

よう素 0.5%

- c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- e. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。
- f. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率<sup>(14)</sup>は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上6分とする。
- g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(15)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とする。
- h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上2分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に

漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

- j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率<sup>(16)</sup>は 95% 以上期待できるが、評価上 95% とする。
- l. 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上  $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$  の漏えいがあるものとする。
- n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b. 項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。
- o. 再循環水体積は、評価上  $1,600 \text{ m}^3$  とする。
- p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5% とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50% とする。
- q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率<sup>(16)</sup>は 95% 以上期待できるが、評価上 95% とする。
- r. 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件に従って評価する。

- (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
- (b) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。
- (c) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
- (d) 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは第 3.4.4.1 表のようにエネルギー範囲別に区分する。
- s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30 日間)とする。
- t. 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。
- u. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

### (3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.4.2表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

#### 3.4.4.3 結 論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地等境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約0.13mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。

#### 3.4.5 制御棒飛び出し

##### 3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

### (3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第3.4.5.1表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.5.1図及び第3.4.5.2図に示す。



### 3.7 参考文献

(12) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」

M N F - 1008

三菱原子燃料、平成22年

第3.4.1.1表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の大気中に放出される  
希ガスの量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目	評 価 結 果
希ガスの放出量（ $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算）	約 $2.2 \times 10^{14}$ Bq
実 効 線 量	約0.083 mSv

第3.4.2.1表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数  
及びI-131等価量への換算係数

核 種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への 換算係数
I-131	$1.6 \times 10^{-4}$	1
I-132	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.44 \times 10^{-2}$
I-133	$4.1 \times 10^{-5}$	$2.56 \times 10^{-1}$
I-134	$6.9 \times 10^{-7}$	$4.31 \times 10^{-3}$
I-135	$8.5 \times 10^{-6}$	$5.31 \times 10^{-2}$

第3.4.2.2表 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よ う 素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量換算係数)	約 $1.5 \times 10^{11}$ Bq
	希 ガ ス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 $4.6 \times 10^{14}$ Bq
実 効 線 量		約0.23 mSv

第3.4.3.1表 燃料集合体の落下時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よ う 素 (I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算)	約 $6.4 \times 10^{10}$ Bq
	希 ガ ス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 $4.7 \times 10^{12}$ Bq
実 効 線 量		約0.026 mSv

第3.4.4.1表 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーのエネルギー範囲別区分

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

第3.4.4.2表 原子炉冷却材喪失（事故）時の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目			評 価 結 果
放 出 量	よ う 素 (I-131等価量-小児 実効線量係数換算)	排気筒放出	約 $8.0 \times 10^{10}$ Bq
		地上放出	約 $1.6 \times 10^{11}$ Bq
		合 計	約 $2.4 \times 10^{11}$ Bq
	希 ガ ス ( $\gamma$ 線エネルギー0.5MeV換算)	排気筒放出	約 $4.5 \times 10^{13}$ Bq
		地上放出	約 $2.7 \times 10^{12}$ Bq
		合 計	約 $4.8 \times 10^{13}$ Bq
実 効 線 量*			約0.11 mSv

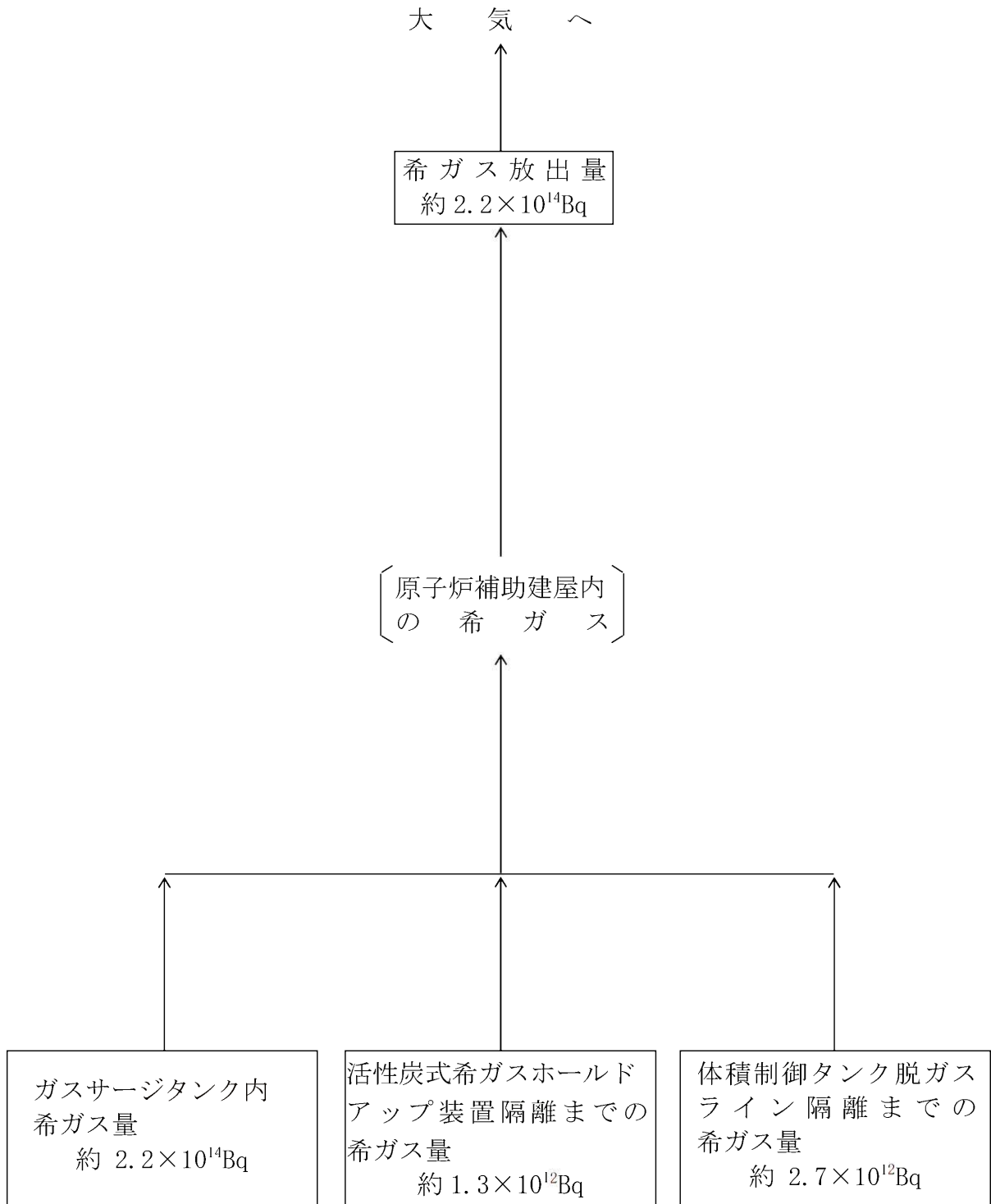
\*実効線量には、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量（約0.0036mSv）を含む。

第3.4.5.1表 制御棒飛び出し時の大気中に放出される核分裂生成物の  
量及び敷地等境界外における最大の実効線量

評 価 項 目		評 価 結 果	
放 出 量	よ う 素 ( I - 1 3 1 等 価 量 - 小 児 実 効 線 量 係 数 換 算 )	排気筒放出	約 $6.0 \times 10^{10}$ Bq
		地 上 放 出	約 $6.2 \times 10^{10}$ Bq
		合 計	約 $1.2 \times 10^{11}$ Bq
	希 ガ ス ( $\gamma$ 線 エ ネ ル ギ 0.5MeV 換 算 )	排気筒放出	約 $1.7 \times 10^{13}$ Bq
		地 上 放 出	約 $1.0 \times 10^{12}$ Bq
		合 計	約 $1.8 \times 10^{13}$ Bq
実 効 線 量*		約 0.036 mSv	

\*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（約0.0013mSv）を含む。

単位：Bq (γ線エネルギー  
0.5MeV換算)



第3.4.1.1図 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程

## 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

### 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

#### 6.5.2 共通解析条件

##### 6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

###### (1) 初期条件

###### a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は3号炉 12.464MW、4号炉 10.794MWを用いるものとする。

## 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

### 7.2 重大事故

#### 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

##### 7.2.1.1 格納容器過圧破損

##### 7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件

- a. 事象発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、3 号炉は燃料を 1 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とし、4 号炉は燃料を 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

#### (4) 有効性評価の結果

##### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第 7.2.1.1.9 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生の約 15 時間後に最高値約 0.444MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) を下回る。

原子炉格納容器内温度は、第 7.2.1.1.10 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約 26 時間後に最高値約 144℃となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200℃を



下回る。

大破断 LOCA が発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での 1 次系圧力は、第 7.2.1.1.6 図に示すとおり、約 0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の (5)、(8) に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、(6) に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、第 7.2.1.1.13 図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2 %

と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃を下回る。

また、第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、事象発生から約2.6時間後に熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、48時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.5TBqであり、第7.2.1.1.30図に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100TBqを十分下回る。また、その大気放出過程を第7.2.1.1.31図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後30日（約6.0TBq）及び100日（約6.0TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っている。

## 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

### 7.3.1 想定事故 1

#### 7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

##### (3) 有効性評価の結果

###### b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることか

ら、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

#### 7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

##### (3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水溫上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水溫の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水溫の変動を考慮し、初期水溫を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水溫の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水溫40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間50分(約0.3日)後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水溫の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水溫の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水溫を100℃として評価した場合にお

いても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.6 日短い約 1.5 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定との差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

### 7.3.2 想定事故 2

#### 7.3.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

##### (3) 有効性評価の結果

想定事故 2 の事象進展を第 7.3.2.2 図に示す。

##### a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約 11 時間で 100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、第 7.3.2.4 図に示すとおり事象発生から約 1.3 日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から

7時間50分（約0.3日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約1.3日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるた

め、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生 7 時間 50 分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生 7 時間 50 分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

#### 7.3.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

##### (2) 操作時間余裕の把握

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

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「7.3.2.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約 1.3 日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

##### (3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水溫上昇及

び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である 65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.2 日短い約 1.1 日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を 100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温 40℃の場合と比較して約 0.4 日短い約 22 時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の 7 時間 50 分（約 0.3 日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。



## 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

### 7.4.4 反応度の誤投入

#### 7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

##### (2) 有効性評価の条件

###### a. 初期条件

###### (c) 初期ほう素濃度

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

###### (d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号炉1,850ppm、4号炉2,000ppmを用いるものとする。

##### (3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.4.2図に示す。

###### a. 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約68分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の事象発生の約78分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約79分後に、1次冷却材のほう素の希釈

を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保する。

b. 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、第7.4.4.4図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約68分を要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

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

その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約6.0時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である2,000ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度3,100ppmまで濃縮するのに要する時間は約3.8時間である。

#### 7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

##### (2) 操作時間余裕の把握

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

希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約 16 分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に 10 分、その後の希釈停止操作に 1 分の合計 11 分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約 20 秒であることから、臨界に至るまでに 5 分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により 1 次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

第 7.3.1.2 表 主要評価条件（想定事故 1）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL-0.09m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m（NWL-約 3.27m）	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m <sup>3</sup> /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7 時間 50 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

第 7.3.2.2 表 主要評価条件（想定事故 2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL—約 1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフオンブレイカの効果を期待。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
関連する重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL—約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m <sup>3</sup> /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7時間 50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。

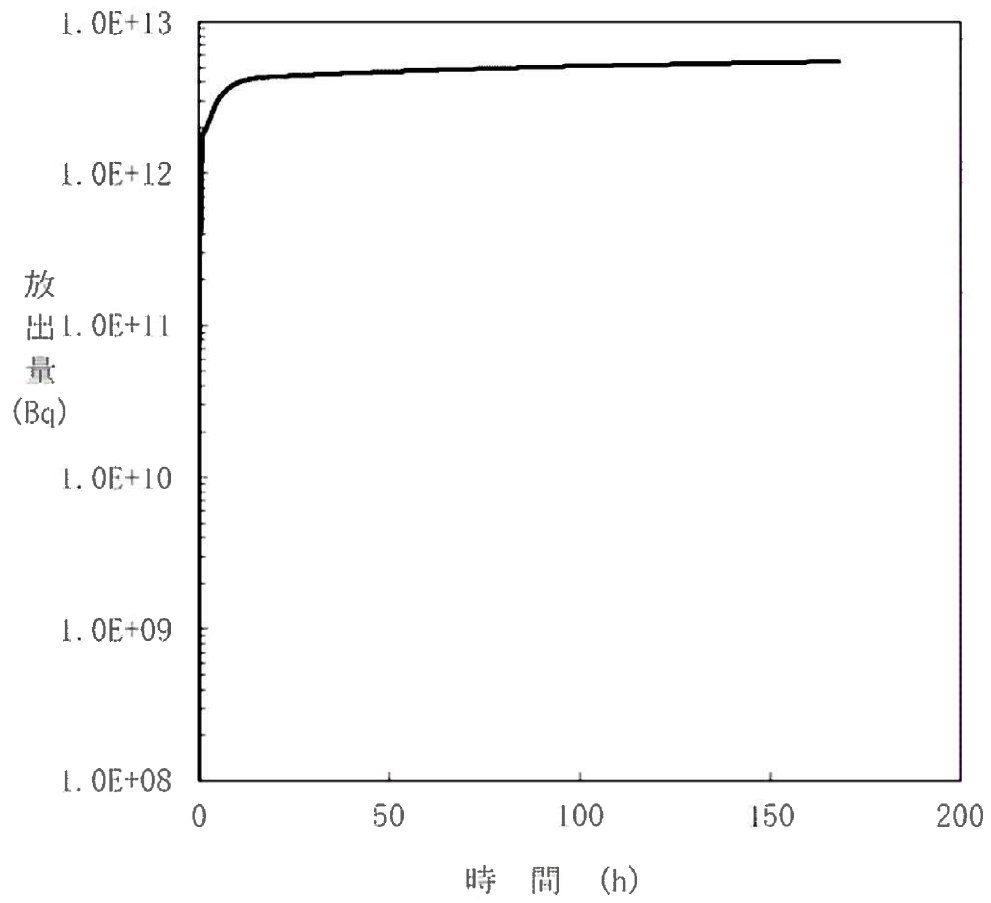
第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（1／2）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	1次冷却材の有効体積	261m <sup>3</sup>	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	3,100ppm (燃料取替え時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次系は、4号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	2,000ppm	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次系への純水注水	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。
		81.8m <sup>3</sup> /h	1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m <sup>3</sup> /h）に余裕をもたせた値として設定。1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。



第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（2／2）

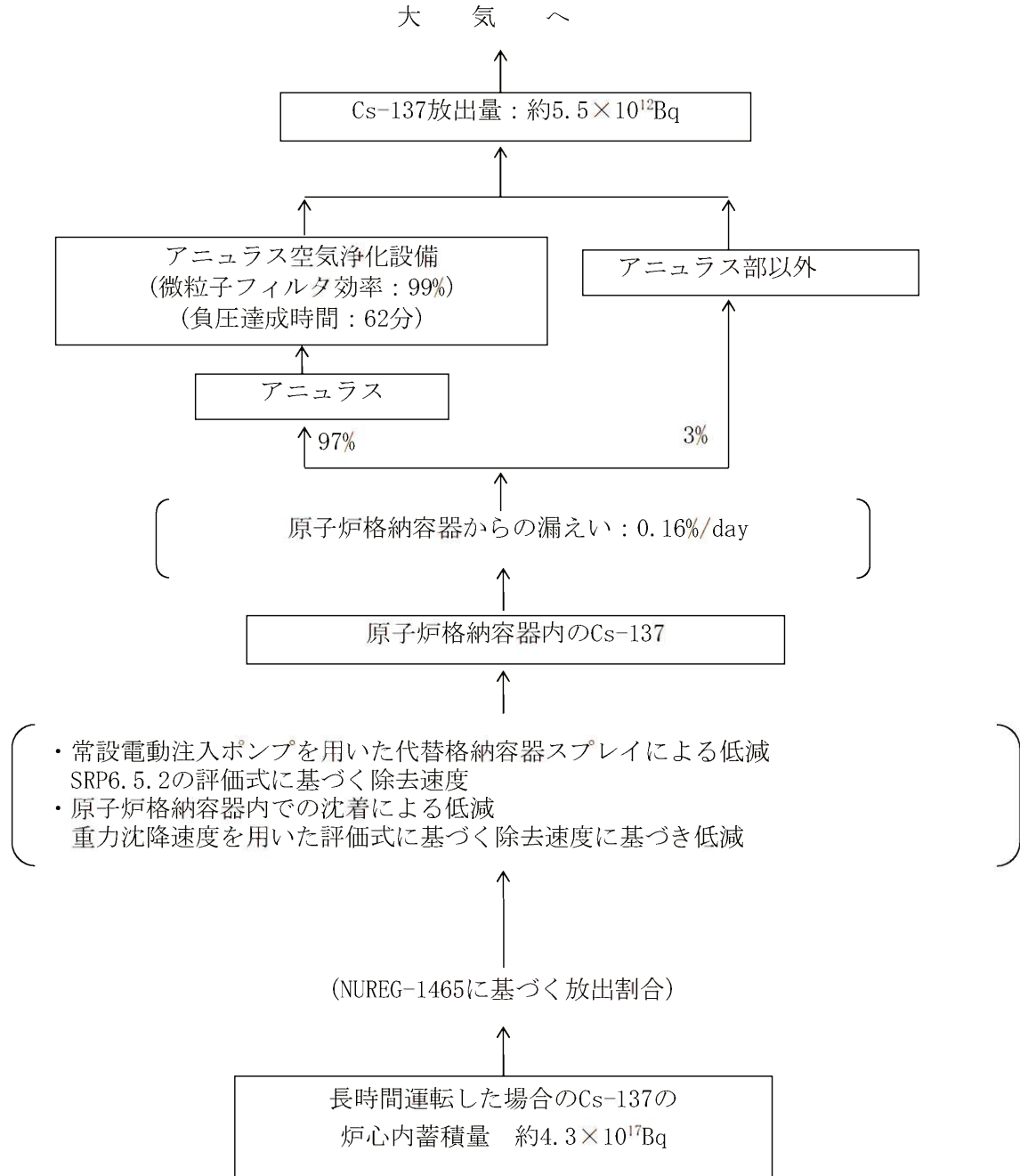
	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（ $10^{0.5}$ =約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（ $10^{0.8}$ =約6.3倍）上として設定。
重大事故等対策に 関する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信から10分後に開始し、 希釈停止操作時間（1分）で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、事象発生を検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。



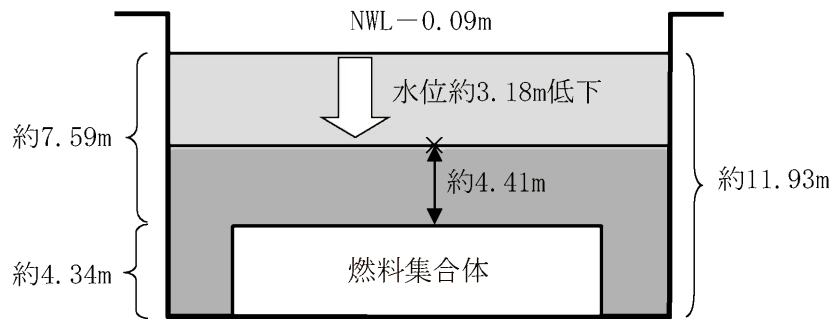
第 7. 2. 1. 1. 30 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移



単位：Bq (GROSS値)



