと影響評価解析との比較を表2に示す。

表2 評価結果 (事故後30日時点)

発 生 源	ベースケース	影響評価解析
原子炉格納容器内水素発生量		
炉心水の分解	約 987 m ³	約 987 m ³
サンプル水の分解	約 338 m ³	約 338 m ³
ジルコニウム-水反応	約 183 m ³	約 183 m ³
<u>アルミニウムの腐食</u>	<u>約 168 m³</u>	<u>約 229 m³</u>
亜鉛の腐食	約 31.6 m ³	約 31.6 m ³
合計発生量	約 1,710 m ³	約 1,770 m ³
原子炉格納容器内水素濃度	約 2.66 vol %	約 2.75 vol %

注) 水素発生量 (m³) は、0°C、1atm

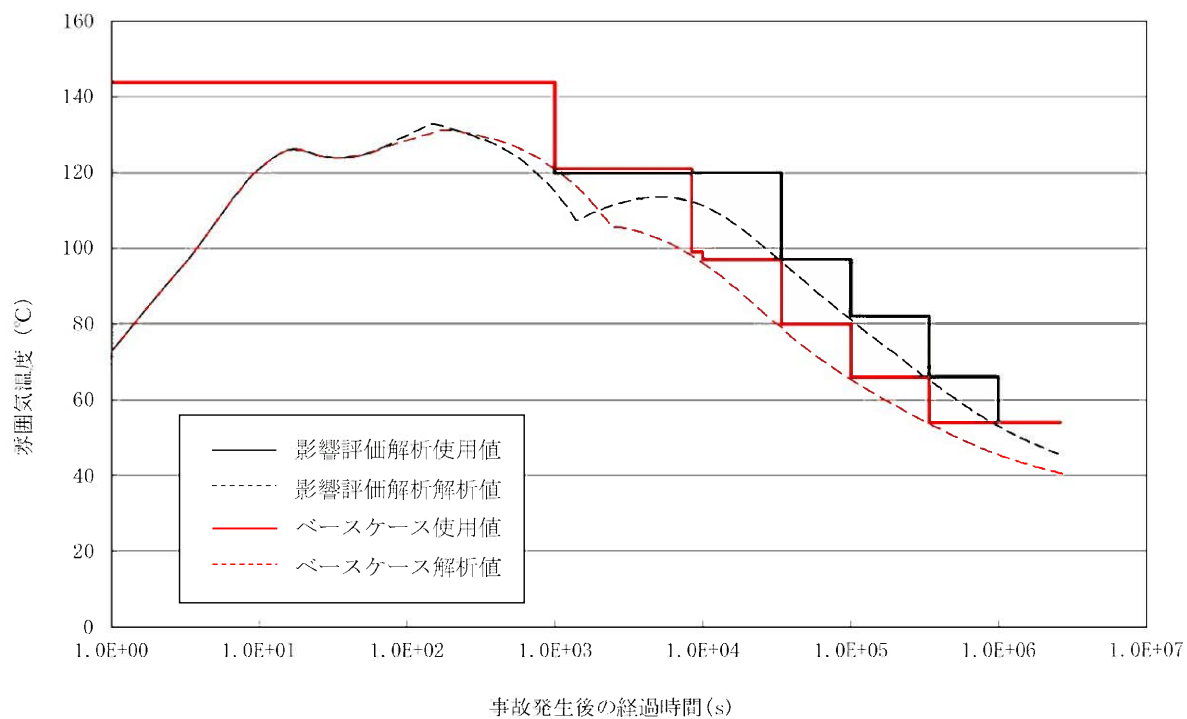


図1 影響評価解析に用いた原子炉格納容器内温度

原子炉格納容器からの漏えい率

(1) はじめに

原子炉冷却材喪失の評価に使用する原子炉格納容器漏えい率については、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下、安全評価指針という。）」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定一部改訂平成 13 年 3 月 29 日）に下記の評価条件が示されている。

事故； 「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」

安全評価に使用した漏えい率は、以下に示す理由により上記安全評価指針の条件を満足しており、十分妥当なものである。

(2) 漏えい率の計算方法⁽¹⁾

原子炉格納容器からの漏えい率は次式で与えられる。

$$m = C \cdot \sqrt{\Delta P \cdot \rho}$$

$$L = \frac{m}{M} = \frac{m}{V \cdot \rho} = C' \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}} \quad \dots \quad (1) \text{式}$$

ここで、

m : 原子炉格納容器からの漏えい量（質量流量）

ΔP : 原子炉格納容器内外の圧力差

ρ : 原子炉格納容器内気体の平均密度

M : 原子炉格納容器内気体の総質量

V : 原子炉格納容器内の気相部体積

C : 流路面積、流量係数等により決まる定数

C' : C/V

L : 漏えい率(%/d)

設計漏えい率 L_d は常温空気、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において 0.1%/d であり、(1)式にこれらの定数を入れると次式で与えられる。

$$L_d = C' \sqrt{\frac{\Delta P_d}{\rho_d}} \quad \dots \quad (2) \text{式}$$

ここで ρ_d は設計条件での空気密度であり、空気の状態方程式から次のように求められる。

$$P_d = R \cdot \rho_d \cdot T_d$$

$$\rho_d = \frac{P_d}{R \cdot T_d} \quad \dots \quad (3) \text{式}$$

(2)、(3)式により、 C' を求めると次式が得られる。

$$C' = \frac{L_d}{\sqrt{\Delta P_d / \rho_d}} = L_d \sqrt{\frac{P_d}{R \cdot T_d \cdot \Delta P_d}} \quad \dots \quad (4) \text{式}$$

事故時の漏えい率は(1)式より、

$$L = C' \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\rho_t}} \quad \dots \quad (5) \text{式}$$

となる。ここで、 ρ_t 、 ΔP_t は事故時の原子炉格納容器内雰囲気密度及び原子炉格納容器内と外気との差圧であり、空気及び水蒸気による成分を a 及び s で表わすと、

$$\begin{aligned} \rho_t &= \rho_a + \rho_s \\ \Delta P_t &= P_a + P_s - 0.1013 \text{ (MPa)} \end{aligned}$$

(5)式の C' に(4)式を代入して、漏えい率 L を求める。

$$L = L_d \sqrt{\frac{1}{R \cdot T_d} \cdot \frac{\Delta P_t}{\rho_t} \cdot \frac{P_d}{\Delta P_d}} \quad \dots \quad (6) \text{式}$$

(3) 漏えい率の計算結果

原子炉格納容器の圧力は、長期内圧解析（1次冷却材ポンプ吸込側配管完全両端破断、最小安全注入流量）の結果を用いており、漏えい率は、この内圧解析を基に蒸気及び空気の混合雰囲気状態（圧力、温度）を考慮して計算する。

計算結果を図1に示す。

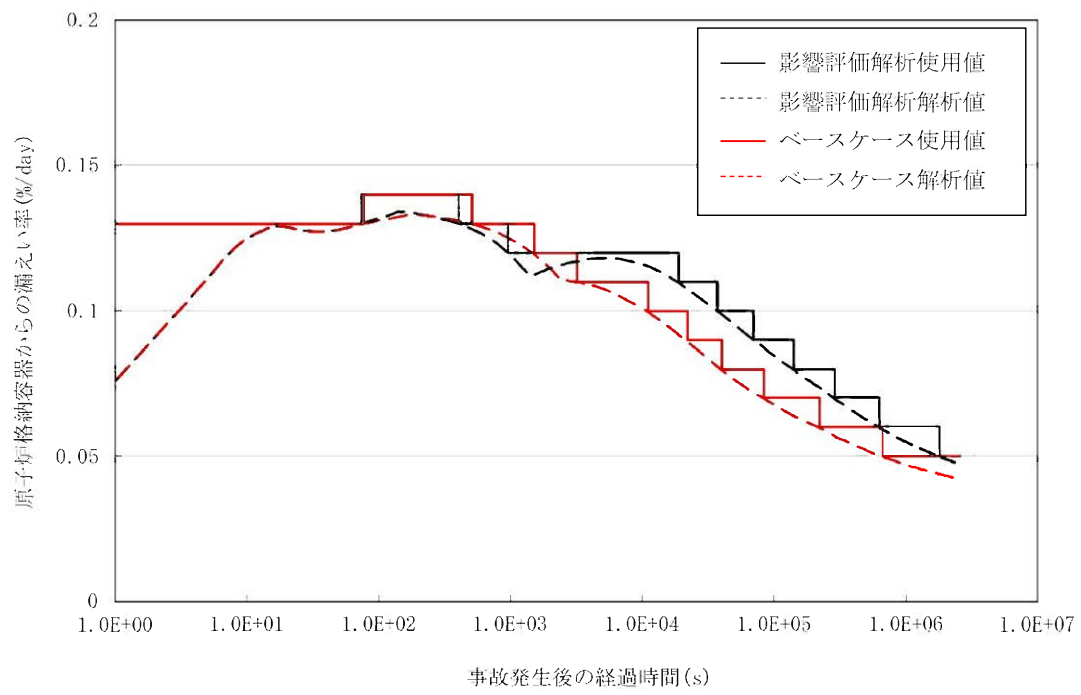


図1 原子炉格納容器の漏えい率の時間変化

大気拡散に使用する気象条件

(1) 相対濃度及び相対線量

事故時に放出される放射性物質が、敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当たって、放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象条件については、現地における出現頻度からみて、これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「 x/Q 」という。）を、2016年1月から2016年12月までの1年間の観測データを使用して求めた。すなわち、(1)式に示すように、風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を考慮した x/Q を陸側方位について求め、方位別にその値の小さい方から大きい方へ累積度数を求め、年間のデータ数に対する出現頻度（%）で表わすことにする。横軸に x/Q を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに x/Q の累積出現頻度分布を描き、この分布から、累積出現頻度が97%に当たる x/Q を方位別に求め、そのうち最大のを安全解析に使用する相対濃度とする。

ただし、 x/Q の計算の着目地点は、各方位とも炉心から最短距離となる敷地境界外とし、着目地点以遠で x/Q が最大になる場合はその x/Q を着目地点における当該時刻の x/Q とする。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot \delta_i \quad \dots (1) \text{式}$$

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m^3)
 T : 実効放出継続時間 (h)
 $(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m^3)
 δ_i : 時刻 i において風向が当該方位にあるとき
 $\delta_i = 1$
時刻 i において風向が他の方位にあるとき
 $\delta_i = 0$

ここで、影響評価を行う「原子炉冷却材喪失」での $(x/Q)_i$ の計算に当たっては、短時間の排気筒放出として、(2)式により行う。

$$(x/Q)_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \quad \dots (2) \text{式}$$

σ_{yi} : 時刻 i における濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)

- σ_{zi} : 時刻 i における濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)
 U_i : 時刻 i における風速 (m/s)
 H : 放出源の有効高さ (m)

方位別 χ/Q の累積出現頻度を求めるとき、静穏の場合には風速を 0.5m/s として計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

また、放射性雲からの γ 線による空気カーマについては、 χ/Q の代わりに空間濃度分布と γ 線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた相対線量 (以下「D/Q」という。) を用いて同様に求める。 γ 線による空気カーマ計算には、以下に示す現行申請添付書類九の(9-7)式を使用する。

$$D_{\gamma}(x', y', 0) = K_1 \cdot E_{\gamma} \cdot \mu_{\alpha} \cdot \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu \cdot r) \cdot \chi(x, y, z) dx dy dz$$

$D_{\gamma}(x', y', 0)$: 計算地点(x', y', 0)における γ 線による空気カーマ率
 (μGy/h)

K_1 : 空気カーマ率への換算係数
 ($\frac{dis \cdot m^5 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}$)

E_{γ} : γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_{α} : 空気に対する γ 線の線エネルギー吸収係数 (m⁻²)

r : 放射性雲中の点(x, y, z)から計算地点(x', y', 0)までの距離

$$r = \sqrt{(x' - x)^2 + (y' - y)^2 + (0 - z)^2} \quad (m)$$

μ : 空気に対する γ 線の線減衰係数 (m⁻¹)

$B(\mu \cdot r)$: 空気に対する γ 線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha_B \cdot (\mu \cdot r) + \beta_B \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma_B \cdot (\mu \cdot r)^3$$

$\alpha_B, \beta_B, \gamma_B$ は γ 線のエネルギー別に与えられる。

$\chi(x, y, z)$: 放射性雲中の点(x, y, z)における放射性物質の濃度
 (Bq/m³)

実効放出継続時間としては、「(2) 実効放出継続時間」で説明するとおり、よう素及び希ガスのそれぞれ事故期間中の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除して求めた表 2 に示す値を用いる。

事故時の線量評価に用いる χ/Q 及び D/Q は、陸側方位のうち、よう素の吸入摂取による実効線量、希ガスからの γ 線による実効線量及び直接・スカイシャイン線量を合算した値の線量が最大となる方位の値を使用する。

表 1 (1 / 2) 事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q (3号炉)

χ/Q 、 D/Q	ベースケース				影響評価解析			
	χ/Q (s/m^3)		D/Q (Gy/Bq)		χ/Q (s/m^3)		D/Q (Gy/Bq)	
実効放出 継続時間	7 時間		31 時間		8 時間		31 時間	
放出高さ 着目方位	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分
NE	1.7×10^{-5}	5.4×10^{-5}	1.4×10^{-19}	3.0×10^{-19}	1.7×10^{-5}	5.2×10^{-5}	1.4×10^{-19}	3.0×10^{-19}

表 1 (2 / 2) 事故時の方位別 χ/Q 、 D/Q (4号炉)

χ/Q 、 D/Q	ベースケース				影響評価解析			
	χ/Q (s/m^3)		D/Q (Gy/Bq)		χ/Q (s/m^3)		D/Q (Gy/Bq)	
実効放出 継続時間	7 時間		29 時間		8 時間		31 時間	
放出高さ 着目方位	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分	排気筒 放出分	地上 放出分
SE	3.3×10^{-6}	6.0×10^{-5}	4.6×10^{-20}	3.2×10^{-19}	3.1×10^{-6}	6.1×10^{-5}	4.5×10^{-20}	3.0×10^{-19}

(2) 実効放出継続時間

安全評価における線量評価に使用する実効放出継続時間の定義は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、「実効放出継続時間 (T) は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。」としており、同様の方法で、実効放出継続時間を求めている。この際、得られた数値については、安全側に端数を切り捨てて 1 時間単位の値に丸めたものを実効放出継続時間として使用している。

影響評価解析では、別紙 2 「原子炉格納容器からの漏えい率」に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率が変更となることから、線量評価に使用する実効放出継続時間が変更となる。

放出量及び実効放出継続時間の比較を表 2 に示す。

表 2 (1 / 2) 放出量及び実効放出継続時間 (3 号炉)

項目	ベースケース			影響評価解析		
	全放出量 (B q)	1時間 当たりの 最大放出量 (B q)	実効放出 継続時間 (h)	全放出量 (B q)	1時間 当たりの 最大放出量 (B q)	実効放出 継続時間 (h)
よう素 (¹⁻¹³¹ 等価量-小児 実効線量係数換算)	約 2.4×10^{11} (2.40×10^{11})	約 3.2×10^{10} (3.11×10^{10})	7	約 2.8×10^{11} (2.79×10^{11})	約 3.2×10^{10} (3.12×10^{10})	8
希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 4.8×10^{13} (4.77×10^{13})	約 1.6×10^{12} (1.54×10^{12})	31	約 6.7×10^{13} (6.63×10^{13})	約 2.1×10^{12} (2.08×10^{12})	31

注) (実効放出継続時間) = (全放出量) / (1時間当たりの最大放出量)

表 2 (2 / 2) 放出量及び実効放出継続時間 (4 号炉)

項目	ベースケース			影響評価解析		
	全放出量 (B q)	1時間 当たりの 最大放出量 (B q)	実効放出 継続時間 (h)	全放出量 (B q)	1時間 当たりの 最大放出量 (B q)	実効放出 継続時間 (h)
よう素 (¹⁻¹³¹ 等価量-小児 実効線量係数換算)	約 2.3×10^{11} (2.29×10^{11})	約 3.1×10^{10} (3.10×10^{10})	7	約 2.7×10^{11} (2.62×10^{11})	約 3.2×10^{10} (3.12×10^{10})	8
希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 4.5×10^{13} (4.50×10^{13})	約 1.6×10^{12} (1.52×10^{12})	29	約 6.3×10^{13} (6.21×10^{13})	約 2.0×10^{12} (1.96×10^{12})	31

注) (実効放出継続時間) = (全放出量) / (1時間当たりの最大放出量)

13 条

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故
の拡大の防止

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.2 設計基準事故の解析について

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

（別添1） 各事象の説明（運転時の異常な過渡変化の解析）

（別添2） 各事象の説明（設計基準事故の解析）

（別添3） 各評価の説明（設計基準事故時の被ばく評価）

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

第十三条 設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

- ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
- ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下となること。
- 二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。
 - ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下となること。
 - ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。
 - ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

適合のための設計方針

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.1.1 概要

玄海原子力発電所 4 号炉において、燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「ステップ 2 燃料」という。）の使用に伴う、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「運転時の異常な過渡変化」について安全評価を実施し、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認する。

なお、「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象である。

評価事象は、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象の中から、代表的な事象を選定している。

解析においては、事象発生前の状態、使用するモデル、ステップ 2 燃料の使用等を考慮した入力条件について、評価の結果が厳しくなるように考慮したものをを用い、さらに事象に対処するために必要な系統及び機器について、安全機能別に結果を厳しくする機器の単一故障を仮定している。

2.1.2 評価事象

今回の変更申請に伴い、本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定している。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象である。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - c. 制御棒の落下及び不整合
 - d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
 - b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - c. 外部電源喪失
 - d. 主給水流量喪失
 - e. 蒸気負荷の異常な増加
 - f. 2次冷却系の異常な減圧
 - g. 蒸気発生器への過剰給水

- (3) 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
 - a. 負荷の喪失
 - b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.1.3 解析方法及び解析条件

2.1.3.1 解析上の取扱いの主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ 2 燃料の使用に伴う変更

a. 燃料機械設計の変更

ステップ 2 燃料の構造は、基本的に現行の 48,000MWd/t 燃料（以下「ステップ 1 燃料」という。）と同一であるが、ペレット密度及び濃縮度をステップ 1 燃料より高めている。今回の解析上のペレット密度及び濃縮度の取扱いを表 2.1-1 に示す。

なお、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、二酸化ウラン燃料と比較して、ウラン 235 濃縮度を低下させており、最大線出力密度が低くなる様設計していることから、安全評価への影響は問題とならない。

b. 安全解析使用値の変更

ステップ 2 燃料の使用に伴い、安全解析使用値をステップ 1 燃料装荷炉心の安全解析使用値から変更している。表 2.1-2 に今回変更した安全解析使用値を示す。

今回の解析における安全解析使用値は、ステップ 1 燃料装荷炉心からステップ 2 燃料装荷炉心までの炉心特性パラメータの変動を考慮して、ステップ 2 燃料装荷炉心の評価値に余裕をとって設定している。

(2) その他の変更

a. 新評価手法の採用

(a) 改良統計的熱設計手法の採用

「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に従い、ステップ 2 燃料装荷炉心の DNBR 評価では、改良統計的熱設計手法（以下「GSTM」という。）を適用している。

「運転時の異常な過渡変化」の解析においても、この手法

を用いて DNBR 評価を行うこととしており、その際の判断基準である許容限界値は、1.42 としている。

なお、2 次冷却系の異常な減圧の DNBR 評価については、従来どおり、決定論的な手法を適用している。

(b) 核設計計算コードの変更

出力分布の評価を核設計計算コード ANC に変更している。

b. 新指針等への対応

(a) 反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱い

反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについては、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「RIE 評価指針」という。）に加えて「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「RIE 報告書」という。）に従った評価を行っている。

c. その他

(a) 炉心崩壊熱の変更

炉心崩壊熱については、日本原子力学会推奨値（以下「AESJ 推奨値」という。）及び ORIGEN-2 コードによる評価値に基づく炉心崩壊熱を評価に使用している。AESJ 推奨値は、平成 4 年 6 月の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ECCS 性能評価指針」という。）改訂において、従来の崩壊熱データに追加して使用が認められたものである。

(b) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮して解析を行っている。

2.1.3.2 解析方法

解析は、表 2.1-3 に示す計算プログラム（以下「コード」とい

う。)により行われる。

今回、制御棒の落下及び不整合、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動、2次冷却系の異常な減圧の解析に使用するコードを変更している。

