

【取扱注意】

(原子力機構 大洗研究所)

本書は、核物質防護情報が含まれています。  
当機構の同意なく本書の全部又は一部を複写  
及び第三者に開示することを禁止します。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 13 条（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止）

に係る説明書

2019 年 10 月 7 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

# 目 次

## 今回説明範囲

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
  - 2.1 安全評価に関する基本方針
  - 2.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準
  - 2.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件
  - 2.4 運転時の異常な過渡変化
  - 2.5 設計基準事故
  - 2.6 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 13 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定
- 別紙 3 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故で使用する安全施設
- 別紙 4 : 原子炉保護系に係る解析条件の設定
- 別紙 5 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における原子炉スクラム時の制御棒位置
- 別紙 6 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における反応度係数の組み合わせ
- 別紙 7 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における崩壊熱の設定
- 別紙 8 : 各事象の評価における燃料状態の設定の考え方
- 別紙 9 : MIMIR及びSuper-COPDの解析モデル
- 別紙 10 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における原子炉出力の初期値の設定
- 別紙 11 : 「未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」における制御棒の挿入パターン
- 別紙 12 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」の初期状態を途中出力とした場合の影響評価
- 別紙 13 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における反応度添加率の設定の考え方

別紙 14 : 「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」における崩壊熱除去運転移行後のプラント挙動

別紙 15 : 1 次主循環ポンプ軸固着事故時のコーストダウン

別紙 16 : 1 次冷却材漏えい事故における配管破損規模の想定

別紙 17 : 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析における解析条件等

別紙 18 : 「冷却材流路閉塞事故」の想定

別紙 19 : 「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間

別紙 20 : 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象推移等の整理

別紙 21 : 設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理

「冷却材流路閉塞事故」の事象進展及び猶予時間

EBR-II、DFR、PFR、BR-2 等で行われた 100 例を超える破損燃料継続照射（破損後最大継続照射期間：320 日）では、燃料破損発生後、破損燃料を継続使用した場合に、破損孔より浸入したナトリウムが燃料と化学的に反応し、当該破損燃料のクラックが拡大することが確認されているが、隣接する健全な燃料要素に破損が伝播した事例はない<sup>[1]</sup>。なお、これらの試験における破損燃料の燃焼度は 0～20at%であり、「常陽」の燃料の最高燃焼度は約 10at%（90,000Mwd/t に相当）である<sup>[2]</sup>。

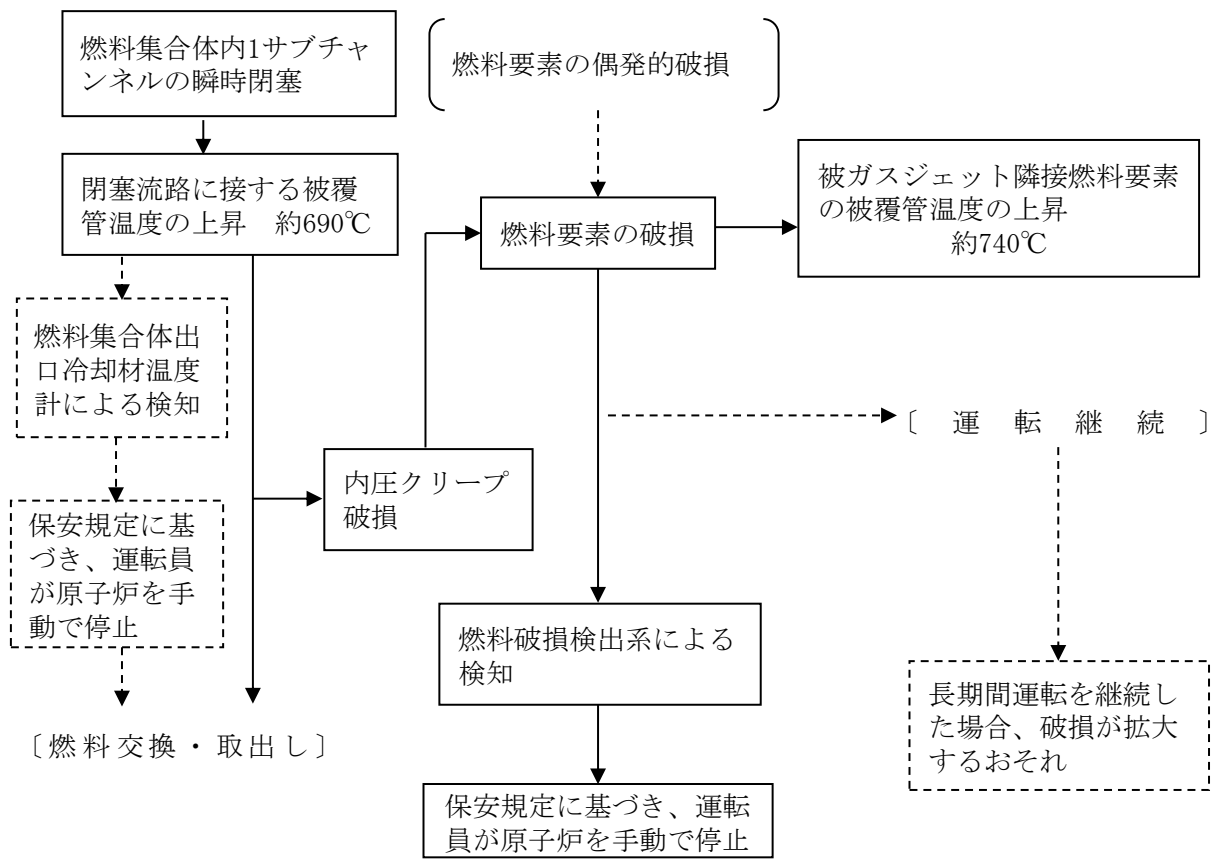
当該事例は、高速炉用燃料要素の破損後挙動の一般的な傾向を示しており、「常陽」において、一部の燃料要素に破損が生じた後、ある程度長期にわたってその集合体を継続使用した場合に、隣接する燃料要素への破損伝播が生じる可能性は極めて小さいと考えられる。

仮に、破損伝播が生じることを想定した場合にあっても、短い時間で燃料破損が伝播することはなく、「長期間を要する破損伝播」が想定すべき事象となる。この場合には、急速な破損伝播が生じるものではないため、第 1 図に示すように、設計基準事故の判断基準「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。」を満足するよう、運転員は原子炉を停止する等の適切な措置を講じることができる。

運転員が燃料破損検出系により燃料破損を検知した場合、燃料破損発生後に運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間（別添 1 参照）及び運転員操作時間の合計の約 1 時間であり、上記の照射試験で得られている破損後の継続照射期間（最大 320 日）と比較して十分な猶予時間が確保される。なお、上記の照射試験で得られている破損面積の増加率は約 0.1cm<sup>2</sup>/日と緩やかであることから<sup>[1]</sup>、「常陽」では燃料破損検出系の信号を安全保護動作の信号とせず、保安規定に定める値を超えた場合に、保安規定に基づき、運転員が手動で原子炉をスクラムする手順としている。

[1]：羽賀一男、「局所事故に関する研究の現状と展開」、PNC TN 2410 87-002(1987 年 3 月)

[2]：R. V. STRAIN, et al.、「STATUS OF RBCB TESTING OF LMR OXIDE FUEL IN EBR-II」、Proceedings of FR' 91



第1図 冷却材流路閉塞事故の事象進展

## 燃料破損検出系の検出機能

## 1. 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

燃料破損検出系は以下の検出機能を有しており、1本の燃料要素の破損により、一次冷却系ナトリウム中の核分裂生成物の濃度が運転上の制限を超えたことを速やかに検出できる。また、運転員は中央制御室の警報及び盤において、運転上の制限を超過したことを検知し、速やかに原子炉を停止することができる。

## 2. 主要設備

## (1) 遅発中性子法燃料破損検出設備（第1図参照）

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラフィットブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF<sub>3</sub> 比例計数管等を使用する。

## (2) カバーガス法燃料破損検出設備（第1図参照）

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。

## 3. 検出感度

## (1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃料要素1本で開口破損が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の5倍）を超過する検出感度を有することを確認している<sup>[1]</sup>。

## (2) カバーガス法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃焼初期の燃料要素1本に蓄積される希ガスFPの放出が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の10倍）を超過する検出感度を有することを確認している<sup>[2]</sup>。

## 4. 検出時間

## (1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、遅発中性子先行核の輸送時間遅れは約1分であり、燃料破損発生の約1分後には、燃料破損を検知し、中

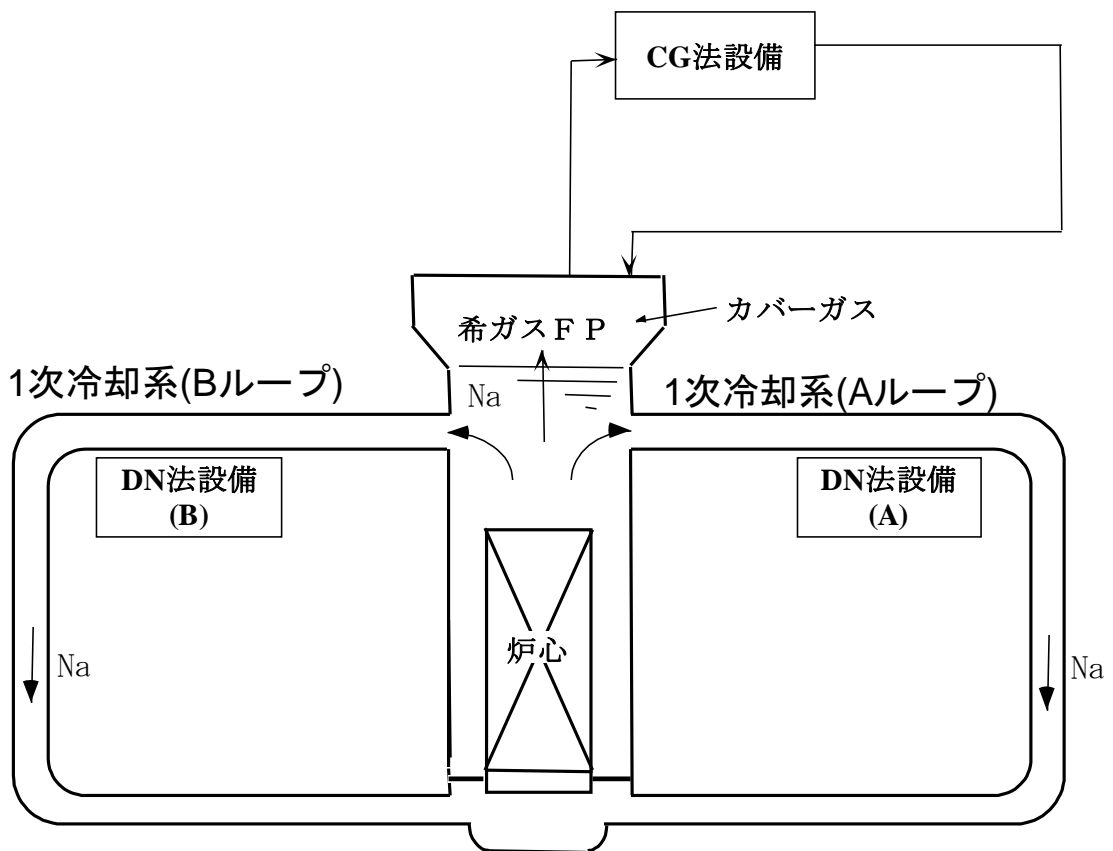
中央制御室に警報を発することが可能である。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、カバーガス法燃料破損検出設備の検知に要する時間は約 40 分であり、燃料破損発生約 40 分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