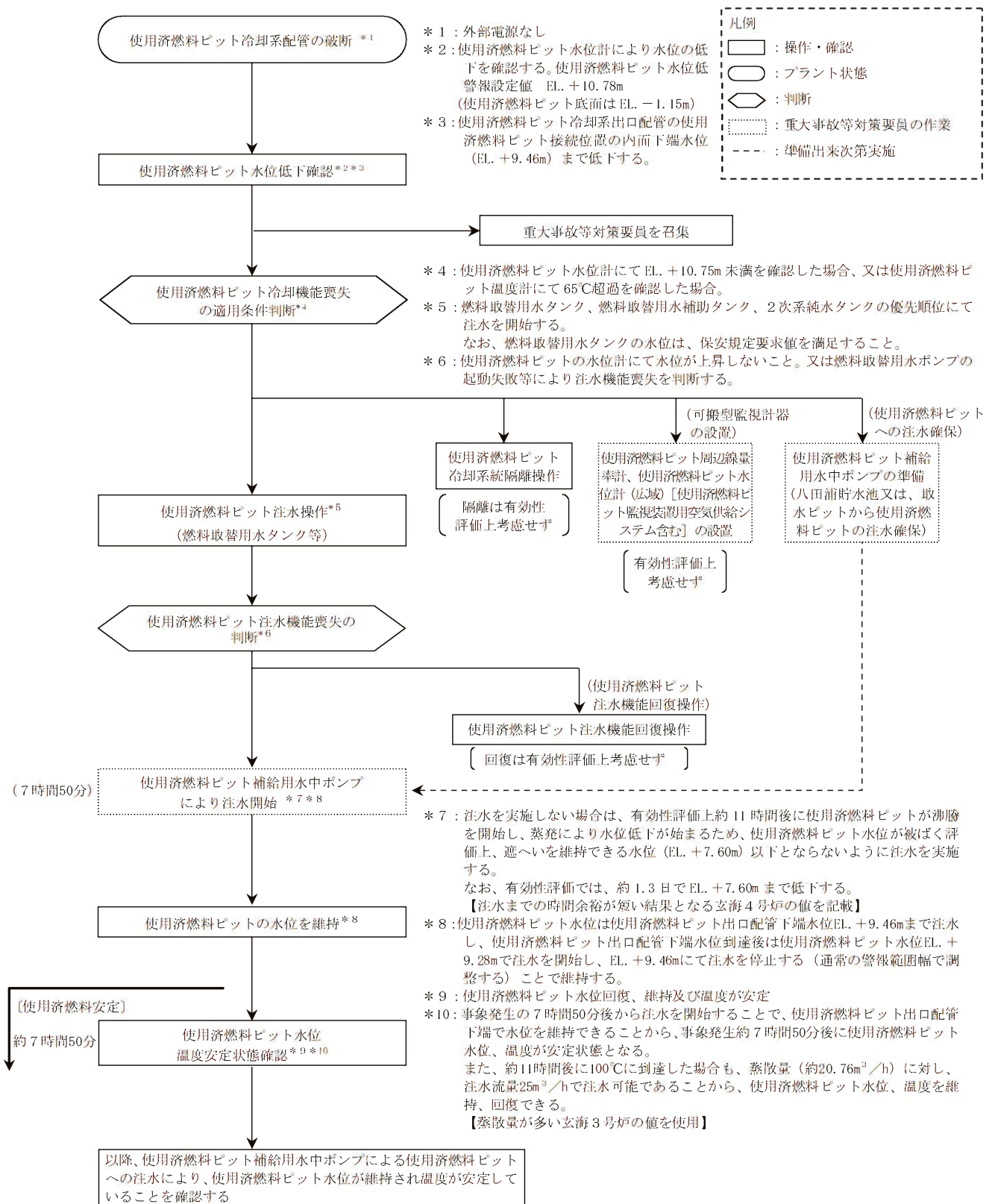
第 7. 2. 1. 1. 31 図 Cs-137 の大気放出過程



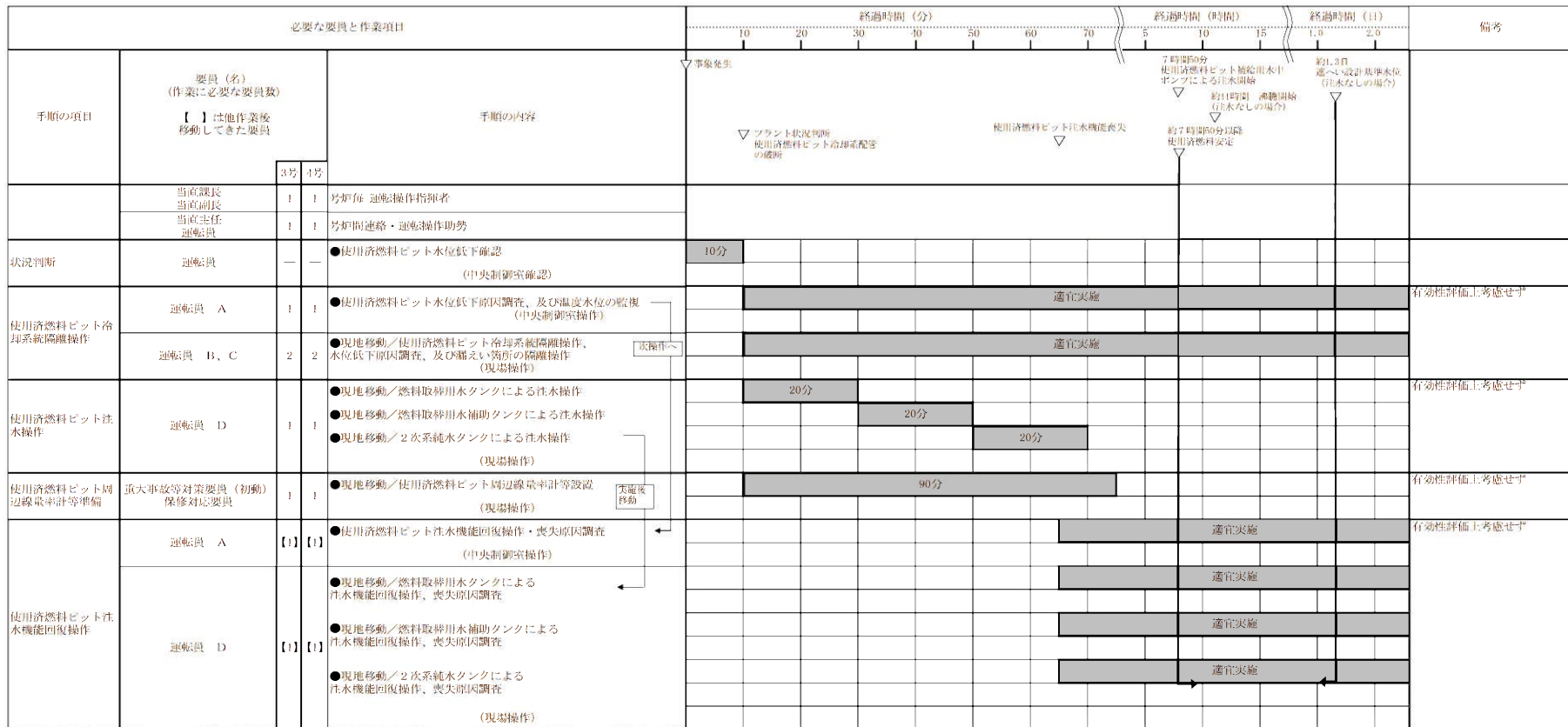
使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 3.1m分の評価水量	約682m <sup>3</sup>
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.98m <sup>3</sup> /h
③ 沸騰開始から蒸発により3.1m水位が低下する時間 (①/②)	約1.5日間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

第7.3.1.4図 「想定事故1」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要  
 (「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、  
 使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展)

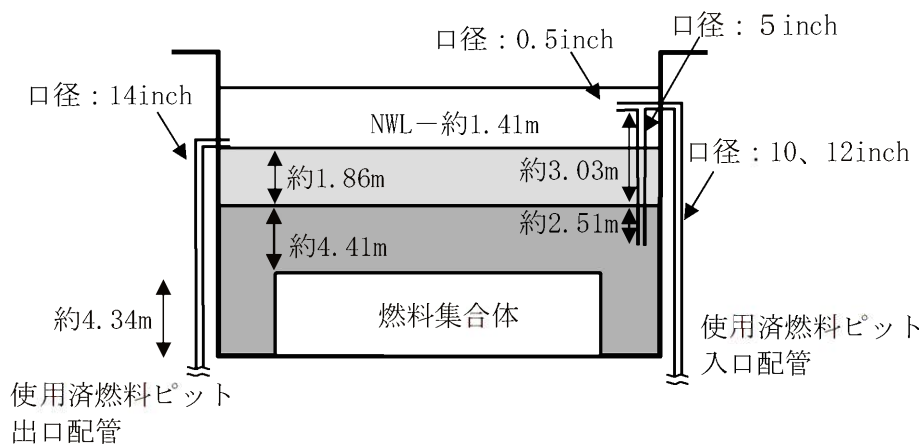


\*各操作・作業の必要時間(予定)については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、不配備の機器については想定時間より算出)  
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通達連絡等を行う。

第 7.3.2.3 図 「想定事故2」の作業と所要時間 (1 / 2)

(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)

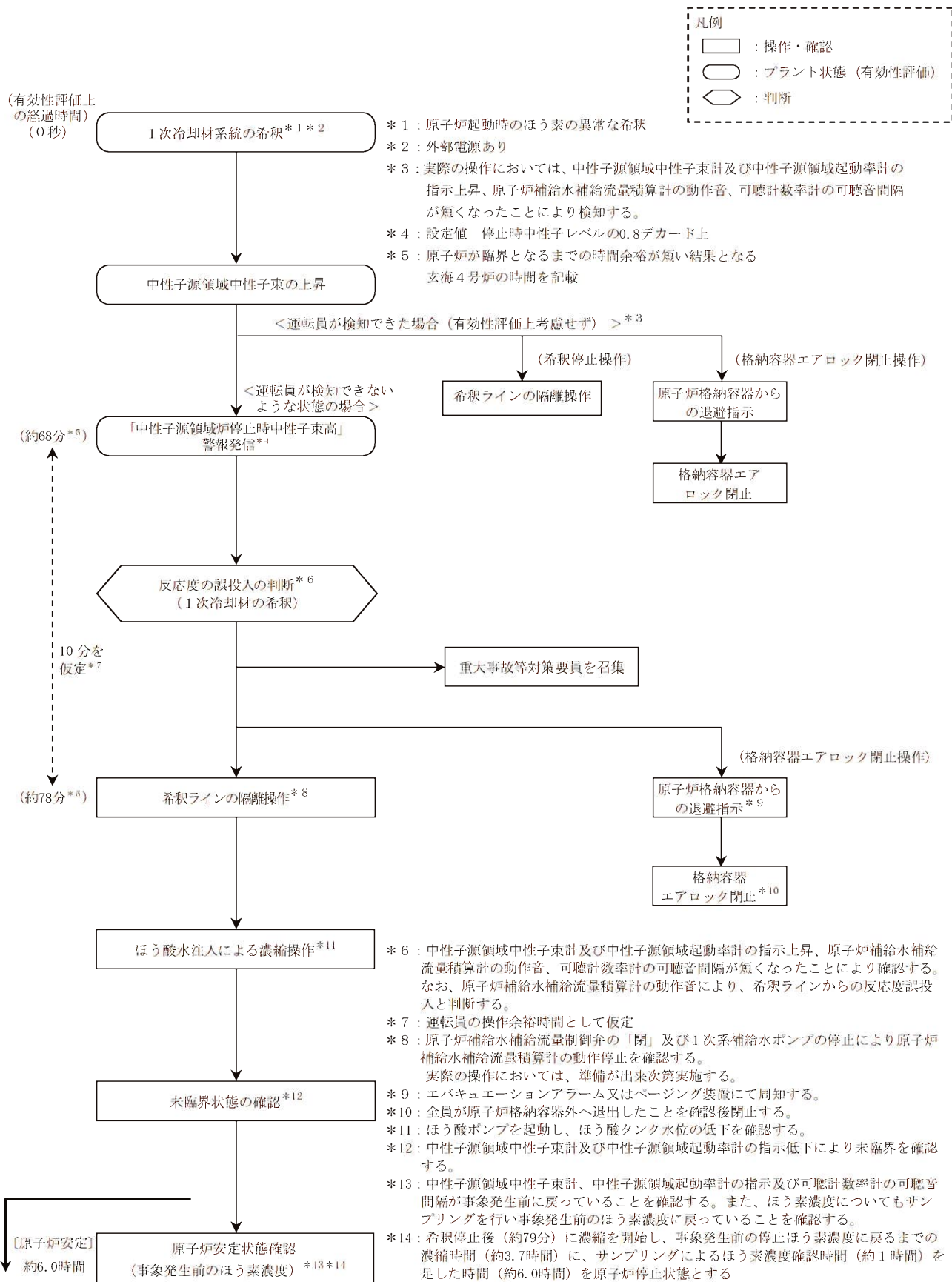




使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 1.8m分の評価水量	約396m <sup>3</sup>
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.98m <sup>3</sup> /h
③ 沸騰開始から蒸発により1.8m水位が低下する時間 (①/②)	約22時間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約11時間
合計 (③+④)	約1.3日間

第7.3.2.4図 「想定事故2」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7.4.4.2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)



必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)		備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員			10 60 70 80 90 100 110 120												5	6		
				3号	4号	非象発生 約98分 「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信 プラント状況判断 反応度の誤投入 約94分 騒音 約6.0時間以降 原子炉安定													
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者															
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢															
状況判断	運転員	-	-	●中性子源領域指示値確認 ●原因調査 (中央制御室確認)															
希釈停止操作	運転員A	1	1	●希釈停止操作(1次系補給水ポンプ停止、弁閉止) (中央制御室操作)															
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)															
格納容器エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	2	2	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)															
ほう酸濃縮操作	運転員A	【1】	【1】	●ほう酸濃縮操作 ●ほう素濃度確認 (中央制御室操作)															
未臨界状態の確認	運転員C	1	1	●未臨界状態の確認 (中央制御室操作)															

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。  
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

\*事象発生後のほう素濃度約2.052ppmから事象発生前のほう素濃度3.100ppmまでの濃縮を約3.7時間実施する。

第7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間  
 (原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

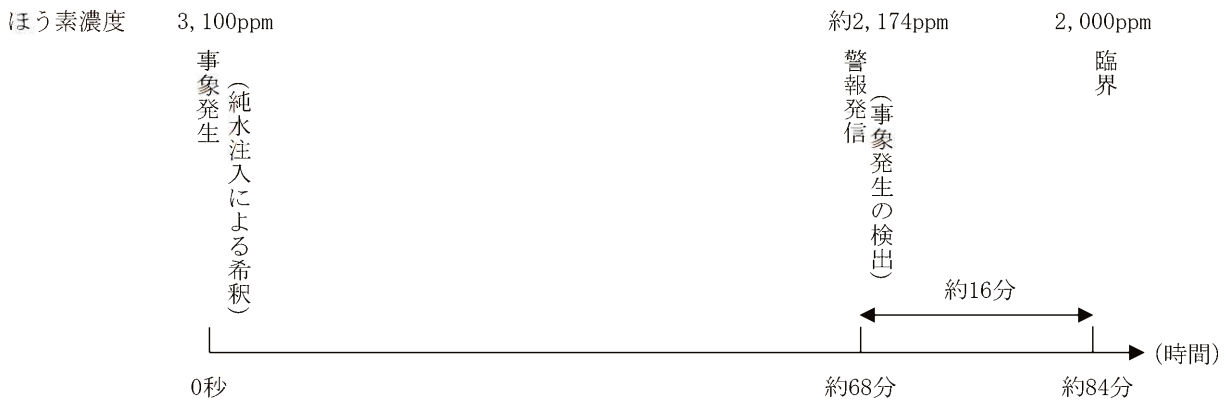


初期ほう素濃度  $C_{B0}$  からほう素濃度  $C$  に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left[ \begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right]$$

原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約68分
臨 界	警報発信後、約16分



第 7. 4. 4. 4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

## (4号炉)

### 1. 安全評価に関する基本方針

#### 1.1 基本的考え方

##### 1.1.1 運転時の異常な過渡変化

##### 1.1.1.2 評価事象

本発電用原子炉施設において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、発電用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する。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とする。

- (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

#### 1.1.1.3 判断基準

- (1) 最小限界熱流束比（以下「最小D N B R」という。）が許容限界値以上であること。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (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17.16MPa [gage] の1.1倍の圧力18.88MPa [gage] 以下であること。

上記の判断基準に対して想定した運転時の異常な過渡変化ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

#### 1.1.2 設計基準事故

##### 1.1.2.3 判断基準

- (2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (5) 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。

上記の判断基準に対して想定した設計基準事故ごとにさらに具

体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

## 1.2 主要な解析条件

### 1.2.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.2.1表に示す。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、DNBRの評価では改良統計的熱設計手法<sup>(1)</sup>を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

### 1.2.3 原子炉トリップ特性

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

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.2.1図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下まで

の時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

#### 1.2.4 反応度係数

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

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.2.2図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

#### 1.2.5 解析に当たって考慮する事項

##### (1) 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的

に推定できる時点まで行う。

(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮し<sup>(2)</sup>、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(3)</sup>を使用する。

### 1.3 解析に使用する計算プログラム

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

#### (1) F A C T R A N <sup>(4)(5)</sup>

燃料棒の過渡解析コードF A C T R A Nは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、D N B後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム－水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。

F A C T R A Nの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ（圧力、流量、温度、密度）を時間の関数として含み、出力としては、金属被覆の二酸化ウラン燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

#### (2) M A R V E L <sup>(4)(5)</sup>

プラント過渡特性解析コードM A R V E Lは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、



さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。

MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及びDNB相関式<sup>(6)</sup>に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

### (3) PHOENIX<sup>(4)(5)</sup>

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。

PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。

### (4) CHICKIN-M<sup>(4)(5)</sup>

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式

により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力及び1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5) THINC-III<sup>(7)</sup>

過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。

THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等を時間の関数として含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びDNB相関式<sup>(6)(8)</sup>によるDNBR等の時間変化が求められる。

(6) TWINKLE<sup>(4)(5)</sup>

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。空間依存性は、3次元まで考慮されてお

り、中性子束の動特性解析はエネルギー 2 群拡散方程式を解く。

遅発中性子は 6 群で模擬する。さらに、6 領域からなる燃料ペレット-被覆管-1 次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く 1 次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ及び減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1 点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

T W I N K L E の入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力及び流量等を時間の関数として含み、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(7) S A T A N - M <sup>(9)(10)</sup>

ブローダウン解析コード S A T A N - M は、1 次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1 次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピー、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1 次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。

S A T A N - M の入力には原子炉出力、1 次冷却材温度等初期

状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定 の位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(8) S A T A N - VI <sup>(11)</sup>

ブローダウン解析コード S A T A N - VI は、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用 S A T A N - M と同等なコードである。S A T A N - VI の入力には S A T A N - M と同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(9) S A T A N - M ( S m a l l L O C A ) <sup>(10)(12)</sup>

小破断ブローダウン解析コード S A T A N - M ( S m a l l L O C A ) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用 S A T A N - M に機能追加を行ったコードである。

S A T A N - M ( S m a l l L O C A ) の入力には S A T A N - M と同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量及び気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必

要な諸量である。

(10) W R E F L O O D <sup>(9)</sup> <sup>(10)</sup> <sup>(11)</sup>

リフィル／再冠水解析コードW R E F L O O Dは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をS A T A N - M又はS A T A N - VIに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注水により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるC O C Oコード（後述）の出力として与えられる。

W R E F L O O Dの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが

満水になる時刻)、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(11) B A S H - M<sup>(9)(10)</sup>

再冠水解析コード B A S H - M は、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における 1 次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。B A S H - M は大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの 1 次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

- a . 液相への強制対流熱伝達
- b . 核沸騰熱伝達
- c . 遷移沸騰熱伝達
- d . 膜沸騰熱伝達
- e . 液滴への輻射熱伝達
- f . 蒸気への強制対流熱伝達
- g . 蒸気への輻射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡しながらか計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード（後述）の出力として与えられる。

BASH-Mの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(12) COCO<sup>(9)(10)(11)</sup>

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれてい

る。

C O C Oの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これはブローダウン時についてはS A T A N - M又はS A T A N - VI、リフィル時についてはW R E F L O O D、再冠水時についてはB A S H - M又はW R E F L O O Dの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13) L O C T A - M<sup>(9)(10)</sup>

燃料棒熱解析コードL O C T A - Mは、S A T A N - M、W R E F L O O D、B A S H - Mの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。L O C T A - Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はS A T A N - Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

- a. 核沸騰熱伝達
- b. 遷移沸騰熱伝達
- c. 蒸気流への強制対流熱伝達
- d. 蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はB A S H - Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉



心流入水エンタルピ等を入力として、B A S H - M の炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- a . 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- b . 燃料被覆管でのジルコニウム－水反応による熱発生
- c . 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8cmの範囲でジルコニウム－水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はO R N L の実験に基づいて三菱原子力工業(株)が作成した反応速度相関式<sup>(13)</sup>により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム－水反応量は Baker - Just の式<sup>(14)</sup>に基づいて計算する。

燃料ペレット－燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

L O C T A - M の入力としては S A T A N - M 、 W R E F L O O D 及び B A S H - M の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「E C C S 性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(14) L O C T A - I V <sup>(10)(12)</sup>

燃料棒熱解析コード L O C T A - I V は、S A T A N - M ( S m a l l L O C A ) の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。L O C T A - I V の解析モデルは大破断解析用コード L O C T A - M のブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

L O C T A - I V の入力としては S A T A N - M ( S m a l l L O C A ) の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「E C C S 性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(15) その他のコード

原子炉格納容器内あるいはアニュラス部内に浮遊する核分裂生成物からの  $\gamma$  線による線量の計算にはそれぞれ S C A T T E R I N G コード、S P A N コードを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物及びアニュラス部内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コード A N C <sup>(15)</sup> を使用して、燃焼度の関数としての 2 群群定数等を入力とし、3 次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

#### 1.4 参考文献

- (1) 「改良統計的熱設計手法について」 MHI-NES-1009 改2  
三菱重工業、平成21年
- (2) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料（信頼性向上燃料）の  
機械設計」 MNF-1010  
三菱原子燃料、令和4年
- (3) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改4  
三菱重工業、平成25年
- (4) 「三菱PWRの事故解析計算コードの概要」 MAPI-1017 改2  
三菱原子力工業、昭和52年
- (5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」 MAPI-1058  
三菱原子力工業、昭和55年
- (6) 「三菱新DNB相関式（MIRC-1）について」 MAPI-1075 改4  
三菱重工業、平成18年
- (7) 「THINC-IIIコードの概要」 MAPI-1072  
三菱原子力工業、昭和59年
- (8) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改3  
三菱重工業、平成16年
- (9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」  
MAPI-1035 改8  
三菱重工業、平成11年
- (10) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」  
MAPI-1063 改2  
三菱原子力工業、平成2年