2.1.3.3 解析条件

a. 主要な解析条件

解析で使用する主要なパラメータを表 2.1-4～表 2.1-6 及び図 2.1-1～図 2.1-3 に示す。

なお、今回の変更申請において、いずれも変更はない。

b. 影響緩和のための安全機能

影響緩和のため考慮する主要な安全機能を表 2.1-7 に示す。

なお、今回の変更申請において、変更はない。

表 2.1-1 安全解析におけるペレット密度及び濃縮度の取扱い

項目	特性	影響項目	安全解析での取扱い	
ペレット密度	<p>ペレット密度が高くなると燃料保有熱量が大きくなる。 ペレット密度が低くなると熱伝導率が低くなり、燃料中心温度が高くなる。</p>	初期燃料温度設定時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
		過渡計算時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	熱伝導率が低くなるステップ 1 燃料を対象とする。
濃縮度	濃縮度が高くなると中性子スペクトルが硬くなり、炉心特性が影響を受ける。	炉心核特性評価値	「2.1.3.1(1)b.安全解析使用値の変更」及び「表 2.1-2」参照	
	濃縮度が変わるとペレット内径方向出力分布が影響を受けるが、その影響は小さい。	ペレット内径方向出力分布	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。	

※ステップ 1 燃料：理論密度の約 95%、濃縮度約 4.1wt%

ステップ 2 燃料：理論密度の約 97%、濃縮度約 4.8wt%

表 2.1-2 変更した安全解析使用値（運転時の異常な過渡変化）

安全解析入力パラメータ	単 位	安全解析使用値	
		ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心
1. 全般的プラント挙動解析			
核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)	—	1.54 (最確値)	1.58 (最確値)
DNBR 評価用軸方向出力分布	—	1.55 コサイン	1.62 コサイン
2. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈			
プラント起動時 初期ほう素濃度	ppm	2,500	3,100
プラント起動時 臨界ほう素濃度		1,800	2,000
3. 2次冷却系の異常な減圧			
ほう素の反応度価値	$(10^{-5} \Delta K/K)$ /ppm	-8.9	-7.4
燃料取替用水ピットほう素濃度	ppm	2,500	3,100

表 2.1-3 解析に使用する計算プログラム一覧表

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における制御棒 の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な 引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異 常な希釈	—————
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループ の誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	—————
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC-III
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
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	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却 系の誤起動	

表 2.1-4 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、改良統計的熱設計手法を使用する DNBR の評価では、初期値として定格値を用いる。

表 2.1-5 解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用する トリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.1-1 参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.1-1 参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

表 2.1-6 解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号 a. 原子炉圧力低 b. 主蒸気ライン圧力低 c. 原子炉格納容器圧力高	12.04MPa[gage] 3.35MPa[gage] 0.048MPa[gage]	2.0 2.0 2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動 信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa[gage]	2.0

表 2.1-7 影響緩和のため考慮する主要な安全機能

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒 駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒 駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸 注入機能）
	原子炉冷却材圧力 バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉 停止系への作動信号の発生 機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

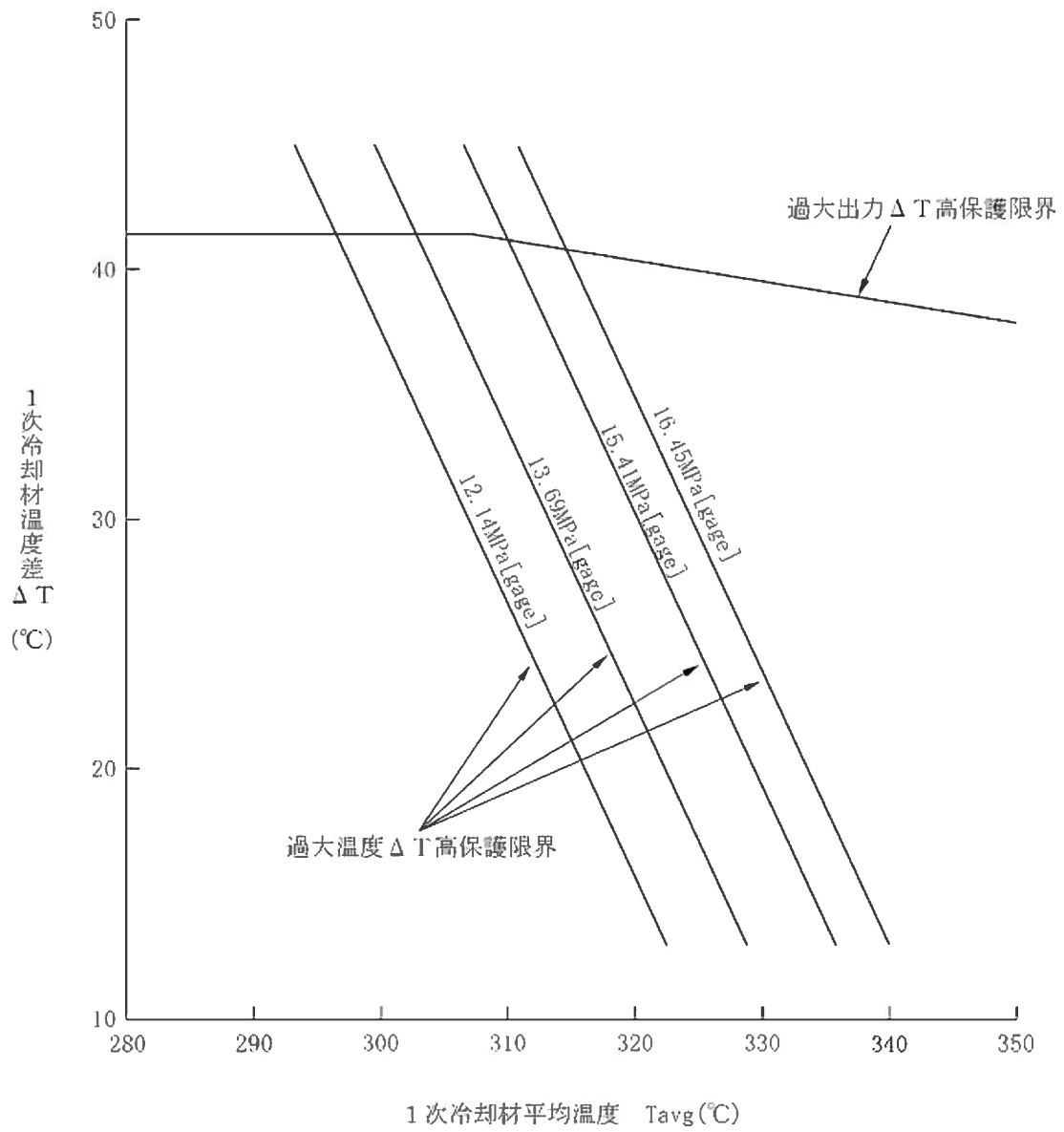


図 2.1-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒としている。

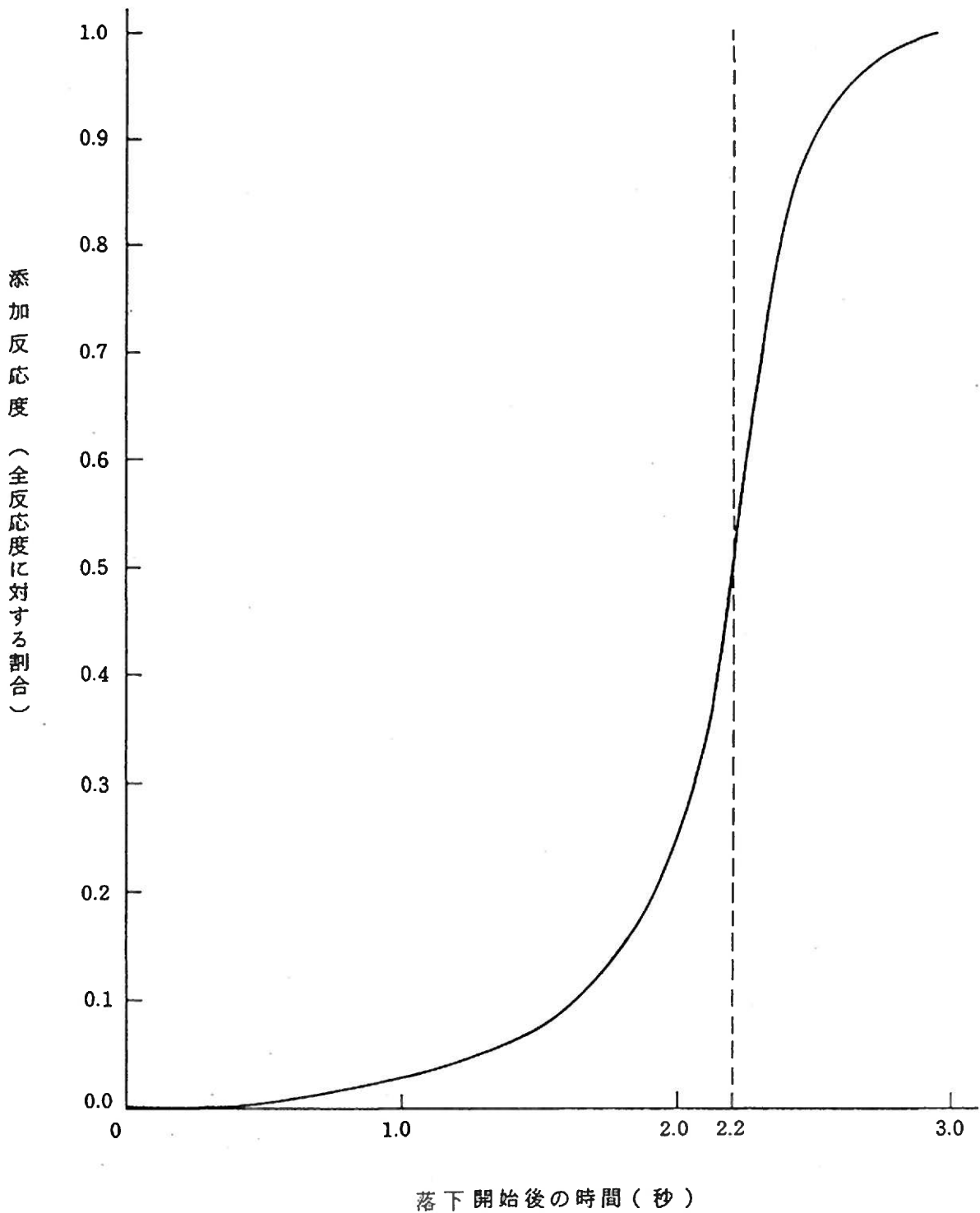


図 2.1-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

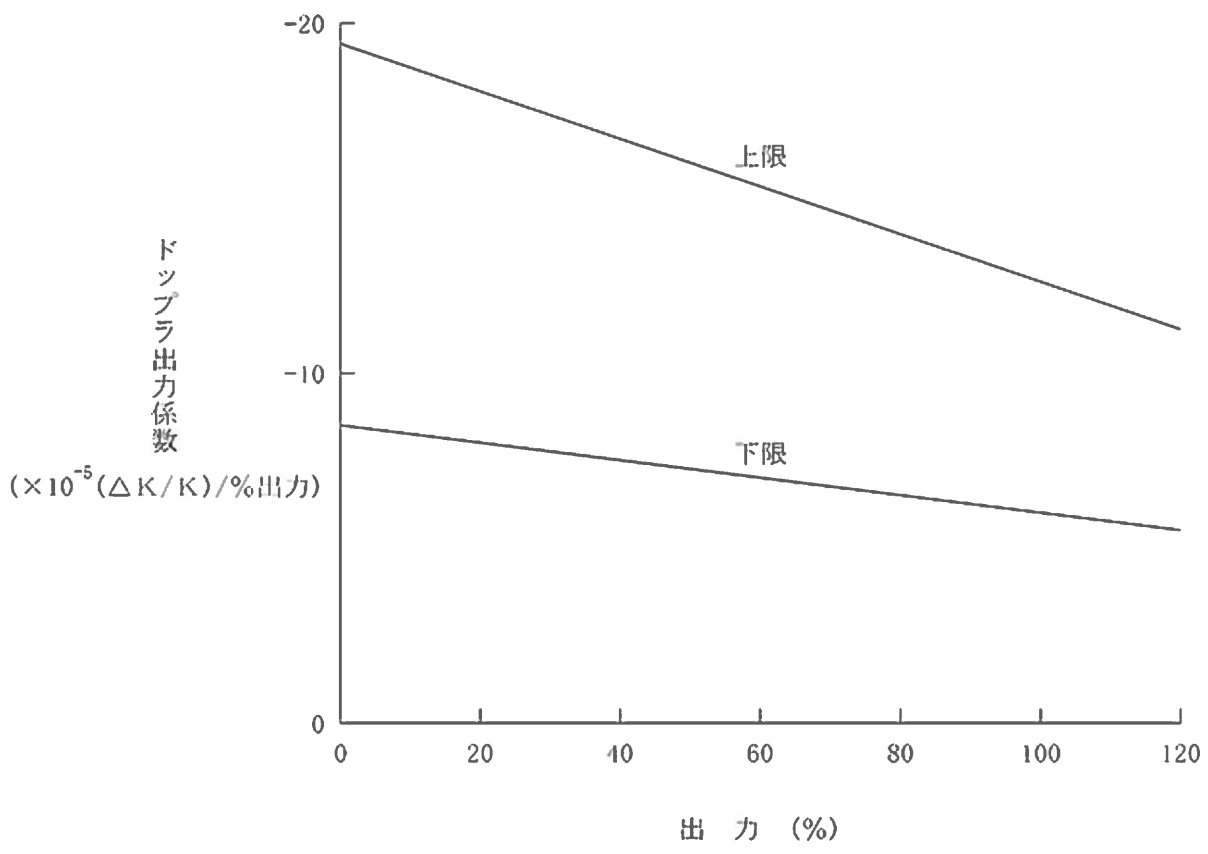


図 2.1-3 解析に使用したドップラ出力係数

2.1.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小 DNBR が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
 - a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界 $712\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $170\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超えないこと。
 - b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「RIE 報告書」に示された以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす（以下「PCMI 破損しきい値のめやす」という。）を超えないこと。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	$460\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($110\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	$356\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($85\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	$209\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($50\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	$167\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ ($40\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

- c. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.1 倍の圧力 $18.88\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

2.1.5 解析結果

解析結果を表 2.1-8 に示す。

最小 DNBR については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 1.64 であり、許容限界値である 1.42 を下回ることはない。

燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 2,300°C であり、設計に当たっての制限値である 2,570°C を下回っており、溶融点未満である。

燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 378kJ/kg・UO₂ であり、燃料の許容限界値である 712kJ/kg・UO₂（「RIE 評価指針」に示す 170cal/g・UO₂ に相当。）を下回っている。また、ピーク出力部燃料エンタルピーの増分の最大値は、約 94kJ/kg・UO₂ であり、「RIE 報告書」に示す PCMI 破損のしきい値のめやすを下回っており、燃料棒の破損は生じない。なお、ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、約 173kJ/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。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.5MPa[gage] であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage] を下回っている。

表 2.1-8 運転時の異常な過渡変化の解析結果（玄海4号炉）

項目	最小 DNBR		燃料中心温度		燃料エンタルピー		原子炉圧力（注6）	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	≥ 1.17 (ITDP) (注1) ≥ 1.42 (GSTM) (注1) ≥ 1.30 (W-3 相関式)		< 2,590°C (注4)	< 2,570°C (注4)	$\leq 712\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 $\leq 18.88\text{MPa}$ [gage]	
1. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—		—		約 367kJ/kg \cdot UO ₂	約 378kJ/kg \cdot UO ₂ (注5)	約 17.0MPa [gage] 【約 17.6MPa [gage]】	約 17.0MPa [gage] 【約 17.6MPa [gage]】
2. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	約 1.36 (ITDP)	約 1.64 (GSTM)	約 2,300°C	約 2,300°C	—		圧力上昇幅 約 0.7MPa	圧力上昇幅 約 0.7MPa
3. 制御棒の落下及び不整合	(落下)	約 1.31 (ITDP)	約 1.66 (GSTM)	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2MPa	圧力上昇幅 約 0.2MPa
	(不整合)	約 1.37 (ITDP)	約 1.72 (GSTM)	溶融点未満	—		初期状態で一定	初期状態で一定
4. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	(注2)		(注2)		—		(注2)	
5. 原子炉冷却材流量の部分喪失	約 1.60 (ITDP)	約 1.92 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.5MPa	圧力上昇幅 約 0.5MPa
6. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約 1.29 (ITDP)	(注3)	約 2,240°C	(注3)	—		圧力上昇幅 約 0.9MPa	圧力上昇幅 約 0.7MPa
7. 外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析結果に包含される。							
8. 主給水流量喪失	—		—		—		約 17.4MPa [gage] 【約 18.0MPa [gage]】	約 17.4MPa [gage] 【約 18.0MPa [gage]】
9. 蒸気負荷の異常な増加	約 1.57 (ITDP)	約 1.90 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2MPa	圧力上昇幅 約 0.2MPa
10. 2次冷却系の異常な減圧	約 3.2 (W-3 相関式)	約 3.3 (W-3 相関式)	溶融点未満	溶融点未満	—		過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。
11. 蒸気発生器への過剰給水	約 1.65 (ITDP)	約 2.00 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		圧力上昇幅 約 0.2MPa	圧力上昇幅 約 0.2MPa
12. 負荷の喪失	約 1.73 (ITDP)	約 2.13 (GSTM)	溶融点未満	溶融点未満	—		約 17.9MPa [gage] 【約 18.5MPa [gage]】	約 17.9MPa [gage] 【約 18.5MPa [gage]】
13. 原子炉冷却材系の異常な減圧	約 1.55 (ITDP)	約 1.93 (GSTM)	—		—		—	
14. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	初期値より増加	初期値より増加	—		—		過度に上昇することはない。	過度に上昇することはない。

(注1) 統計的熱設計手法：Improved Thermal Design Procedure、改良統計的熱設計手法：Generalized Statistical Thermal-design Method

(注2) 反応度添加率が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」で使用した範囲に含まれているので、この解析に包絡される。

(注3) 原子炉出力、熱流束の最大値が低く問題とならない。

(注4) 二酸化ウラン燃料の融点(2800°C)から不確定性（ステップ1燃料：200°C、ステップ2燃料：220°C）及び燃焼に伴う融点低下（32°C/10Gwd/t）を考慮

(注5) ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、約 94kJ/kg \cdot UO₂であり、PCMI 破損しきい値の目安を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、約 173kJ/kg \cdot UO₂であり、浸水燃料の存在を考慮しても、浸水燃料の破裂は生じないため、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

(注6) 【 】内は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を表わす。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に約 0.57MPa 加えた値。

□：最も厳しくなる事象の評価結果 —：安全評価指針にて判断基準の適用対象となっていない項目。

2.1.6 まとめ

ステップ 2 燃料の使用に伴う、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「安全評価指針」に従って各種の「運転時の異常な過渡変化」を想定し、解析を実施した。その結果は「2.1.5 解析結果」に示すとおりであり、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認した。

2.2 設計基準事故の解析について

2.2.1 概要

玄海原子力発電所 4 号炉において、燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「ステップ 2 燃料」という。）の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「設計基準事故」について安全評価を実施し、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認する。

なお、「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象である。

評価事象は、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象の中から、代表的な事象を選定している。

解析においては、事象発生前の状態、使用するモデル、ステップ 2 燃料の使用等を考慮した入力条件について、評価の結果が厳しくなるように考慮したものをを用い、さらに事象に対処するために必要な系統及び機器について、安全機能別に結果を厳しくする機器の単一故障を仮定している。

2.2.2 評価事象

今回の変更申請に伴い、本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定している。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象である。

- (1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 原子炉冷却材流量の喪失
 - c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - d. 主給水管破断
 - e. 主蒸気管破断

- (2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - a. 制御棒飛び出し

- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
 - a. 蒸気発生器伝熱管破損

- (4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - a. 原子炉冷却材喪失
 - b. 可燃性ガスの発生

2.2.3 解析方法及び解析条件

2.2.3.1 解析上の取扱いの主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ 2 燃料の使用に伴う変更

a. 燃料機械設計の変更

ステップ 2 燃料の構造は、基本的に現行の 48,000MWd/t 燃料（以下「ステップ 1 燃料」という。）と同一であるが、ペレット密度及び濃縮度をステップ 1 燃料より高めている。今回の解析上のペレット密度及び濃縮度の取扱いを表 2.2-1 に示す。