[1] 大戸敏弘他；「「常陽」における燃料破損検出技術の開発と実証試験」動燃技報 No. 68, p. 45-51 (1988)

[2] 伊藤主税他；「「常陽」における燃料破損模擬試験」JNC TN 9410 2005-003



CG 法：カバーガス法

DN 法：遅発中性子法

第 1 図 「常陽」の燃料破損検出系の概念図



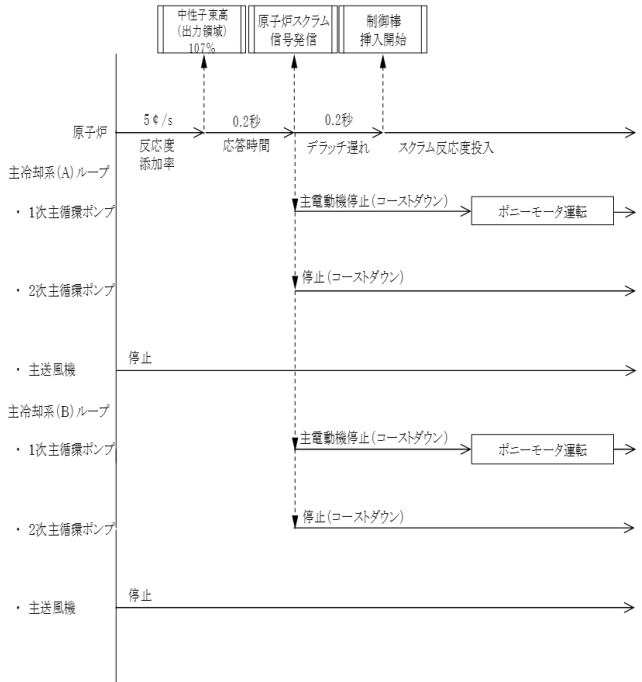
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故  
における事象推移等の整理

## 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

### ・主な解析条件

事象名		未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	
初期状態	原子炉出力	10 <sup>-7</sup> %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	352 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	352 °C	
	被覆管	352 °C	
起回事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 ƒ/s)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-1.1×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	—		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### <起回事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生(ランプ状の正の反応度(反応度添加率:5 ƒ/s)が投入)

#### <原子炉スクラムまでの事象推移>

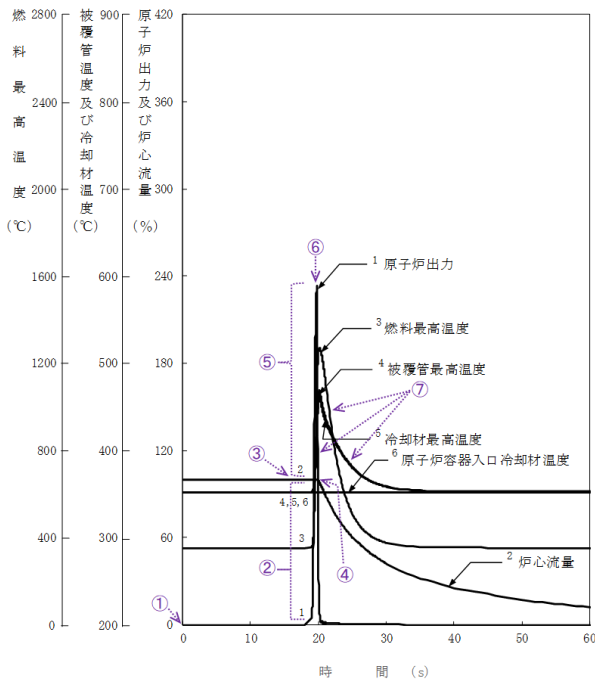
- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約19秒後に原子炉出力 107% (原子炉トリップ設定値) 到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### <原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑤ 原子炉トリップ設定値到達後、オーバシュートにより原子炉出力が定格出力の約234%まで上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約1,270 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約470 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約470 °C	910 °C

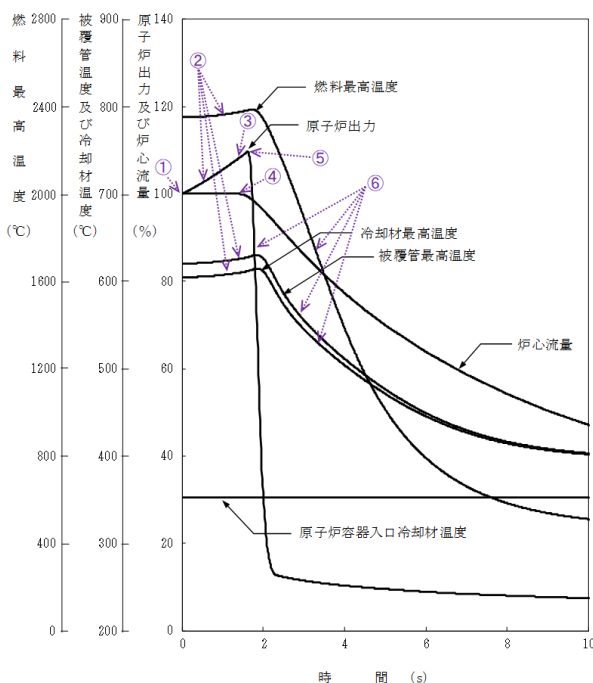


## 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

### ・主な解析条件

事象名		出力運転中の制御棒の異常な引抜き
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	反応度値の最も大きな制御棒1本を最大速度で引抜き(反応度添加率:5 $\epsilon$ /s)	
スクラム反応度	0.050 $\Delta k/k$	
反応度係数	ドブブラ係数	-1.1 $\times 10^{-3}$ Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)
	燃料温度係数	零
	構造材温度係数	-0.76 $\times 10^{-6}$ $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7 $\times 10^{-6}$ $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)	
設定値	定格出力の107 %	
応答時間	0.2 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	—	

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### <起因事象>

- ① 制御棒1本の誤引抜き発生(ランプ状の正の反応度(反応度添加率:5  $\epsilon$ /s)が投入)

#### <原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 制御棒誤引抜きにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 約1.2秒後に原子炉出力107% (原子炉トリップ設定値) 到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### <原子炉スクラム後の事象推移>

- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コールドダウン)開始
- ⑤ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,390 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

## 1次冷却材流量増大

### ・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの1次主循環ポンプの回転数が上昇 (炉心の冷却材流量が瞬時に110 %に増大 (別添1参照))		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-1.1 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	$-1.8 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	$-14 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	零	

### ・プラント挙動

#### ・1次冷却材流量増大



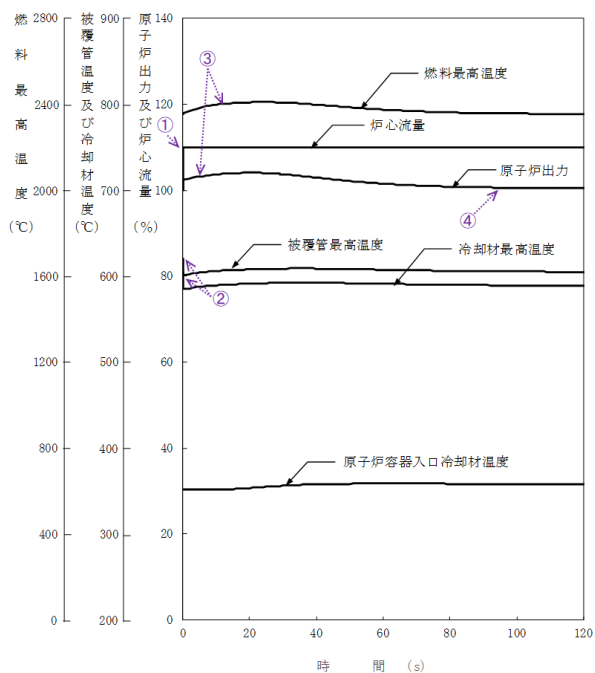
### ・主な事象推移

#### <起因事象>

- ① 1次主循環ポンプの回転数の上昇発生(炉心流量が瞬時に110%に増大)

#### <起因事象発生後の事象推移>

- ② 炉心流量の増大により炉心の冷却材及び構造材の温度が低下
- ③ 炉心の冷却材及び構造材の温度低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い燃料温度が上昇
- ④ ドップラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は、定格出力近傍まで緩やかに低下し静定



### ・主な解析結果

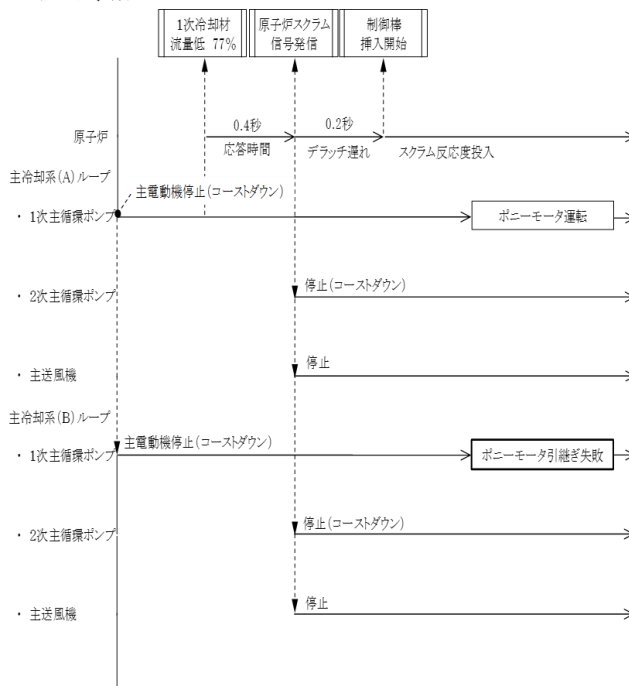
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	初期値を超えない	840 °C
冷却材最高温度:	初期値を超えない	910 °C