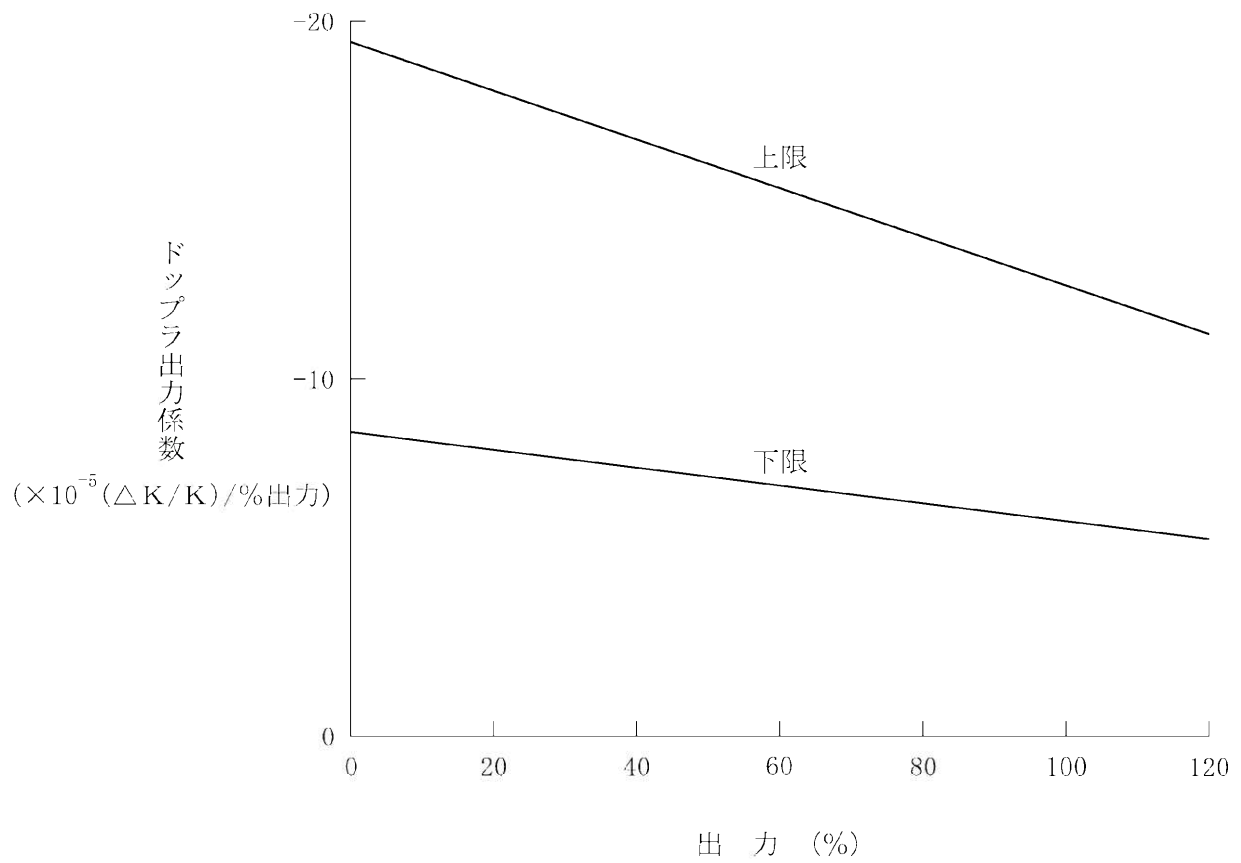
- (11) 「三菱 P W R 原子炉格納容器内圧評価解析手法」 MHI-NES-1016  
三菱重工業、平成12年
- (12) 「三菱 P W R 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」  
MAPI-1041 改7  
三菱重工業、平成11年
- (13) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」 MAPI-1057 改1  
三菱原子力工業、昭和56年
- (14) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures  
III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」  
ANL-6548  
L. Baker, L. C. Just, 1962
- (15) 「三菱 P W R の新核設計手法と信頼性」 MAPI-1087 改6  
三菱重工業、平成16年

第1.3.1表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
— 運転時の異常な過渡変化

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	

第1.3.2表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
—設計基準事故

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
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	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	放射性気体廃棄物処理施設の破損		—
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		—
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
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		—



第 1.2.2 図 解析に使用したドップラ出力係数

## 2. 運転時の異常な過渡変化の解析

### 2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

#### 2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

##### 2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 過渡変化の原因及び説明

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。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均を  $\text{kJ}/\text{kg} \cdot \text{UO}_2$  の単位で表す。

- a. 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界  $712\text{kJ}/\text{kg} \cdot \text{UO}_2$  (「R I E 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、「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「R I E 報告書」という。)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「P C M I 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 25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460kJ/kg・UO<sub>2</sub>

(「R I E 報告書」に示す110cal/g・UO<sub>2</sub>に相当)

ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356kJ/kg・UO<sub>2</sub>

(「R I E 報告書」に示す85cal/g・UO<sub>2</sub>に相当)

ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209kJ/kg・UO<sub>2</sub>

(「R I E 報告書」に示す50cal/g・UO<sub>2</sub>に相当)

ペレット燃焼度 65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kg・UO<sub>2</sub>

(「R I E 報告書」に示す40cal/g・UO<sub>2</sub>に相当)

## (2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

## (3) 拡大防止対策

- a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 中性子源領域中性子束高
- (b) 中間領域中性子束高
- (c) 出力領域中性子束高（低設定）
- (d) 出力領域中性子束高（高設定）
- (e) 出力領域中性子束変化率高

#### 2.2.1.2 過渡変化の解析

##### (1) 解析方法

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。

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

##### (2) 解析条件

- a. 原子炉出力の初期値は定格値の $10^{-13}$ とする。
- b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 $291.7^{\circ}\text{C}$ とする。  
高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

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

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

e. ドップラ係数は、第2.2.1.1図に示すとおり燃料実効温度の関数として考慮する。

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

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

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

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

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

### (3) 解析結果

中性子束、燃料エンタルピー及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.2図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約10.7秒後に「出力領

域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約3.4倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約11.2秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ<sup>°</sup>及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約378kJ/kg・UO<sub>2</sub>及び約94kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。

また、原子炉圧力の最大値は約17.0MPa [gage] である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約173kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

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

### 2.2.1.3 結 論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712kJ/kg・UO<sub>2</sub>（「R I E 評価指針」に示す170cal/g・UO<sub>2</sub>に相当）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度65,000MWd/t 以上75,000MWd/t 程度までのP C M I 破損しきい値のめやすである167kJ/kg・UO<sub>2</sub>（「R I E 報告書」に示す40cal/g・UO<sub>2</sub>に相当）を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

## 2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

### 2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

#### (2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

### 2.2.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 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。

#### (2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。
- c. 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $7.5 \times 10^{-4}(\Delta K/K) / s$ とする。

- d. 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号又は「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

### (3) 解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K / K) / s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生約1.5秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約2.0秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約125%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小DNBRは約1.82となる。また、燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示すが、その最高値は約2,150°Cである。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のDNBRを与える $3.2 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生約34秒後に「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に達し、約40秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタ

の速い引き抜きの場合より大きい。原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、1次冷却材平均温度のピーク値は約313℃にとどまり、過渡期間中の最小DNBRも約1.64である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える $5.2 \times 10^{-5}$  ( $\Delta K / K$ ) / sとした場合の変化を第2.2.2.4図に示すが、その最高値は約2,300℃である。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.64である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第2.2.2.6図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,300℃である。

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

## 2.2.3 制御棒の落下及び不整合

### 2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

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以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいいため、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入され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抜位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、発電用原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、発電用原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

### (3) 拡大防止対策

- a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。
- b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下



限信号による「制御棒クラスタ落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。

e. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 出力領域中性子束変化率高
- (b) 中間領域中性子束高
- (c) 出力領域中性子束高
- (d) 原子炉圧力低

#### 2.2.3.2 過渡変化の解析

##### (1) 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。

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0$  ( $\Delta K / K$ ) / ( $g / cm^3$ ) とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。
- c. 添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$  をとり、瞬時に加わるものとする。
- d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動

制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

e. 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ( $F_{\Delta H}^N$ )として、1.87を使用する。

f. 制御棒クラスタの不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

### (3) 解析結果

定格運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているため、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。DNBRは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.66である。原子炉出力の最大値は約105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa

である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約71秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約73秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。最小DNBRはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては、最小DNBRは約1.72である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

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

#### 2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

##### 2.2.4.2 過渡変化の解析

###### (2) 解析条件

###### a. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積(261m<sup>3</sup>)を用いる。
- (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(81.8m<sup>3</sup>/h)とする。
- (c) 1次冷却系は、燃料取替用水ピットのほう酸水(ほう素濃度3,100ppm)で満たされているものとする。

(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b. 出力運転時の異常な希釈

(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量（ $56.8\text{m}^3/\text{h}$ ）とする。

(c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,100ppmとする。

(d) 反応度停止余裕は $0.016\Delta K/K$ とする。

(3) 解析結果

a. プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約68分を要し、臨界に至るまでにさらに約16分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

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

b. 出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う

反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約15分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

発電用原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 $\Delta T$ 高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率（約 $1.8 \times 10^{-5}$ （ $\Delta K / K$ ）/s）はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

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

## 2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

### 2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

#### 2.3.1.2 過渡変化の解析

##### (1) 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。

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110 kg \cdot m^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、

制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

### (3) 解析結果

1次冷却材ポンプ2台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の低下により、過渡変化発生の約1.5秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.5秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡変化発生の約3.4秒後に約1.92となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPaである。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

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

### 2.3.1.3 結論

出力運転中に1次冷却材ポンプが2台停止した場合、残りの2台の1次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した1次冷却材ポンプの慣性と1次冷却材の慣性があるために、1次冷却材流量が急速に減少することはない。その結果、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上

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

## 2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

### 2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

1次冷却材ポンプ3台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているため、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

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。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

#### (2) 防止対策

- a. 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。



- b. 1次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。
- c. 高出力時（パーミッシブ信号（P-8）の設定値（35%）以上）では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

### 2.3.2.2 過渡変化の解析

#### (1) 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。

#### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である35%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は35%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
- b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。
- c. 減速材密度係数は、最大値である $0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

- d. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

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

- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

### (3) 解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。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。原子炉圧力の上昇は約0.7MPaである。

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

### 2.3.2.3 結 論

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

### 2.3.3 外部電源喪失

#### 2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

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。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終了できる。

## (2) 防止対策

- a. 3号炉及び4号炉は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。
- b. 500kV送電線2回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は220kV送電線2回線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。
- c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。
- d. 多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにする。
- e. 計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125V直流電源及び440V非常用電源からインバータを通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

### 2.3.3.2 過渡変化の解析

#### (1) 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「3.2.2 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、「2.3.4 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、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

#### (2) 解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

#### (3) 解析結果

最小DNBRは約1.77である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa [gage]にとどまる。

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

### 2.3.3.3 結 論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの

理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も熔融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

#### 2.3.4 主給水流量喪失

##### 2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 過渡変化の原因及び説明

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。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器2次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

###### (3) 拡大防止対策

- a. 蒸気発生器1基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- b. 蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ2台を設け、以下の信号により自動起動する。

- (a) 蒸気発生器水位低
- (b) すべての主給水ポンプトリップ
- (c) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

c. さらに、タービン動補助給水ポンプ1台を設け、以下の信号により自動起動する。

- (a) 4基のうち2基の蒸気発生器水位低
- (b) 常用高圧母線2つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器2次側の蒸気により駆動する。

d. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 蒸気発生器水位低
- (b) 原子炉圧力高

e. 発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、2次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

#### 2.3.4.2 過渡変化の解析

##### (1) 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。

(2) 解析条件

- a. 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。
- b. 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(1)</sup>を使用する。
- c. 発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。
- d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、4基の蒸気発生器に合わせて125m<sup>3</sup>/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
- e. タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。
- f. 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。
  - (a) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
  - (b) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ

加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3) 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第2.3.4.1図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約25秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

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

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約52秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に達し、約54秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約42m<sup>3</sup>(加圧器容積の約81%)であり、加圧器は満水になることはない。

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



### 2.3.5 蒸気負荷の異常な増加

#### 2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (2) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしておき、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

##### (3) 拡大防止対策

a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 中性子束高

(b) 過大出力 $\Delta T$ 高

(c) 過大温度 $\Delta T$ 高

#### 2.3.5.2 過渡変化の解析

##### (1) 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。

(2) 解析条件

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

ケースA：手動運転、サイクル初期

ケースB：手動運転、サイクル末期

ケースC：自動運転、サイクル初期

ケースD：自動運転、サイクル末期

- c. 減速材密度係数はサイクル初期では $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とする。
- d. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

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

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

(3) 解析結果

ケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に低下するため、DNBRは初期値からわずかに減少するのみであり、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので

原子炉出力の上昇も大きいですが、最小DNBRは許容限界値を下回ることはない。

ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果になる。

ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースC及びケースDの最小DNBRは共に約1.90である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa以下である。

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

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

### 2.3.5.3 結 論

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

## 2.3.6 2次冷却系の異常な減圧

### 2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

#### (3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
  - (a) 中性子束高
  - (b) 過大温度 $\Delta T$ 高
  - (c) 過大出力 $\Delta T$ 高
  - (d) 非常用炉心冷却設備作動
  - (e) 原子炉圧力低
- c. 主給水による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- d. 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。
  - (a) 原子炉圧力低
  - (b) 主蒸気ライン圧力低
- e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

- f. 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

### 2.3.6.2 過渡変化の解析

#### (1) 解析方法

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

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

#### (2) 解析条件

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

- b. 解析はサイクル末期について行う。

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

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

- c. 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状

態に対する値として、それぞれ291.7℃及び15.41MPa [gage] とする。

- d. タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、8.17MPa [gage] にて440t/hとする。

- e. DNB Rの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、ほう素濃度3,100ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。

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

- f. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

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

- g. 外部電源はあるものとする。

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

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

- i. DNB Rの計算には、W-3相関式<sup>(2)</sup>を使用する。

### (3) 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出

された場合のD N B R評価の解析結果を第2.3.6.3図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器2次側及び1次冷却系は減圧冷却され、発電用原子炉は臨界に達する。しかし、「原子炉圧力低」信号による「非常用炉心冷却設備作動」信号の作動限界値に約159秒で達することにより非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達し「原子炉圧力低」の「非常用炉心冷却設備作動」信号発信から10分後の時点で補助給水を停止する操作を行うことにより、発電用原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。熱流束は最大で約7%であり、最小D N B Rは約3.3である。また、原子炉圧力の観点では、2台の高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

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

### 2.3.6.3 結 論

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

### 2.3.7 蒸気発生器への過剰給水

#### 2.3.7.2 過渡変化の解析

##### (1) 解析方法

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

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.51 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

- c. 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の230%で、給水されるものとする。
- d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

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

##### (3) 解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生約34秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップ



プが生じ、引き続き発電用原子炉は約35秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約2.00である。また、原子炉出力の上昇は約107%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

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

## 2.4 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

### 2.4.1 負荷の喪失

#### 2.4.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通過して復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終了できる。

定格負荷の約50%以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50%より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終了できる。

負荷喪失後、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位

高」、「過大温度 $\Delta T$ 高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合 1 次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(2) 防止対策

3 号炉及び 4 号炉は、500kV 送電線 2 回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この 2 回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3) 拡大防止対策

- a. タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。
- b. タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1 次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、2 次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2 次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1 次冷却系の冷却を確保する。
- c. 1 次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレー及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1 次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。
- d. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止す

る。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (a) 原子炉圧力高
- (b) 加圧器水位高
- (c) 過大温度 $\Delta T$ 高

#### 2.4.1.2 過渡変化の解析

##### (1) 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。

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の102%とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である0 ( $\Delta K / K$ ) / ( $g / cm^3$ ) とし、ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

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

- c. 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。
- d. 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2ケースに分けて解析する。

- (a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はD N B R低下の点で厳しくなる。
- (b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

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

### (3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約9秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約11秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小D N B Rは約2.13である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は、加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動することにより、圧力上昇が抑えられる。

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

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間

の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.9MPa [gage]にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.5MPa [gage]にとどまる。

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

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

#### 2.4.1.3 結 論

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

#### 2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧

##### 2.4.2.2 過渡変化の解析

###### (1) 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。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

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

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

c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

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

e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

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

f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

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

(3) 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小 D N B R の解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡変化発生の約55秒後に原子炉圧力低下に伴う「過大温度 $\Delta T$ 高」信号のトリップ限界値に到達し、約61秒

で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止し、最小D N B Rは、約1.93である。

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

#### 2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

##### 2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

「非常用炉心冷却設備作動」信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も高圧注入ポンプにより1次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、高圧注入ポンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、過渡変化は安全に終止できる。



#### 2.4.3.2 過渡変化の解析

##### (1) 解析方法

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

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、 $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とする。
- c. ドップラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。
- d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

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

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

##### (3) 解析結果

解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は減少するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。タービン負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は、過渡変化発生の約85秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約87秒で制御棒クラスタが落下を