なお、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、二酸化ウラン燃料と比較して、ウラン 235 濃縮度を低下させており、最大線出力密度が低くなる様設計していることから、安全評価への影響は問題とならない。

b. 安全解析使用値の変更

ステップ 2 燃料の使用に伴い、安全解析使用値をステップ 1 燃料装荷炉心の安全解析使用値から変更している。表 2.2-2 に今回変更した安全解析使用値を示す。

今回の解析における安全解析使用値は、ステップ 1 燃料装荷炉心からステップ 2 燃料装荷炉心までの炉心特性パラメータの変動を考慮して、ステップ 2 燃料装荷炉心の評価値に余裕をとって設定している。

(2) その他の変更

a. 新評価手法の採用

(a) 改良統計的熱設計手法の採用

「発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針」に従い、ステップ 2 燃料装荷炉心の DNBR 評価では、改良統計的熱設計手法（以下「GSTM」という。）を適用している。

「設計基準事故」の解析においても、この手法を用いて

DNBR 評価を行うこととしており、その際の判断基準である許容限界値は、1.42 としている。

なお、主蒸気管破断の DNBR 評価については、従来どおり、決定論的な手法を適用している。

(b) 制御棒飛び出しにおける解析手法の変更

「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「RIE 報告書」という。)では、制御棒飛び出しにおいて、熱流束熱水路係数 (FQ) が事象進展中に経時変化するモデルを評価に取り入れている。

今回の制御棒飛び出しにおける評価では、「RIE 報告書」に基づいた解析手法を採用している。また、飛び出し制御棒値が安全解析使用値に近くなり、かつ、飛び出し時に出力が高くなる位置に燃焼の進んだ燃料が配置されるように評価用炉心を設定し、燃料エンタルピ及び PCMI 破損量を評価している。なお、サイクル末期の評価では、局所燃焼度の最大値が 71,000MWd/t となるようにしている。

(c) 核設計計算コードの変更

出力分布の評価を核設計計算コード ANC に変更している。

b. 新指針等への対応

(a) 反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱い

反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについては、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(以下「RIE 評価指針」という。)に加えて「RIE 報告書」に従った評価を行っている。

c. その他

(a) 炉心崩壊熱の変更

炉心崩壊熱については、日本原子力学会推奨値 (以下「AESJ 推奨値」という。) 及び ORIGEN-2 コードによる

評価値に基づく炉心崩壊熱を評価に使用している。AESJ 推奨値は、平成4年6月の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS性能評価指針」という。)改訂において、従来の崩壊熱データに追加して使用が認められたものである。

(b) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮して解析を行っている。

(c) 美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映

美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の反映として、「蒸気発生器伝熱管破損」の主蒸気隔離弁の閉止までに要する時間について、十分余裕を考慮した解析条件に見直している。

(d) 水素発生G値の見直し

可燃性ガス発生の評価において、水の放射線分解により発生する水素ガスの生成割合(G値)を0.5分子/100eVから炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eVに見直している。

2.2.3.2 解析方法

解析は、表2.2-3に示す計算プログラム(以下「コード」という。)により行われる。

今回、主蒸気管破断の解析に使用するコードを変更している。

2.2.3.3 解析条件

a. 主要な解析条件

解析で使用する主要なパラメータを表2.2-4～表2.2-6及び図2.2-1～図2.2-3に示す。

なお、今回の変更申請において、いずれも変更はない。

b. 影響緩和のための安全機能

影響緩和のため考慮する主要な安全機能を表 2.2-7 に示す。
なお、今回の変更申請において、変更はない。

表 2.2-1 安全解析におけるペレット密度及び濃縮度の取扱い

項目	特性	影響項目	安全解析での取扱い	
ペレット密度	<p>ペレット密度が高くなると燃料保有熱量が大きくなる。 ペレット密度が低くなると熱伝導率が低くなり、燃料中心温度が高くなる。</p>	初期燃料温度設定時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
			原子炉冷却材喪失解析	ペレット平均温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。
		過渡計算時のペレット密度	炉心平均応答解析	ステップ 2 燃料を対象とする。
			燃料中心温度、エンタルピ解析	熱伝導率が低くなるステップ 1 燃料を対象とする。
			原子炉冷却材喪失解析	ペレット保有熱量が高めになるステップ 2 燃料を対象とする。
濃縮度	濃縮度が高くなると中性子スペクトルが硬くなり、炉心特性が影響を受ける。	炉心核特性評価値	「2.2.3.1(1)b.安全解析使用値の変更」及び「表 2.2-2」参照	
	濃縮度が変わるとペレット内径方向出力分布が影響を受けるが、その影響は小さい。	ペレット内径方向出力分布	ペレット中心温度が高めになるステップ 1 燃料を対象とする。	

※ステップ 1 燃料：理論密度の約 95%、濃縮度約 4.1wt%

ステップ 2 燃料：理論密度の約 97%、濃縮度約 4.8wt%

表 2.2-2 変更した安全解析使用値（設計基準事故）

安全解析入力パラメータ	単 位	安全解析使用値			
		ステップ 1 燃料装荷炉心	ステップ 2 燃料装荷炉心		
1. 全般的プラント挙動解析					
核的エンタルピー上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)	—	1.54 (最確値)	1.58 (最確値)		
DNBR 評価用軸方向出力分布	—	1.55 コサイン	1.62 コサイン		
2. 原子炉冷却材喪失					
減速材密度係数	($\Delta K/K$)/ (g/cm^3)	0.56	0.48		
高温炉心半径方向ピーキング係数	—	1.48	1.52		
3. 主蒸気管破断					
ほう素の反応度価値	($10^{-5} \Delta K/K$) /ppm	-8.9	-7.4		
燃料取替用水ピットほう素濃度	ppm	2,500	3,100		
4. 制御棒飛び出し					
熱流束熱水路 係数 F_Q (*)	サイクル 初期	高温 全出力	—	7.0	5.0
	サイクル 末期	高温 全出力		6.8	5.0
飛び出し制御棒 価値 (*)	サイクル 末期	高温 全出力	% $\Delta K/K$	0.18	0.12
実効遅発中性子割合 最小値(BOC)			%	0.52	0.48
即発中性子寿命 最小値			μsec	11	9

注) * は、添付書類 8 の安全性確認項目。

表 2.2-3 解析に使用する計算プログラム一覧表

分 類	解 析 項 目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小破断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		—————

表 2.2-4 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、改良統計的熱設計手法を使用する DNBR の評価では、初期値として定格値を用いる。

表 2.2-5 解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用する トリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.2-1 参照)	6.0
過大出力 ΔT 高	1次冷却材平均温度等の関数 (図 2.2-1 参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

表 2.2-6 解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号		
a. 原子炉圧力低	12.04MPa[gage]	2.0
b. 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
c. 原子炉格納容器圧力高	0.048MPa[gage]	2.0
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気ライン圧力低	3.35MPa[gage]	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動 信号		
原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa[gage]	2.0

表 2.2-7 影響緩和のため考慮する主要な安全機能

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器スプレイ系 アニュラス空気浄化系 安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

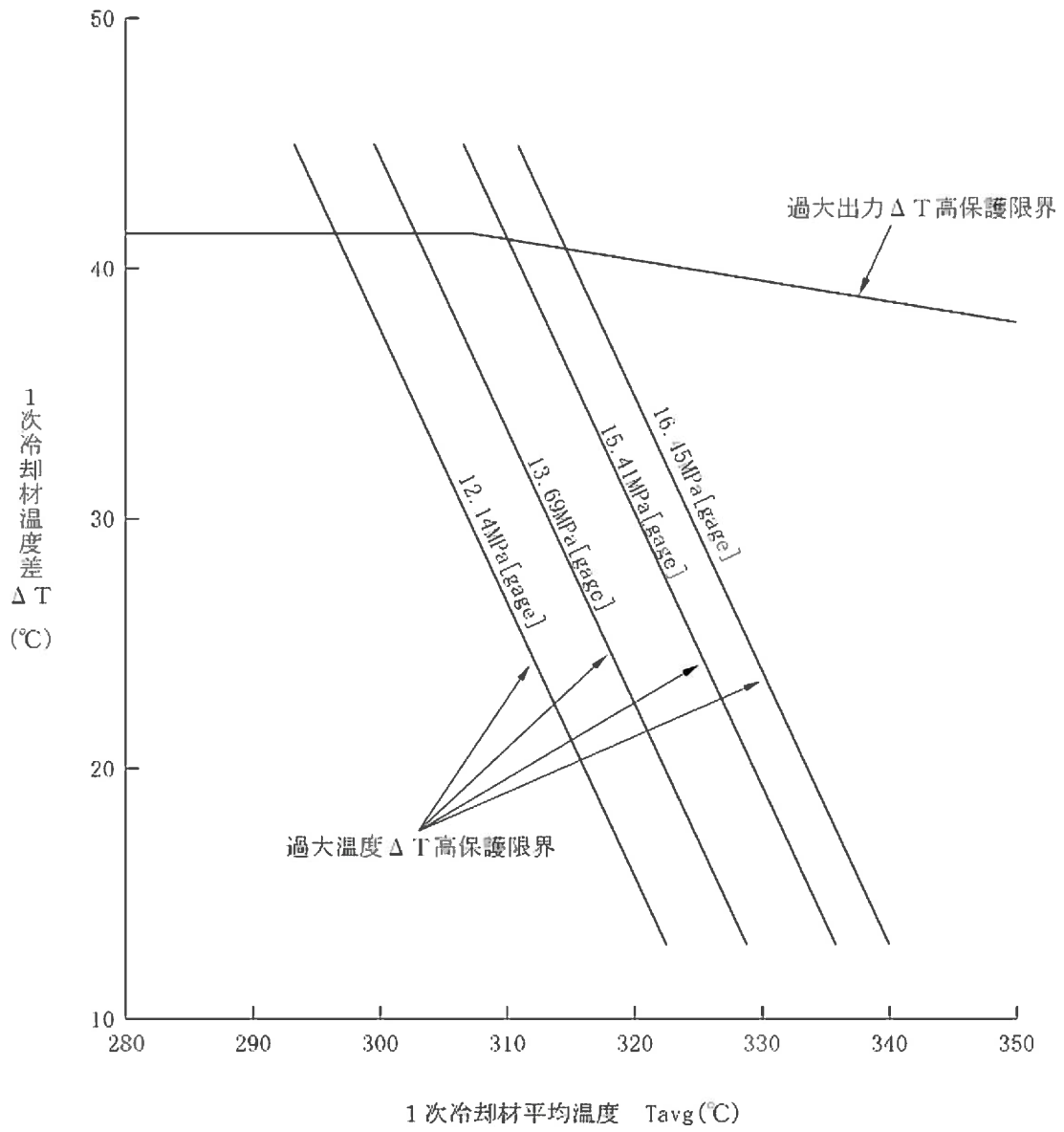


図 2.2-1 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)

制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒としている。

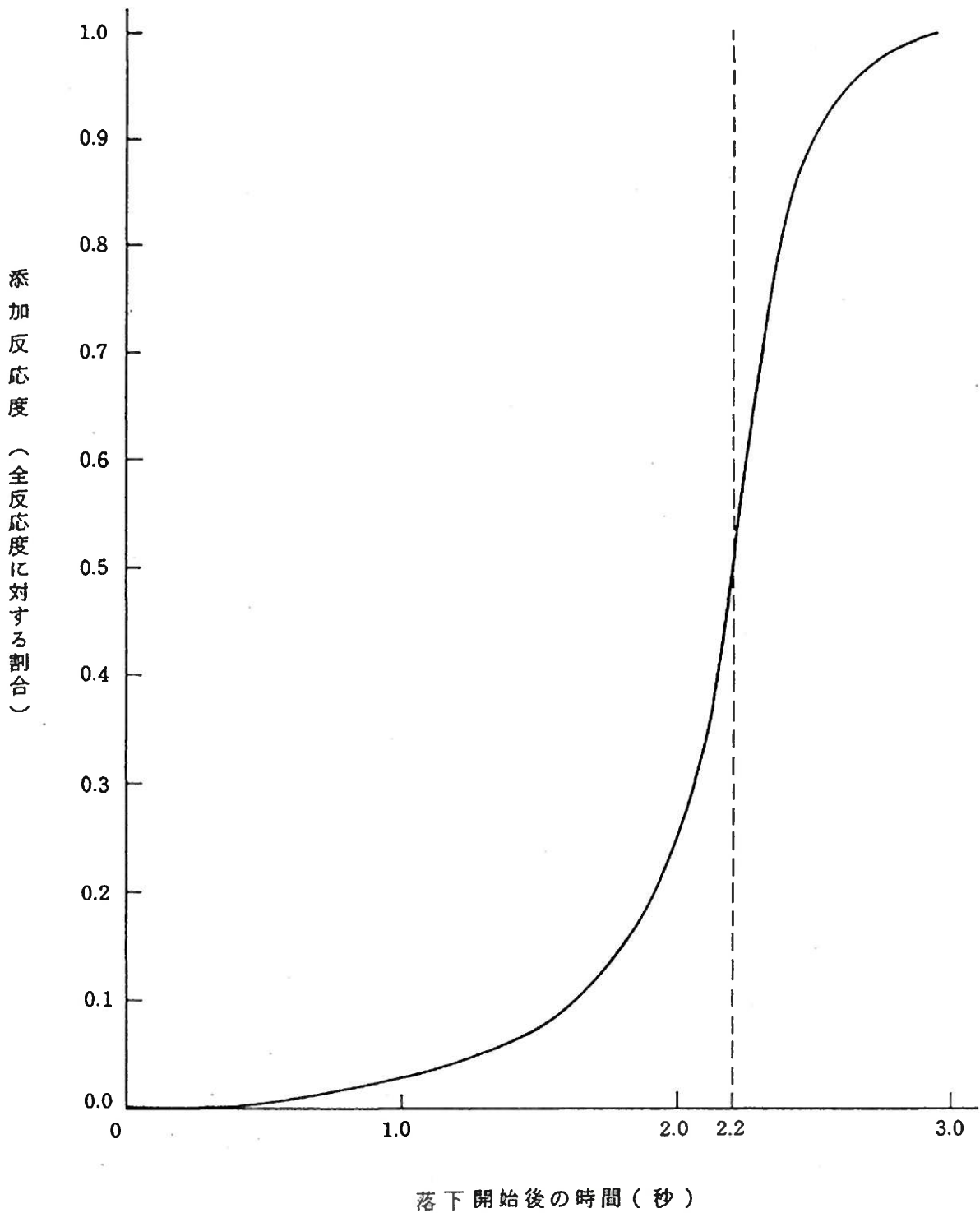


図 2.2-2 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

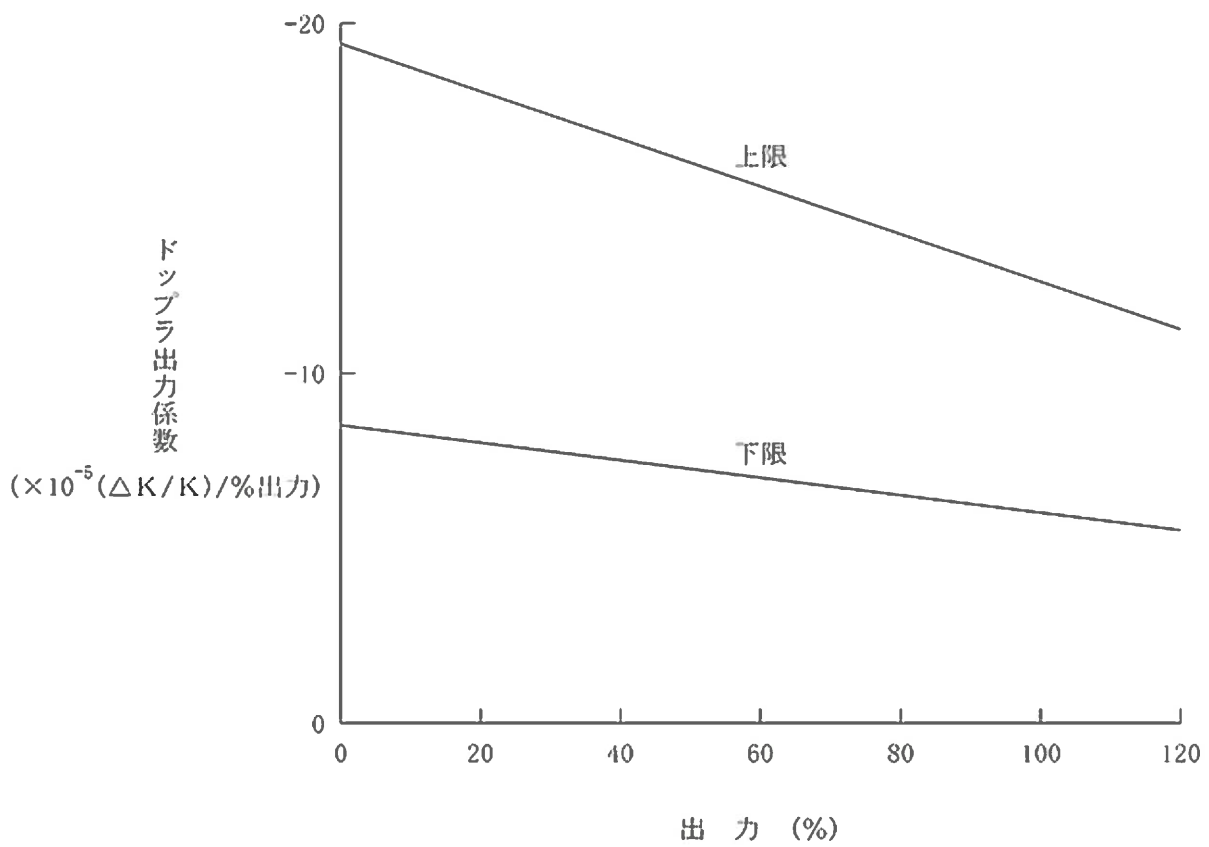


図 2.2-3 解析に使用したドップラ出力係数

2.2.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(2) 燃料エンタルピは制限値 ($791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$) を超えないこと。

制限値は、「RIE 評価指針」に示された $963\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ (「RIE 評価指針」に示された $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。) から、燃焼が最も進んだペレットの融点低下量及びガドリニア添加による融点低下量をエンタルピに換算した値を差し引いた値である。

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.2 倍の圧力 $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 $0.392\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、「ECCS 性能評価指針」に基づいて以下の判断基準を用いる。

a. 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、 $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること。

b. 燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15% 以下であること。

c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

(炉心の被覆管のジルカロイの全量の 1%の酸化に相当する量以下)

- d. 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

また、反応度投入事象においては、「RIE 評価指針」で定めるとおり浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。ただし、「RIE 報告書」に従い、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）による衝撃圧力等の発生を重畳しても、これらにより生じる機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。

- a. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された以下の PCMI 破損しきい値のめやすを超える燃料棒は PCMI 破損を生じたものとし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	$460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($110\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	$356\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	$209\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($50\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	$167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

2.2.5 解析結果

解析結果を表 2.2-8 に示す。

「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材流量の喪失」、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」の解析結果は、最小 DNBR が最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても約 1.53 であり、許容限界値 1.42 以上である。したがって、これらの事故時において、いずれも炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、「原子炉冷却材喪失」の解析結果は、最も厳しいケースにおいても燃料被覆管最高温度、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 984℃、約 1%及び 0.3%以下となり、さらに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ることから、「ECCS 性能評価指針」の判断基準を満足している。

燃料エンタルピの最大値は、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒飛び出し」において、約 358kJ/kg・UO₂であり、「RIE 評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である 791kJ/kg・UO₂を超えない。なお、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もつ機械的エネルギーは約 11kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $9.4 \times 10^3 \text{kJ}$ に対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力(17.16MPa[gage])の 1.2 倍の圧力(20.59MPa[gage])以下である。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約 0.308MPa[gage]であり、最高使用圧力

(0.392MPa[gage])以下である。なお、原子炉格納容器内最高温度は約132℃であり、最高使用温度(144℃)以下である。また、「可燃性ガスの発生」の解析結果は、事故発生後30日時点で約2.7%であり、原子炉格納容器内の水素濃度は4%以下である。