## 1次冷却材流量減少

### ・主な解析条件

事象名		1次冷却材流量減少	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1次主循環ポンプの主電動機が停止し、1次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	1次冷却材流量低		
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### < 起因事象 >

- ① 1次主循環ポンプの主電動機の停止発生(1次冷却材流量が減少)

#### < 原子炉スクラムまでの事象推移 >

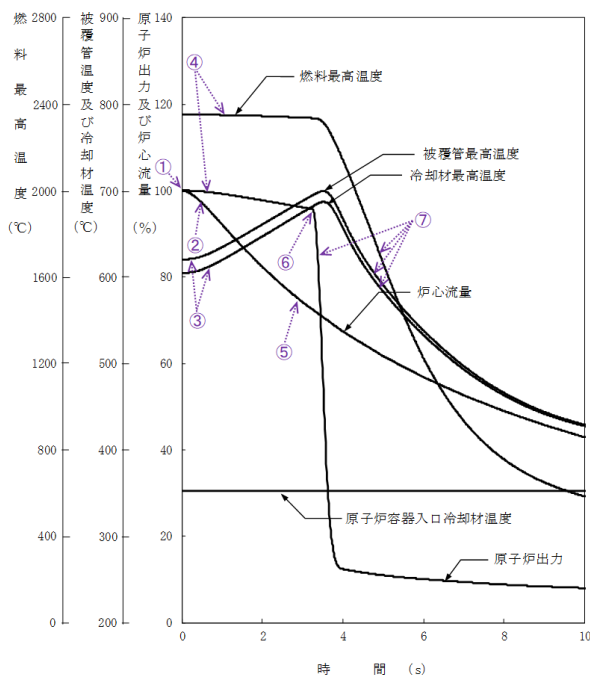
- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約2.6秒後に1次冷却材流量77%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### < 原子炉スクラム後の事象推移 >

- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約700 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約690 °C	910 °C

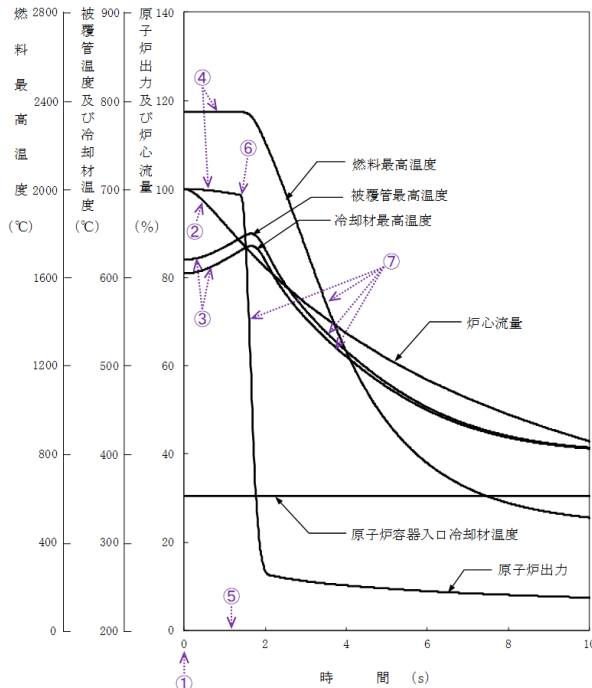
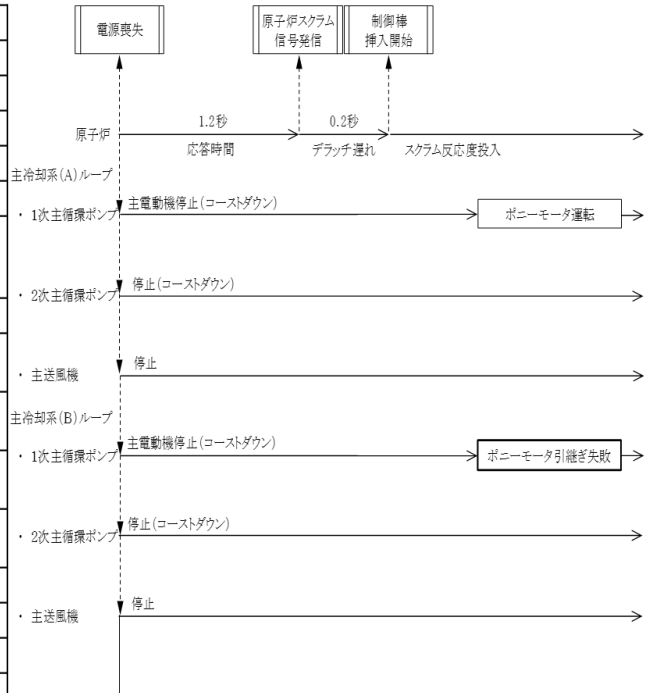


## 外部電源喪失

### ・主な解析条件

事象名		外部電源喪失	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	外部電源喪失(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	電源喪失		
設定値	—		
応答時間	1.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### <起因事象>

- ① 外部電源喪失発生(1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失)発生

#### <原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コスタダウン)開始
- ③ 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ⑤ 約1.2秒後に電源喪失信号による原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### <原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

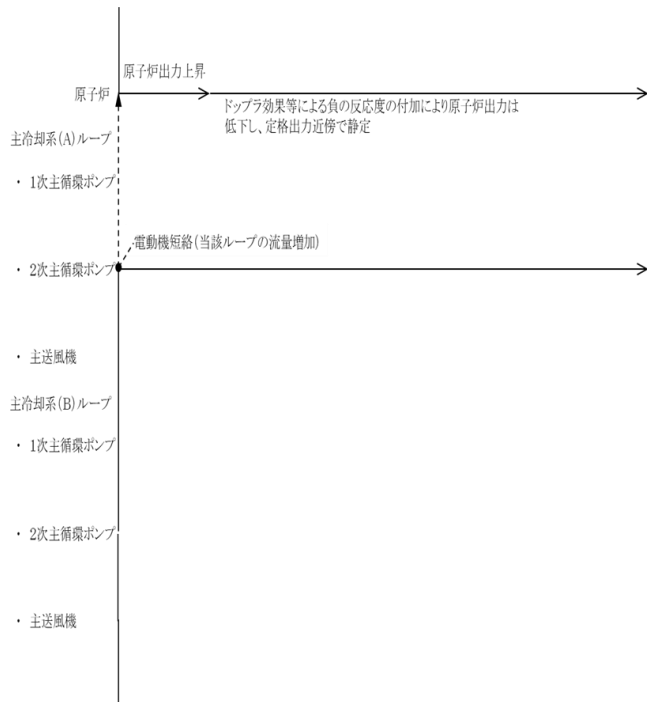
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

## 2次冷却材流量増大

### ・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	1ループの2次主循環ポンプの回転数が上昇 (当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大(別添1参照))		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-1.1×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-1.8×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	-14×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	-19×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	

### ・プラント挙動



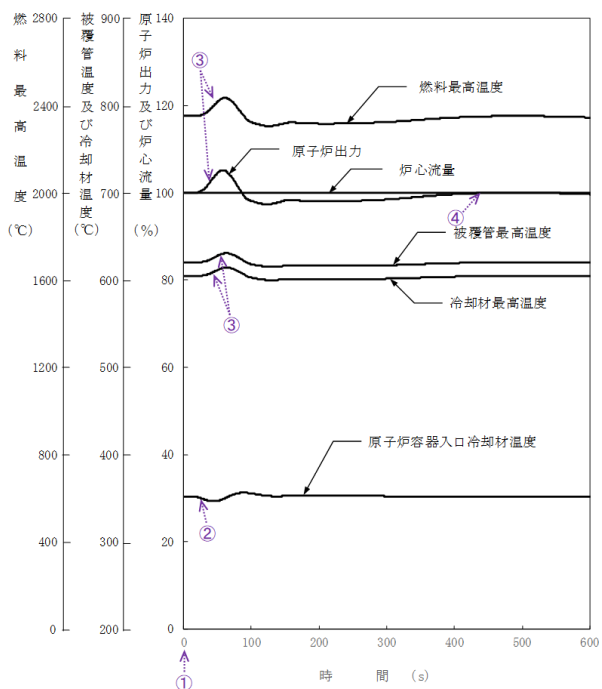
### ・主な事象推移

#### <起回事象>

- ① 2次主循環ポンプの回転数の上昇発生(当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大)

#### <起回事象発生後の事象推移>

- ② 2次冷却材流量の増大により当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- ③ 原子炉容器入口冷却材温度の低下により原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ④ ドブブラ効果等による負の反応度の付加により原子炉出力は低下し、定格出力近傍で静定



### ・主な解析結果

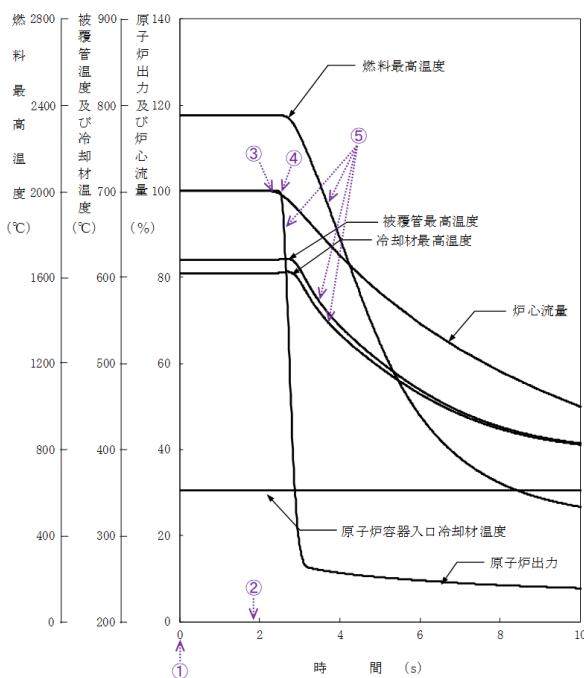
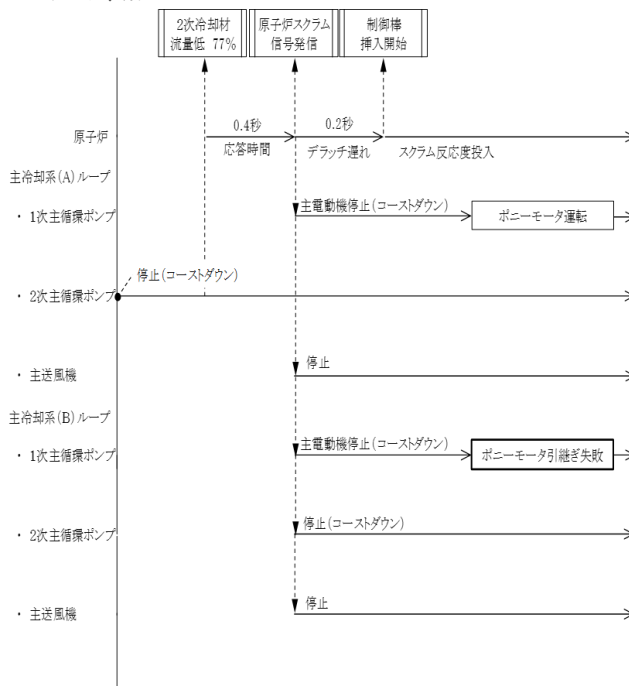
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