開始することにより自動停止する。また、最小D N B Rは初期値を下回ることはない。

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

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

## 2.5 参考文献

- (1) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」

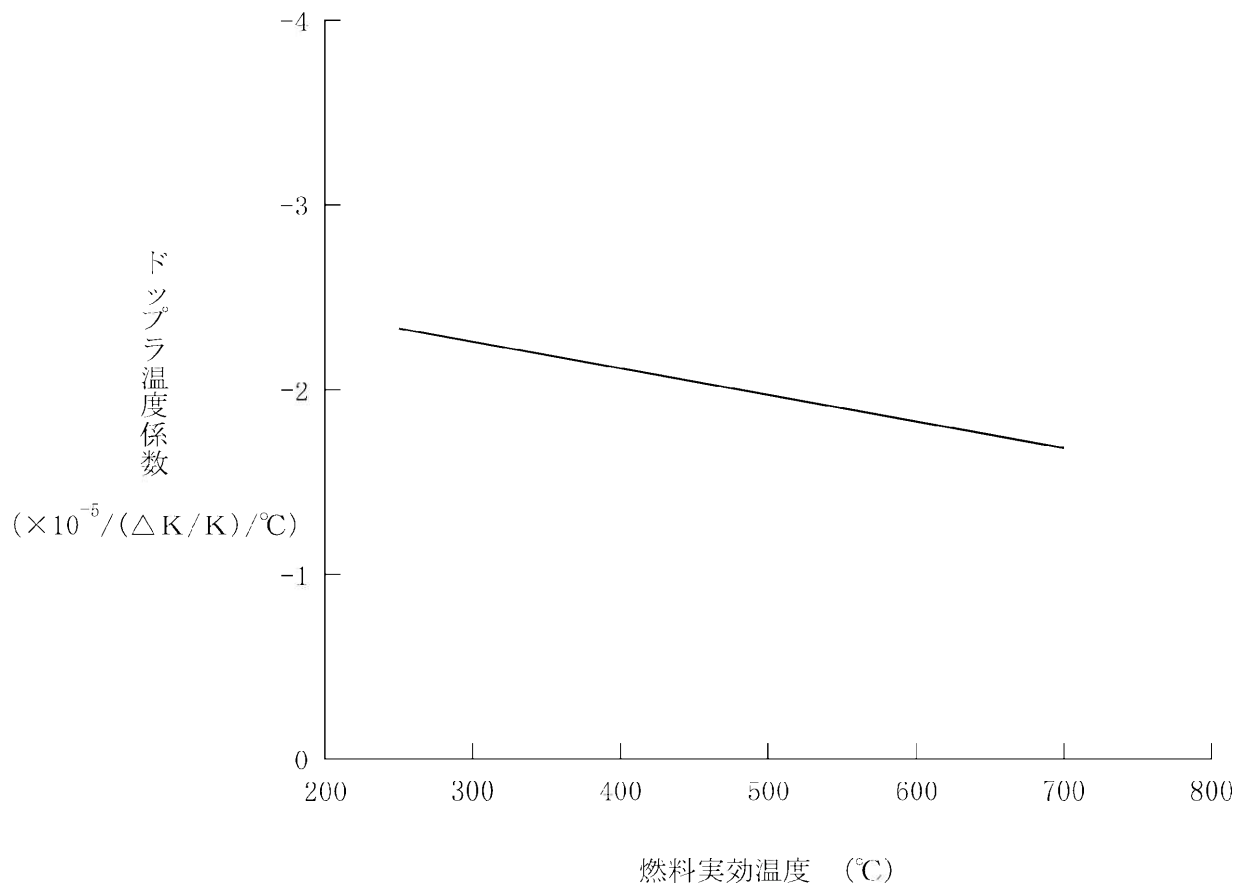
M H I - N E S - 1010 改4

三菱重工業、平成25年

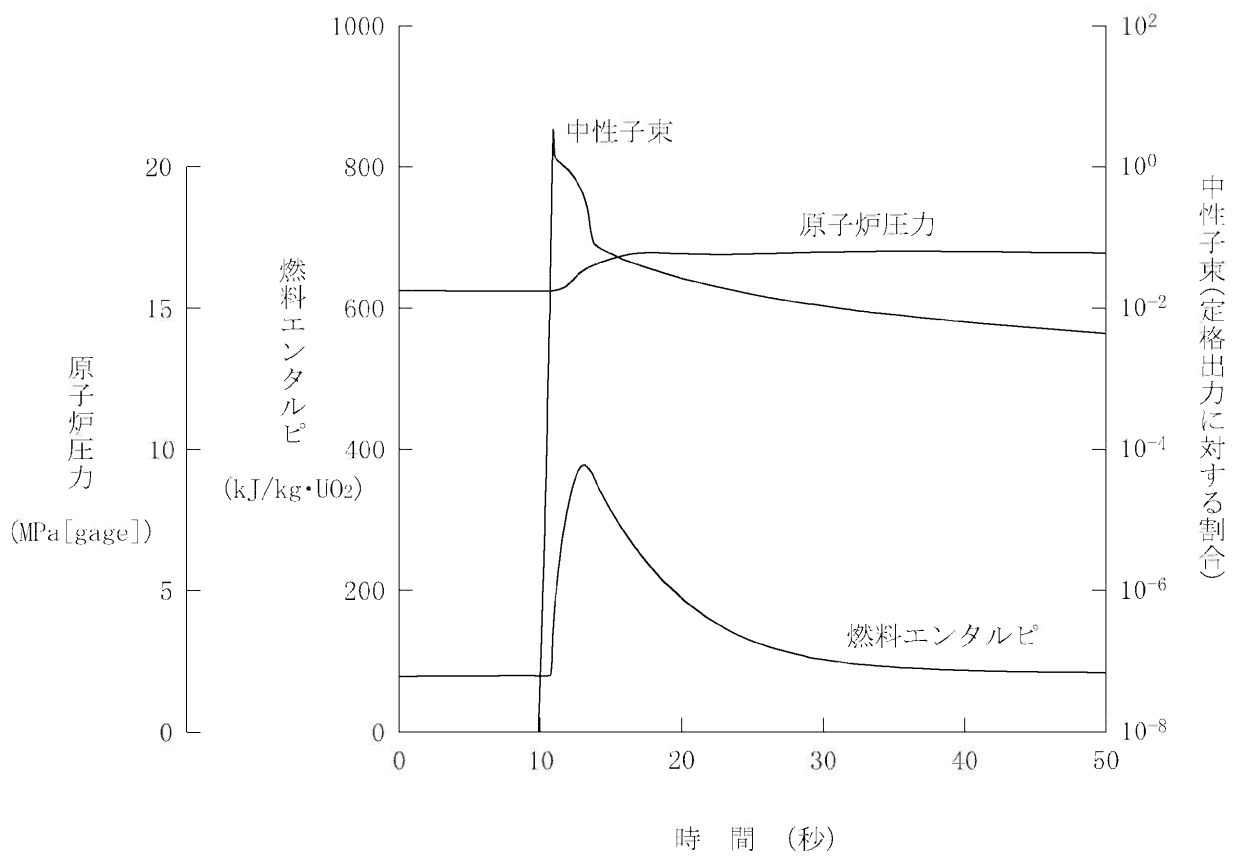
- (2) 「D N B 相関式について」

M A P I - 1029 改3

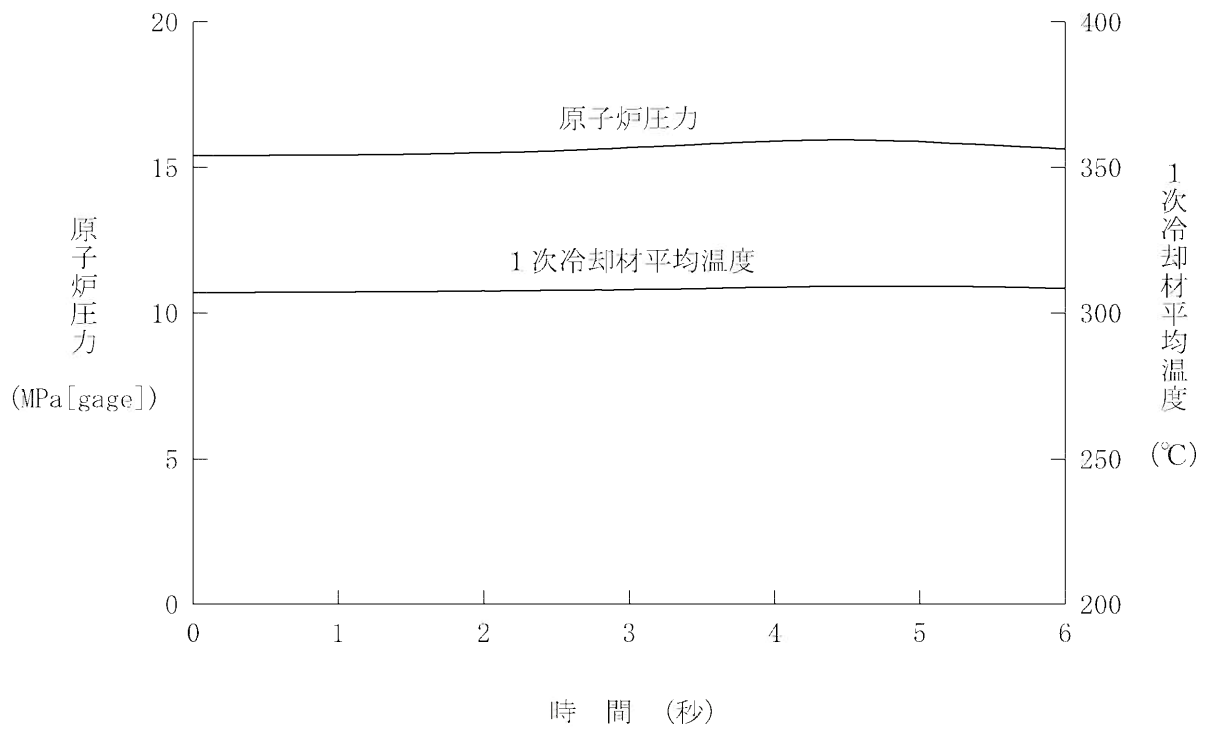
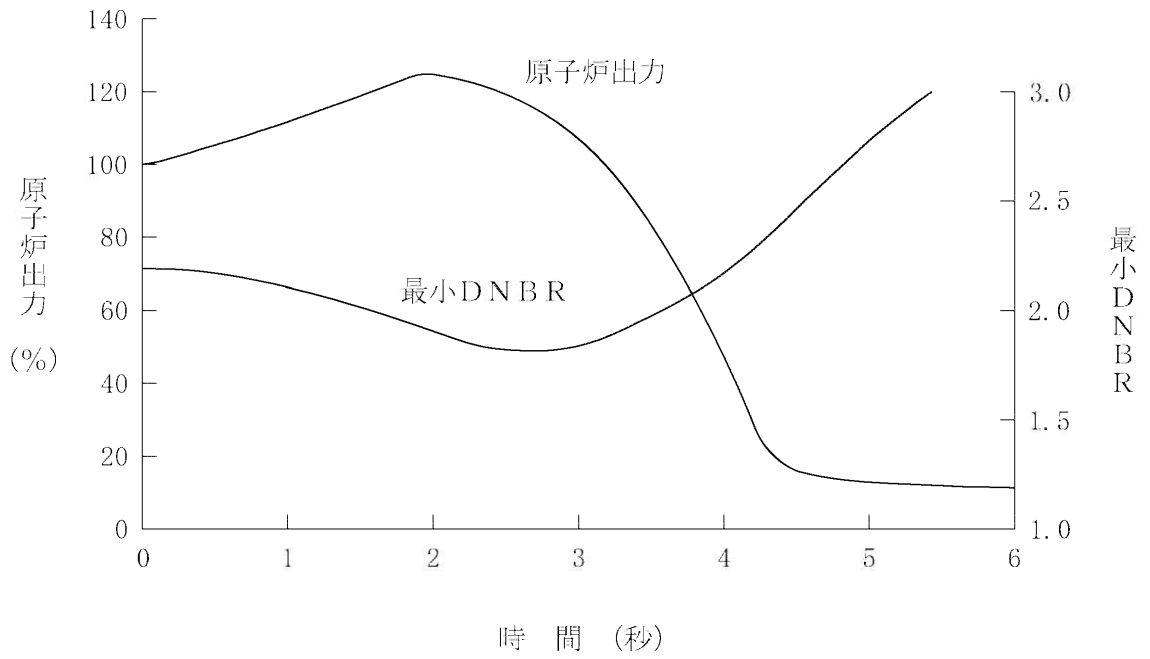
三菱重工業、平成16年



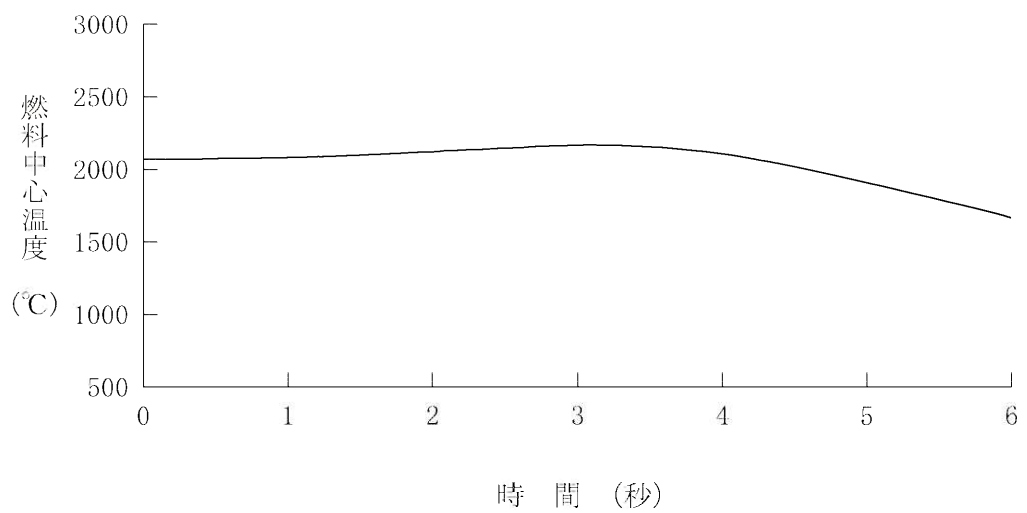
第2.2.1.1図 解析に使用したドップラ温度係数



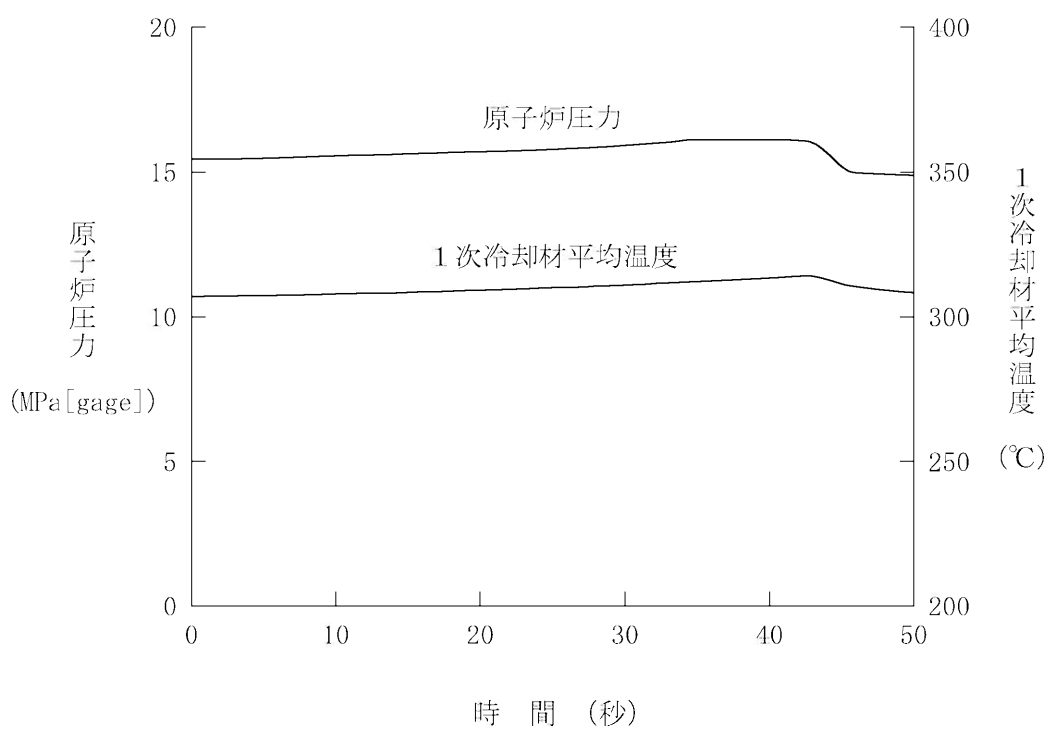
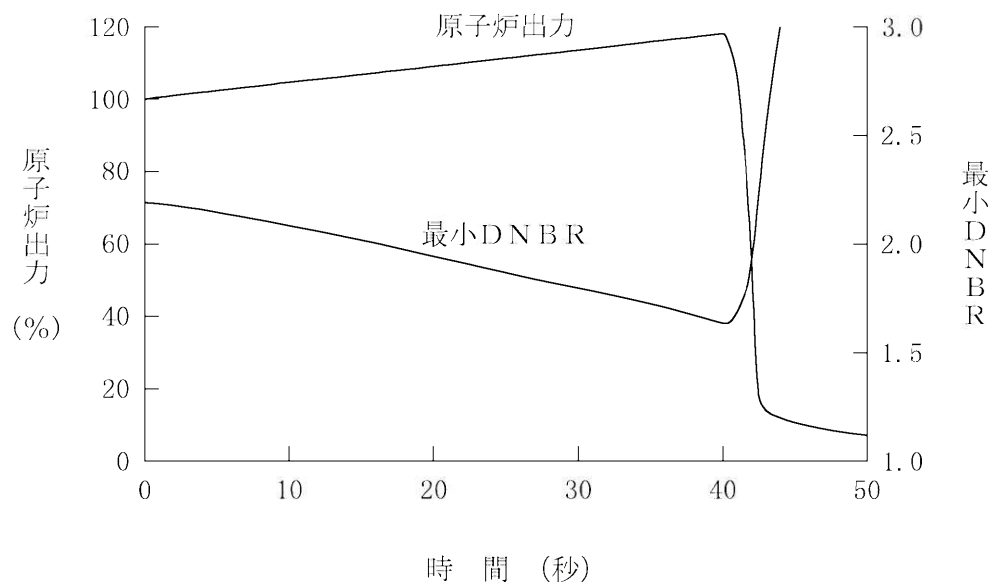
第2.2.1.2図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



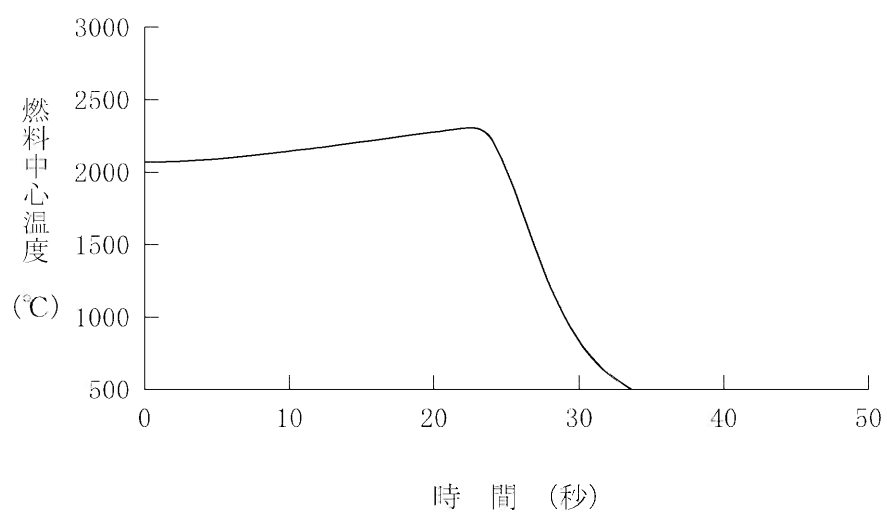
第2.2.2.1図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き  
一速い引き抜きの場合(1)



第2.2.2.2図 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)

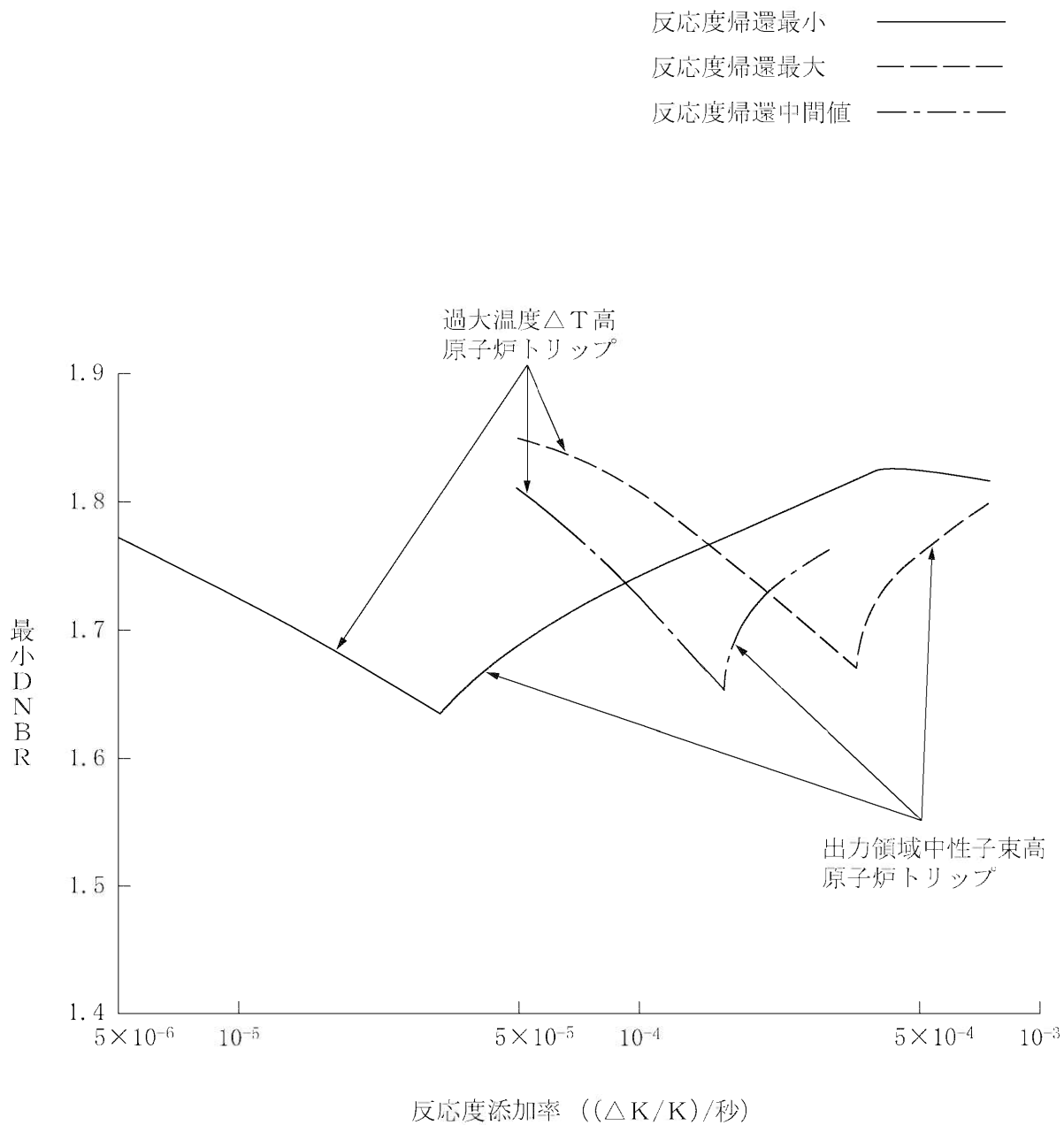


第2.2.2.3図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き  
一遅い引き抜きの場合(1)

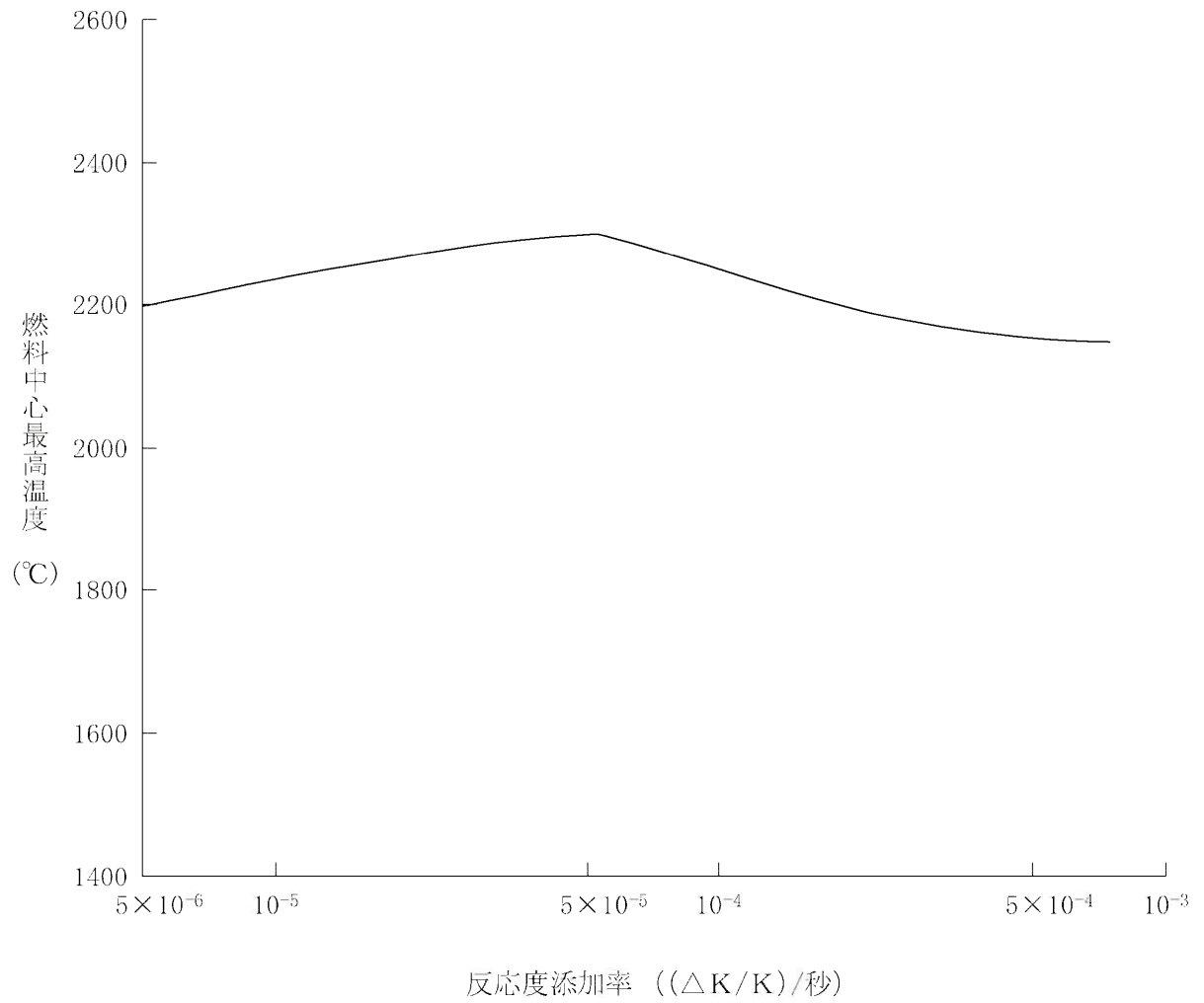


第2.2.2.4図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き  
—遅い引き抜きの場合(2)