表 2.2-8 設計基準事故の解析結果（玄海4号炉）

項目	炉心損傷・冷却能力の維持		燃料エンタルピ		原子炉圧力（注5）		原子炉格納容器健全性	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度：≤1,200℃ 局所的な最大Zr-水反応量：≤15% 全炉心平均Zr-水反応量：原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること（1%以下） 最小DNBR：≥1.17（ITDP）、≥1.42（GSTM）（注3） ≥1.30（W-3相関式）		≤963kJ/kg・UO ₂	≤791kJ/kg・UO ₂	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤20.59MPa[gage]		原子炉格納容器内圧力： ≤0.392MPa[gage] 原子炉格納容器内温度： ≤144℃ 原子炉格納容器内水素濃度： ≤4%	
1. 原子炉冷却材喪失	大破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約950℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約984℃ / 約979℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% / 約0.4%（注4） 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3% / ≤0.3%	—	—	—	最高圧力： 約0.320MPa[gage] 最高温度： 約133℃ 水素濃度： 約3.5%	最高圧力： 約0.308MPa[gage] 最高温度： 約132℃ 水素濃度： 約2.7%
	小破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約719℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.2% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.2%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約684℃ / 約670℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.1% / 約0.1% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.1% / ≤0.1%	—	—	—	（静的機器単一故障） 最高圧力： 約0.320MPa[gage] 水素濃度： 約3.6%	（静的機器単一故障） 最高圧力： 約0.308MPa[gage] 水素濃度： 約2.8%
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR（ITDP）：約1.47	最小DNBR（GSTM）：約1.77	—	—	圧力上昇幅 約0.7MPa	圧力上昇幅 約0.7MPa	—	—
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR（ITDP）：約1.28	最小DNBR（GSTM）：約1.53	—	—	約16.8MPa[gage] 【約17.3MPa[gage]】	約16.8MPa[gage] 【約17.4MPa[gage]】	—	—
4. 主給水管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.37	最小DNBR（GSTM）：約1.63	—	—	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	—	—
5. 主蒸気管破断	最小DNBR（W-3）：約1.44	最小DNBR（W-3）：約1.57	—	—	過度に上昇することはない	過度に上昇することはない	—	—
6. 制御棒飛び出し（注1,2）	—		（BOC） 約562kJ/kg・UO ₂	（BOC） 約282kJ/kg・UO ₂	約17.3MPa[gage]	約16.9MPa[gage]	—	—
	—		（EOC） 約586kJ/kg・UO ₂	（EOC） 約358kJ/kg・UO ₂	【約17.8MPa[gage]】	【約17.4MPa[gage]】	—	—
7. 蒸気発生器伝熱管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.45	最小DNBR（GSTM）：約1.75	—	—	—	—	—	—

（注1）燃料エンタルピは高温零出力時の解析結果、原子炉圧力は高温全出力時の解析結果。

（注2）今回の評価において、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11kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー9.4×10³kJに対して十分小さい。

（注3）統計的熱設計手法：Improved Thermal Design Procedure、改良統計的熱設計手法：Generalized Statistical Thermal-design Method

（注4）両端破断の場合は、局所的な最大Zr-水反応量は約1%となる。

（注5）【 】内は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を表わす。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に約0.57MPa加えた値。

□：最も厳しくなる事象の評価結果 —：安全評価指針にて判断基準の適用対象となっていない項目。

2.2.6 まとめ

ステップ 2 燃料の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「安全評価指針」に従って各種の「設計基準事故」を想定し、解析を実施した。その結果は「2.2.5 解析結果」(設計基準事故時の被ばく評価を除く。)に示すとおりであり、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認した。

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

2.3.1 概要

2.3.1.1 評価すべき範囲と事象

玄海原子力発電所4号炉においては、燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「設計基準事故」について安全評価を実施している。

「設計基準事故」とは、発生頻度が「運転時の異常な過渡変化」より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものである。

評価事象は、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象の中から、以下に示す代表的な事象を選定している。

- a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- b. 蒸気発生器伝熱管破損
- c. 燃料集合体の落下
- d. 原子炉冷却材喪失
- e. 制御棒飛び出し

2.3.1.2 判断基準

安全評価指針では、上記の事象について評価条件を定めるとともに、判断基準を、「周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」としており、その具体的な運用は以下のとおりである。

「ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えなければ、単一年にこ

れよりも高い実効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度の小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。」

2.3.1.3 主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、ステップ2燃料の運用に対応した運転時間及びサイクル数を考慮し、変更している。

(2) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮した評価を行っている。

(3) 気象条件の変更

設計基準事故時被ばく評価に用いる気象資料を1981年から、2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

(4) 美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の教訓反映

美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象の反映として、「蒸気発生器伝熱管破損」の主蒸気隔離弁の閉止までに要する時間について、十分余裕を考慮した解析条件に見直している。

2.3.2 評価結果

玄海原子力発電所4号炉において、安全評価指針に従い、評価を行った結果、万一設計基準事故が発生した場合にも周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認している。

玄海原子力発電所4号炉における設計基準事故時の被ばく評価のまとめを表2.3-1（1/2）に示す。

また、玄海原子力発電所3号炉においても、玄海原子力発電所4号炉と同様に、1981年の気象資料から、2016年の気象資料に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて設計基準事故時の被ばく評価を実施しており、万一設計基準事故が発生した場合にも周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認している。

玄海原子力発電所3号炉における設計基準事故時の被ばく評価のまとめを表2.3-1（2/2）に示す。

表 2.3-1 (1/2) 設計基準事故時 (4号炉) の被ばく評価まとめ

項目 事象名	放出放射能量				拡散条件						評価結果	
	現行		今回		現行			今回			現行	今回
	よう素 (Bq) *1	希ガス (Bq) *2	よう素 (Bq) *1	希ガス (Bq) *2	着目方位	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)	着目方位	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)	実効線量 (mSv)	実効線量 (mSv)
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	—	約 2.2×10^{14} *4	—	約 2.2×10^{14} *4	S	—	約 3.0×10^{-19} *4	S E	—	約 4.0×10^{-19} *4	約0.066	約0.089
蒸気発生器伝熱管 破損	約 6.8×10^{10} *4	約 2.9×10^{14} *4	約 1.3×10^{11} *4	約 4.4×10^{14} *4	S	約 3.2×10^{-5} *4	約 3.0×10^{-19} *4	S E	約 3.1×10^{-5} *4	約 4.0×10^{-19} *4	約0.12	約0.24
燃料集合体の落下	約 6.4×10^{10} *4	約 4.7×10^{12} *4	約 8.4×10^{10} *4	約 6.2×10^{12} *4	S	約 3.2×10^{-5} *4	約 3.0×10^{-19} *4	S E	約 3.1×10^{-5} *4	約 4.0×10^{-19} *4	約0.030	約0.039
原子炉冷却材喪失	約 8.0×10^{10} *3 /約 1.6×10^{11} *4	約 4.5×10^{13} *3 /約 2.7×10^{12} *4	約 7.7×10^{10} *3 /約 1.5×10^{11} *4	約 4.2×10^{13} *3 /約 2.6×10^{12} *4	N E	約 1.5×10^{-5} *3 /約 3.4×10^{-5} *4	約 1.3×10^{-19} *3 /約 1.5×10^{-19} *4	S E	約 3.3×10^{-6} *3 /約 6.0×10^{-5} *4	約 4.6×10^{-20} *3 /約 3.2×10^{-19} *4	約0.072*5	約0.095*6
制御棒飛び出し	約 6.0×10^{10} *3 /約 6.2×10^{10} *4	約 1.7×10^{13} *3 /約 1.0×10^{12} *4	約 4.9×10^{10} *3 /約 5.1×10^{10} *4	約 1.4×10^{13} *3 /約 8.3×10^{11} *4	N E	約 1.8×10^{-5} *3 /約 3.0×10^{-5} *4	約 1.6×10^{-19} *3 /約 2.1×10^{-19} *4	S E	約 3.8×10^{-6} *3 /約 5.5×10^{-5} *4	約 5.4×10^{-20} *3 /約 3.9×10^{-19} *4	約0.032*7	約0.031*8

*1 I-131等価量 - 小児実効線量係数換算

*2 γ 線エネルギー0.5MeV換算

*3 排気筒放出

*4 地上放出

*5 直接線量：約0.0012mSvを含む。

*6 直接線量：約0.0014mSvを含む。

*7 直接線量：約0.00042mSvを含む。

*8 直接線量：約0.00042mSvを含む。

表 2.3-1 (2/2) 設計基準事故時 (3号炉) の被ばく評価まとめ

項目 事象名	放出放射能量				拡散条件						評価結果	
	現行		今回		現行			今回			現行	今回
	よう素 (Bq) *1	希ガス (Bq) *2	よう素 (Bq) *1	希ガス (Bq) *2	着目方位	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)	着目方位	χ/Q (s/m ³)	D/Q (Gy/Bq)	実効線量 (mSv)	実効線量 (mSv)
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	—	約 2.2×10^{14} *4	—	約 2.2×10^{14} *4	NE	—	約 3.5×10^{-19} *4	SE	—	約 3.7×10^{-19} *4	約0.077	約0.083
蒸気発生器伝熱管 破損	約 1.5×10^{11} *4	約 4.6×10^{14} *4	約 1.5×10^{11} *4	約 4.6×10^{14} *4	NE	約 3.5×10^{-5} *4	約 3.5×10^{-19} *4	SE	約 2.7×10^{-5} *4	約 3.7×10^{-19} *4	約0.24	約0.23
燃料集合体の落下	約 6.4×10^{10} *4	約 4.7×10^{12} *4	約 6.4×10^{10} *4	約 4.7×10^{12} *4	NE	約 3.5×10^{-5} *4	約 3.5×10^{-19} *4	SE	約 2.7×10^{-5} *4	約 3.7×10^{-19} *4	約0.033	約0.026
原子炉冷却材喪失	約 8.0×10^{10} *3 /約 1.6×10^{11} *4	約 4.5×10^{13} *3 /約 2.7×10^{12} *4	約 8.0×10^{10} *3 /約 1.6×10^{11} *4	約 4.5×10^{13} *3 /約 2.7×10^{12} *4	NE	約 1.6×10^{-5} *3 /約 4.1×10^{-5} *4	約 1.3×10^{-19} *3 /約 1.7×10^{-19} *4	NE	約 1.7×10^{-5} *3 /約 5.4×10^{-5} *4	約 1.4×10^{-19} *3 /約 3.0×10^{-19} *4	約0.086*5	約0.11*5
制御棒飛び出し	約 6.0×10^{10} *3 /約 6.2×10^{10} *4	約 1.7×10^{13} *3 /約 1.0×10^{12} *4	約 6.0×10^{10} *3 /約 6.2×10^{10} *4	約 1.7×10^{13} *3 /約 1.0×10^{12} *4	NE	約 2.0×10^{-5} *3 /約 3.6×10^{-5} *4	約 1.7×10^{-19} *3 /約 2.4×10^{-19} *4	NE	約 2.0×10^{-5} *3 /約 3.3×10^{-5} *4	約 2.0×10^{-19} *3 /約 3.7×10^{-19} *4	約0.038*6	約0.036*6

*1 I-131等価量 - 小児実効線量係数換算

*2 γ 線エネルギー0.5MeV換算

*3 排気筒放出

*4 地上放出

*5 直接線量：約0.0036mSvを含む。

*6 直接線量：約0.0013mSvを含む。

各事象の説明
(運転時の異常な過渡変化の解析)

目 次

1. 各事象の詳細説明	13 条-別添 1-1
1.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	13 条-別添 1-1
1.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	13 条-別添 1-30
1.3 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	13 条-別添 1-65
2. 解析結果	13 条-別添 1-81
2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	13 条-別添 1-81
2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	13 条-別添 1-83
2.3 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	13 条-別添 1-85

1. 各事象の詳細説明

1.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

b. 解析方法

(a) 炉心動特性解析及び燃料棒過渡解析

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

(b) 原子炉圧力解析

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-2 及び図 1.1-2～図 1.1-3 に示す。

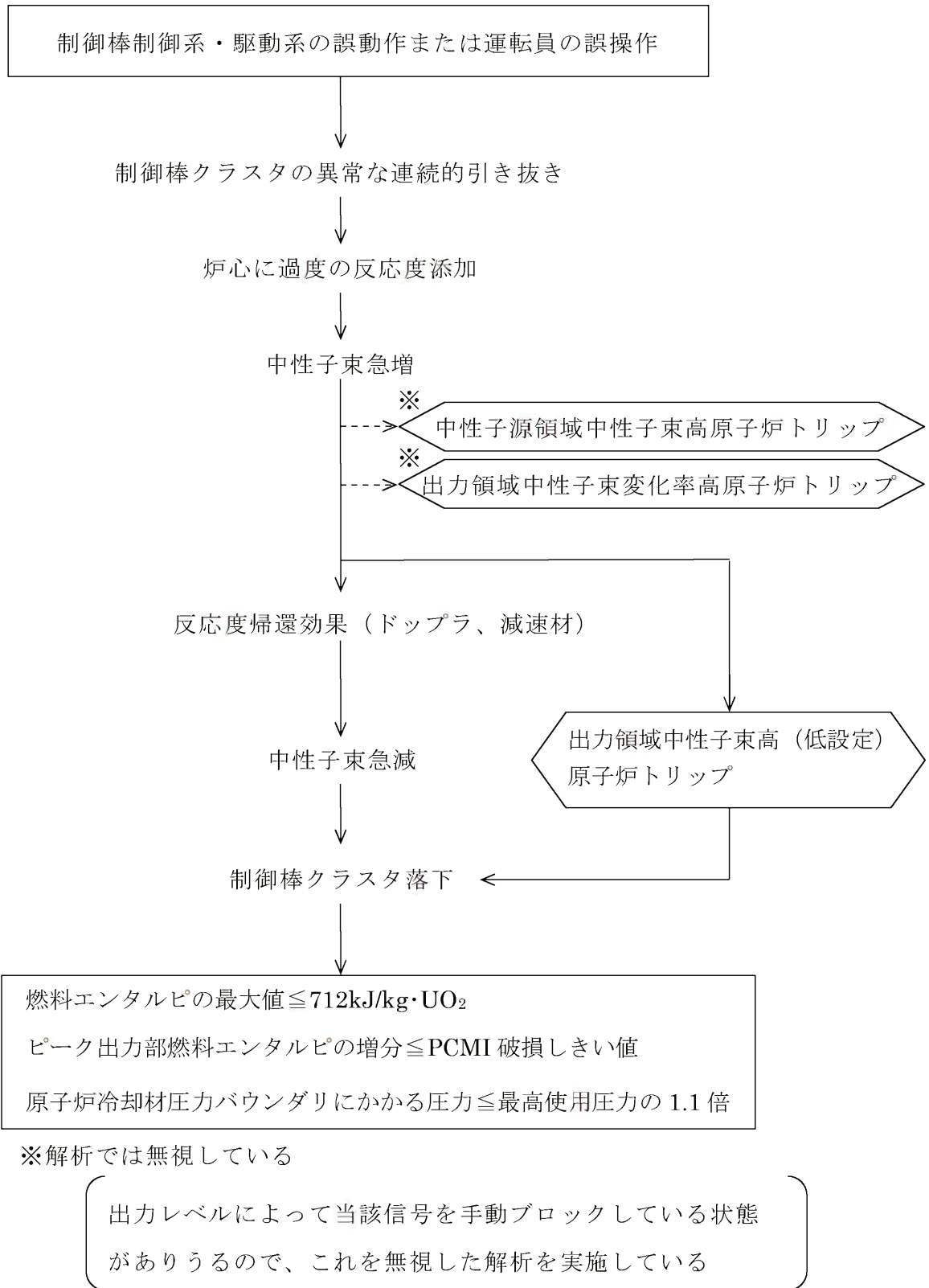


図 1.1-1 「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の事象過程

表 1.1-1 「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の
主要事象クロノロジ

時刻 (秒)	事 象
0	制御棒引き抜き開始
約 10.7	「出力領域中性子束高 (低設定)」信号トリップ 限界値到達
約 11.2	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 13.1	燃料エンタルピ最大
約 33.8	原子炉圧力最大
50	計算終了

表 1.1-2 「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」の
解析条件及び解析結果

①熱点解析、②圧力解析

項 目		解析件名	
		原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 ($\Delta K/K$)/s	反応度添加率 7.5×10^{-4}	炉心の安全性確認項目における安全解析 使用値（最大反応度値を有する二つの 制御棒クラスタバンクが、最大速度（約 114 cm/min）で炉心から同時に引き抜 かれると想定した場合の最大反応度添加 率を上回る値）
	減 速 材 温 度 係 数 ($\Delta K/K$)/ $^{\circ}C$	8.0×10^{-5}	炉心の安全性確認項目における安全解析 使用値（未臨界状態で全制御棒引き抜き を想定した場合の最大値で出力上昇をよ り大きくする）
	ド ッ プ ラ 係 数	図 1.1-2	出力上昇抑制効果を最小
	原 子 炉 出 力 %	10^{-11}	トリップまでの添加反応度が最大となる ように未臨界状態の最小出力レベル
	1 次 冷 却 材 平 均 温 度 $^{\circ}C$	291.7 ①293.9 ②293.9	高温零出力状態の値 （熱点解析、圧力解析に対しては最大値 をとる）
	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	15.41 ①15.20 ②15.62	高温零出力状態の値 （熱点解析に対しては最小値、圧力解析 に対しては最大値をとる）
	熱 水 路 係 数	① $F_Q=5.4$	炉心評価値から事象の解析結果を厳しく するように設定
	単 一 故 障	—	安全保護系の単一故障を想定するが多重 構成としているので機能喪失なし
解 析 コ ー ド	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL	反応度投入事象の過渡応答解析 燃料棒の熱的变化の解析 圧力応答解析時のボイドの生成の解析 プラントの圧力応答解析	
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号		出力領域中性子束高（低設定）	
解 析 結 果		結 果	判 定
	燃料エンタルピの最大値 kJ/kg \cdot UO ₂	約 378	≤ 712
	ピーク出力部燃料 エンタルピ増分の最大値 kJ/kg \cdot UO ₂	約 94	\leq PCMI 破損しきい値 ^{注1}
	ピーク出力部燃料 エンタルピの最大値 kJ/kg \cdot UO ₂	約 173	≤ 272 （浸水燃料の破裂限界 ^{注2} ）
原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	約 17.0	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。	

注 1)ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上、75,000MWd/t 程度までの PCMI 破損しきい値は 167kJ/kg \cdot UO₂