## 2次冷却材流量減少

### ・主な解析条件

事象名		2次冷却材流量減少
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	1ループの2次主循環ポンプが停止し、2次冷却材流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低	
設定値	定格流量の77 %	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗	

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

<起因事象>

- ① 2次主循環ポンプの停止発生(2次冷却材流量が減少)

<原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 約1.9秒後に2次冷却材流量77%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信<原子炉スクラム後の事象推移>
- ③ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ④ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑤ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

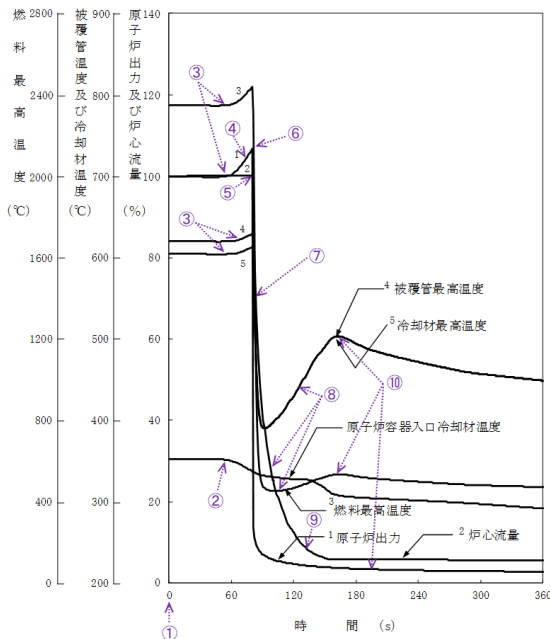
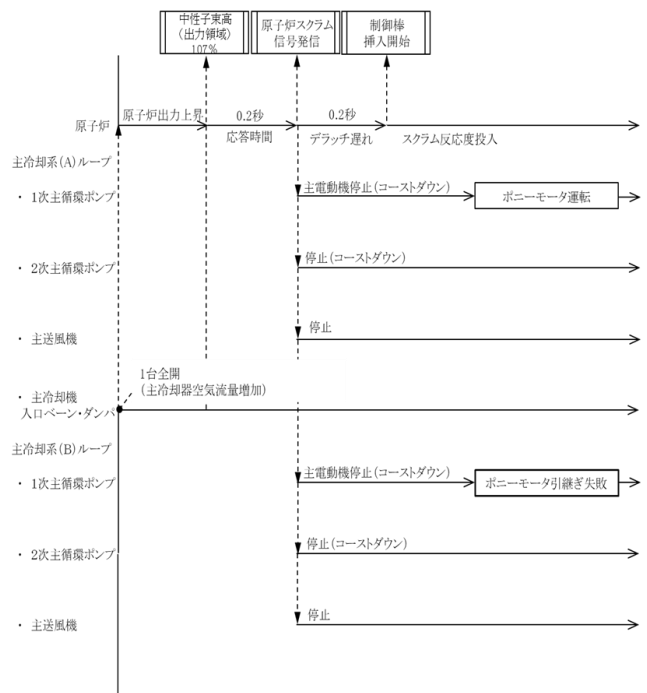


## 主冷却器空気流量の増大

### ・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の増大	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1台の主冷却機のベーン及びダンパが全開となり主冷却器空気流量が増大(別添1参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブプラ係数	-1.1 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-1.8 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	冷却材温度係数	-14 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	支持板温度係数	-19 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのポニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### < 起因事象 >

- 1台の主冷却機のベーン及びダンパの全開発生(主冷却器空気流量が増大)

#### < 原子炉スクラムまでの事象推移 >

- 主冷却器空気流量の増大により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下
- 原子炉容器入口冷却材温度の低下により正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- 約80秒後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)に到達し、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### < 原子炉スクラム後の事象推移 >

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのポニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

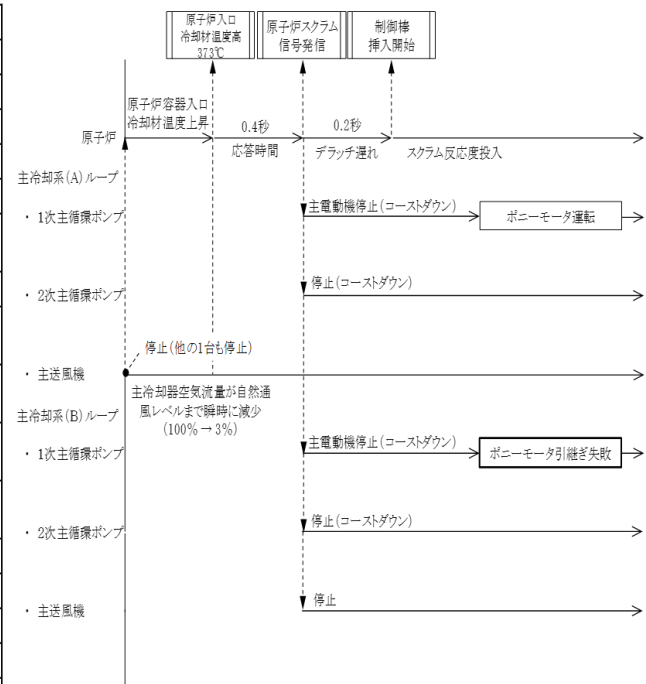
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,440 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

## 主冷却器空気流量の減少

### ・主な解析条件

事象名		主冷却器空気流量の減少
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起因事象	1ループの主送風機(1台)が停止し、当該ループの主冷却器空気流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高	
設定値	373 °C	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### <起因事象>

- 1ループの主送風機(1台)の停止発生(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))

#### <原子炉スクラムまでの事象推移>

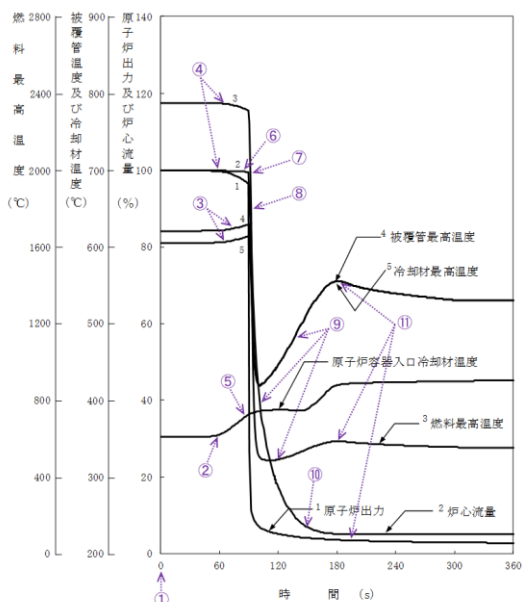
- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱量が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により、負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### <原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C

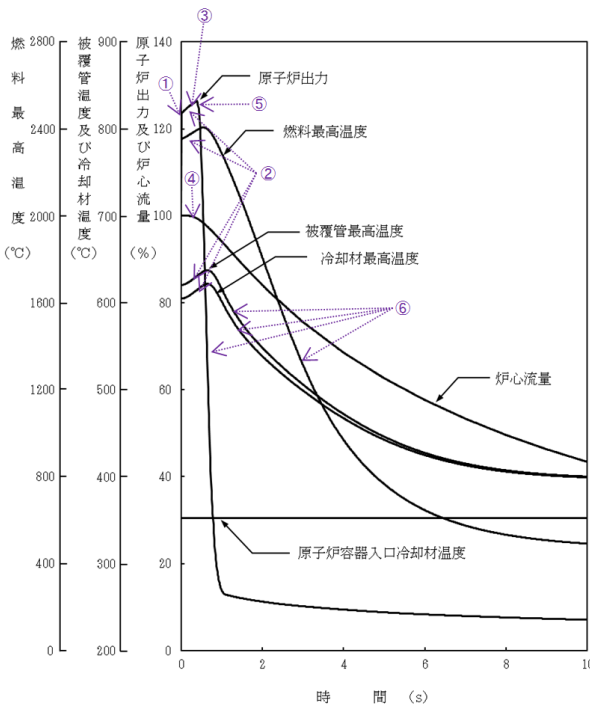
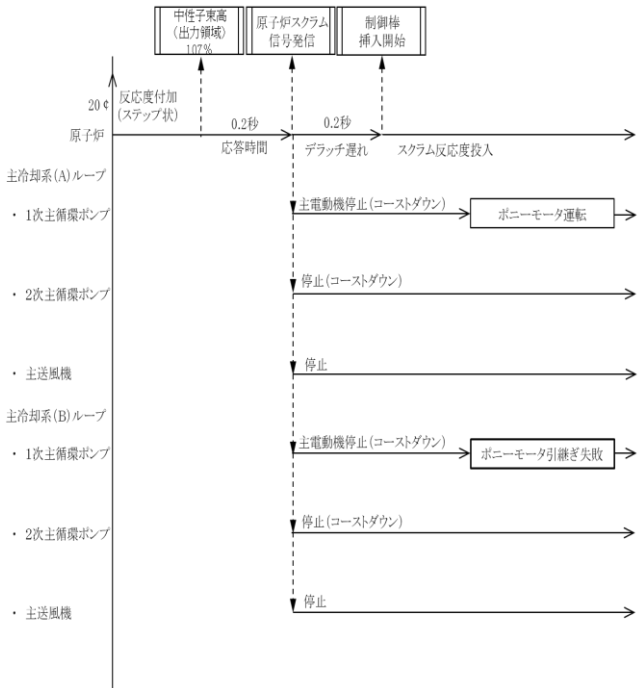


## 燃料スランピング事故

### ・主な解析条件

事象名		燃料スランピング事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起回事象	最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時にスランピング現象が生じ、20¢のステップ状の正の反応度が投入(別添2参照)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドブブラ係数	-1.1×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	燃料温度係数	零	
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	中性子束高(出力領域)		
設定値	定格出力の107 %		
応答時間	0.2 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