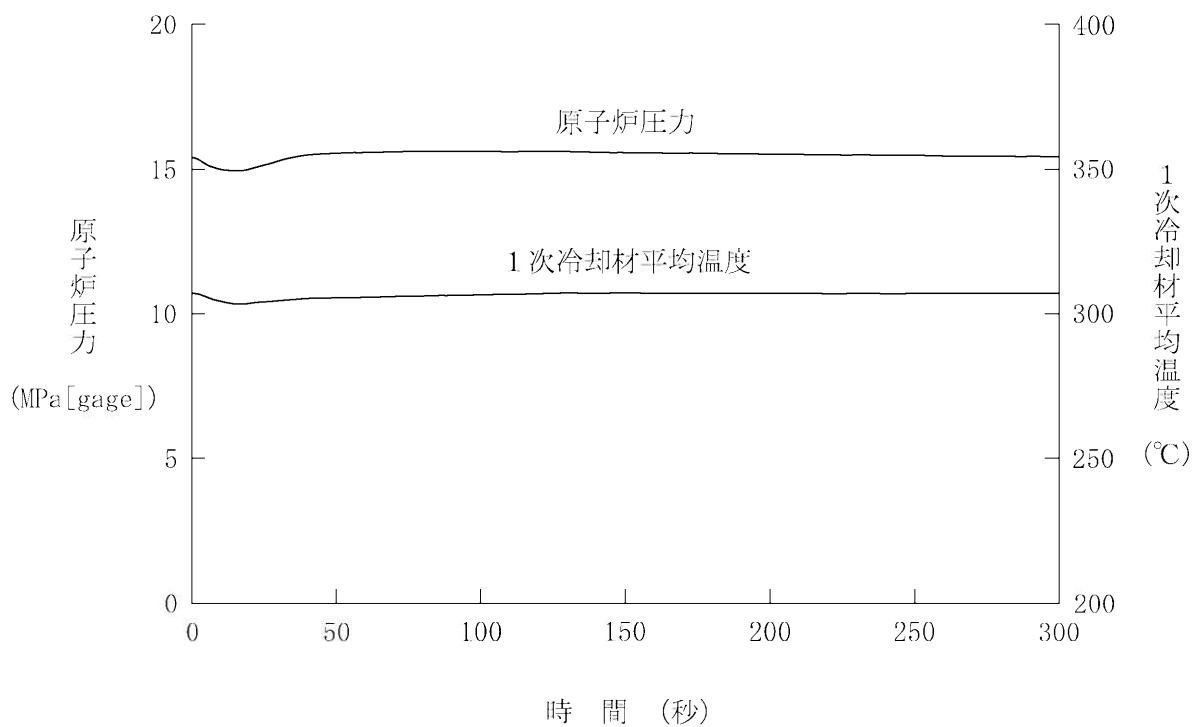
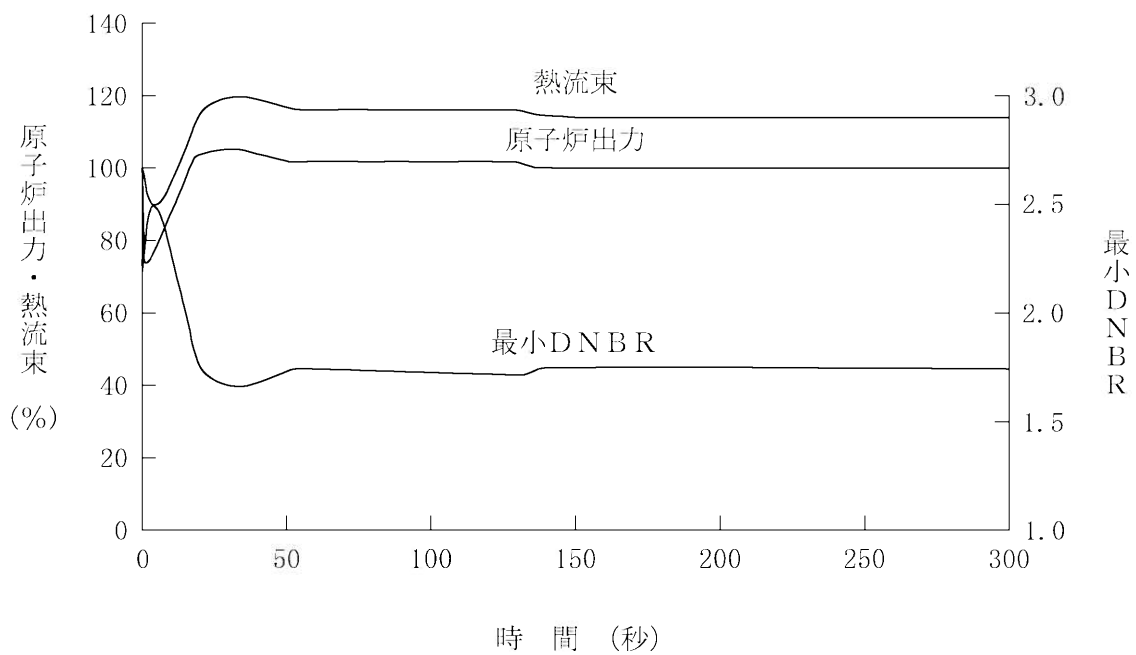




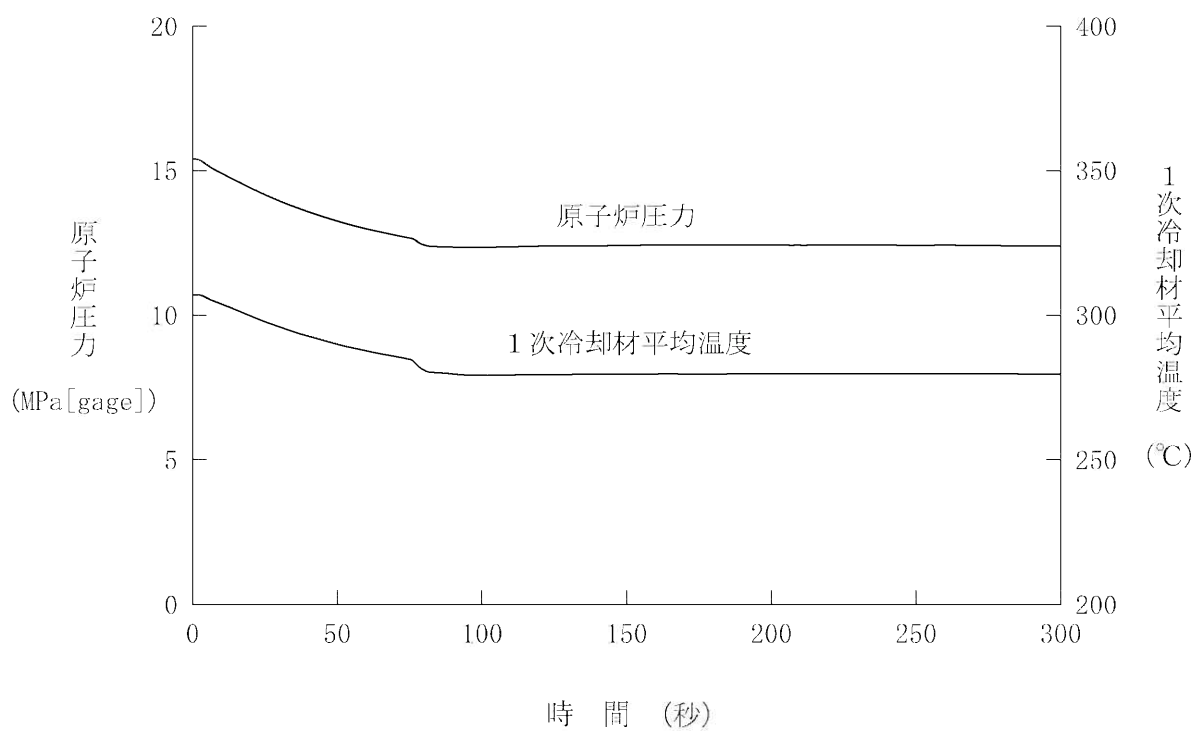
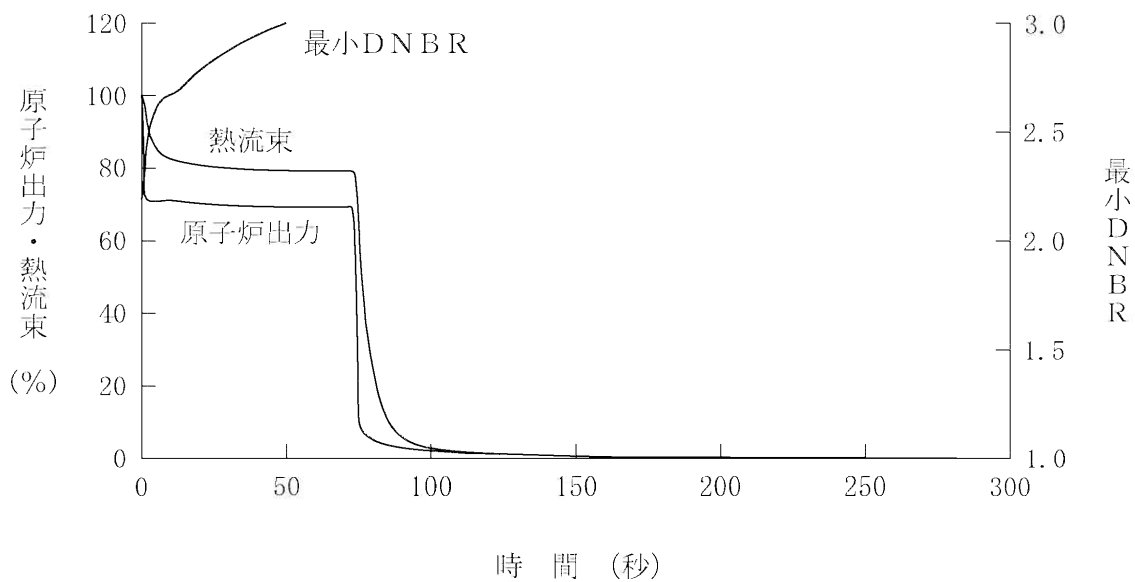
第2.2.2.5図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)



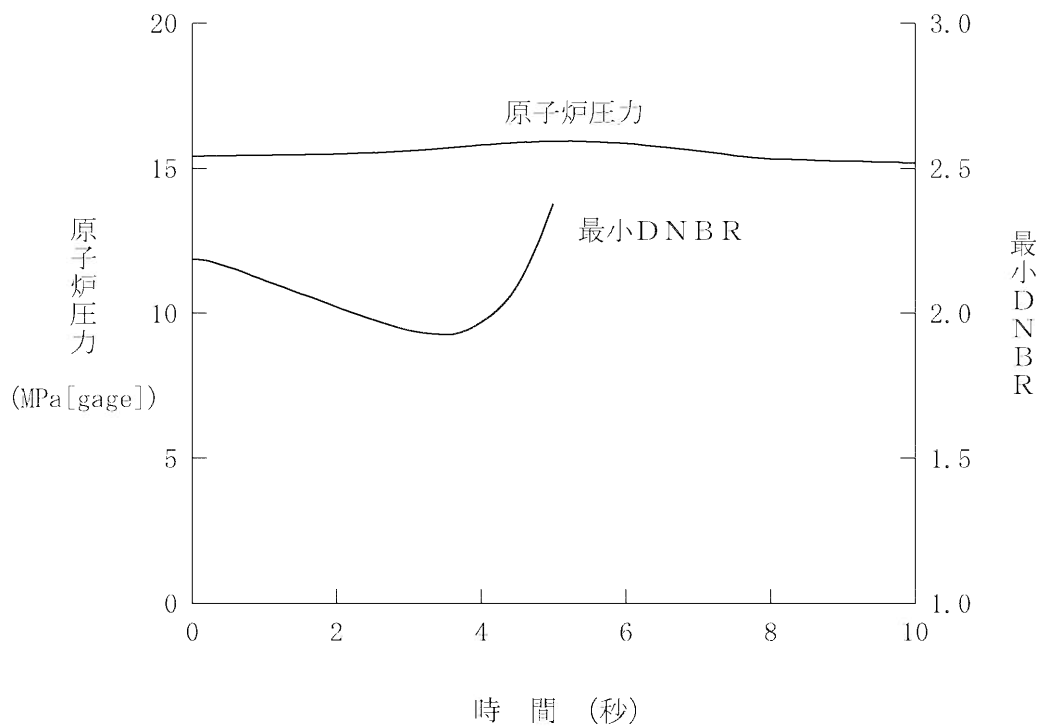
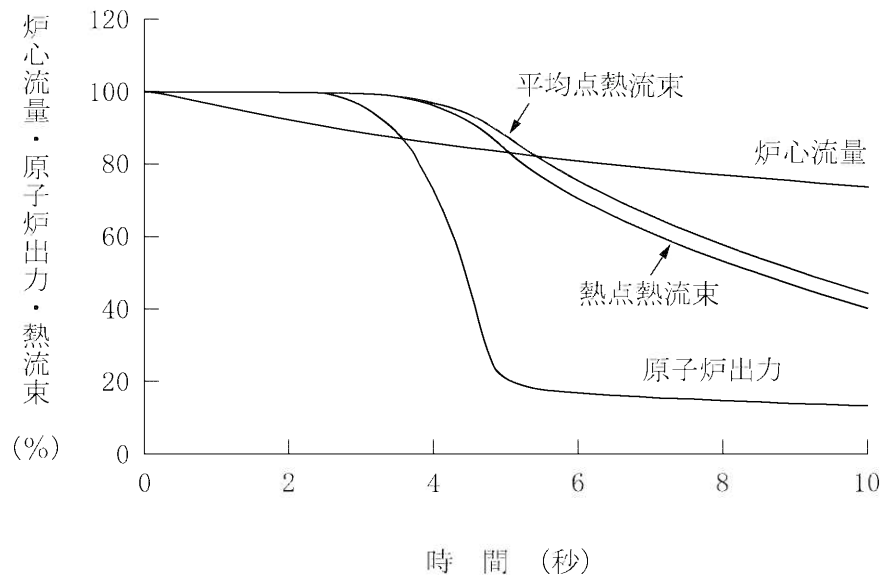
第2.2.2.6図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)



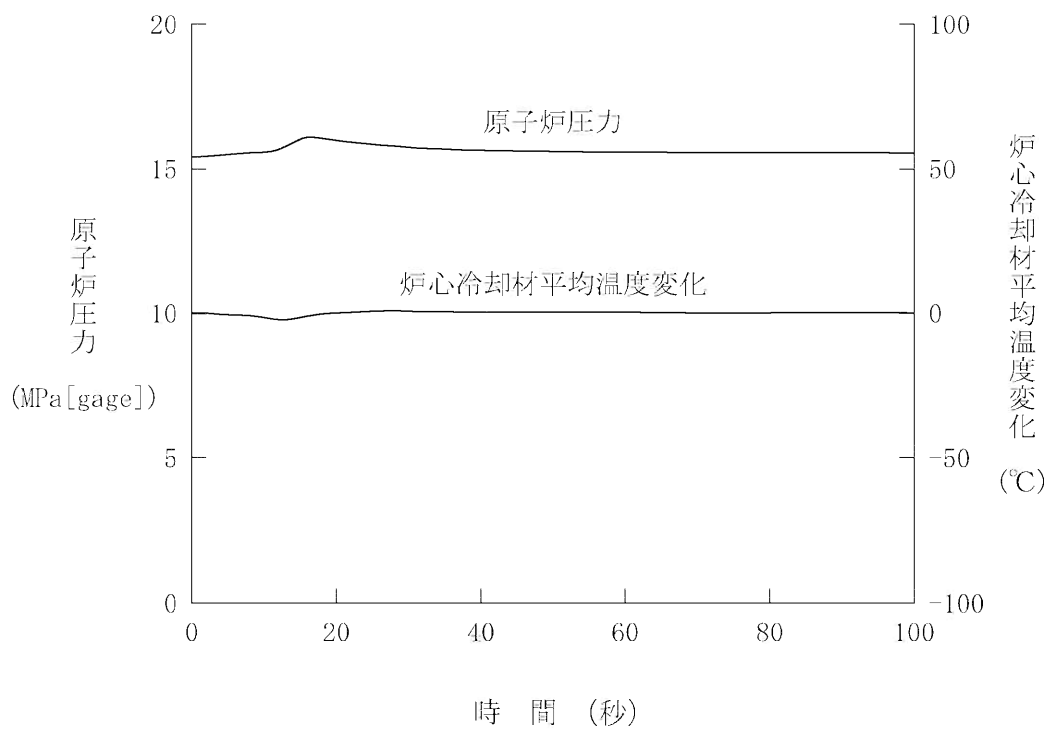
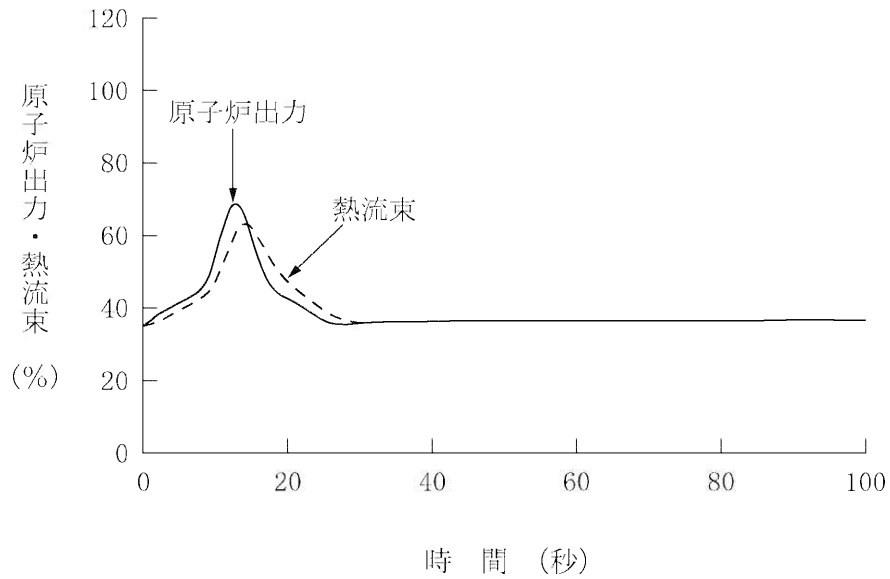
第2.2.3.1図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



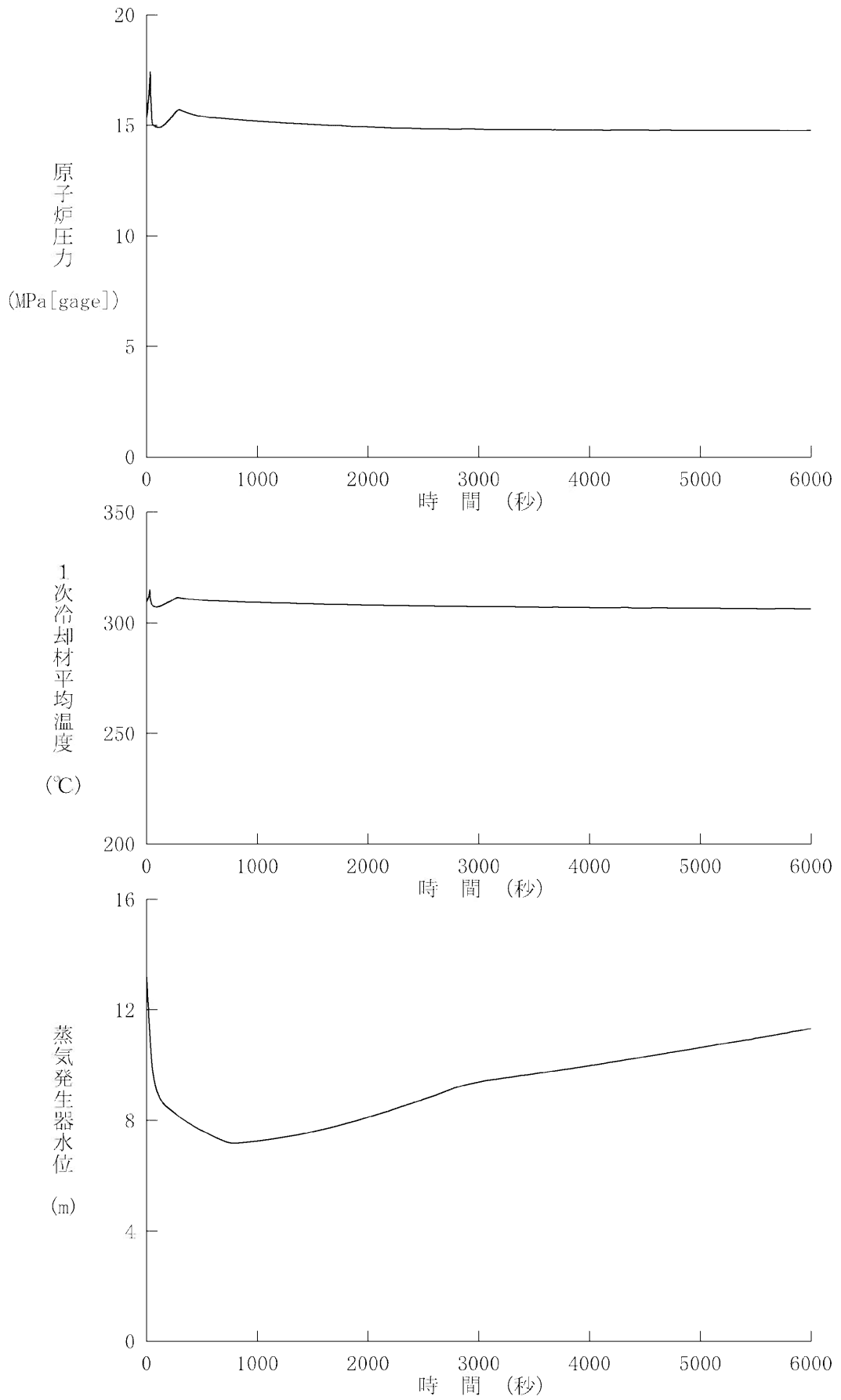
第2.2.3.2図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