注 2)浸水燃料の破裂が生じないため、原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはない。

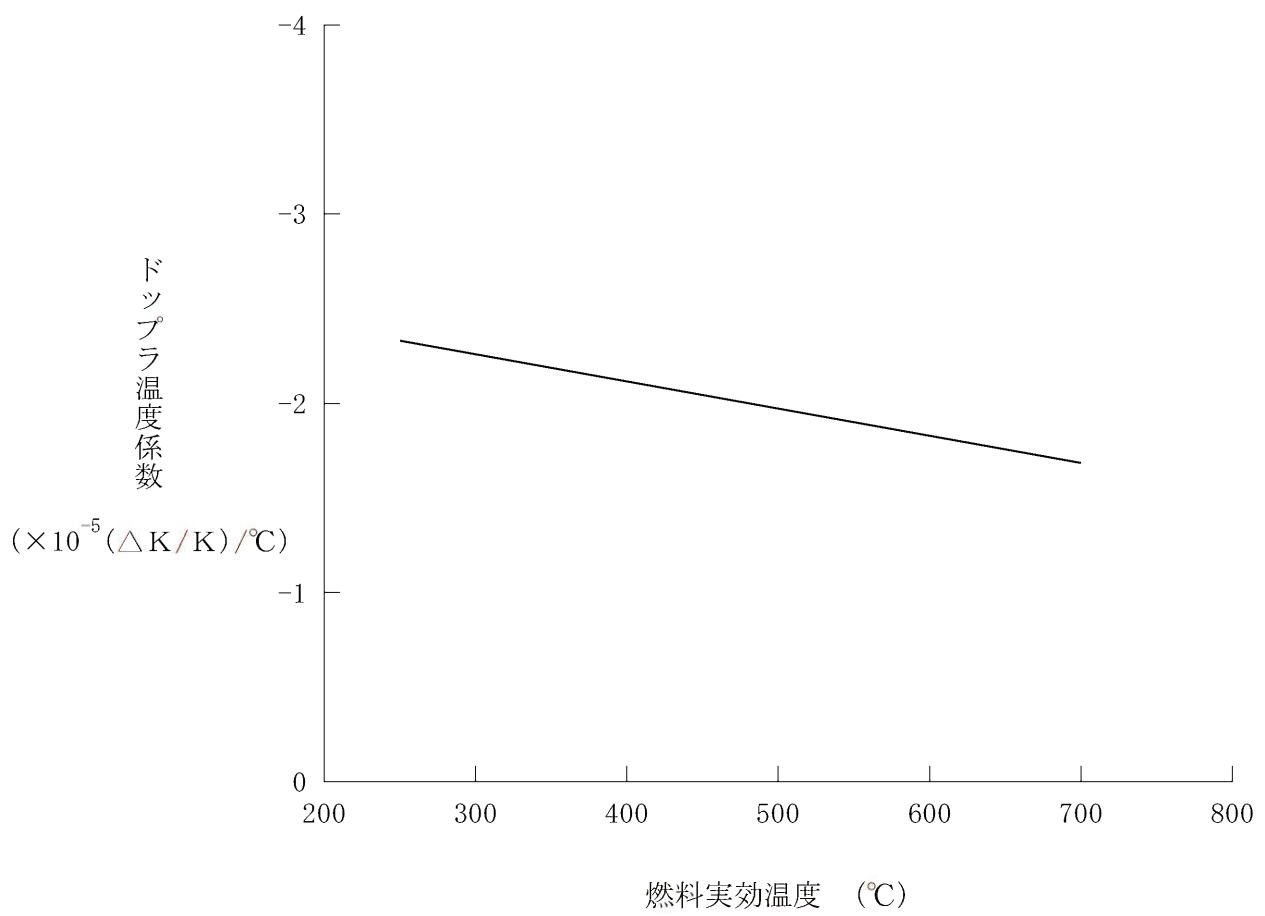


図 1.1-2 解析に使用したドップラ温度係数

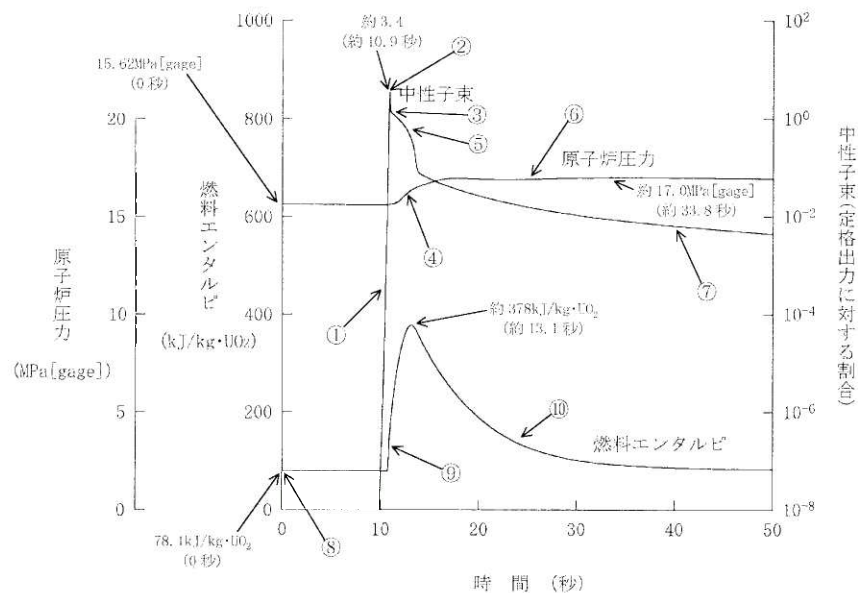


図 1.1-3 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

- 中性子束
 - ① 制御棒クラスタバンク引き抜きによる反応度添加による出力上昇
 - ② ドップラ反応度帰還による出力低下
 - ③ 「出力領域中性子束高（低設定）」原子炉トリップ（約11秒）
 - ⑤ 制御棒落下による出力低下
 - ⑦ 遅発中性子による出力
- 原子炉圧力
 - ④ 出力上昇による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑥ RCP停止ループの1次冷却材温度上昇によりわずかに圧力上昇する
- 燃料エンタルピー
 - ⑧ 高温零出力状態における初期値（0°C基準）
 - ⑨ 即発臨界による出力上昇に伴うエンタルピー上昇
 - ⑩ 出力低下に伴うエンタルピー低下

(2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

b. 解析方法

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-4 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-3 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-4～表 1.1-5 及び図 1.1-5～図 1.1-11 に示す。

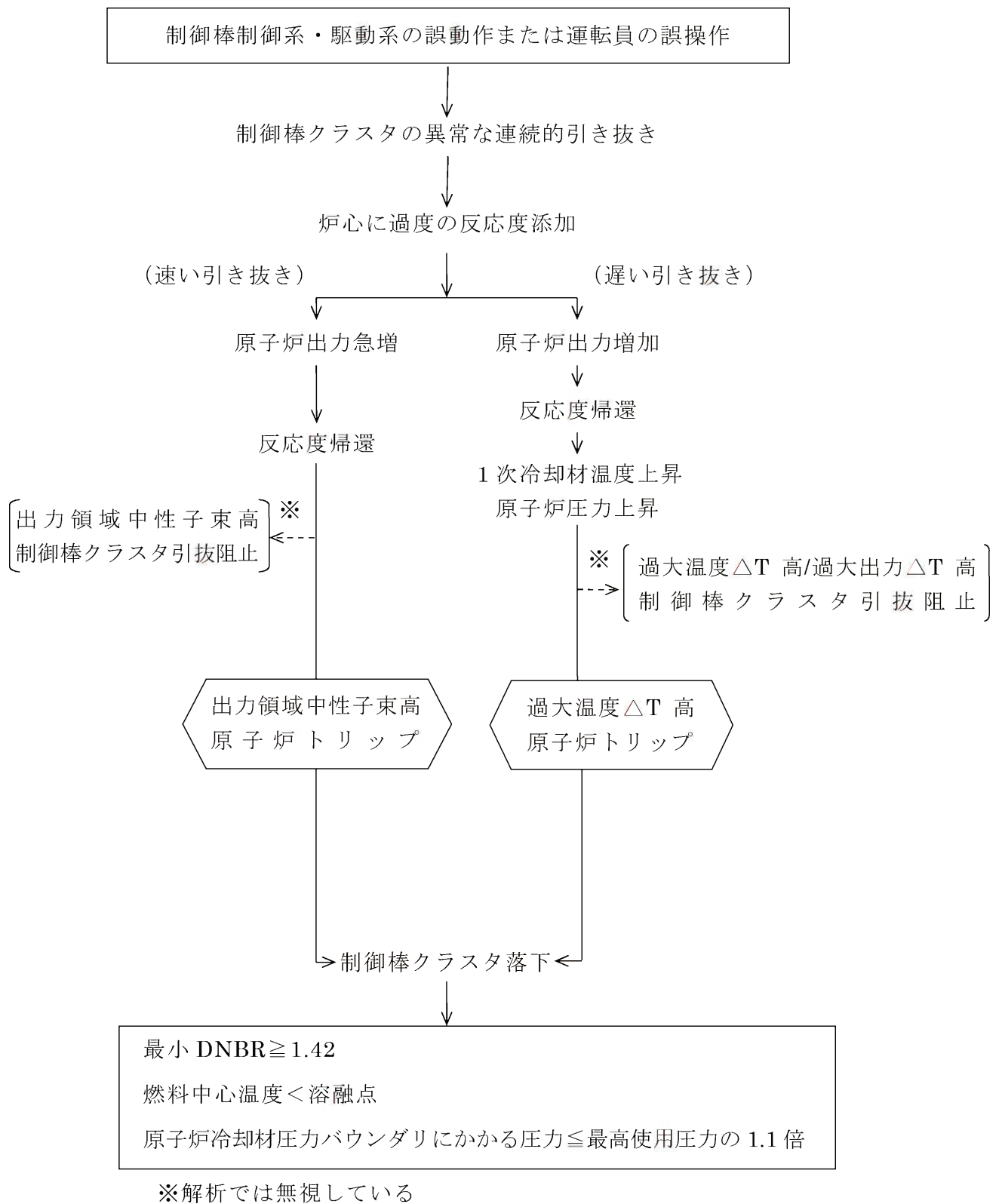


図 1.1-4 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の事象過程

表 1.1-3 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の主要事象クロノロジ

a. 速い引き抜き（反応度添加率： 7.5×10^{-4} ($\Delta K/K$)/s)

時刻（秒）	事 象
0	制御棒引き抜き開始
約 1.5	「出力領域中性子束高（高設定）」信号トリップ限界値到達
約 2.0	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 2.7	DNBR 最小
約 4.4	原子炉圧力最大
6	計算終了

b. 遅い引き抜き（反応度添加率： 3.2×10^{-5} ($\Delta K/K$)/s)

時刻（秒）	事 象
0	制御棒引き抜き開始
約 34	「過大温度 ΔT 高」信号トリップ限界値到達
約 40	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 DNBR 最小
約 42	原子炉圧力最大
50	計算終了

表 1.1-4 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(速い引き抜き)」の解析条件
及び解析結果

①最小 DNBR 解析、②燃料中心温度解析

項 目		解析件名	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(速い引き抜き)	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 ($\Delta K/K$)/s		反応度添加率 7.5×10^{-4}	炉心の安全性確認項目における安全解析 使用値 (最大反応度値を有する二つの 制御棒クラスタバンクが、最大速度 (約 114 cm/min) で炉心から同時に引き抜 かれると想定した場合の最大反応度添加 率を上回る値)
	減 速 材 密 度 係 数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³)		0	温度上昇による負の反応度帰還が最小に なるように出力運転時の最小値を使用
	ド ッ プ ラ 出 力 係 数 ($\Delta K/K$)/%出力		図 1.1-5 の下限値	出力上昇抑制効果を最小
	原 子 炉 出 力 %		①100 ②102	定 格 値 定常誤差を考慮した上限値
	1 次 冷 却 材 平 均 温 度 °C		①307.1 ②309.3	同 上
	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]		①15.41 ②15.20	定 格 値 定常誤差を考慮した下限値
	熱 水 路 係 数		① $\begin{cases} F_{\Delta H}^N = 1.64 \\ F_Z^N = 1.62 \cos \end{cases}$	熱水力設計値を使用
			② $F_Q = 2.8$	118%出力のとき最大線出力密度 59.1kW/m となるように設定
単 一 故 障		—	安全保護系の単一故障を想定するが多 重構成としているので機能喪失なし	
解 析 コ ー ド		MARVEL FACTRAN	プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的变化の解析	
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号		出力領域 中性子束高 (高設定)		
解 析 結 果		結 果	判 定	
	最 小 D N B R	約 1.82	≥ 1.42	
	燃 料 中 心 温 度 °C	約 2,150	< 2,570 (燃料寿命初期の制限値) 注	
原 子 炉 圧 力 MPa[gage]		上昇は約 0.5	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。	

注) ステップ1燃料 (理論密度の約 95%) で燃料中心温度が最高となる燃焼度約
1,200MWd/t における制限値

表 1.1-5 「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(遅い引き抜き)」の解析条件
及び解析結果

①最小 DNBR 解析、②燃料中心温度解析

項 目		解析件名	
		出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(遅い引き抜き)	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 ($\Delta K/K$)/s	反応度添加率 ① 3.2×10^{-5} ② 5.2×10^{-5}	最小の DNBR を与える添加率 最大の燃料中心温度を与える添加率
	減 速 材 密 度 係 数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³)	0	温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用
	ド ッ プ ラ 出 力 係 数 ($\Delta K/K$)/%出力	図 1.1-5 の下限値	出力上昇抑制効果を最小
	原 子 炉 出 力 %	①100 ②102	定 格 値 定常誤差を考慮した上限値
	1 次 冷 却 材 平 均 温 度 °C	①307.1 ②309.3	同 上
	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	①15.41 ②15.20	定 格 値 定常誤差を考慮した下限値
	熱 水 路 係 数	① $\begin{cases} F_{\Delta H}^N = 1.64 \\ F_Z^N = 1.62 \cos \end{cases}$	熱水力設計値を使用
		② $F_Q = 2.8$	118%出力のとき最大線出力密度 59.1kW/m となるように設定
単 一 故 障	—	安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし	
解 析 コ ー ド	MARVEL FACTRAN	プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的变化の解析	
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号	過 大 温 度 ΔT 高		
解 析 結 果		結 果	判 定
	最 小 D N B R	約 1.64	≥ 1.42
	燃 料 中 心 温 度 °C	約 2,300	< 2,570 (燃料寿命初期の制限値) 注
原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	上昇は約 0.7	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。	

注) ステップ1 燃料 (理論密度の約 95%) で燃料中心温度が最高となる燃焼度約
1,200MWd/t における制限値

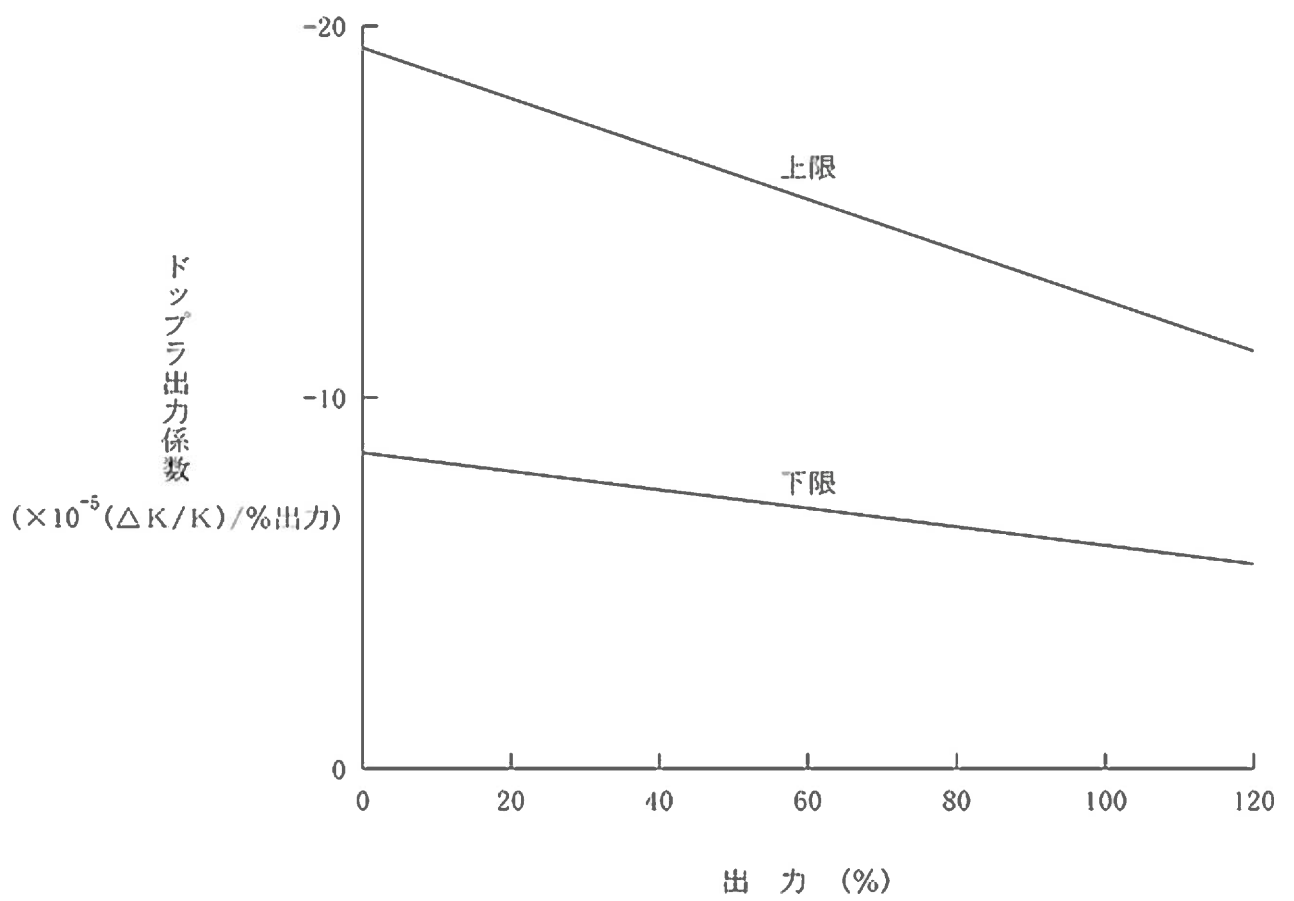
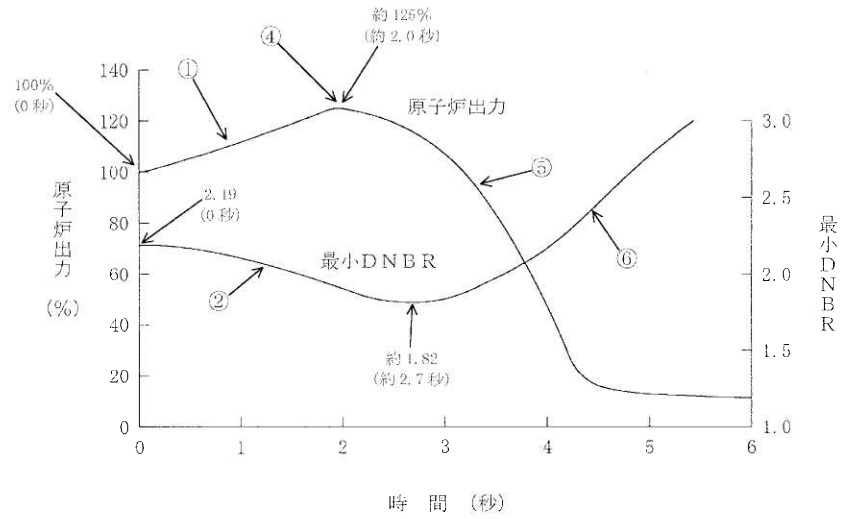


図 1.1-5 解析に使用したドップラ出力係数



- 原子炉出力
 - ① 制御棒クラスタバンク引き抜きによる出力上昇
 - ④ 「出力領域中性子束高（高設定）」原子炉トリップ（約 2.0 秒）
 - ⑤ 制御棒落下による出力低下
- 最小DNBR
 - ② 出力上昇に伴うDNBR低下
 - ⑥ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復

- 原子炉圧力
 - ③ 出力上昇による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑦ 出力低下による1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
- 1次冷却材平均温度
 - ③ 出力上昇に伴う温度上昇
 - ⑦ 出力低下に伴う温度低下

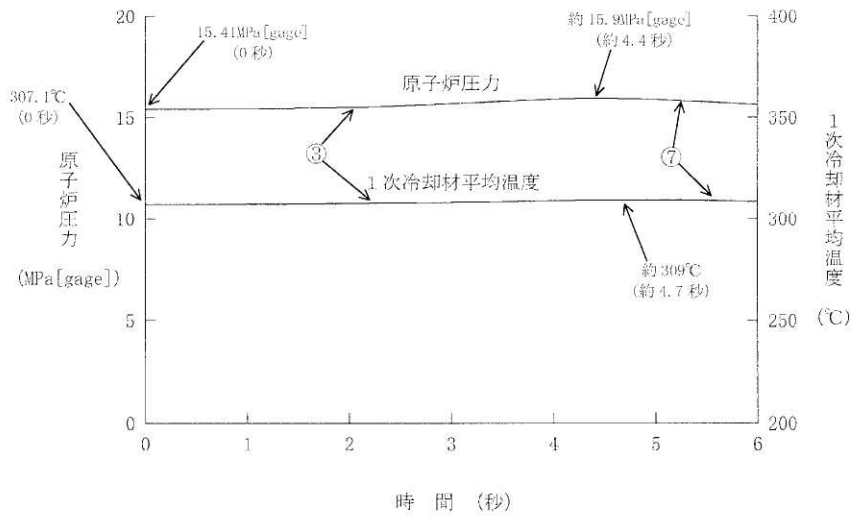


図 1.1-6 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
— 速い引き抜きの場合 (1/2)