- <起回事象>
- ① 燃料スランピングの発生(20¢の正の反応度がステップ状に付加)
- <原子炉スクラムまでの事象推移>
- ② 燃料スランピングにより正の反応度が付加され原子炉出力が上昇、それに伴い各部の温度が上昇
- ③ 事象発生直後に原子炉出力107%(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- <原子炉スクラム後の事象推移>
- ④ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量が減少(コストダウン)
- ⑤ 制御棒の切離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

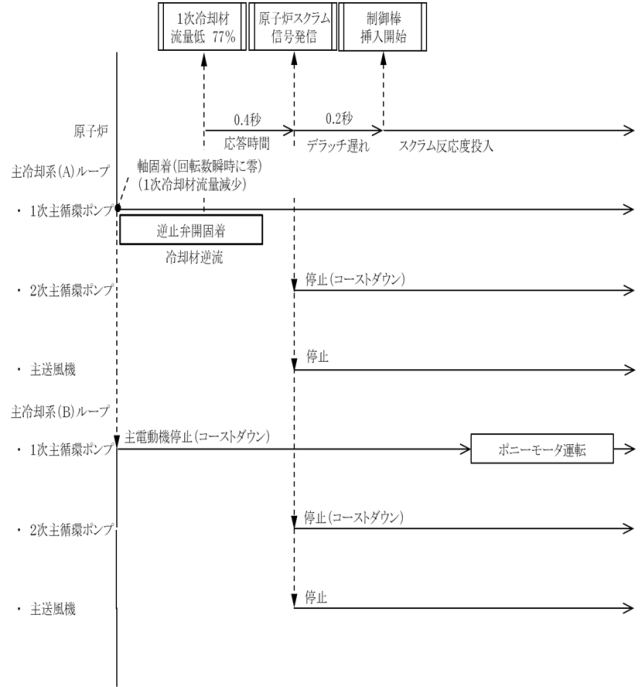
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	約2,410 °C	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約640 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約630 °C	910 °C

# 1次主循環ポンプ軸固着事故

## ・主な解析条件

事象名		1次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象		1ループの1次主循環ポンプの軸が固着し、1次冷却材流量が減少	
スクラム反応度		0.050 Δk/k	
反応度係数	ドブプラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目		1次冷却材流量低	
設定値		定格流量の77 %	
応答時間		0.4 秒	
デラッチ遅れ		0.2 秒	
単一故障仮定		事故ループの逆止弁閉固着	

## ・プラント挙動



## ・主な事象推移

### <起因事象>

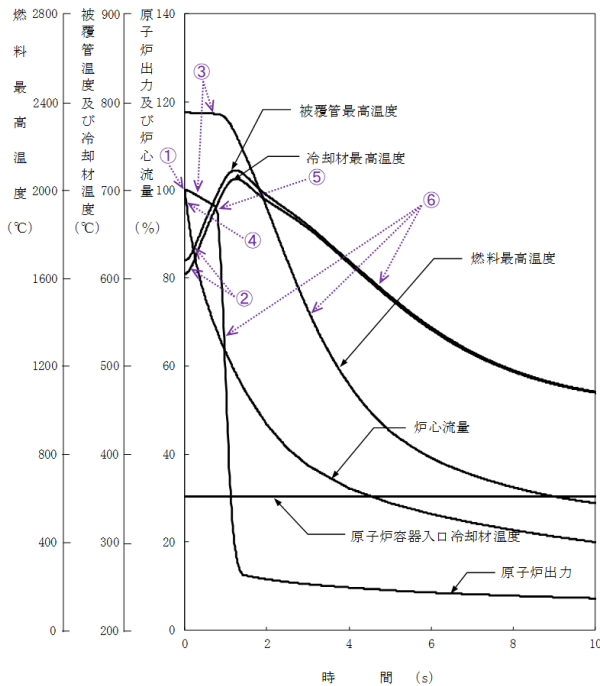
- ① 1ループの1次主循環ポンプの軸の固着発生(回転数が瞬時に零(炉心流量が減少))

### <原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約0.1秒後に1次冷却材流量77%(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

### <原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑥ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下



## ・主な解析結果

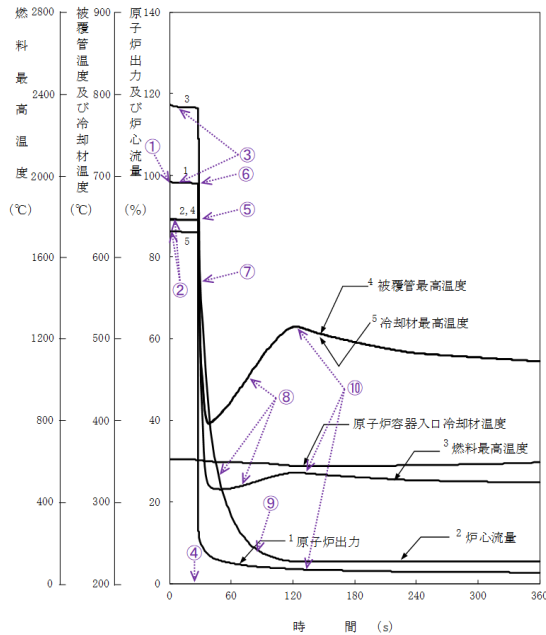
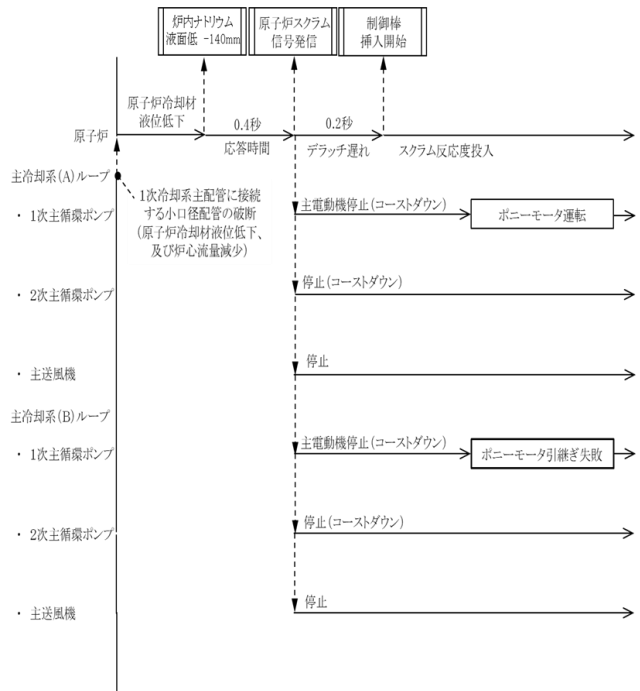
	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約730 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約720 °C	910 °C

# 1次冷却材漏えい事故

## ・主な解析条件

事象名		1次冷却材漏えい事故
初期状態	原子炉出力	100 %
	原子炉入口温度	352 °C
	原子炉出口温度	458 °C
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C
	被覆管	約620 °C
起回事象	1次冷却系主配管に接続する小口径配管の破断により原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少	
スクラム反応度	0.050 Δk/k	
反応度係数	ドップラ係数	-3.5 × 10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)
	燃料温度係数	-4.5 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)
	構造材温度係数	-0.76 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	冷却材温度係数	-5.7 × 10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)
	支持板温度係数	零
原子炉スクラム項目	炉内ナトリウム液面低	
設定値	NsL(原子炉容器通常ナトリウム液位) -140 mm	
応答時間	0.4 秒	
デラッチ遅れ	0.2 秒	
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗	

## ・プラント挙動



## ・主な事象推移

### <起回事象>

- ① 1次主冷却系主配管に接続する小口径配管の破断発生(原子炉冷却材液位が低下、及び炉心流量が減少)

### <原子炉スクラムまでの事象推移>

- ② 炉心流量の減少により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- ③ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- ④ 約27秒後に炉内ナトリウム液面NsL-140mm(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

### <原子炉スクラム後の事象推移>

- ⑤ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- ⑥ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- ⑦ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- ⑧ 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- ⑨ 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- ⑩ 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

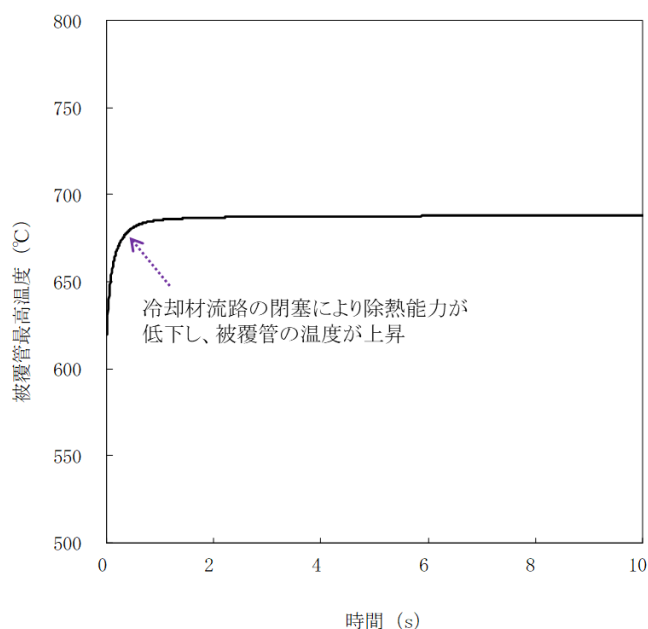
## ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約650 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約640 °C	910 °C

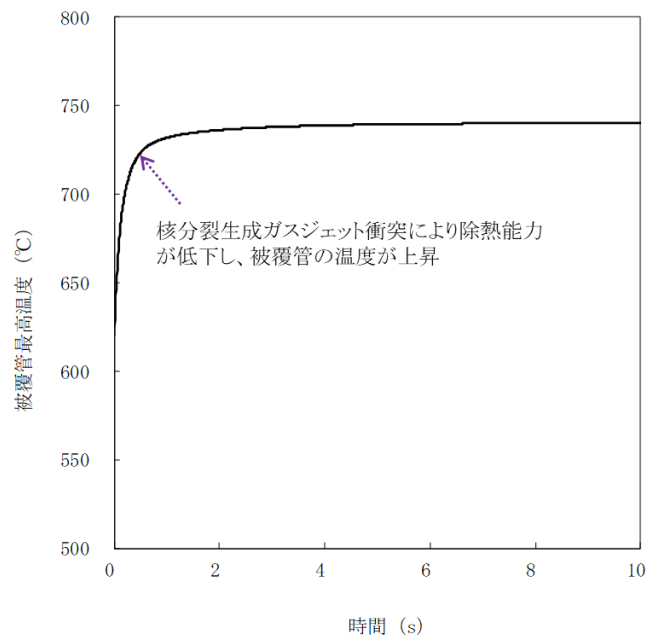
## 冷却材流路閉塞事故

### ・主な解析条件

事象名		冷却材流路閉塞事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度		燃料	約2,350 °C
		被覆管	約620 °C
起因事象		燃料集合体の1次冷却材の流路が局部的に閉塞	
核分裂生成ガスジェット衝突の想定		燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象を想定	
閉塞規模		燃料集合体内のサブチャンネル1カ所	
閉塞物		原子炉容器内構造物	
閉塞位置(軸方向)		被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心上端	
被覆管外表面熱伝達係数(核分裂生成ガスジェット衝突領域)		10,000 W/m <sup>2</sup> K	