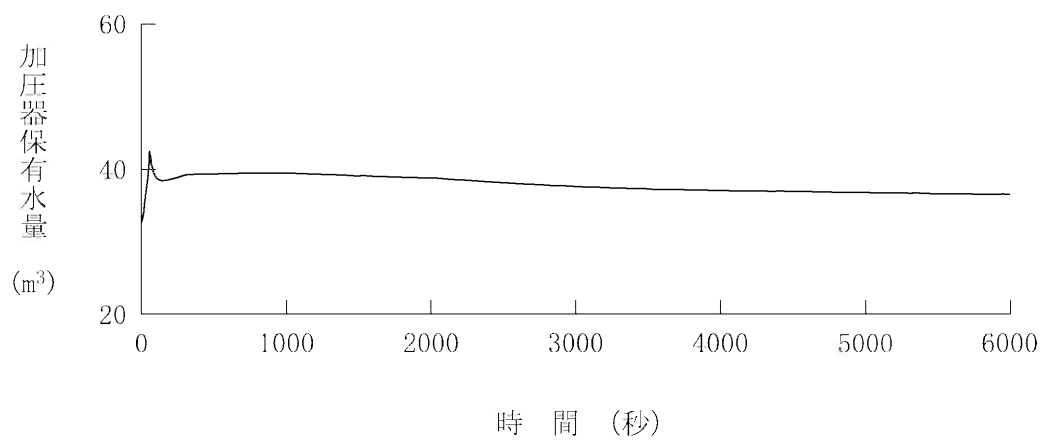
第2.3.1.1図 原子炉冷却材流量の部分喪失



第2.3.2.1図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

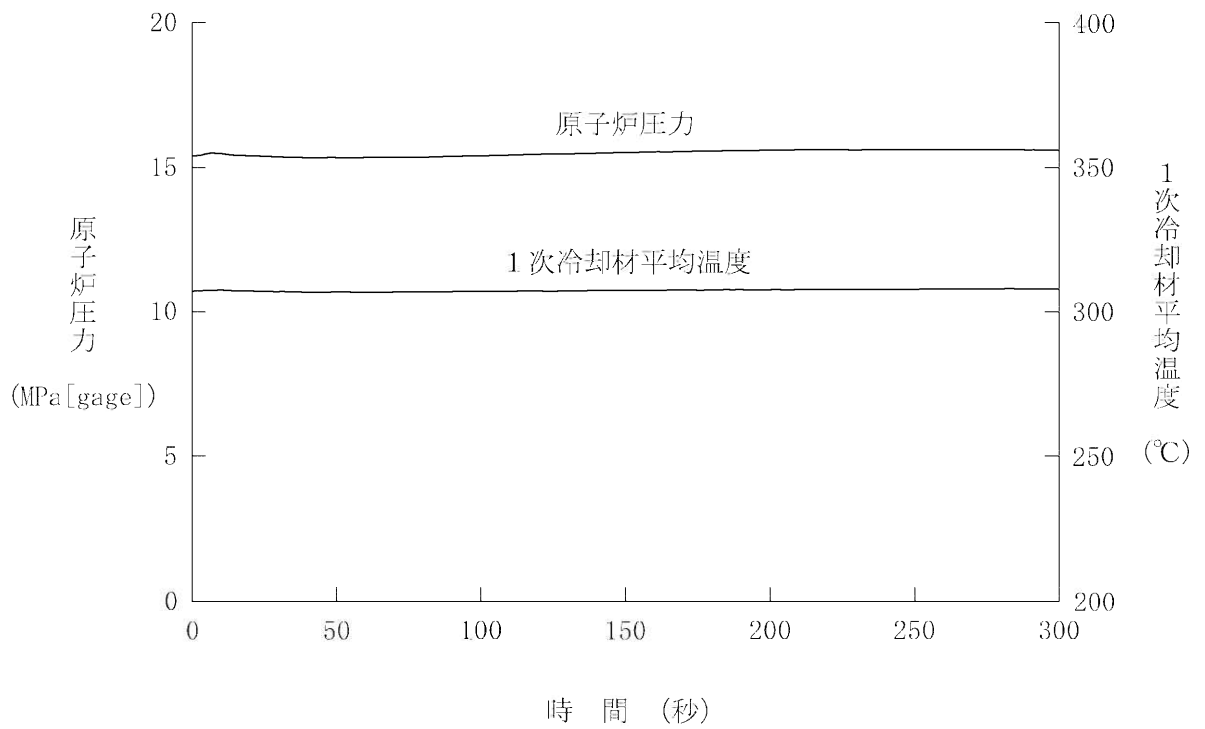
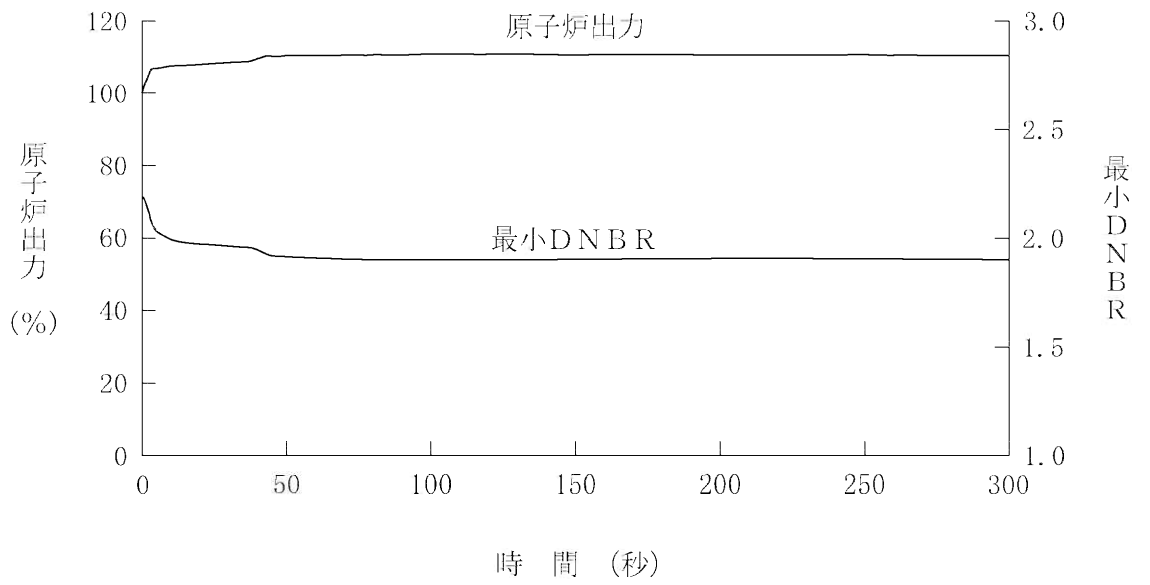


第2.3.4.1図 主給水流量喪失(1)

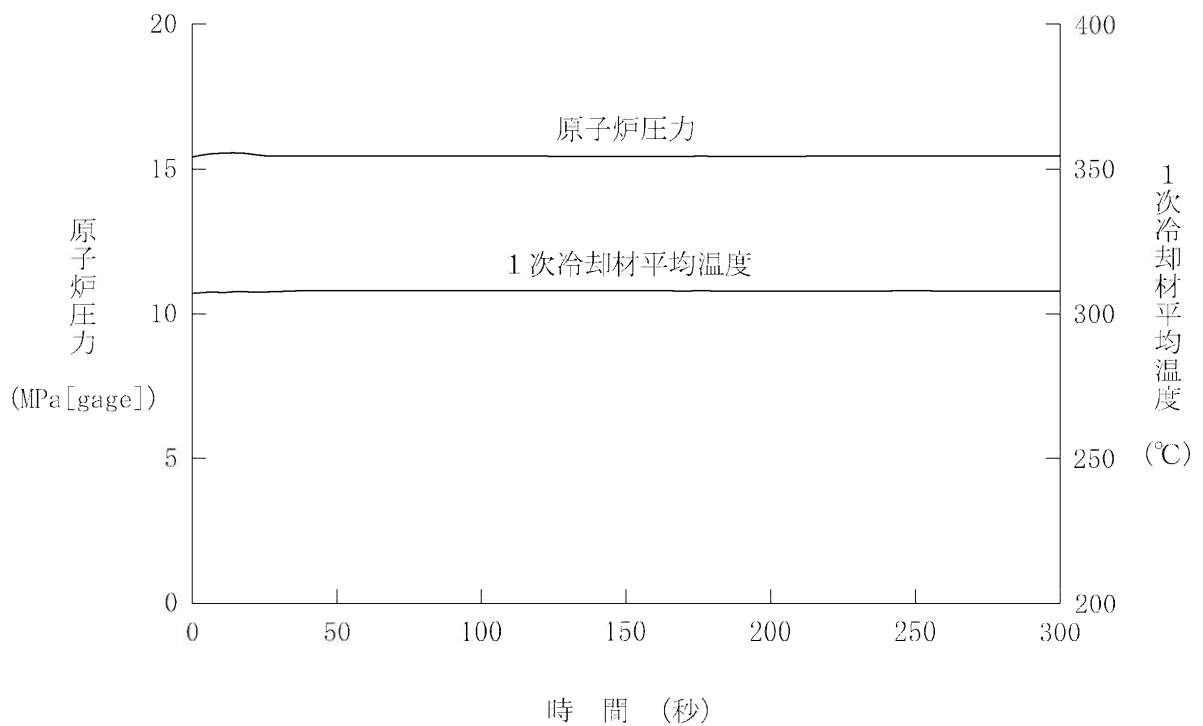
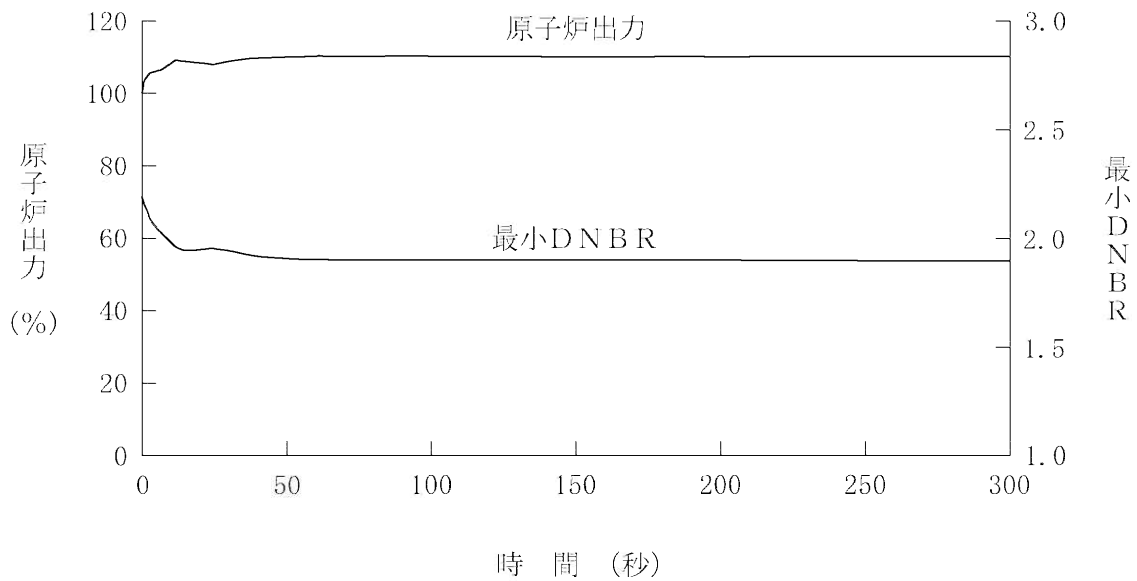


第2.3.4.2図 主給水流量喪失(2)

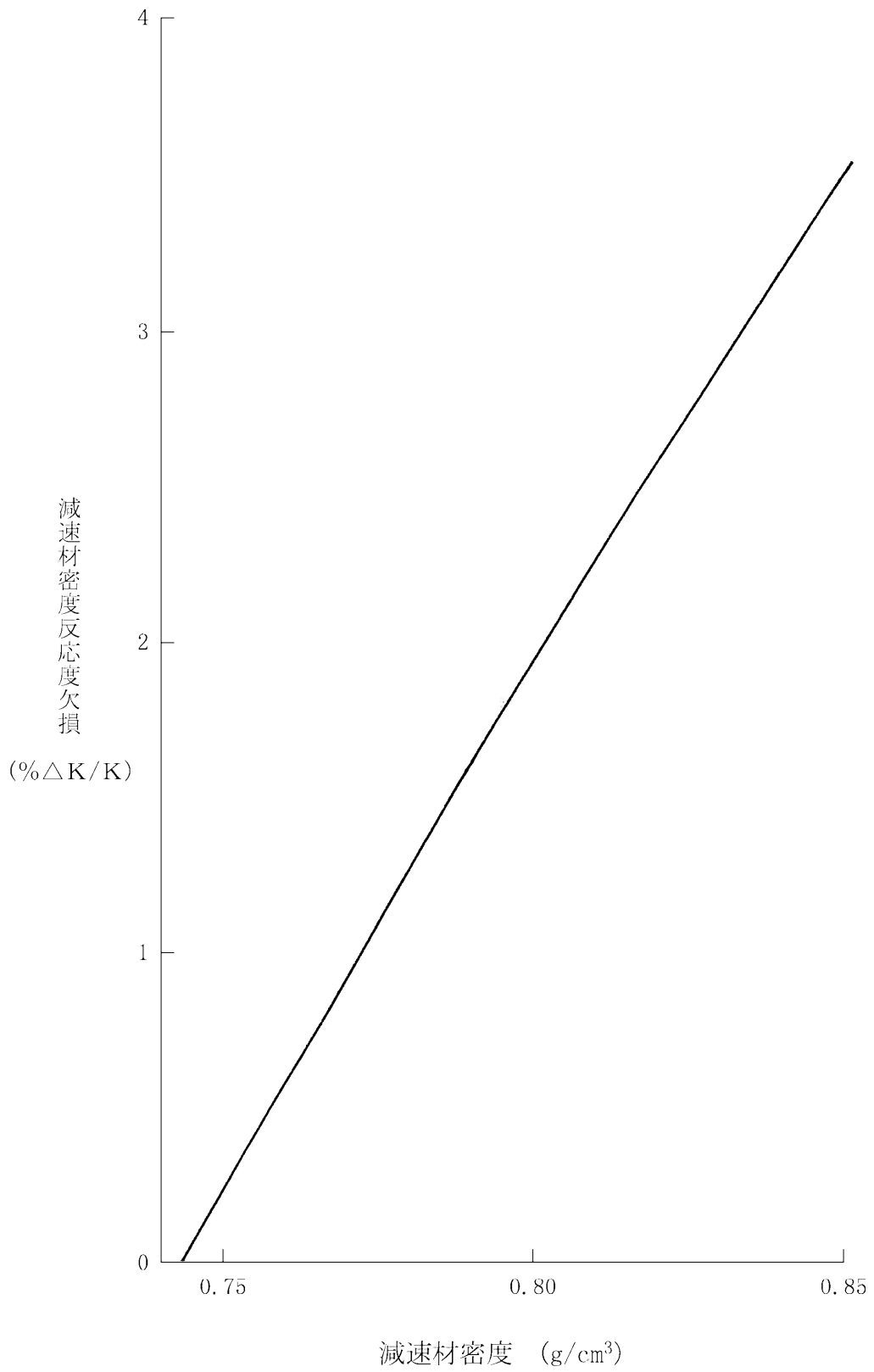




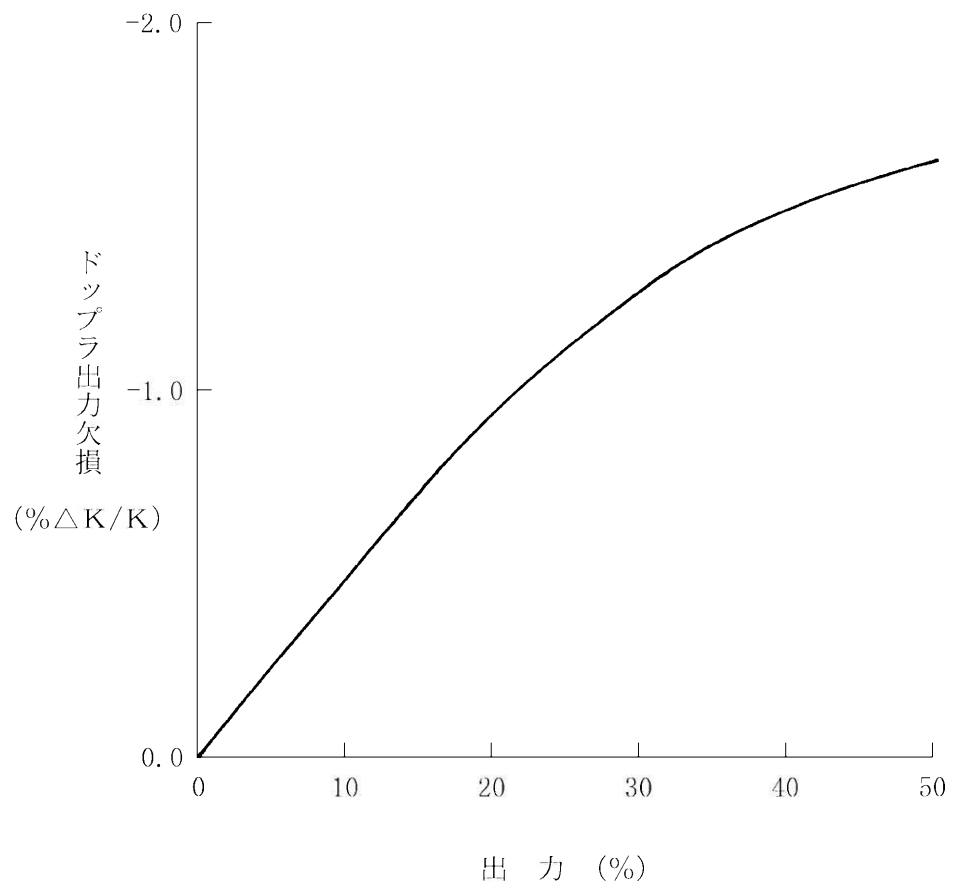
第2.3.5.1図 蒸気負荷の異常な増加ーケースC  
(自動運転・サイクル初期)



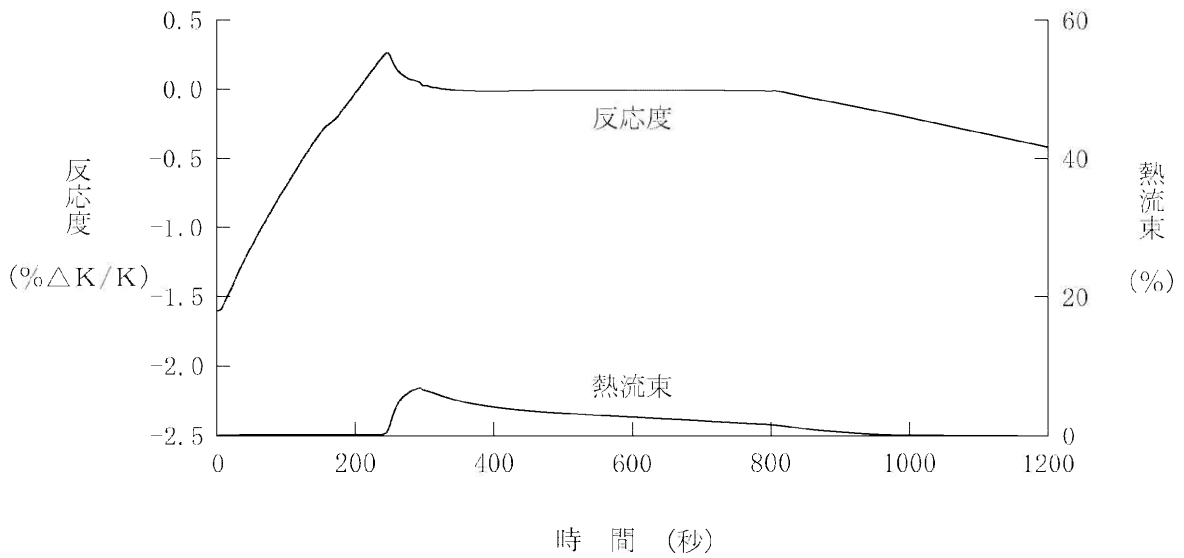
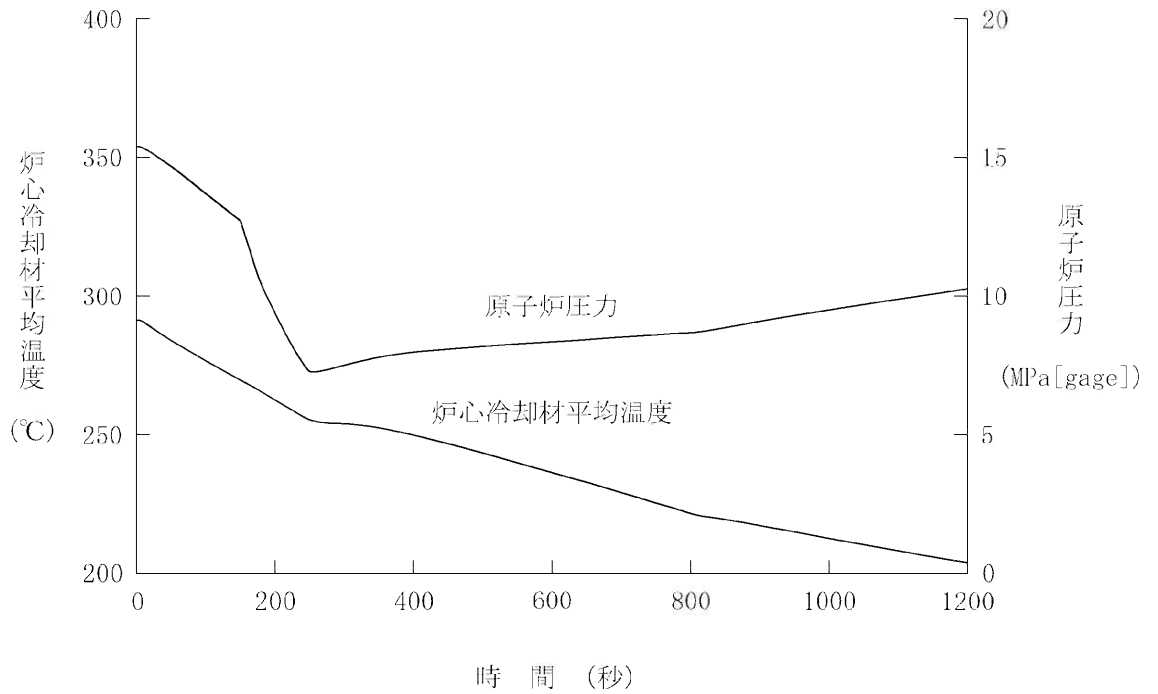
第2.3.5.2図 蒸気負荷の異常な増加ーケースD  
(自動運転・サイクル末期)