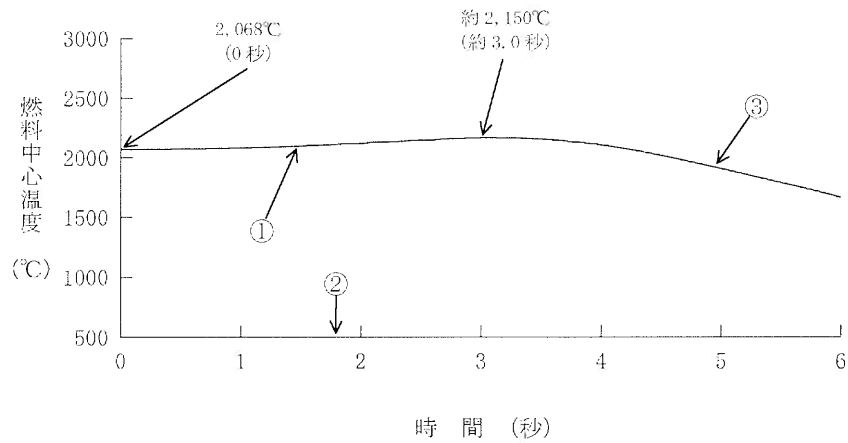
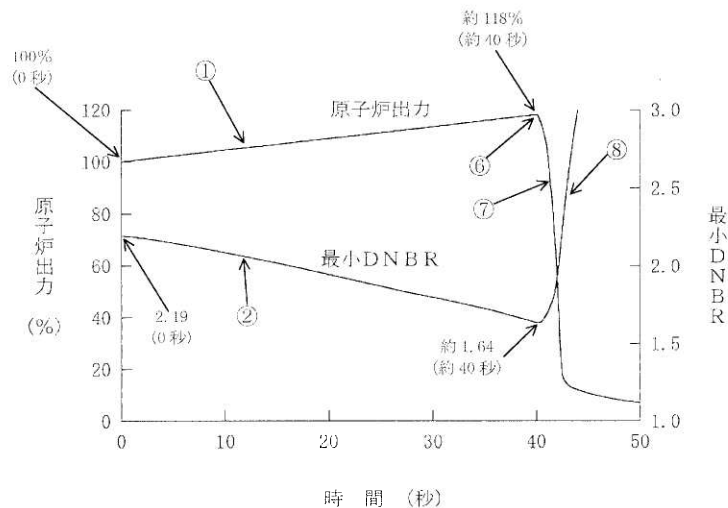
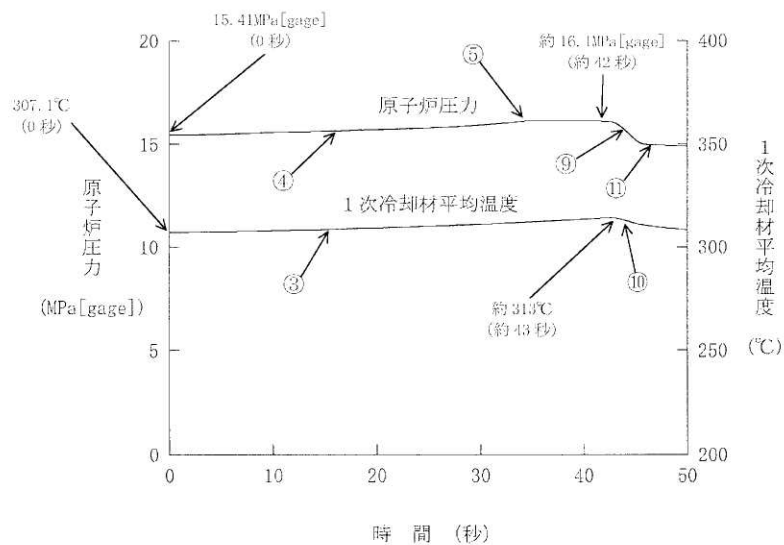


図 1.1-7 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 -速い引き抜きの場合 (2/2)

- ・燃料中心温度
- ① 出力上昇に伴う温度上昇
- ③ 出力低下に伴う温度低下
- ② 「出力領域中性子束高 (高設定)」原子炉トリップ (約1.8秒)



- 原子炉出力
 - ① 制御棒クラスターバンク引き抜きによる出力上昇
 - ⑥ 「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップ (約 40 秒)
 - ⑦ 制御棒落下による出力低下
- 最小DNBR
 - ② 出力上昇に伴うDNBR低下
 - ⑧ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復



- 原子炉圧力
 - ④ 出力上昇による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑤ 加圧器逃がし弁作動 (約 34 秒) による圧力上昇の抑制
 - ⑨ 出力低下による1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
 - ⑪ 加圧器内の減圧沸騰 (フラッシング) による圧力低下の緩和
- 1次冷却材平均温度
 - ③ 出力上昇に伴う温度上昇
 - ⑩ 出力低下に伴う温度低下

図 1.1-8 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合 (1/2)

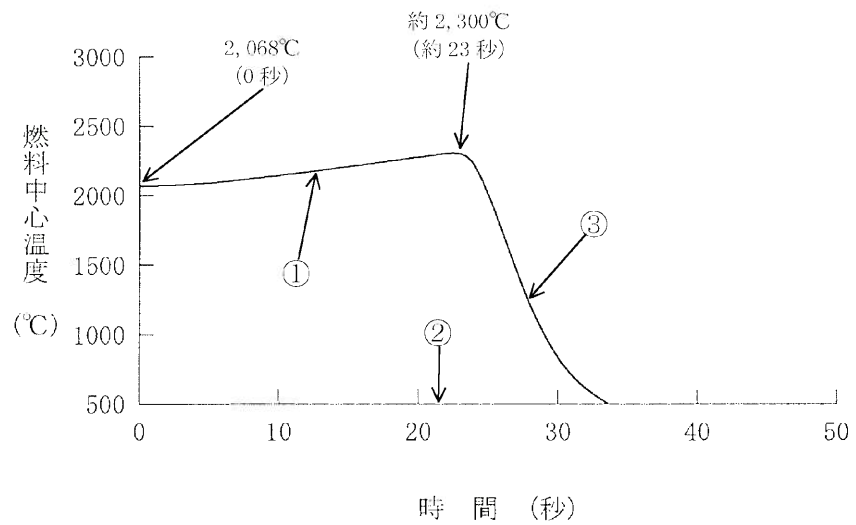


図 1.1-9 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合 (2/2)

- ・燃料中心温度
- ① 出力上昇に伴う温度上昇
- ③ 出力低下に伴う温度低下
- ② 「過大温度ΔT高」原子炉トリップ (約22秒)

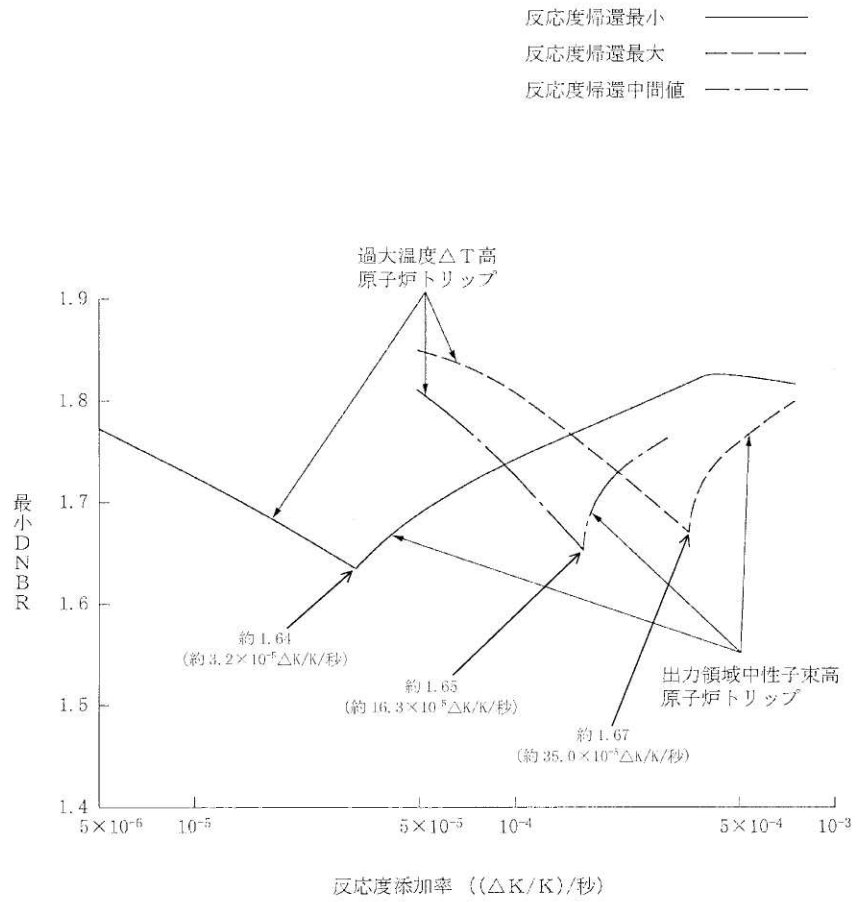


図 1.1-10 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1/2)

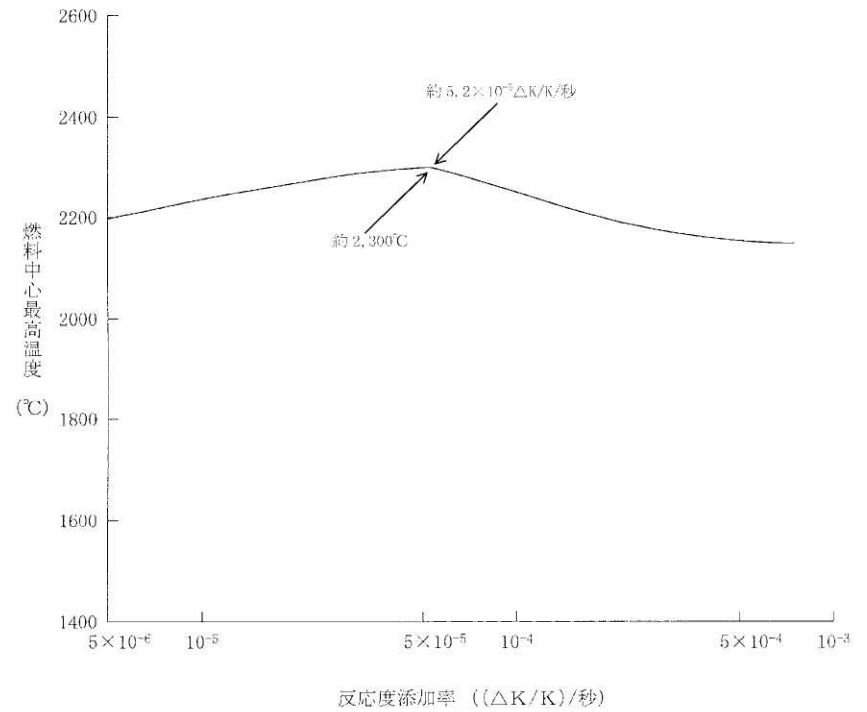


図 1.1-11 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2/2)

(3) 制御棒の落下及び不整合

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

b. 解析方法

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-12 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-6 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-7～表 1.1-9 及び図 1.1-13～図 1.1-14 に示す。

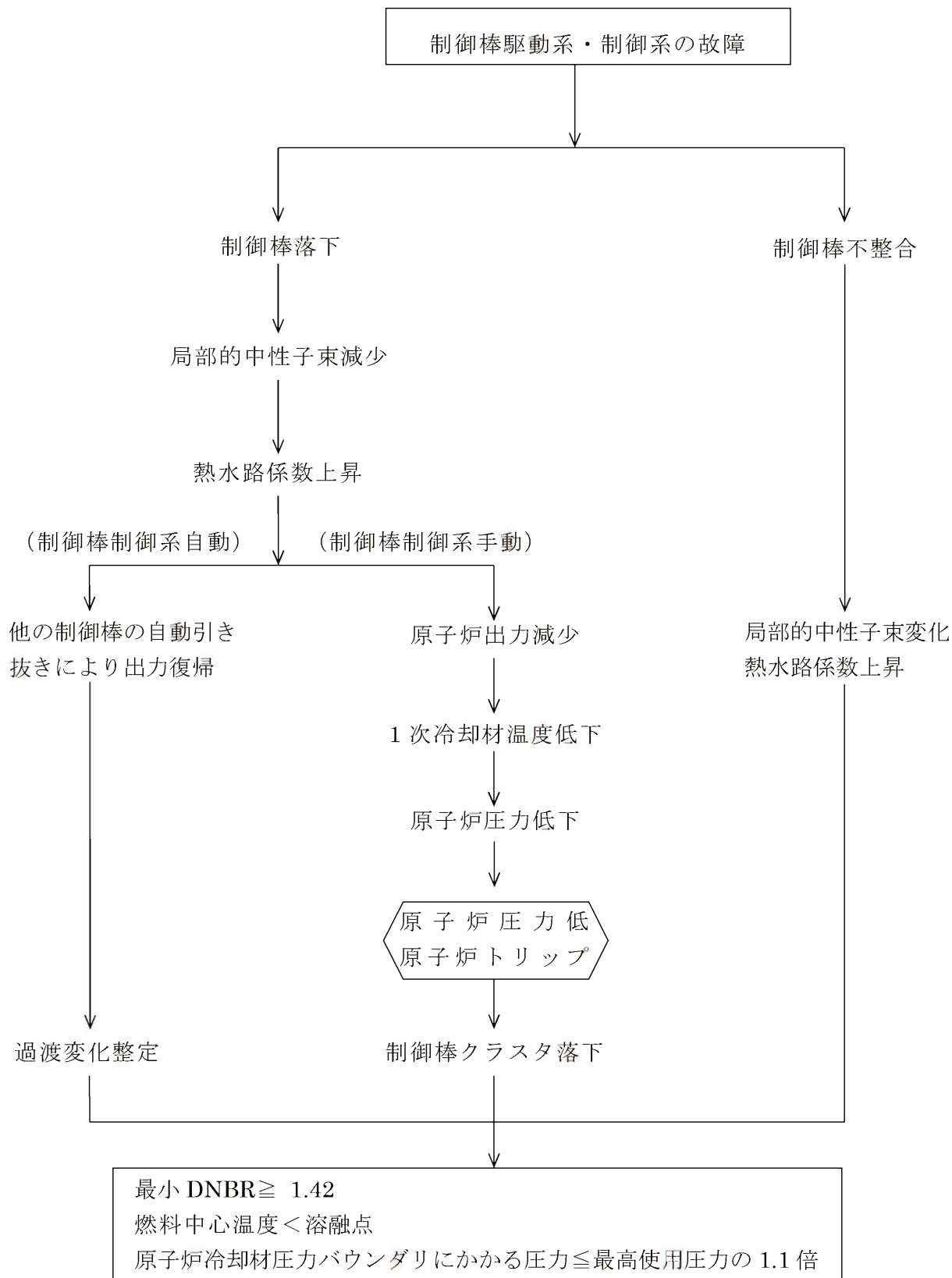


図 1.1-12 「制御棒の落下及び不整合」の事象過程

表 1.1-6 「制御棒の落下及び不整合」の主要事象クロノロジ

① 制御棒制御系自動

時刻 (秒)	事 象
0	落下開始
約 35	DNBR 最小
約 102	原子炉圧力最大
300	計算終了

② 制御棒制御系手動

時刻 (秒)	事 象
0	落下開始
約 71	「原子炉圧力低」信号トリップ限界値到達
約 73	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
300	計算終了

表 1.1-7 「制御棒の落下及び不整合（制御棒落下－自動制御）」の解析条件及び解析結果

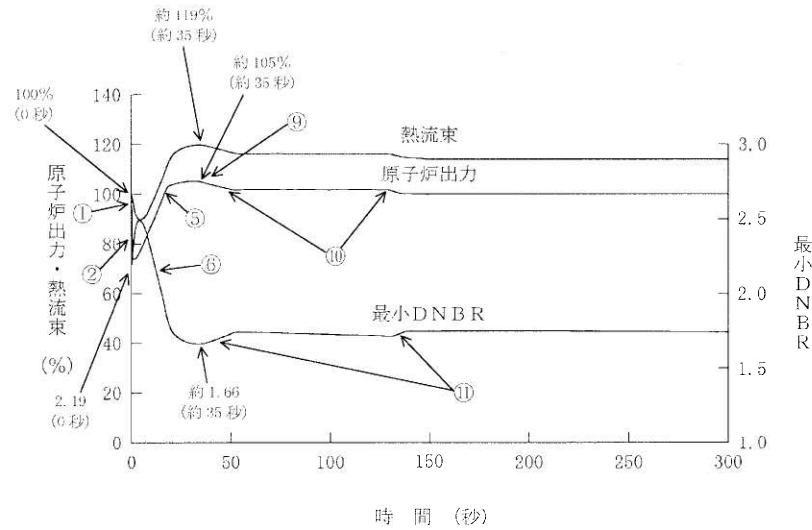
項 目		解析件名	
		制御棒の落下及び不整合（制御棒落下－自動制御）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 $\Delta K/K$	添加反応度 -2.5×10^{-3}	炉心の安全性確認項目における安全解析使用値（定格運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値）
	減速材密度係数 $(\Delta K/K)/(g/cm^3)$	0	温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用
	ドップラ出力係数 $(\Delta K/K)/\%$ 出力	図 1.1-5 の下限値	出力上昇抑制効果を最小
	原子炉出力%	100	定格値
	1次冷却材平均温度 $^{\circ}C$	307.1	同上
	原子炉圧力 MPa[gage]	15.41	同上
	熱水路係数	$F_{\Delta H}^N = 1.87$ $F_Z^N = 1.62 \cos$	炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 熱水力設計値を使用
	単 一 故 障	—	解析上、安全機能の動作には至らない
解 析 コ ー ド		MARVEL	プラントの過渡応答の解析
原子炉トリップ信号		原子炉トリップなし	
解 析 結 果		結 果	判 定
	最 小 D N B R	約 1.66	≥ 1.42
	燃 料 中 心 温 度	原子炉出力の最大値は約 105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。	
原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	上昇は約 0.2	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。	

表 1.1-8 「制御棒の落下及び不整合（制御棒落下－手動制御）」の解析条件及び解析結果

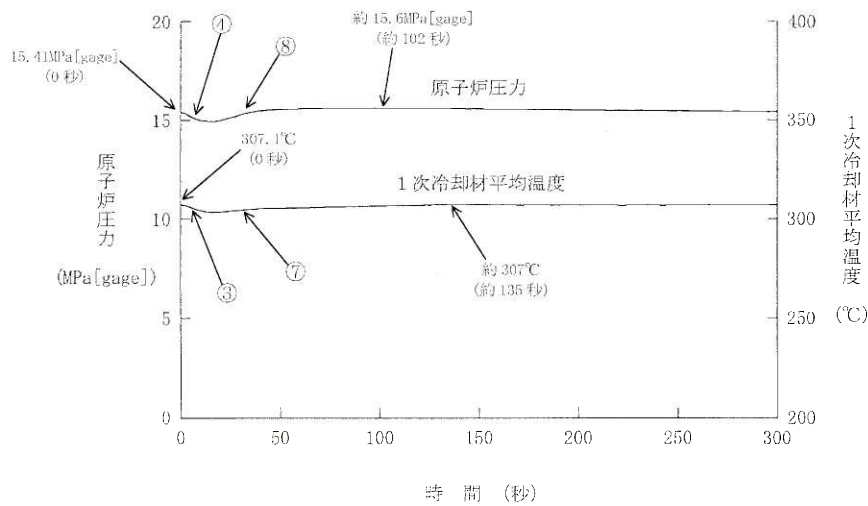
項 目		解析件名	
		制御棒の落下及び不整合（制御棒落下－手動制御）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 $\Delta K/K$	添加反応度 -2.5×10^{-3}	炉心の安全性確認項目における安全解析使用値（定格運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値）
	減速材密度係数 $(\Delta K/K)/(g/cm^3)$	0	温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用
	ドップラ出力係数 $(\Delta K/K)/\%$ 出力	図 1.1-5 の下限値	出力上昇抑制効果を最小
	原子炉出力%	100	定格値
	1次冷却材平均温度 $^{\circ}C$	307.1	同上
	原子炉圧力 MPa[gage]	15.41	同上
	熱水路係数	$F_{\Delta H}^N = 1.87$ $F_Z^N = 1.62 \cos$	炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 熱水力設計値を使用
	単 一 故 障	—	安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし
解 析 コ ー ド		MARVEL	プラントの過渡応答の解析
原子炉トリップ信号		原子炉圧力低	
解 析 結 果		結 果	判 定
	最 小 D N B R	初期状態より上昇	≥ 1.42
	燃 料 中 心 温 度	原子炉出力は初期状態より低下するので燃料中心温度は十分溶融点未満である。	
	原 子 炉 圧 力	初期状態より低下	原子炉圧力は初期状態より低下する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。