流路閉塞による被覆管温度変化



核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化

### ・主な解析結果

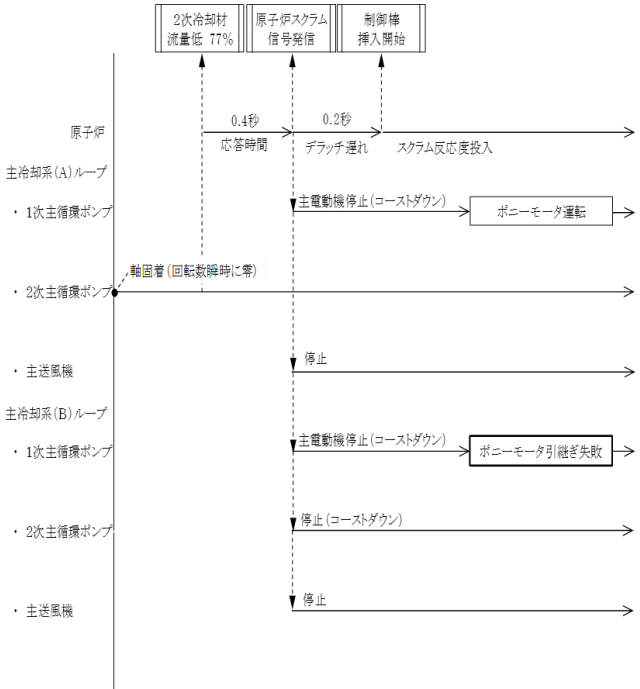
被覆管最高温度(肉厚中心)	解析結果	熱設計基準値
流路閉塞:	約690 °C	840 °C
核分裂生成ガスジェット衝突:	約740 °C	

## 2次主循環ポンプ軸固着事故

### ・主な解析条件

事象名		2次主循環ポンプ軸固着事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの2次主循環ポンプの軸固着により、2次冷却材流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	2次冷却材流量低		
設定値	定格流量の77 %		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### < 起因事象 >

- 1ループの2次主循環ポンプの軸の固着発生(回転数が瞬時に零(2次冷却材流量が減少))

#### < 原子炉スクラムまでの事象推移 >

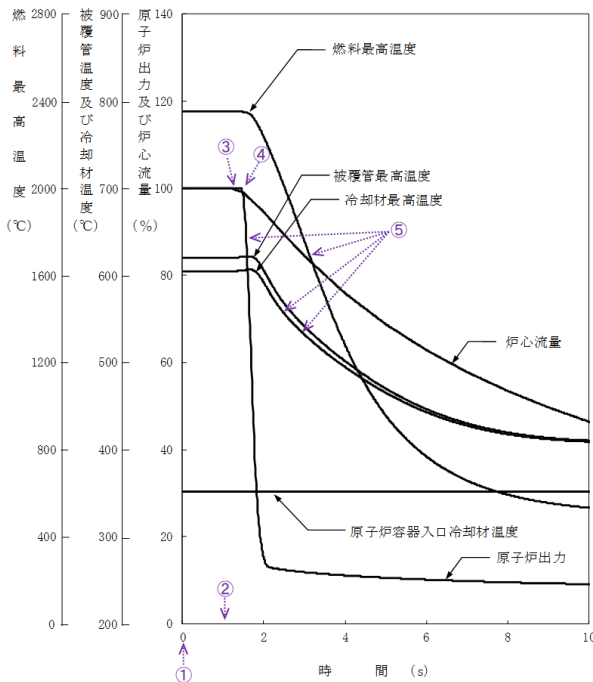
- 約0.8秒後に2次冷却材流77%(原子炉トリップ設定値)到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### < 原子炉スクラム後の事象推移 >

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コストダウン)開始
- 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約610 °C	910 °C

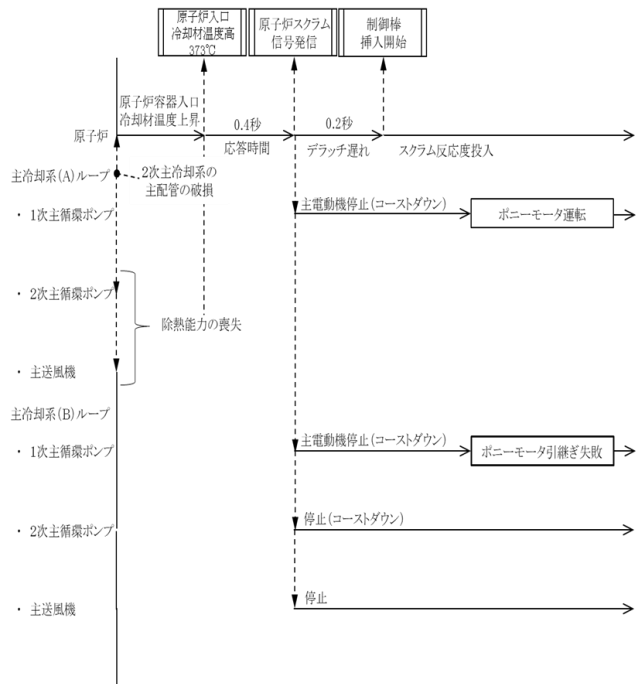


## 2次冷却材漏えい事故

・主な解析条件

事象名		2次冷却材漏えい事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えい(当該ループの除熱能力喪失)		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	$-3.5 \times 10^{-3} \text{ Tdk/dT}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	$-4.5 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	$-0.76 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	$-5.7 \times 10^{-6} \text{ Δk/k/°C}$ 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

・プラント挙動

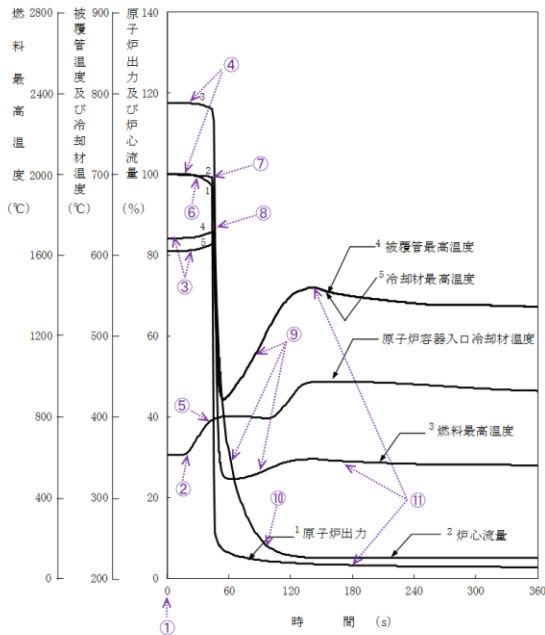


・主な事象推移

- <起因事象>
- ① 2次主冷却系の主配管の破損発生(当該ループの除熱能力喪失)
- <原子炉スクラムまでの事象推移>
- ② 主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失により原子炉容器入口冷却材温度が上昇
  - ③ 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
  - ④ 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
  - ⑤ 約44秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信
- <原子炉スクラム後の事象推移>
- ⑥ 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
  - ⑦ 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
  - ⑧ 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
  - ⑨ 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
  - ⑩ 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
  - ⑪ 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C



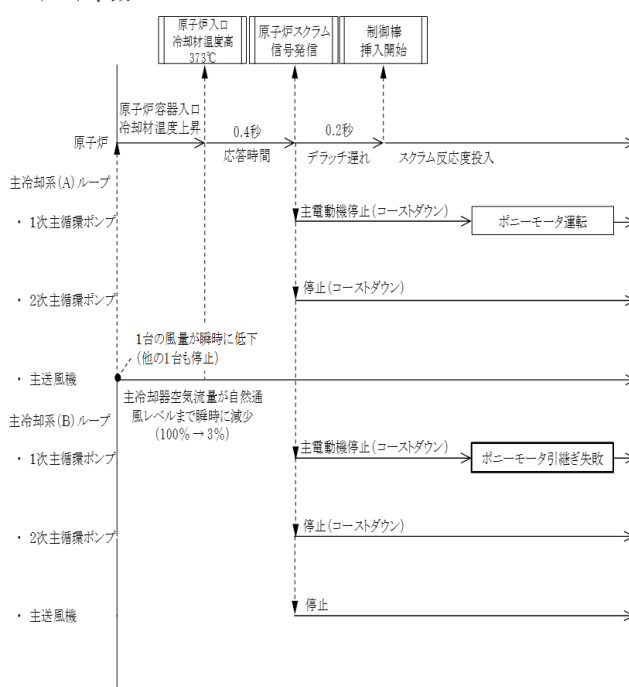


## 主送風機風量瞬時低下事故

### ・主な解析条件

事象名		主送風機風量瞬時低下事故	
初期状態	原子炉出力	100 %	
	原子炉入口温度	352 °C	
	原子炉出口温度	458 °C	
燃料・被覆管初期温度	燃料	約2,350 °C	
	被覆管	約620 °C	
起因事象	1ループの主送風機(1台)の風量が瞬時に低下し、当該ループの主冷却器空気流量が減少		
スクラム反応度	0.050 Δk/k		
反応度係数	ドップラ係数	-3.5×10 <sup>-3</sup> Tdk/dT 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	燃料温度係数	-4.5×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最小値(絶対値が最大の負の値)	
	構造材温度係数	-0.76×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	冷却材温度係数	-5.7×10 <sup>-6</sup> Δk/k/°C 最大値(絶対値が最小の負の値)	
	支持板温度係数	零	
原子炉スクラム項目	原子炉入口冷却材温度高		
設定値	373 °C		
応答時間	0.4 秒		
デラッチ遅れ	0.2 秒		
単一故障仮定	1ループのボニーモータ引継ぎ失敗		

### ・プラント挙動



### ・主な事象推移

#### <起因事象>

- 1ループの主送風機(1台)の風量の瞬時低下(当該ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少(定格値の3%))発生