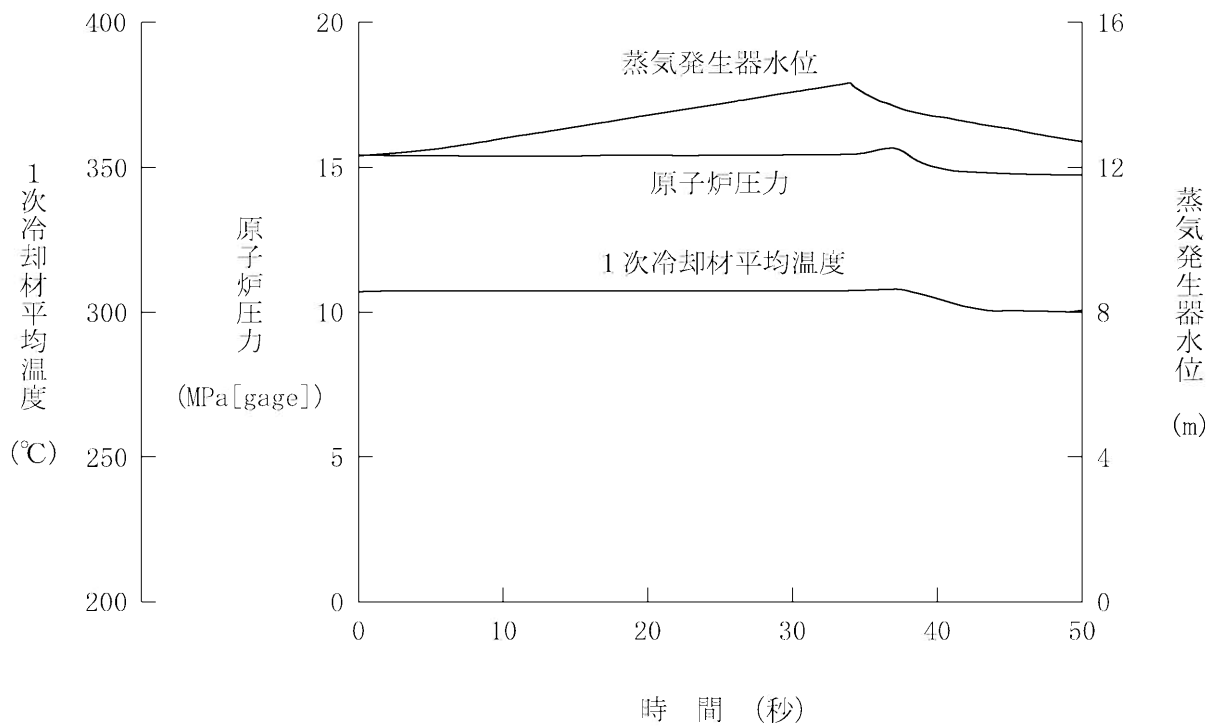
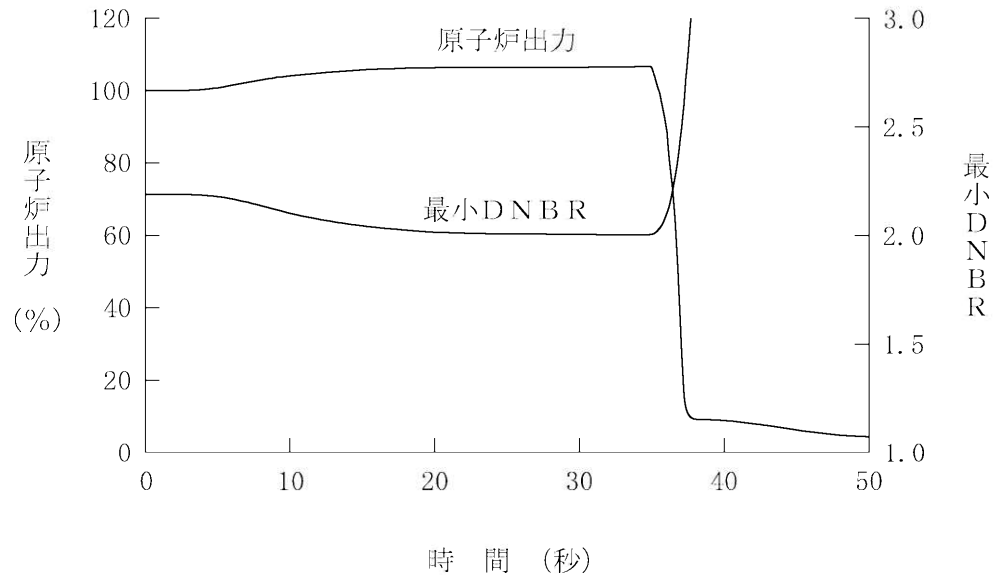
第2.3.6.1図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



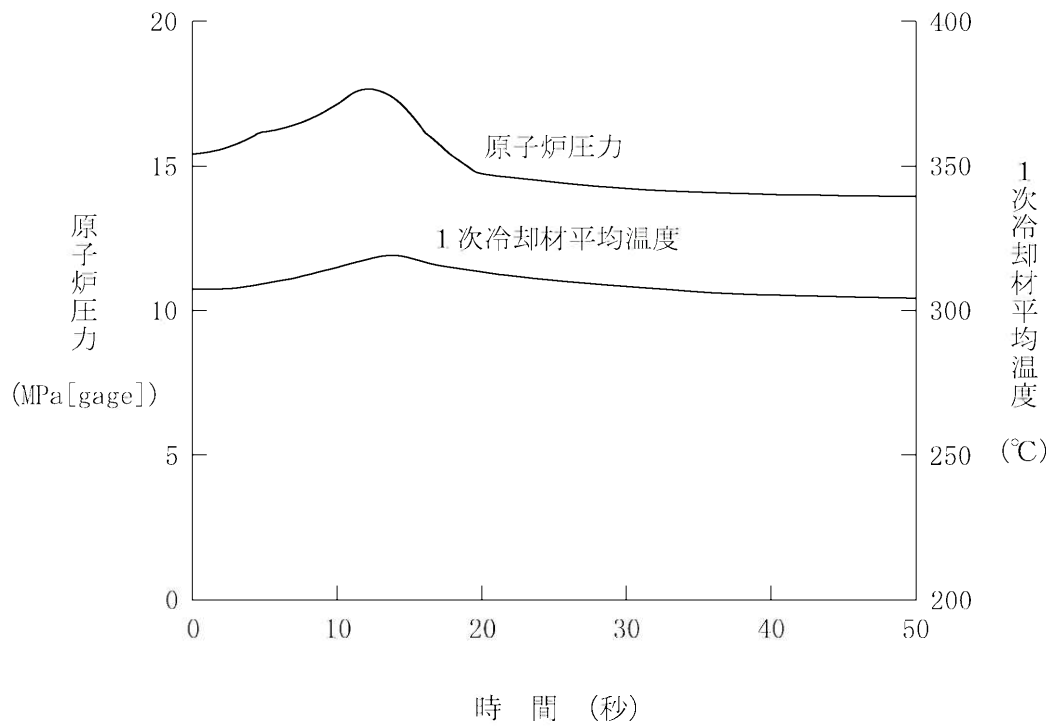
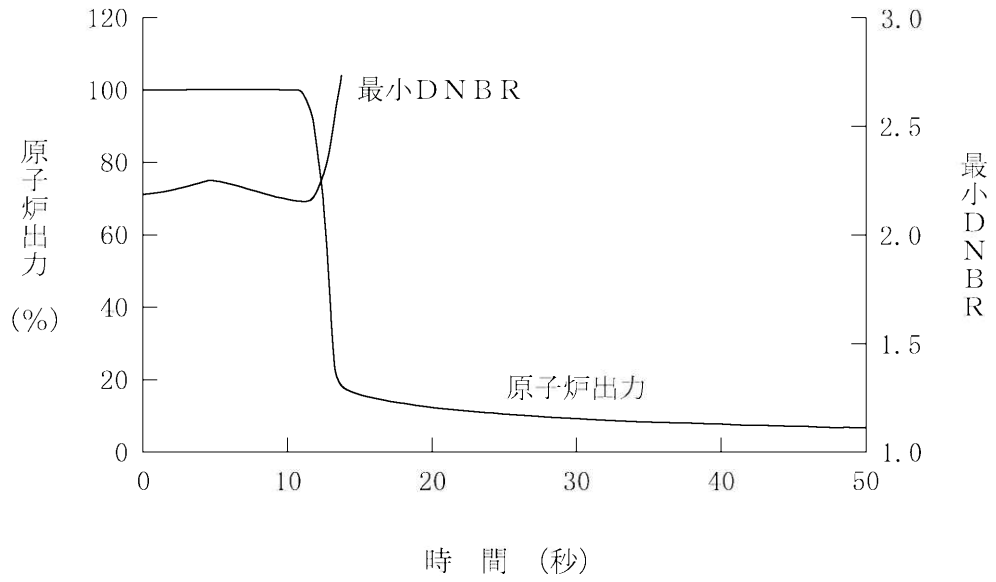
第2.3.6.2図 解析に使用したドップラ出力欠損



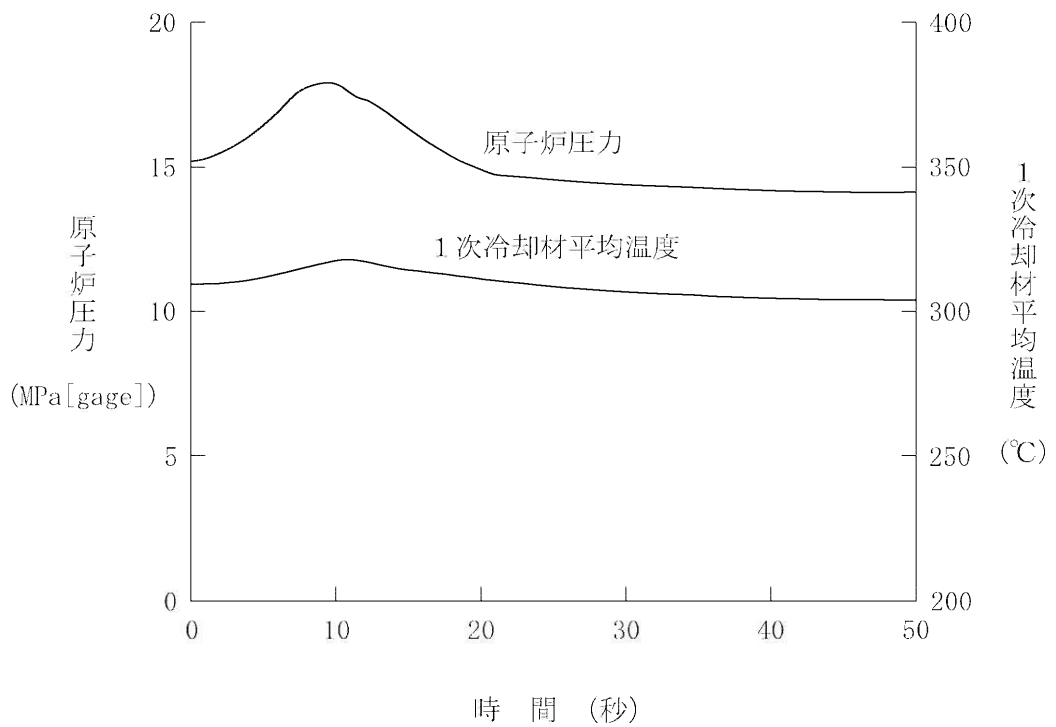
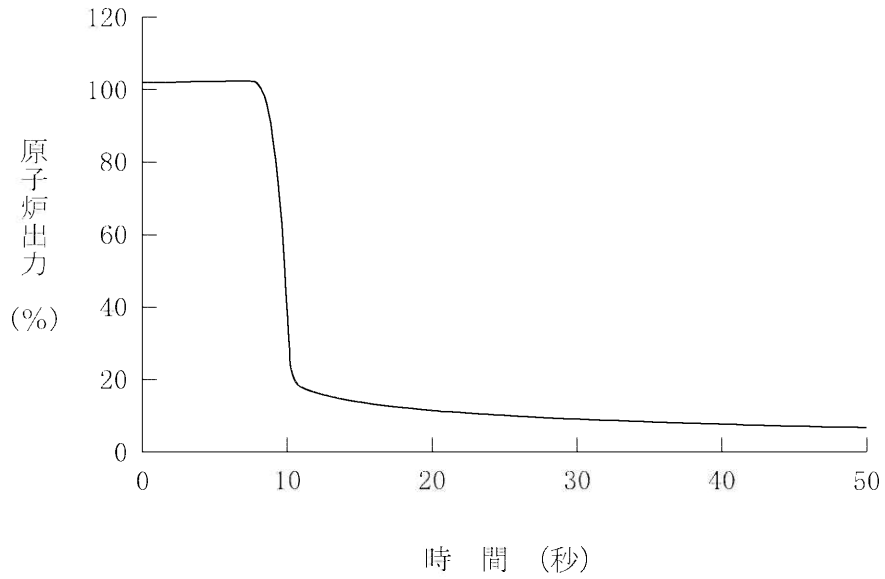
第2.3.6.3図 2次冷却系の異常な減圧



第2.3.7.1図 蒸気発生器への過剰給水

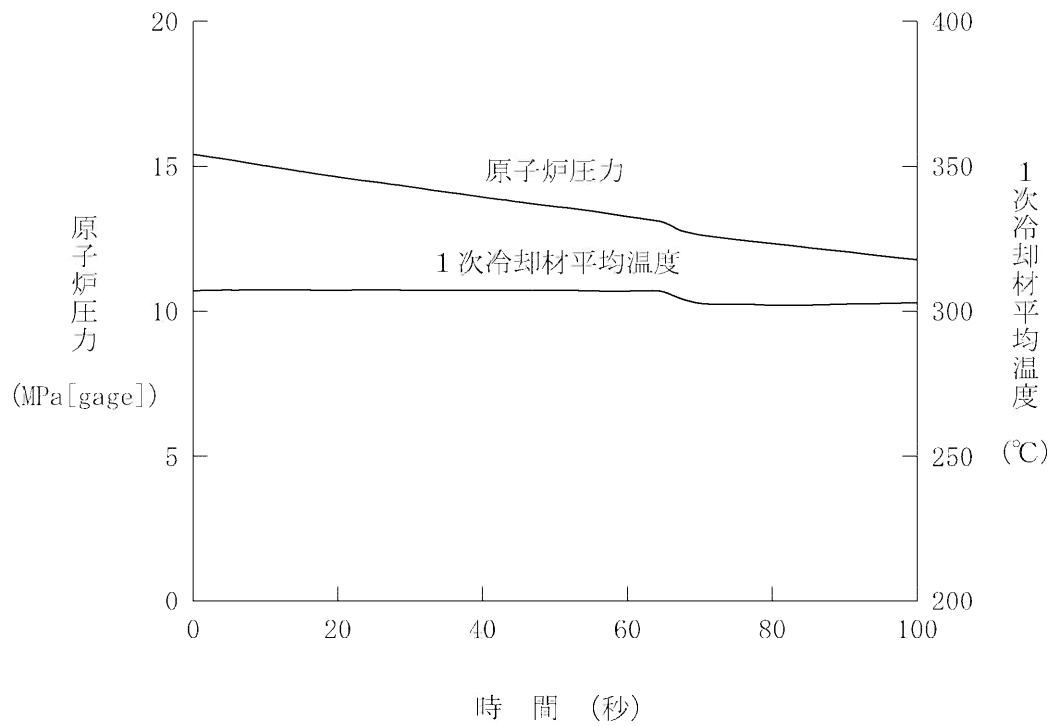
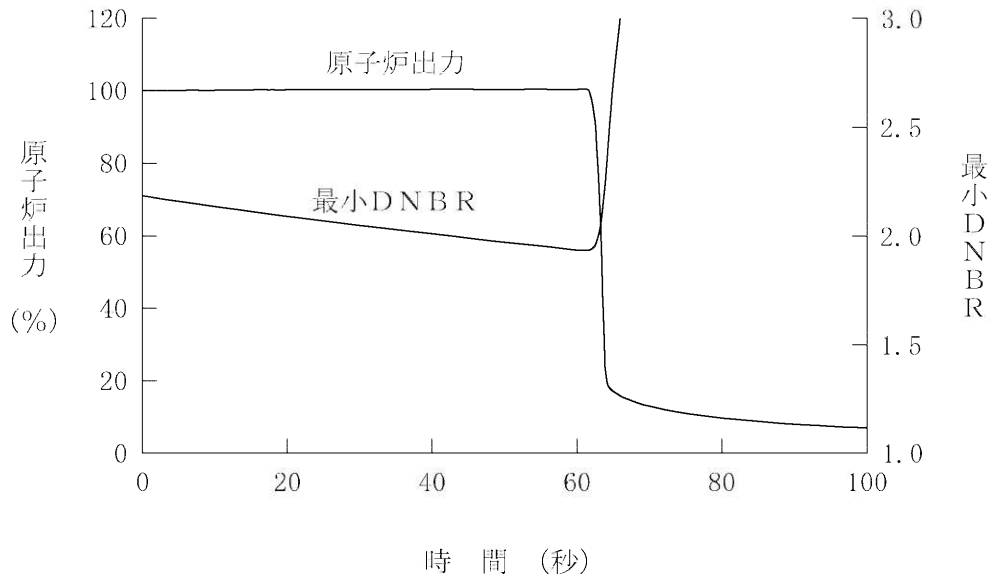


第2.4.1.1図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系作動

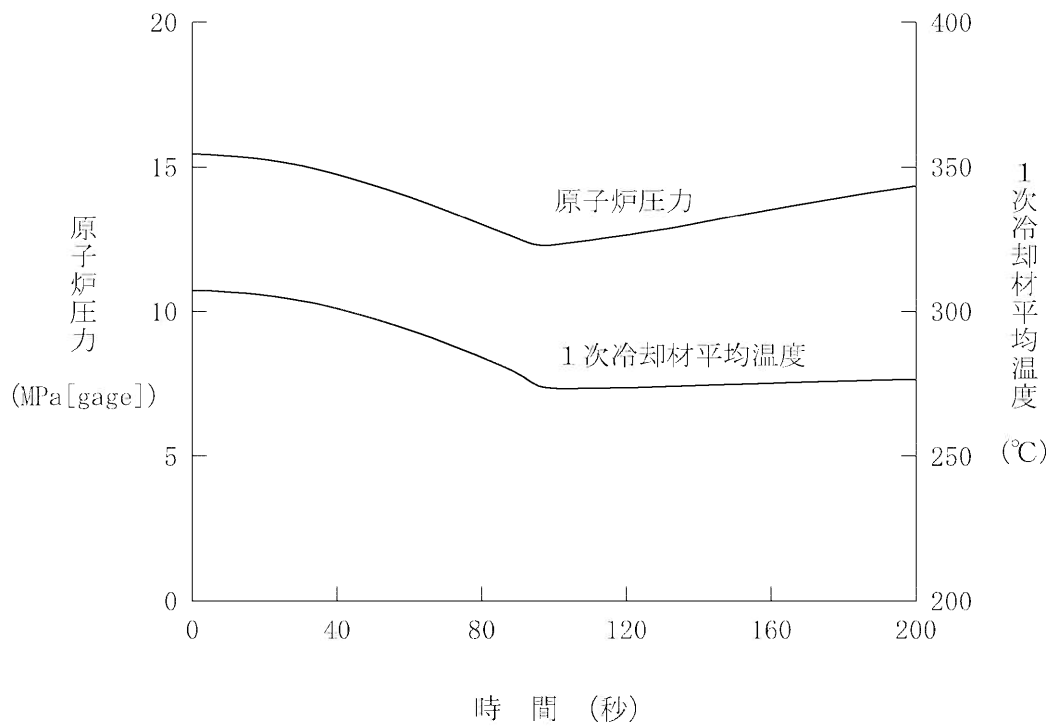
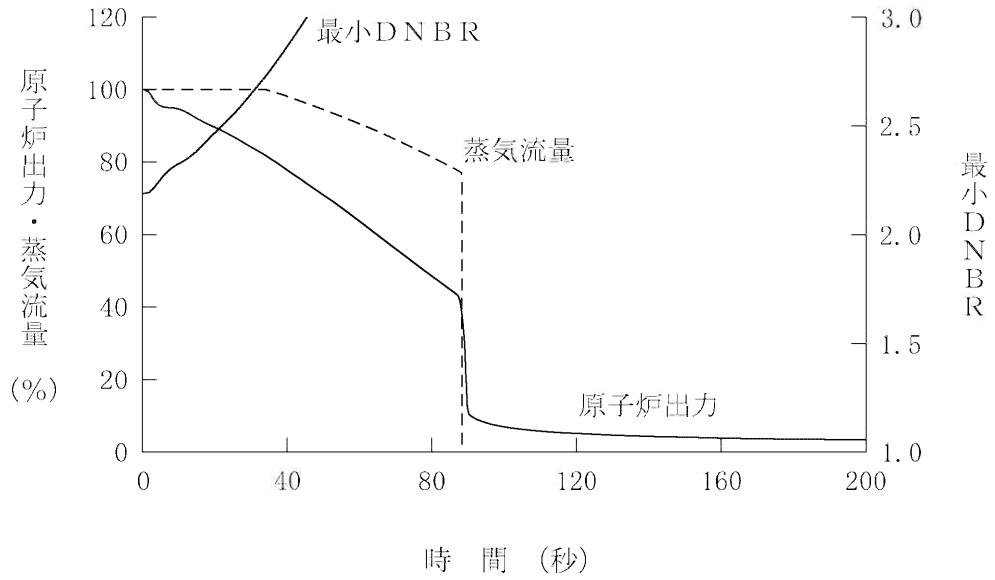