表 1.1-9 「制御棒の落下及び不整合（制御棒不整合）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	
		制御棒の落下及び不整合（制御棒不整合）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件	制御棒の不整合状態	指針の要求事項 〔定格出力時に、炉心に挿入されている制御棒クラスタバンクが、挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態〕
	原 子 炉 出 力 %	100	定 格 値
	1 次 冷 却 材 平 均 温 度 °C	307.1	同 上
	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	15.41	同 上
	熱 水 路 係 数	$F_{\Delta H}^N = 1.87$ $F_Z^N = 1.62\cos$	炉心評価値から事象の解析結果を厳しくするように設定 熱水力設計値を使用
	単 一 故 障	—	解析上、安全機能の動作には至らない
解 析 コ ー ド		THINC-III	最小 DNBR の解析
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号		原 子 炉 ト リ ッ プ な し	
解 析 結 果		結 果	判 定
	最 小 D N B R	約 1.72	≥ 1.42
	燃 料 中 心 温 度	原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。	
	原 子 炉 圧 力	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。	

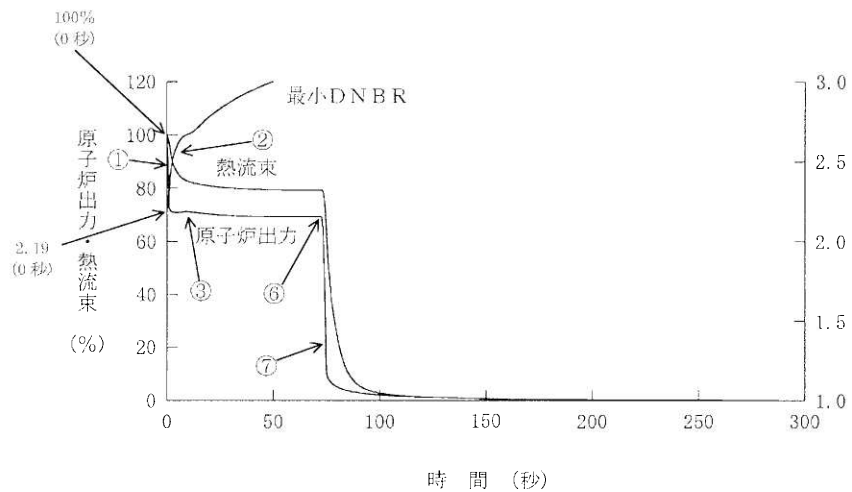


- 原子炉出力
 - ① 制御棒落下による出力低下
 - ⑤ 原子炉出力とタービン出力の偏差信号による制御棒自動引き抜きに伴う出力回復
 - ⑨ 制御棒引き抜きが停止することにより出力回復が止まる
 - ⑩ 1次冷却材平均温度偏差信号による制御棒自動挿入に伴う出力低下
- 最小DNBR
 - ② 出力低下に伴うDNBR増大
 - ⑥ 出力回復に伴うDNBR低下
 - ⑪ 出力低下に伴うDNBR回復

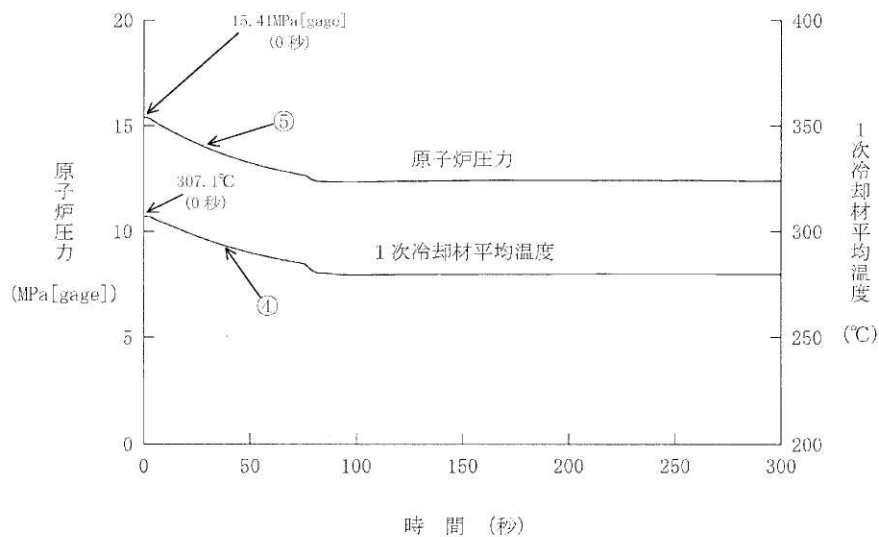


- 原子炉圧力
 - ④ 1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
 - ⑧ 1次冷却材温度回復に伴う圧力上昇
- 1次冷却材平均温度
 - ③ 出力低下に伴う温度低下
 - ⑦ 出力回復に伴う温度上昇

図 1.1-13 制御棒の落下
—制御棒クラスタ自動制御運転



- 原子炉出力
 - ① 制御棒落下による出力低下
 - ③ 原子炉出力低下による燃料温度低下に伴うドップラ反応度帰還により出力がわずかに上昇
 - ⑥ 「原子炉圧力低」原子炉トリップ (約 73 秒)
 - ⑦ 制御棒落下による出力低下
- 最小DNBR
 - ② 出力低下に伴うDNBR増大



- 原子炉圧力
 - ⑤ 1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
- 1次冷却材平均温度
 - ④ 原子炉出力低下に伴う温度低下

図 1.1-14 制御棒の落下
—制御棒クラスタ手動制御運転

(4) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、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入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

b. 解析方法

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-15 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-10～表 1.1-11 に示す。

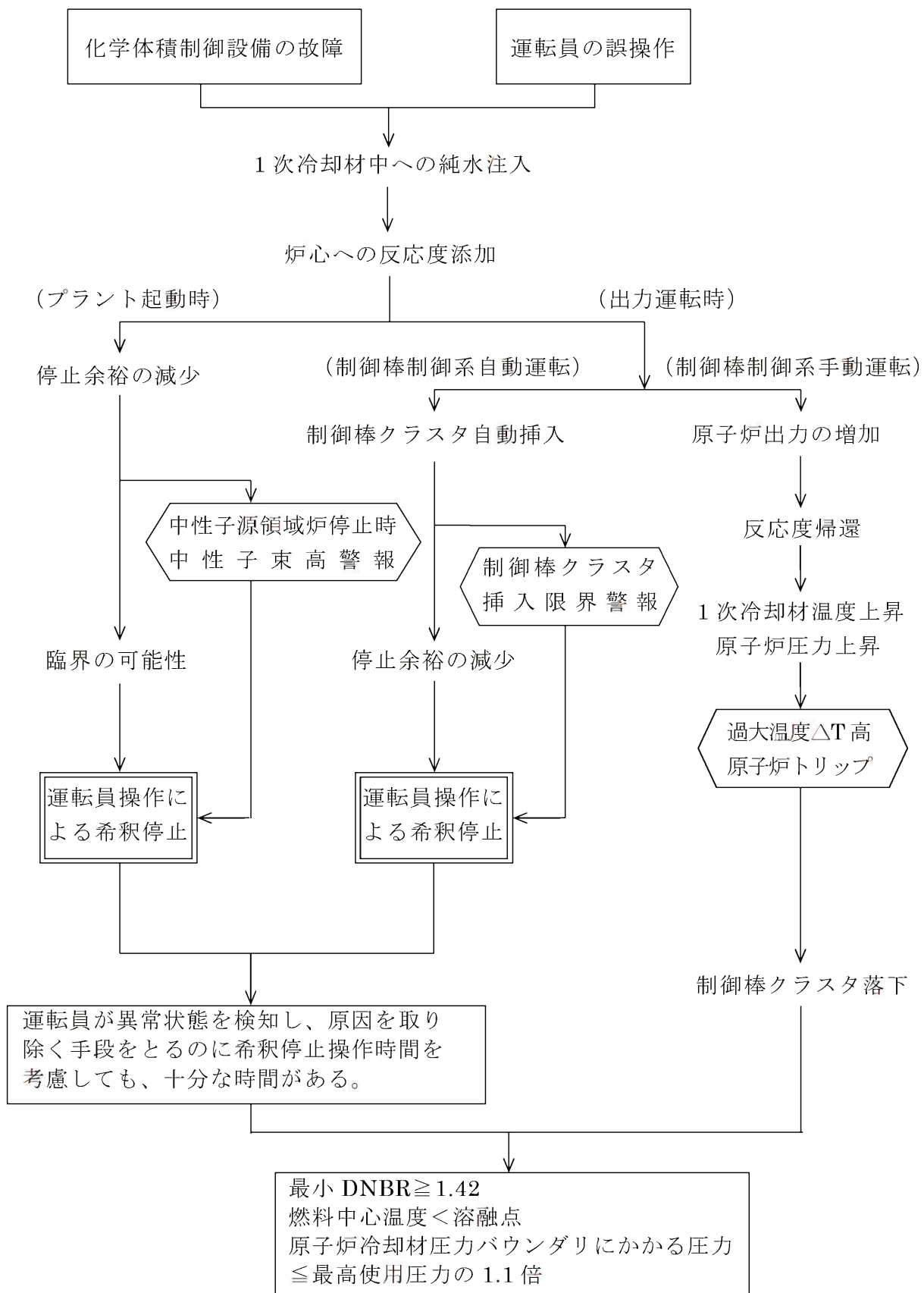


図 1.1-15 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の事象過程

表 1.1-10 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）」
の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	
		原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 (希 釈 流 量) m ³ /h	81.8	設計上許容される最大流量 (1 次系補給水ポンプ 2 台運転)
	原 子 炉 冷 却 材 初期ほう素濃度 ppm	3,100	燃料取替用水ピットのほう素濃度
	臨 界 ほう 素 濃 度 ppm	2,000	サイクル初期、低温時に予想される 臨 界 ほう 素 濃 度 を 上 回 る 値
	単 一 故 障	—	解析上、安全機能の動作には至らない
解 析 コ ー ド		—	
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号		—	
		結 果	判 定
解 析 結 果	最 小 D N B R	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報から臨界までに約 16 分を要する。 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。 原子炉は臨界に至らないので、最小 DNBR、燃料中心温度及び原子炉冷却材圧力バウンダリの点で問題とならない。	
	燃 料 中 心 温 度		
	原 子 炉 圧 力		

表 1.1-11 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）」
の解析条件及び解析結果

①制御棒手動制御運転、②制御棒自動制御運転

項 目		解析件名	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 (希 釈 流 量) m ³ /h		56.8	設計上許容される最大流量 (充てんポンプ 3 台運転)
	原 子 炉 冷 却 材 初期ほう素濃度 ppm		2,100	出力運転中に予想される最高濃度を 上回る値
	停 止 余 裕 喪 失 時 ほう素濃度 ppm		1,940	初期ほう素濃度 2,100ppm から算 出した値
	単 一 故 障		—	①安全保護系の単一故障を想定す るが多重構成としているので機 能喪失なし ②解析上、安全機能の動作には至 らない
解 析 コ ー ド			—	
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号			①過大温度△T 高 ② —	
解 析 結 果		結 果	判 定	
	最 小 D N B R	①手動制御 反応度添加率 ($1.8 \times 10^{-5}(\Delta K/K)/s$) は「出力運転中の制 御棒の異常な引き抜き」解析に包絡され問題とならな い。		
	燃 料 中 心 温 度	②自動制御 制御棒クラスタ挿入限界に達した後、さらに希釈が続け られて、停止余裕を失うに至るまで約 15 分を要する。 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。 原子炉出力は変化しないので、最小 DNBR、燃料中心温度及 び原子炉冷却材圧力バウンダリの点で問題とならない。		
	原 子 炉 圧 力			

1.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(1) 原子炉冷却材流量の部分喪失

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、2台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考えられる。

b. 解析方法

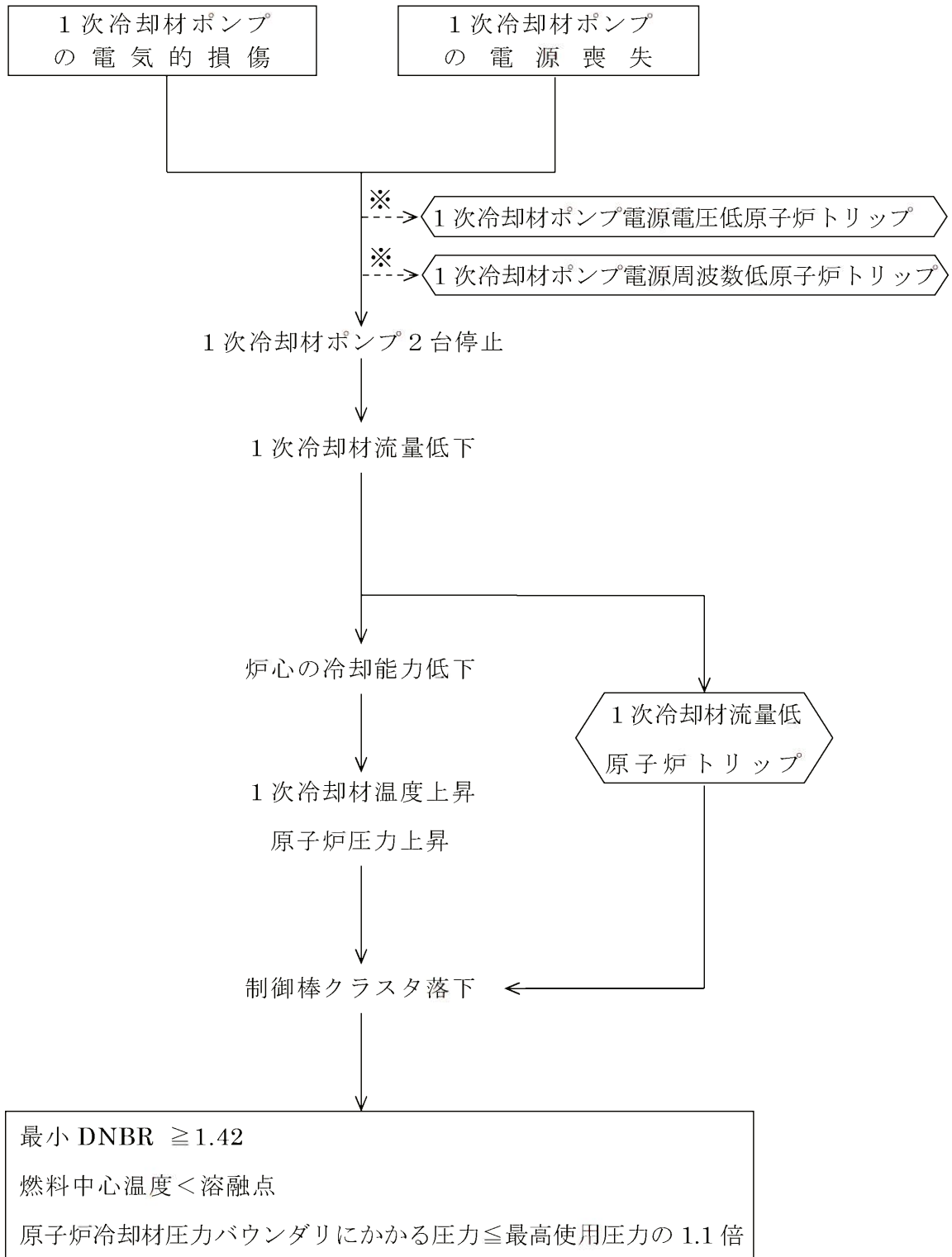
1次冷却材流量過渡特性解析コード PHOENIX により1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コード MARVEL により、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コード FACTRAN により、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コード THINC-III により DNBR への影響を解析する。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-2 及び図 1.2-2 に示す。



※解析では無視している

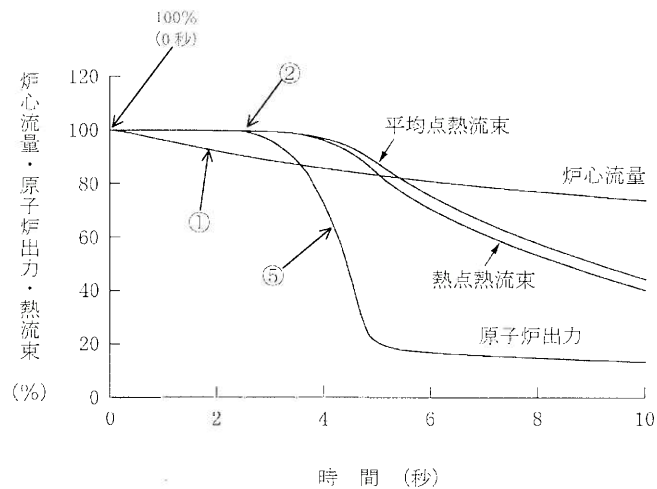
図 1.2-1 「原子炉冷却材流量の部分喪失」の事象過程

表 1.2-1 「原子炉冷却材流量の部分喪失」の主要事象クロノロジ

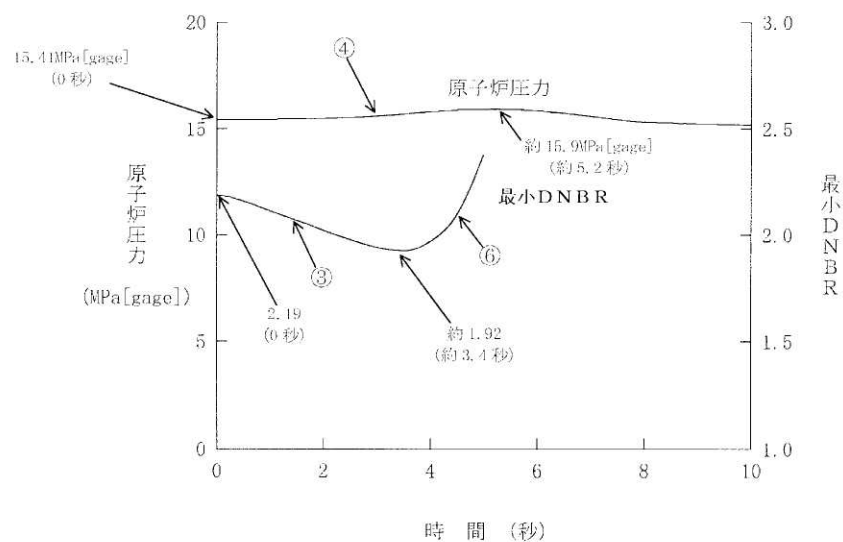
時刻 (秒)	事 象
0	コーストダウン開始
約 1.5	「1次冷却材流量低」信号トリップ限界値到達
約 2.5	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 3.4	DNBR 最小
約 5.2	原子炉圧力最大
10	計算終了

表 1.2-2 「原子炉冷却材流量の部分喪失」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	原子炉冷却材流量の部分喪失	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件	1 次冷却材ポンプ 2 台の停止 (1 次冷却材ポンプの慣性モーメント、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$)		指針の要求事項 1 次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する 1 次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の小さめの値
	減 速 材 密 度 係 数 ($\Delta\text{K}/\text{K}$)/(g/cm^3)	0		温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用
	ド ッ プ ラ 出 力 係 数 ($\Delta\text{K}/\text{K}$)/%出力	図 1.1-5 の上限値		トリップ後の出力低下を遅くするようにドップラの反応度帰還を最大
	原 子 炉 出 力 %	100		定 格 値
	1 次冷却材平均温度 $^{\circ}\text{C}$	307.1		同 上
	原 子 炉 圧 力 $\text{MPa}[\text{gage}]$	15.41		同 上
	熱 水 路 係 数	$F_{\Delta\text{H}}^{\text{N}}=1.64$ $F_{\text{Z}}^{\text{N}}=1.62\cos$		熱水力設計値を使用
	単 一 故 障	—		安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし
解 析 コ ー ド		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III		1 次冷却材ポンプのコストダウン流量解析 プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的变化の解析 最小 DNBR の解析
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号		1 次 冷 却 材 流 量 低		
解 析 結 果		結 果	判 定	
	最 小 D N B R	約 1.92	≥ 1.42	
	燃 料 中 心 温 度	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 圧 力 $\text{MPa}[\text{gage}]$	上昇は約 0.5	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。		



- 炉心流量
 - ① RCP 2 台停止による流量低下
- 原子炉出力
 - ② 「1 次冷却材流量低」原子炉トリップ (約 2.5 秒)
 - ⑤ 制御棒落下による出力低下