#### <原子炉スクラムまでの事象推移>

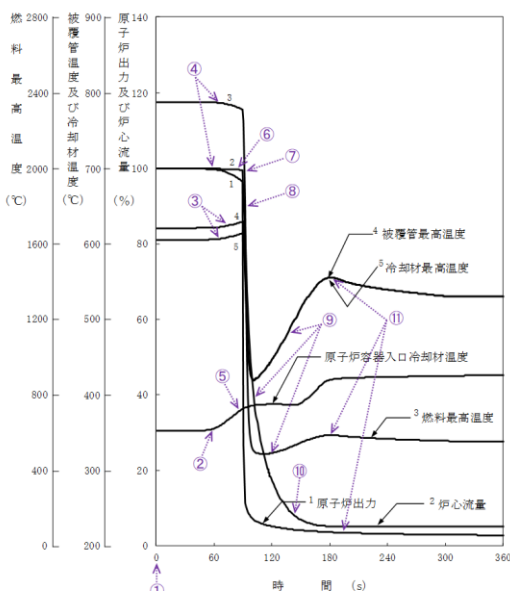
- 主冷却器空気流量の減少により当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器での除熱が不足し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇
- 原子炉容器入口冷却材温度の上昇により炉心の冷却材及び構造材温度が上昇
- 炉心の冷却材及び構造材温度の上昇により負の反応度が付加され原子炉出力が低下、それに伴い燃料温度が低下
- 約90秒後に原子炉容器入口冷却材温度373°C(原子炉トリップ設定値)に到達、原子炉保護系の動作により原子炉スクラム信号発信

#### <原子炉スクラム後の事象推移>

- 1次主循環ポンプの主電動機の停止により炉心流量の減少(コーストダウン)開始
- 制御棒の切り離しによる制御棒挿入(スクラム反応度の投入)開始
- 制御棒挿入により原子炉出力が低下、それに伴い各部の温度が低下
- 炉心流量の低下(原子炉出力/炉心流量比の増大)により各部の温度が上昇
- 1ループのボニーモータによる低速運転への引継ぎ
- 原子炉出力の低下(原子炉出力/炉心流量比の低下)に伴い各部の温度が低下

### ・主な解析結果

	解析結果	熱設計基準値
燃料最高温度:	初期値を超えない	2,650 °C
燃料被覆管最高温度:	約630 °C	840 °C
冷却材最高温度:	約620 °C	910 °C



## 流量増大・風量増大事象における最大流量及び最大風量の設定

## 1. 1次冷却材流量増大

「1次冷却材流量増大」では、1ループの1次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の主電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大することを想定している。

1次主循環ポンプの運転回転数は約860 rpmであり、また、最大回転数は930 rpmであることから、異常発生ループの1次冷却材流量は約108%増大し、炉心流量（健全ループ及び異常発生ループの流量を合算）は約104%増大する。解析では、当該値を上回る110%を使用した。

## 2. 2次冷却材流量増大

「2次冷却材流量増大」では、1ループの2次主循環ポンプ（三相誘導電動機）の電動機の二次側の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大することを想定している。

2次主循環ポンプの運転回転数は約1,060 rpmであり、また、最大回転数は1,460 rpmであることから、異常発生ループの2次冷却材流量は約138%増大する。解析では、当該値を上回る140%を使用した。

## 3. 主冷却器空気流量の増大

「主冷却器空気流量の増大」における解析では、1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気風量が瞬時に最大風量に増大することを想定している。

主冷却機は2台を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却器の空気風量は、通常運転時において約4,700 m<sup>3</sup>/minである。また、最大空気風量は約8,500 m<sup>3</sup>/minである。異常発生時、主冷却器の空気風量は、健全な主冷却器の空気風量及び異常が生じた主冷却器の空気風量を合算した約13,200 m<sup>3</sup>/minとなる。解析では、当該値を上回る16,500 m<sup>3</sup>/minを使用した。

なお、空気温度は-13℃とした。当該値は、敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）に基づく最低気温-12.7℃（1952年2月5日）を下回る。

「燃料スランピング事故」における投入反応度
-----------------------

「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」\*1では、設計基準事故における正の反応度投入に対して、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するために、「制御棒急速引抜き事故」を想定することを例示している。

ただし、「常陽」の反応度制御系統において、制御棒の引抜き速度は一定であり、「制御棒急速引抜き事故」は発生しない。本申請は、既許可と同様に「燃料スランピング事故」を想定するものとした。

燃料スランピング事故は、炉心燃料集合体1体の全炉心燃料要素内の燃料が被覆管内で下方に密に詰まることを起因事象としたものである。本申請では、既許可と同様に、20¢のステップ状の反応度が投入されることを想定する。MK-IV炉心において算出されるスランピング反応度は約13.6¢であり、想定した投入反応度(20¢)は、十分な保守性を有する。

なお、「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」で想定する反応度添加率は5¢/sであり、ステップ状の投入反応度として、20¢を超えることはない。また、原子炉運転中において、燃料集合体及び反射体等の炉心構成要素は軸方向中間部に設けられたスペーサーパッドにより各炉心構成要素が接触する構造となっており、炉心が瞬時に収縮することによりステップ状に過度な反応度が投入されることはない。原子炉容器入口冷却材温度の低下、炉心湾曲や照射物の移動等による反応度の投入を想定した場合も同様である。

\*1 「常陽」では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における事象選定に当たり、最新の技術的知見として、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」を参考とした。「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」は、「常陽」の経験を踏まえるとともに、諸外国における高速増殖炉の安全性評価の考え方も参考とし、また、当時、安全性評価の対象として考えられた「もんじゅ」を念頭において検討を行ったものである。燃料スランピング事故は、「常陽」建設時許可において、高速炉燃料の照射実績が少なかったことも踏まえ、正の反応度が投入される事象として、選定された。一方、「常陽」の経験を踏まえて検討された「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」では、基本的な考え方として、設計基準事故にあつては、制御棒急速引抜き事故を想定することを例示している。

## 設計基準事故に係る被ばく評価結果の整理

## 1. 事故発生時に冷却材中又は冷却水中に放出される核分裂生成物の評価

設計基準事故のうち、「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「1次アルゴンガス漏えい事故」では、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されている状態を起点としている。なお、当該放出は、被ばく評価を目的に仮想したものであり、発電炉等の事例を参考に、炉心に蓄積される核分裂生成物を対象としている。

1次冷却材中に放出される希ガス及びヨウ素の量は以下の式により計算する（別添1参照）。ただし、「1次冷却材漏えい事故」にあつては、原子炉停止後7日間の冷却を考慮する。当該期間は、格納容器（床下）を空気雰囲気置換する場合には、崩壊熱が十分に減衰（200kW以下：原子炉停止後2週間程度要する。）してから1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンすることを踏まえ、被ばく評価結果について厳しい結果が得られるように設定している。

（添付書類九「3. 放射性廃棄物の廃棄」より抜粋）

全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びヨウ素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^1)w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

ここで  $(R_i^1)w$ : 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びヨウ素の量 (Bq)

$F_f$ : 破損燃料割合 0.01

$K$ : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

$Y_i$ : 核種  $i$  の核分裂収率

$\lambda_i$ : 核種  $i$  の崩壊定数 (1/s)

$T_0$ : 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

「燃料取替取扱事故」にあつては、1体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びヨウ素の50%に相当する量が、瞬時に水中に放出される状態を起点としている。評価式は同じであり、破損燃料割合として、希ガスについて「1」を、ヨウ素について「0.5」を使用する。また、その評価条件に鑑み、13日間の燃料交換、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び5日間の燃料取扱作業における冷却を考慮する。なお、60日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵にあつては、炉心からの漏えい中性子による核分裂生成物の生成も考慮する。

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、被ばく評価の起点とした『冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びヨウ素）の量』を第1.1表に示す。

第 1.1 表 冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びよう素）の量

核種	核分裂収率 (%)	半減期	ガンマ線エネルギー (MeV)	原子炉停止 0 日後 <sup>*1*2</sup> (Bq)	原子炉停止 7 日後 <sup>*1*3</sup> (Bq)	附属水冷却池取扱時 <sup>*1*4</sup> (Bq)
希ガス	Kr-83m	0.43	0.0025	1.4×10 <sup>14</sup>	～0	～0
	Kr-85m	0.86	0.159	2.7×10 <sup>14</sup>	1.4×10 <sup>3</sup>	8.4×10 <sup>4</sup>
	Kr-85	0.20	0.0022	7.3×10 <sup>12</sup>	7.3×10 <sup>12</sup>	9.2×10 <sup>12</sup>
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	5.0×10 <sup>14</sup>	～0
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	6.6×10 <sup>14</sup>	3.0×10 <sup>0</sup>
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	8.1×10 <sup>14</sup>	～0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	8.1×10 <sup>14</sup>	～0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	1.7×10 <sup>13</sup>	1.1×10 <sup>11</sup>
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	6.6×10 <sup>13</sup>	7.6×10 <sup>12</sup>
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	2.2×10 <sup>15</sup>	8.6×10 <sup>14</sup>
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	4.4×10 <sup>14</sup>	～0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	2.3×10 <sup>15</sup>	6.0×10 <sup>9</sup>
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	2.0×10 <sup>15</sup>	～0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	1.8×10 <sup>15</sup>	～0
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	1.4×10 <sup>15</sup>	～0
	合計 (Bq)				1.3×10 <sup>16</sup>	8.8×10 <sup>14</sup>
よう素	合計 (MeV・Bq) <sup>*5</sup>			8.9×10 <sup>15</sup>	3.9×10 <sup>13</sup>	1.9×10 <sup>12</sup>
	I-131	3.70	8.06d	1.2×10 <sup>15</sup>	6.4×10 <sup>14</sup>	1.5×10 <sup>13</sup>
	I-132	5.13	2.28h	1.6×10 <sup>15</sup>	～0	～0
	I-133	6.81	20.8h	2.2×10 <sup>15</sup>	7.9×10 <sup>12</sup>	7.0×10 <sup>11</sup>
	I-134	7.42	52.6min	2.4×10 <sup>15</sup>	～0	～0
	I-135	6.39	6.61h	2.0×10 <sup>15</sup>	4.5×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>8</sup>
合計 (Bq)				9.2×10 <sup>15</sup>	6.5×10 <sup>14</sup>	1.6×10 <sup>13</sup>

\*1：1×10<sup>15</sup>Bq 以下については、「～0」とする。

\*2：最高燃焼度に達した炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量であり、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「1次アルゴンガス漏えい事故」に使用する。

\*3：最高燃焼度に達した炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量であり、「1次冷却材漏えい事故」に使用する。