第2.4.1.2図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動





第2.4.2.1図 原子炉冷却材系の異常な減圧



第2.4.3.1図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

### 3. 設計基準事故の解析

#### 3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

##### 3.2.1 原子炉冷却材喪失

##### 3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (2) 防止対策

a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

###### (3) 拡大防止対策

a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の

破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム－水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

- (a) 小口径の配管の破断のように、喪失する1次冷却材量が少ない場合には、1次冷却系に冷却材を補給する充てんポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てんポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、1次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てんポンプの吸込側を燃料取替用水ピットに接続することにより、1次冷却系への補給を継続できる。

- (b) 破断面積が大きく、充てんポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

- (c) この間、1次冷却材量の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非

常用炉心冷却設備作動」信号により、発電用原子炉を自動停止する。

- (d) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前記の2系統が作動して燃料取替用水ピットのほう酸水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等の格納容器再循環サンプルにたまったほう酸水を再び上記の2系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。
- b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。
- c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水ピットのほう酸水又は格納容器再循環サンプル水を原子炉格納容器内にスプレーする2系列の原子炉格納容器スプレー設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプル水をスプレーする再循環期間のスプレー水の冷却のため、格納容器スプレー冷却器を設ける。
- d. 上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。
- e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

### 3.2.1.2 事故経過の解析

#### (1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－<sup>(1)(2)(3)</sup>

##### a. 解析方法

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

##### (a) ブローダウン解析

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

##### (b) リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはWREFLOODコード、再冠水期間についてはBASH-Mコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。

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

(c) 燃料棒熱解析

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

b. 解析条件

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

- (a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）断面積の2倍の面積で配管の長さ方向のスプリット破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の断面積の2倍相当の断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

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

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

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa [gage]

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

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 34秒

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

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

また、解析では、外部電源の喪失により、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機



の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

- (e) ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。
- (f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- (g) 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- (h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(4)</sup>を使用する。
- (i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。
- (j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- (k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は0%及び10%とする。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

第3.2.1.1表に示すように、流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率が0%の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.6で蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンコマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約25秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなると、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の1次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約5秒後から再び下向きに流れる。

破断発生約15秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その

注入は破断発生の約51秒後まで継続される。

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

(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動

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

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約38秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生

した蒸気が破断口を通過して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

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

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

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

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

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約35秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約38秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみし

か考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は再冠水初期には上昇するが、その後は低下していく。約310秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約984℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約0.4%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約984℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

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

(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－<sup>(2)(3)(5)</sup>

a. 解析方法

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

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

b. 解析条件

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

- (a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析す

る。

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

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは27秒とする。

#### c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。

最も厳しい結果を与える蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合の低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

#### (a) 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.5図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.6図に示す。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約7秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約8秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約35秒

後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約71秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約684℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム－水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。

(b) 気相部破断

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

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.7図に示す。

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

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

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

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入



ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる冷却を行う。

### 3.2.1.3 結 論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.1表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約984℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.4%及び0.3%以下であり十分小さい。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

なお、破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウム－水反応量については、低温側配管スプリット破断の場合に比べ若干大きくなるが、その場合でも約1%（流出係数0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率10%）であり、制限値に比べて余裕がある。

また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約684℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

### 3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失

#### 3.2.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
  - (a) 1次冷却材流量低
  - (b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低
  - (c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

#### 3.2.2.2 事故経過の解析

##### (1) 解析方法

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

##### (2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値  $0 (\Delta K / K) / (g$

／ $\text{cm}^3$ ) とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。この組合せは、1 次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

- c. 発電用原子炉の自動停止は、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- d. 1 次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する 1 次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの  $3,110\text{kg} \cdot \text{m}^2$  を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

### (3) 解析結果

1 次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小 D N B R の変化を第 3.2.2.1 図に示す。1 次冷却材ポンプの電源喪失により「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し約 1.5 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小 D N B R は、事故発生の約 2.8 秒後に約 1.77 となる。また、原子炉圧力の上昇は約 0.7 MPa である。

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

### 3.2.2.3 結 論

1 次冷却材ポンプの全台停止時においても、1 次冷却材及び 1 次冷却材ポンプの慣性のために、1 次冷却材流量が急速に低

下することなく発電用原子炉は自動的に停止し、最小D N B Rは約1.77にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

### 3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

#### 3.2.3.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

##### (2) 防止対策

- a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。
- b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制

御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

### 3.2.3.2 事故経過の解析

#### (1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、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。加えて、THINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してMARVELにより原子炉圧力を求める。

#### (2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値  $0 (\Delta K / K) / (g / cm^3)$  とし、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。
- c. 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

### (3) 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.3.1図に示す。1次冷却材流量の低下により事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小DNBRは、事故発生の約2.0秒後に約1.53となる。また、原子炉圧力の最大値は約16.8MPa [gage]である。

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

### 3.2.3.3 結 論

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において、1次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止し、最小DNBRは約1.53にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

### 3.2.4 主給水管破断

#### 3.2.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断する

ものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

- a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。
- b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。
- c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

## (2) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

### 3.2.4.2 事故経過の解析

#### (1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、

原子炉圧力、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、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。

(2) 解析条件

- a. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とする。
- b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- c. 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデル<sup>(6)</sup>を使用するものとする。
- d. 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。
- e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- f. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(4)</sup>を使用する。
- g. 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器3基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。
- h. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。



### (3) 解析結果

主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小DNBRの変化を第3.2.4.2図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約18秒後に「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、約20秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小DNBRは約1.63である。また、原子炉圧力の最大値は約17.8MPa [gage] であり、設計基準事故のなかで最大となるが、この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.4MPa [gage] にとどまる。

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

#### 3.2.4.3 結論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.63にとどまる。さらに、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われ

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

### 3.2.5 主蒸気管破断

#### 3.2.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

##### (2) 防止対策

- a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。
- b. 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

##### (3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
  - (a) 中性子束高
  - (b) 過大温度 $\Delta T$ 高
  - (c) 過大出力 $\Delta T$ 高
  - (d) 非常用炉心冷却設備作動
  - (e) 原子炉圧力低
- b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。
  - (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

- c. 1次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入を開始する。
- d. 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。
- e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。
  - (a) 主蒸気ライン圧力低
  - (b) 主蒸気ライン圧力減少率高
  - (c) 原子炉格納容器圧力異常高
- f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストラクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。
- g. 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

### 3.2.5.2 事故経過の解析

#### (1) 解析方法

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

影響を解析する。

(2) 解析条件

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

b. 解析はサイクル末期について行う。

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

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第2.3.6.2図に示すように出力の関数として与える。

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

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

ケースA 外部電源あり

ケースB 外部電源なし

e. 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視して、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行い、「主蒸気ライン圧力低」

信号により事故発生後 10 秒で閉止するものとする。

- f. DNB R の評価では、1 台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水ピットのほう素濃度 3,100ppm のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

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

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

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

- h. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデル<sup>(6)</sup>を使用する。

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

- j. DNB R の計算には、W-3 相関式<sup>(7)</sup>を使用する。

### (3) 解析結果

- a. ケース A（高温停止状態において、主蒸気管 1 本の瞬時両端破断で外部電源あり）の DNB R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱

流束及び反応度の過渡変化を第 3.2.5.1 図に示す。

- b. ケース B（高温停止状態において、主蒸気管 1 本の瞬時両端破断で外部電源なし）の D N B R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第 3.2.5.2 図に示す。
- c. 2 ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケース A ではその最大熱流束は定格出力値の約 20% まで上昇しており、ケース B に比べて厳しくなっている。
- d. 2 ケースとも「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約 2 秒で到達し、ケース A では約 17 秒、ケース B では約 29 秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケース A では 1 台の高圧注入ポンプからほう酸水が 1 次冷却材低温側配管へ、事故後約 120 秒で到達することにより原子炉出力は低下し、最小 D N B R は約 1.57 にとどまる。
- e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケース B では、発電用原子炉の出力状態が持続し、事象がケース A より長くなるが 1 次冷却材ポンプトリップにより、1 次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による 1 次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。
- f. いずれのケースも破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気ライン圧力低」による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信 10 分後の時点で停止する操作を行うことにより、やがて 1 次冷却系の冷却が止まり、炉心は未臨界となる。その後、2 次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

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

h. 臨界状態が継続する間、最小DNBRは約1.57であり、最大熱流束は、定格出力の約20%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉圧力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にかかる圧力は最高使用圧力の1.1倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

### 3.2.5.3 結 論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約20%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小DNBRは約1.57にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

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

### 3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

#### 3.3.1 制御棒飛び出し

##### 3.3.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮して、最大燃料エンタルピは $791\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ を超えないことを用いる。



### 3.3.1.2 事故経過の解析

#### (1) 解析方法

多次元炉心動特性解析コードT W I N K L Eにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードF A C T R A Nにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する<sup>(8)</sup>。また、熱水力計算コードT H I N C - 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M A R V E Lにより原子炉圧力の時間変化を求める。

#### (2) 解析条件

a. 解析は以下の4ケースについて、実施する。

- (a) サイクル初期高温全出力
- (b) サイクル末期高温全出力
- (c) サイクル初期高温零出力
- (d) サイクル末期高温零出力

b. 高温全出力のケースでは、

- (a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の102%及び309.3℃とする。  
なお、D N B R評価の場合には初期値は定格値とする。
- (b) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、D N B R評価の場合には定格値とする。
- (c) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(d) 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

c. 高温零出力のケースでは、

(a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の $10^{-9}$ 及び $293.9^{\circ}\text{C}$ とする。

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

(c) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(d) 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

d. 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。

e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に追加されるものとする。

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

f. 実効遅発中性子割合（ $\beta_{\text{eff}}$ ）は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.48%
--------	-------

サイクル末期 0.44%

- g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃料エンタルピを高めを与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。
- h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

- (a) サブクール状態 Dittus-Boelter の式<sup>(9)</sup>
- (b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式<sup>(10)</sup>
- (c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式<sup>(11)</sup>

解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

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

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

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

サイクル初期高温全出力	5.0
サイクル末期高温全出力	5.0
サイクル初期高温零出力	15
サイクル末期高温零出力	25

k. 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／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。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びPCMI破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(a) 浸水燃料の破裂限界

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とする。

(b) PCMI破損しきい値のめやす

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た場合、PCMI破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度  $25,000\text{MWd}/\text{t}$  未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $460\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$

（「RIE報告書」に示す  $110\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に相当）

ペレット燃焼度  $25,000\text{MWd}/\text{t}$  以上  $40,000\text{MWd}/\text{t}$  未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $356\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$

（「RIE報告書」に示す  $85\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に相当）

ペレット燃焼度  $40,000\text{MWd}/\text{t}$  以上  $65,000\text{MWd}/\text{t}$  未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $209\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$

（「RIE報告書」に示す  $50\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に相当）

ペレット燃焼度  $65,000\text{MWd}/\text{t}$  以上  $75,000\text{MWd}/\text{t}$  程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分  $167\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$

(「R I E 報告書」に示す  $40\text{cal}/\text{g}\cdot\text{UO}_2$  に相当)

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

(3) 解析結果

- a. 中性子束の過渡変化をケースごとに第 3.3.1.1 図～第 3.3.1.4 図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第 3.3.1.1 表にまとめる。原子炉圧力の変化を第 3.3.1.5 図及び第 3.3.1.6 図に示す。
- b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力 約0.6秒

サイクル末期高温全出力 約0.6秒

サイクル初期高温零出力 約0.7秒

サイクル末期高温零出力 約0.6秒

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

- c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、サイクル末期で生じ、約  $358\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$  である。

また、原子炉圧力の最大値は、サイクル末期高温全出力のケースで生じ、約  $16.9\text{MPa}$  [gage] である。

- d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料

破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a) 高温全出力のケース

D N B R が許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期 約 9%

サイクル末期 約 3%

なお、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約2,434℃、サイクル末期約2,199℃であり、熔融点未満である。

(b) 高温零出力のケース

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約358kJ/kg・UO<sub>2</sub>であり、燃料の許容設計限界712kJ/kg・UO<sub>2</sub>を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピの増分が P C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期 約 0%

サイクル末期 約 0%

e. ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約 336kJ/kg・UO<sub>2</sub>である。また、P C M I 破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約 21kg である。この場合の P C M I 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  $9.4 \times 10^3$ kJ に対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

### 3.3.1.3 結 論

燃料エンタルピーの最大値は約 $358\text{kJ}/\text{kg}\cdot\text{UO}_2$ であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

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

### 3.4 環境への放射性物質の異常な放出

以下を除き 3 号炉に同じ。

#### 3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

##### 3.4.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (3) 拡大防止対策

- a. 万一事故が発生した場合には、一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け、隔離できるように設計する。
- b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

##### 3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

###### (1) 評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

#### 3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

##### 3.4.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱



管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

### (3) 拡大防止対策

- a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。
- b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

#### (a) 原子炉圧力低

(b) 過大温度 $\Delta T$ 高

- c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による冷却を行う。

- d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

- e. 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室においてタービンバイパス弁又は健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレー弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

### 3.4.2.2 事故経過の解析

#### (3) 解析結果

- a. 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第3.4.2.1図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出す

るのに伴い、加圧器水位及び1次冷却系圧力が低下し、「過大温度△T高」信号により、事故発生の約5分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

- b. 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により、事故発生の約11分後に発信する「原子炉圧力低」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。
- c. 事故発生後約15分（原子炉トリップ信号発信後10分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約25分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約30分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の除熱の促進及び事故発生後約39分の加圧器逃がし弁開により、1次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより1次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約42分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による1次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約49分で1次冷却系圧力は2次冷却系の圧力まで減圧し、1次冷却材の2次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。

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

- d. 最小D N B Rの解析結果を第3.4.2.2図に示す。最小D N B Rは約1.75であり、新たに燃料棒の破損は生じない。
- e. 1次冷却材の2次冷却系への流出量は、第3.4.2.1図に示すように約70tである。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約26tである。

### 3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### (1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。ただし、1次冷却材保有水量は243tを用いる。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10-1)式で評価される。

$$E_1 = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで、

$E_1$  : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

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

また、第3.4.2.1表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

$M$  : 小児の呼吸率 ( $m^3/s$ )

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

る。

$Q_0$  : よう素の大気放出量 ( I - 1 3 1 等価量 - 小児実効線量係数換算 ) ( Bq )

$\chi / Q$  : 相対濃度 ( s / m<sup>3</sup> )

外部  $\gamma$  線による実効線量は ( 10 - 2 ) 式で評価される。

$$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D / Q) \quad \dots \dots \dots (10 - 2)$$

ここで、

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

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

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

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

## (2) 評価条件

- a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102% で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後 49 分で隔離されるものとし、この間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する 1 次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 85t とする。流出した 1 次冷却材を含む 2 次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として 35t とする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2 次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の 2 通りを仮定する。

(a) 燃料被覆管欠陥率 1 % を用いて計算した 1 次冷却材中に存

在する核分裂生成物のよう素約  $9.2 \times 10^{13}$ Bq、希ガス約  $4.4 \times 10^{14}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

上記核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第 3.4.2.2 表及び第 3.4.2.3 表に示す 1 次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

- (b) (a) 項の損傷燃料棒から新たに 1 次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約  $1.5 \times 10^{15}$ Bq、希ガス約  $4.3 \times 10^{15}$ Bq ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

この追加放出量は、事故後の 1 次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して 1 次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として  $1.28 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$  とする。

- d. この 1 次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1 次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2 次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。
- f. 2 次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数 100 で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

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

観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

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

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

- i. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

### (3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地等境界外における最大の実効線量を第 3.4.2.4 表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.2.3 図及び第 3.4.2.4 図に示す。

#### 3.4.2.4 結 論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1 次冷却系は早期に冷却減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小 DNB R は約 1.75

であり新たに燃料棒の破損は生じない。

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

### 3.4.3 燃料集合体の落下

#### 3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

##### (2) 評価条件

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10% の燃料棒の被覆管が破損するものとする。  
(12) (13)
- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が定格出力の 102% で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体 (運転時間 40,000 時間) のものとする。
- c. 燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。
- f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。
- g. 燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。



- h. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

#### 3.4.4 原子炉冷却材喪失

##### 3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

###### (1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数 ( $= 1 \text{ Sv} / \text{Gy}$ ) を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

ただし、呼吸率は、事故の期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率  $5.16 \text{ m}^3 / \text{d}$  を秒当たりに換算して用いる。

###### (2) 評価条件

- a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。
- b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全

体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1 %

よう素 0.5%

- c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。
- d. 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- e. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。
- f. 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率<sup>(14)</sup>は、等価半減期50秒とする。  
ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は評価上6分とする。
- g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(15)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とする。
- h. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- i. 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気浄

化設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 2 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

- j. 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気浄化設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- k. アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの効率<sup>(16)</sup>は 95% 以上期待できるが、評価上 95% とする。
- l. 希ガスに対するアニュラス空気浄化設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。
- m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上  $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3 / \text{h}$  の漏えいがあるものとする。
- n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b. 項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。
- o. 再循環水体積は、評価上  $1,600 \text{ m}^3$  とする。
- p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5% とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50% とする。
- q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率<sup>(16)</sup>は 95% 以上期待できるが、評価上 95% とする。

- r. 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物による直接線量については、以下の条件に従って評価する。
- (a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
  - (b) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした核分裂生成物はアニュラス部内に均一に分布するものとする。
  - (c) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の浮遊核分裂生成物からの $\gamma$ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。
  - (d) 核分裂生成物による $\gamma$ 線エネルギーは第 3.4.4.1 表のようにエネルギー範囲別に区分する。
- s. 事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30日間)とする。
- t. 環境への核分裂生成物の放出については、アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される希ガス及びよう素は排気筒放出とし、アニュラス部以外から漏えいする希ガス及びよう素は地上放出とする。
- u. 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 7.2.4 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電

用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 ( $\chi / Q$ ) 及び相対線量 ( $D / Q$ ) を用いる。

#### 3.4.4.3 結 論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地等境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約 0.11mSv であり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく問題となることはない。

#### 3.4.5 制御棒飛び出し

##### 3.4.5.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

###### (2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

###### (3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」

と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

### 3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### (1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度、アニュラス部内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

#### (2) 評価条件

a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である9%を使用する。

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

希ガス            0.27 %

よう素            0.135%

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

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

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで            0.127% / d

その後29日間                0.0635% / d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

### 3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

#### 3.5.1 原子炉冷却材喪失

##### 3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

###### (1) 事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

###### (2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

###### (3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

##### 3.5.1.2 事故経過の解析

###### (1) 解析方法<sup>(17)</sup>

事故の経過は、「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードS A T A N－VI、リフィル／再冠水解析コードW R E F L O O D及び原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oからなる。

###### (2) 解析条件

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



- a. 配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。
- b. 原子炉出力は定格出力の 102% とする。
- c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。
- |                  |                             |
|------------------|-----------------------------|
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 | 4.04MPa [gage]              |
| 蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 | 26.9m <sup>3</sup> (1 基当たり) |

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

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

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

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

- e. ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカメラ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

- f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。
- g. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(4)</sup>を使用する。

### (3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約17秒にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.255MPa [gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約22秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約9秒で達することにより、約154秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約142秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子

炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.308MPa [gage]、温度約132℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。

### 3.5.1.3 結 論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.308MPa [gage]であり、最高使用圧力0.392MPa [gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合においても、第2ピーク圧力が最高圧力となることに変わりはなく、原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合と同じ約0.308MPa [gage]であり、問題となることはない。

## 3.5.2 可燃性ガスの発生

### 3.5.2.2 事故経過の解析

#### (2) 解析条件

- a. 事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で運転していたものとする。
- b. 水素の発生源としては、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム-水反応及びその他の金属の腐食反応を考慮する。

- c. 事故時のジルコニウム－水反応量は「3.2.1.2(1)c. 解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- e. 放射線分解により発生する水素ガスの生成割合（G値）<sup>(18)</sup>は、炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eVとする。
- f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

### (3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すようになり、事故発生後30日時点では約2.7%となる。

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

### 3.5.2.3 結 論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30

日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約2.8%であり、問題となることはない。

### 3.7 参考文献

- (1) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」  
M A P I - 1035 改8  
三菱重工業、平成11年
- (2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」  
M A P I - 1063 改2  
三菱原子力工業、平成2年
- (3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」  
M A P I - 1069 改2  
三菱重工業、平成18年
- (4) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」  
M H I - N E S - 1010 改4  
三菱重工業、平成25年
- (5) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」  
M A P I - 1041 改7  
三菱重工業、平成11年
- (6) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」  
F. J. Moody  
Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No. 1, Feb. 1965
- (7) 「DNB相関式について」  
M A P I - 1029 改3  
三菱重工業、平成16年
- (8) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」  
M H I - N E S - 1005 改3  
三菱重工業、平成18年

- (9) 「Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type」  
F. W. Dittus and L. M. K. Boelter  
University of California Publications in Engineering,  
Vol. 2, 1947
- (10) 「Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop and  
Density Data for High Pressure Water」  
USAEC Report ANL-4627  
W. H. Jens and P. A. Lottes Argonne National Laboratory, 1951
- (11) 「Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the  
Critical Heat Flux」  
ASME 65-HT-31  
A. A. Bishop, R. O. Sandberg, L. S. Tong, 1965
- (12) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」  
M N F - 1008  
三菱原子燃料、平成22年
- (13) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」  
N F K - 8094 改3  
原子燃料工業、平成14年
- (14) 「スプレーによるよう素除去効果」  
M A P I - 1008 改7  
三菱原子力工業、昭和61年
- (15) 「事故時の格納容器漏洩率」  
M A P I - 1060 改1  
三菱重工業、平成12年

- (16) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」  
M A P I - 1010 改1  
三菱原子力工業、昭和52年
- (17) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法」  
M H I - N E S - 1016  
三菱重工業、平成12年
- (18) 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による  
水素生成割合」  
M H I - N E S - 1013  
三菱重工業、平成11年