- 最小DNBR
 - ③ 流量低下に伴うDNBR低下
 - ⑥ 出力低下に伴うDNBR回復
- 原子炉圧力
 - ④ 流量低下による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇

図 1.2-2 原子炉冷却材流量の部分喪失

(2) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

b. 解析方法

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-3 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-3 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-4 及び図 1.2-4 に示す。

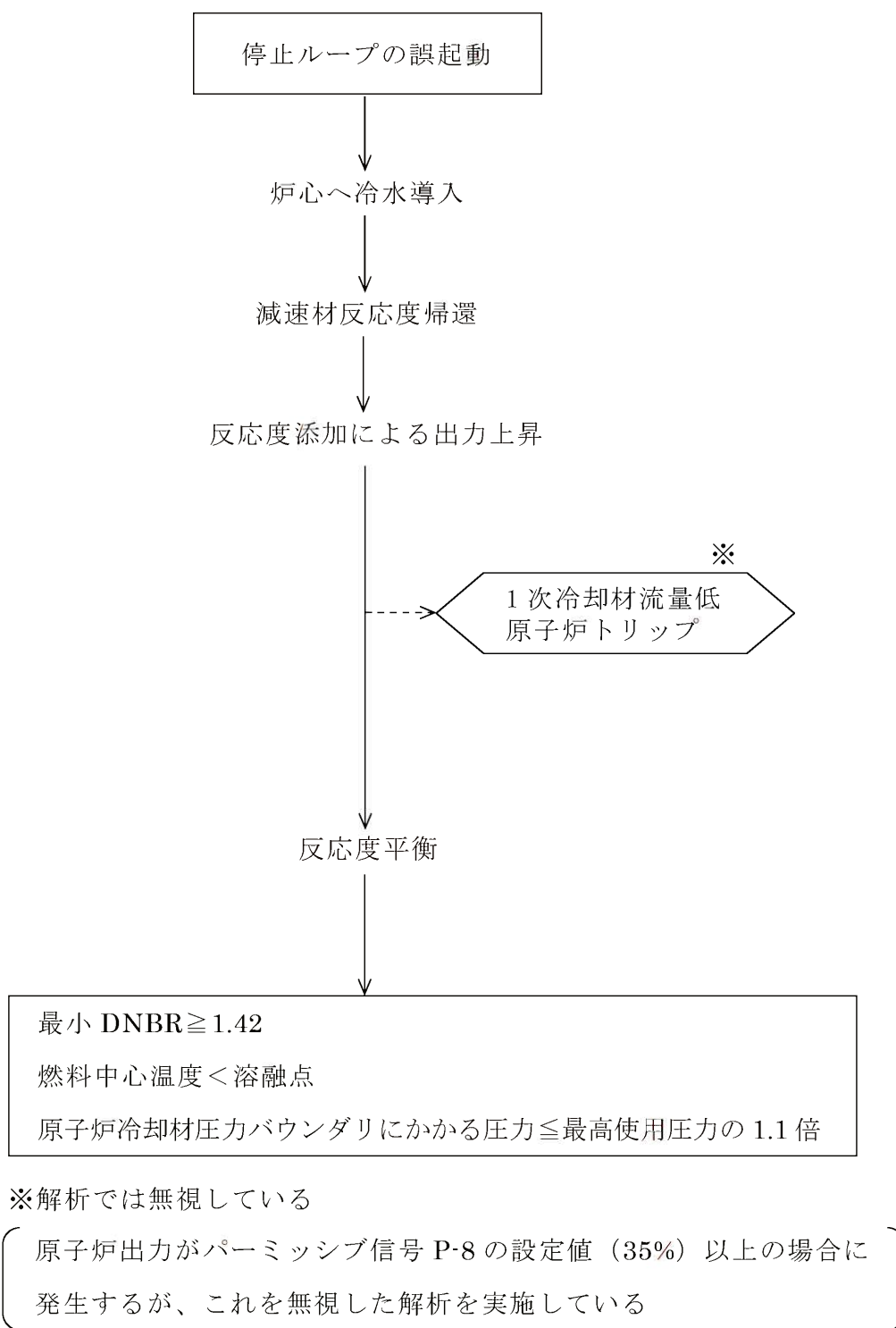


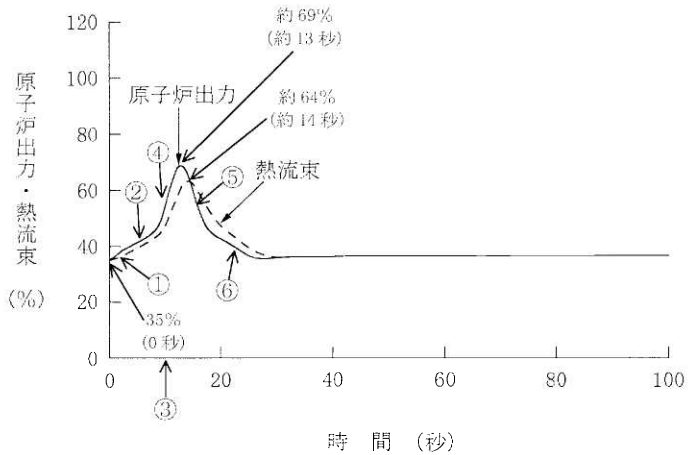
図 1.2-3 「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」の事象過程

表 1.2-3 「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」の主要事象クロノロジ

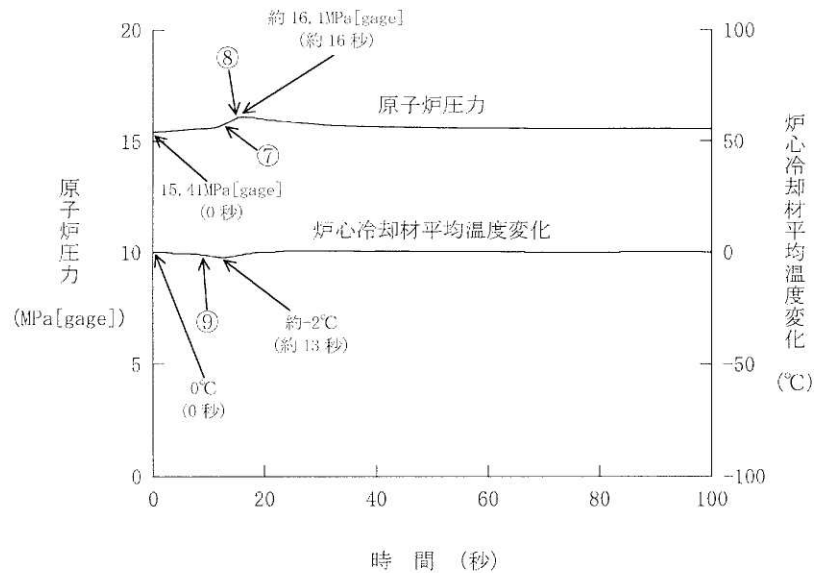
時刻 (秒)	事 象
0	停止ループの 1 次冷却材ポンプ誤起動
10	1 次冷却材ポンプ起動ループ流量定格値到達
約 16	原子炉圧力最大
100	計算終了

表 1.2-4 「原子炉冷却材系の停止ループの誤起動」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件	停止ループの 1 次冷却材ポンプ起動 (10 秒で定格流量に達する)		指針の要求事項 停止している 1 次冷却材ポンプの起動に伴い停止ループの流量が定格流量に達する時間は、安全側の小さめの値
	減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³)	0.51		温度低下による正の反応度帰還が最大になるように出力運転時の最大値を使用
	ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力	図 1.1-5 の下限値		燃料温度上昇による反応度増加抑制効果を最小
	原子炉出力 %	35		1 次冷却材ポンプ 3 台運転時の最大運転出力
	1 次冷却材平均温度℃	297.1		35%出力時の運転温度
	原子炉圧力 MPa[gage]	15.41		35%出力時の運転圧力
	単 一 故 障	—		解析上、安全機能の動作には至らない
解 析 コ ー ド	MARVEL		プラントの過渡応答の解析	
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし			
解 析 結 果		結 果	判 定	
	最 小 D N B R	熱流束の最大値は定格値の約 64%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ので、燃料の健全性が損なわれることはない。		
	燃 料 中 心 温 度			
原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	上昇は約 0.7	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。		



- 原子炉出力
 - ① 停止ループ起動による炉心流量増加に伴う出力上昇
 - ② ドップラ反応度帰還により出力上昇程度がわずかに緩和
 - ③ 1次冷却材ポンプ起動ループ流量定格値到達 (10秒)
 - ④ 停止ループ高温側配管内の冷水が炉心に到達することによる出力上昇
 - ⑤ ドップラ反応度帰還による出力低下
 - ⑥ 冷水がループを一巡して炉心に達することによりわずかに出力低下緩和



- 原子炉圧力
 - ⑦ 出力上昇による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑧ 加圧器逃がし弁作動 (約16秒)による圧力上昇の緩和
- 炉心冷却材平均温度変化
 - ⑨ 停止ループ高温側配管内の冷水が炉心に到達することによる温度低下

図 1.2-4 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

(3) 外部電源喪失

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には、外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

b. 解析方法

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

c. 解析結果

最小 DNBR は約 1.77 であり、判断基準 1.42 を十分に上回る。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[gage]にとどまり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性（最高使用圧力の 1.1 倍以下）が問題となることはない。なお、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。

(4) 主給水流量喪失

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

b. 解析方法

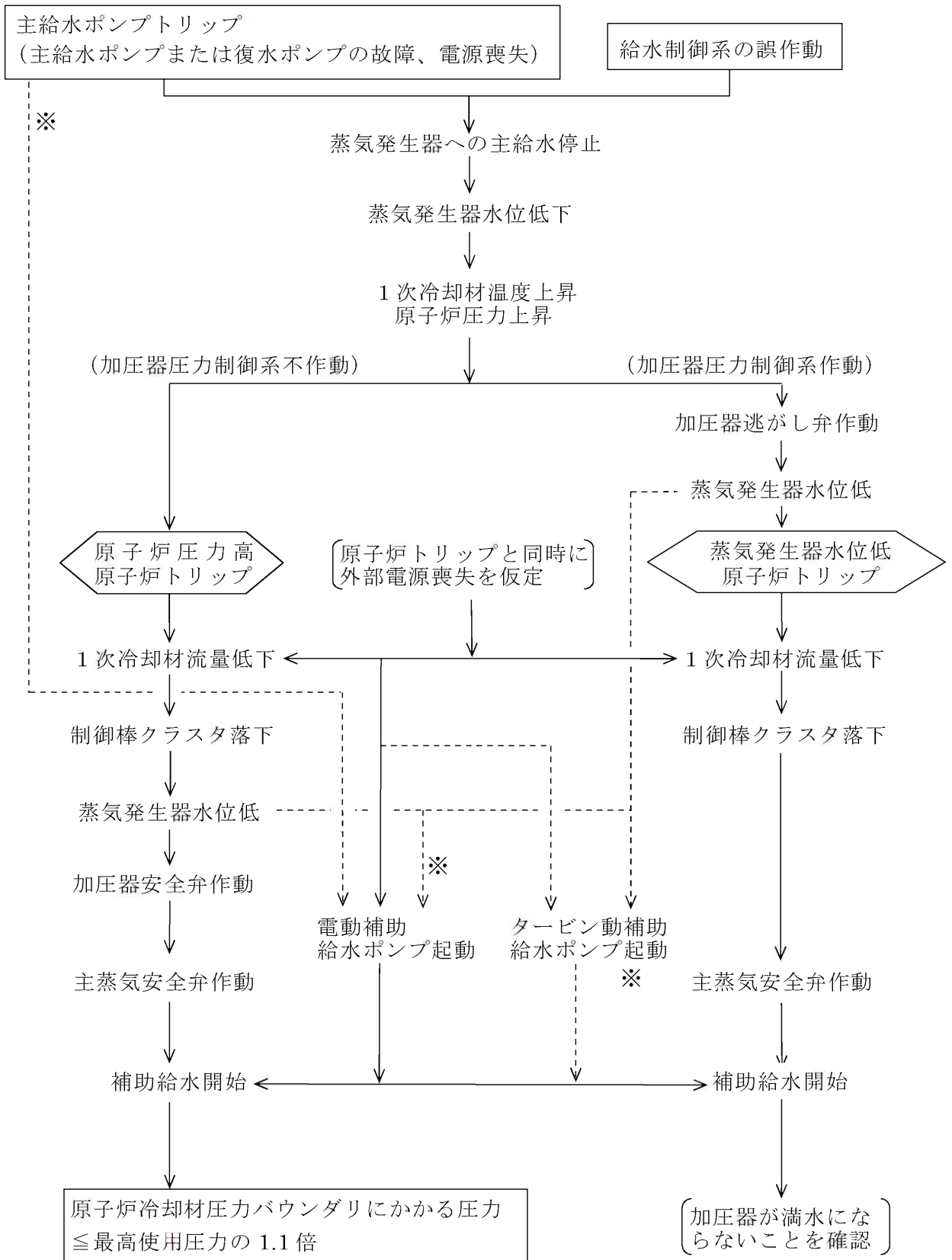
プラント過渡特性解析コード **MARVEL** により、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-5 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-5 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-6 及び図 1.2-6～図 1.2-7 に示す。



※解析では無視している

図 1.2-5 「主給水流量喪失」の事象過程

表 1.2-5 「主給水流量喪失」の主要事象クロノロジ

① 圧力解析

時刻 (秒)	事 象
0	主給水流量喪失
約 25	「原子炉圧力高」信号トリップ限界値到達
約 27	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 30	原子炉圧力最大
6,000	計算終了

② 水位解析

時刻 (秒)	事 象
0	主給水流量喪失
約 52	「蒸気発生器水位低」信号トリップ限界値到達
約 54	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 59	加圧器保有水量最大
6,000	計算終了

表 1.2-6 「主給水流量喪失」の解析条件及び解析結果

①加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力上昇の点で厳しい）

②加圧器圧力制御系作動（加圧器保有水量の点で厳しい）

項 目		解析件名	主給水流量喪失	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件	すべての蒸気発生器への給水が停止		指針の要求事項
	減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³)	0		温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用
	ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力	図 1.1-5 の上限値		トリップ後の出力低下を遅くするようにドップラの反応度帰還を最大
	原子炉出力 %	102		定常誤差を考慮した上限値
	1 次冷却材平均温度℃	①309.3 ②304.9		①定常誤差を考慮した上限値 ②定常誤差を考慮した下限値
	原子炉圧力 MPa[gage]	①15.20 ②15.62		①定常誤差を考慮した下限値 ②定常誤差を考慮した上限値
	単 一 故 障	電動補助給水ポンプ 1 台が 4 基の蒸気発生器へ給水する。 (タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。)		補助給水設備の妥当性を示すため電動補助給水ポンプ 1 台のみの作動を仮定
解 析 コ ー ド	MARVEL		長時間にわたる原子炉の過渡応答の解析	
原子炉トリップ信号			①原子炉圧力高 ②蒸気発生器水位低	
解 析 結 果		結 果	判 定	
	原子炉圧力 MPa[gage]	①約 17.4	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。	
そ の 他 (加圧器保有水量)	②加圧器の液相は最大 約 42m ³ (加圧器容積の約 81%)		(加圧器は満水にならないこと)	

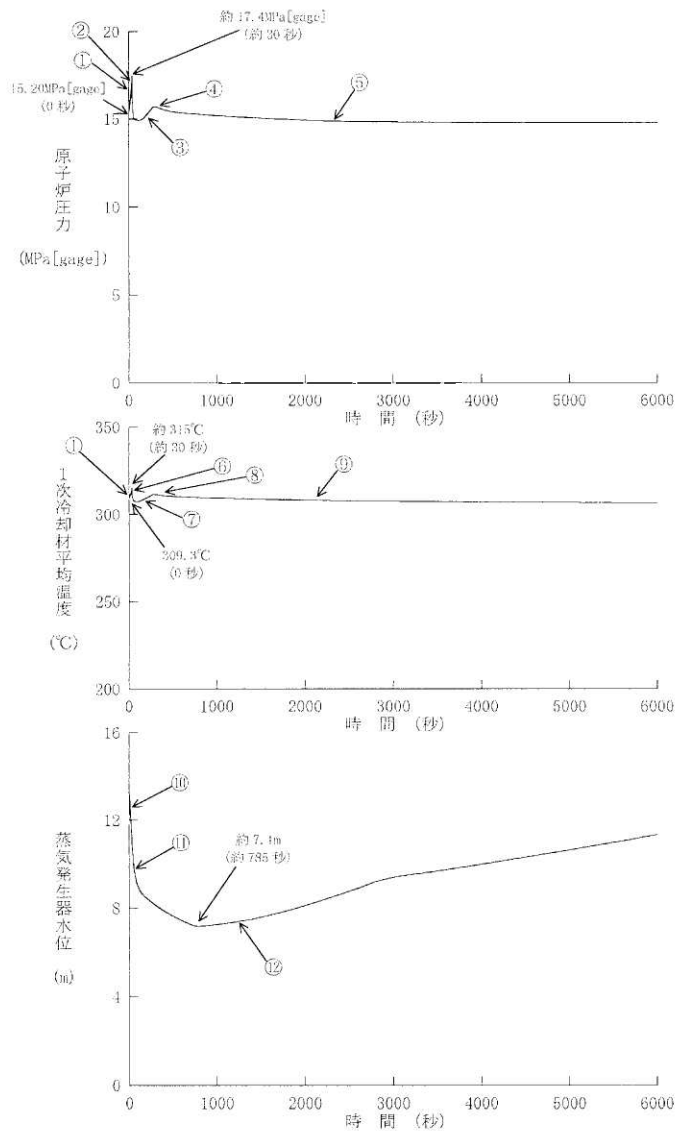


図 1.2-6 主給水流量喪失—圧力解析

・原子炉圧力

- ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う1次冷却材温度上昇による上昇
- ② 「原子炉圧力高」原子炉トリップ(約27秒)による1次冷却材温度低下に伴う低下
- ③ 崩壊熱および1次冷却材流量低下による1次冷却材温度上昇に伴う上昇
- ④ 自然循環移行による除熱が有効となり1次冷却材温度低下に伴い低下
- ⑤ 補助給水および自然循環による除熱が有効となり1次冷却材温度低下に伴い低下

・1次冷却材平均温度

- ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う温度上昇
- ⑥ 原子炉トリップによる温度低下
- ⑦ 崩壊熱および1次冷却材流量低下による温度上昇
- ⑧ 自然循環移行による除熱が有効となり温度低下
- ⑨ 補助給水および自然循環による冷却が有効となり温度低下

・蒸気発生器水位

- ⑩ 主給水喪失による低下
- ⑪ 補助給水開始
- ⑫ 主給水配管内の高温水が一掃されSG2次側に低温の補助給水が注入されることにより除熱が有効になり水位が回復

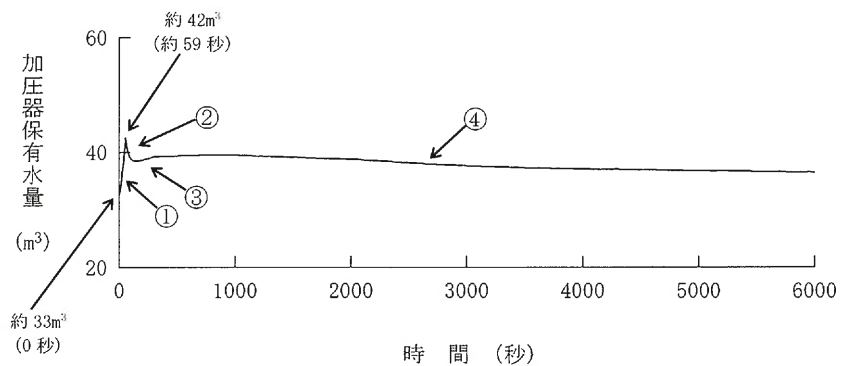


図 1.2-7 主給水流量喪失—水位解析

・加圧器保有水量

- ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う1次冷却材温度上昇に伴う保有水量増加
- ② 「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ (約 54 秒) による保有水量減少
- ③ 崩壊熱および1次冷却材流量低下による1次冷却材温度上昇に伴う保有水量増加
- ④ 補助給水および自然循環による除熱が有効となり保有水量減少

(5) 蒸気負荷の異常な増加

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

b. 解析方法

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

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-8 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-7 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-8 及び図 1.2-9～図 1.2-10 に示す。