\*4：最高燃焼度に達した燃料集合体1体に蓄積される希ガスの100%に相当する量及びよう素の50%に相当する量であり、「燃料取替取扱事故」に使用する。

\*5：ガンマ線エネルギー1MeV換算値。

## 2. 大気中に放出される核分裂生成物の評価及び被ばく評価結果

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、大気中に放出される核分裂生成物の評価条件を整理した結果を第2.1表に示す。また、大気中に放出される核分裂生成物の量及び被ばく評価結果を第2.2表に示す。これらの事故において、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、被ばく評価における $\chi/Q$ （相対濃度）及び $D/Q$ （相対線量）には、添付書類六「2. 気象（主に平成25年までのデータ）」に示すものを使用した。

第 2.1 表 大気中に放出される核分裂生成物の評価条件

	冷却材中→ 格納容器内 雰囲気への移行	格納容器内 プレートアウト等 による減衰	冷却材中→ カバークラス中 への移行	格納容器内 雰囲気→ 大気中への移行	ダンプタンク等 における減衰	水中→ 建物内雰囲気 への移行	建物内雰囲気→ 大気中への移行
1 次冷却材 漏えい事故	希ガス：100% よう素：10%*1	希ガス：無視 よう素： 無機：半減期 1h*2 有機：無視		主排気筒*4*5 又は直接*5			
1 次 アルゴンガス 漏えい事故		希ガス：無視 よう素：無視	希ガス：100% よう素：10 <sup>-3</sup> %*3	主排気筒*4*5 又は直接*5			
気体廃棄物 処理設備 破損事故			希ガス：100% よう素：10 <sup>-3</sup> %*3		希ガス：考慮 よう素：考慮		主排気筒：90%*8 直接：10%*8
燃料取替 取扱事故						希ガス：100% よう素：0.2%*6 (除染係数 ：500*6)	直接：100%

\*1： 1 次冷却材インベントリに対する漏えいナトリウムの割合により設定（別添 2 参照）。

\*2： エアロゾルの重力沈降、拡散などによる格納容器内の壁面への沈降、沈着挙動を解析し、得られた濃度変化から設定。

\*3： 気液分配計算によりよう素の移行率を設定（別添 3 参照）。

\*4： 非常用換気設備を経由（非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率：90%）。

\*5： 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率（アニュラス部から非常用換気設備を経由して主排気筒から放出）及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納集合体の落下」に記載の値で設定。

\*6： 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の「燃料集合体の落下」に記載の値で設定。

\*7： 廃ガス貯留タンクは原子炉附属建物地下 2 階の貯留タンク室に設置されている。廃ガス貯留タンクの破損事故が発生した場合、貯留タンク室の圧力が上昇するため、核分裂生成物が隣室へ漏れることになるが、隣室の空調換気設備（廃ガス処理室系）により主排気筒に導かれる。地下 2 階から地上まで複数の扉や空調換気設備排風機による吸い込みを回避しないと地上からの直接放出とならないが、保守的に地上からの直接放出を 10%と設定。



第 2.2 表 大気中に放出される核分裂生成物の量及び被ばく評価結果

	大気中に放出される核分裂生成物の量		実効線量			
	よう素 (I-131 換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算)	よう素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	合計	
1 次冷却材 漏えい事故	約 $1.4 \times 10^{10}$ Bq	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq	約 $3.9 \times 10^{-3}$ mSv	約 $8.3 \times 10^{-5}$ mSv	約 $4.0 \times 10^{-3}$ mSv	
1 次アルゴンガス 漏えい事故	約 $9.2 \times 10^7$ Bq	約 $1.8 \times 10^{13}$ Bq	約 $2.6 \times 10^{-5}$ mSv	約 $3.1 \times 10^{-3}$ mSv	約 $3.1 \times 10^{-3}$ mSv	
気体廃棄物 処理設備 破損事故	約 $1.6 \times 10^9$ Bq	約 $1.6 \times 10^{13}$ Bq	約 $4.3 \times 10^{-3}$ mSv	約 $1.4 \times 10^{-2}$ mSv	約 $1.8 \times 10^{-2}$ mSv	
燃料取替 取扱事故	約 $3.0 \times 10^{10}$ Bq	約 $3.7 \times 10^{12}$ Bq	約 $7.9 \times 10^{-1}$ mSv	約 $2.5 \times 10^{-2}$ mSv	約 $8.1 \times 10^{-1}$ mSv	

## 核分裂収率の設定

核分裂収率には、Meek & Rider (1974 年版) [1] の核種毎の累積核分裂収率推奨値を用いた。なお、熱中性子核分裂と高速中性子核分裂の両方の核分裂収率が記載されている核種については、保守的に、大きい値を採用した。

F P G S - 3 コードによる計算値との比較結果を第 1 表に示す。解析使用値は、F P G S - 3 計算値に対して概ね保守的であり、当該核分裂収率の使用が妥当であることを確認した。なお、F P G S - 3 の計算条件は、崩壊熱計算と同じであり、ここでは、原子炉停止後 0 秒の結果を用いた。

第 1 表 炉内蓄積量の解析使用値及び F P G S - 3 計算値の比較

核種	半減期*1	解析使用値 (Bq)	FPGS-3 計算値 (Bq)	比 (解析使用値 /FPGS-3 計算値)	
希ガス	Kr-83m	1.83h	$1.4 \times 10^{16}$	$1.3 \times 10^{16}$	1.05
	Kr-85m	4.48h	$2.7 \times 10^{16}$	$2.8 \times 10^{16}$	0.99
	Kr-85	10.73y	$7.3 \times 10^{14}$	$6.8 \times 10^{14}$	1.07
	Kr-87	76.3min	$5.0 \times 10^{16}$	$5.1 \times 10^{16}$	0.98
	Kr-88	2.8h	$6.6 \times 10^{16}$	$6.8 \times 10^{16}$	0.97
	Kr-89	3.18min	$8.1 \times 10^{16}$	$8.0 \times 10^{16}$	1.01
	Kr-90	32.32s	$8.1 \times 10^{16}$	$8.4 \times 10^{16}$	0.96
	Xe-131m	11.9d	$1.7 \times 10^{15}$	$1.3 \times 10^{15}$	1.33
	Xe-133m	2.25d	$6.6 \times 10^{15}$	$6.9 \times 10^{15}$	0.95
	Xe-133	5.29d	$2.2 \times 10^{17}$	$2.1 \times 10^{17}$	1.02
	Xe-135m	15.65min	$4.4 \times 10^{16}$	$4.5 \times 10^{16}$	0.99
	Xe-135	9.08h	$2.3 \times 10^{17}$	$2.2 \times 10^{17}$	1.02
	Xe-137	3.83min	$2.0 \times 10^{17}$	$1.8 \times 10^{17}$	1.09
	Xe-138	14.17min	$1.8 \times 10^{17}$	$1.7 \times 10^{17}$	1.06
	Xe-139	39.5s	$1.4 \times 10^{17}$	$1.2 \times 10^{17}$	1.12
合計 (Bq)		$1.3 \times 10^{18}$	$1.3 \times 10^{18}$	1.03	
合計 (MeV・Bq)		$8.9 \times 10^{17}$	$8.7 \times 10^{17}$ *2	1.02	
ヨウ素	I-131	8.06d	$1.2 \times 10^{17}$	$1.1 \times 10^{17}$	1.05
	I-132	2.28h	$1.6 \times 10^{17}$	$1.6 \times 10^{17}$	1.04
	I-133	20.8h	$2.2 \times 10^{17}$	$2.1 \times 10^{17}$	1.02
	I-134	52.6min	$2.4 \times 10^{17}$	$2.3 \times 10^{17}$	1.03
	I-135	6.61h	$2.0 \times 10^{17}$	$1.9 \times 10^{17}$	1.05
	合計 (Bq)		$9.2 \times 10^{17}$	$8.9 \times 10^{17}$	1.03
合計 (Bq: I-131 換算)		$1.9 \times 10^{17}$	$1.8 \times 10^{17}$	1.04	

\*1: F P G S - 3 計算では、核データライブラリ (JNDC-V1.5 等) の値を使用。

\*2: 解析使用値と同じガンマ線エネルギーで換算。

[1] Meek, M. E. & Rider, B. F., "Compilation of Fission Products Yields", Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1(1974)

「燃料取替取扱事故」における実効線量の評価において、崩壊チェーンを考慮した場合の影響
--

「1次冷却材漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「燃料取替取扱事故」において、被ばく評価の起点とした『冷却材中又は冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びヨウ素）の量』の算出にあたっては、原子炉停止後0秒の希ガス及びヨウ素の炉内蓄積量又は炉心燃料集合体蓄積量をインプットとして統一的に用いている。一方、「燃料取替取扱事故」にあつては、一定の冷却期間を経た炉心燃料集合体を取り扱うため、希ガス及びヨウ素以外の核分裂生成物を含む崩壊チェーンの考慮の有無により、実効線量の評価結果に若干の差が生じる。

「燃料取替取扱事故」について、累積核分裂収率を使用した場合とFPGS-3コードによる計算値（崩壊チェーンを考慮）を使用した場合の実効線量の比較結果を第1表に示す。当該比較結果より、実効線量において支配的な「ヨウ素の吸入による小児の内部被ばく」については概ね同じである。また、「希ガスのガンマ線による外部被ばく」において若干の差異が生じるものの、実効線量の評価への寄与は小さく、保守的に約 $9 \times 10^{-1} \text{mSv}$ と概算されるため、「周辺の公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない」との判断（基準：周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり $5 \text{mSv}$ を超えない）に影響を及ぼすものではない。

以上より、「燃料取替取扱事故」においても、統一的な考え方にに基づき、被ばく評価の起点とした『冷却水中に放出されている核分裂生成物（希ガス及びヨウ素）の量』の算出にあたっては、原子炉停止後0秒の希ガス及びヨウ素の炉心燃料集合体蓄積量をインプットに用いた。

第1表 崩壊チェーンの考慮の有無による「燃料取替取扱事故」における実効線量の比較結果

	ヨウ素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	合計
累積核分裂収率使用 (申請ケース)	約 $7.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$	約 $2.5 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $8.1 \times 10^{-1} \text{mSv}$
FPGS-3 計算値使用	約 $7.9 \times 10^{-1} \text{mSv}$	約 $3.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$	約 $8.2 \times 10^{-1} \text{mSv}$

「1次冷却材漏えい事故」におけるよう素の格納容器内雰囲気への移行率の設定
--------------------------------------

被ばく評価では、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されている状態を仮想しており、よう素が1次冷却材中（1次冷却材インベントリ：約100m<sup>3</sup>）に均一に存在するものとする。

一方、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した状態（空気雰囲気に置換する場合には、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンする。）でのナトリウムの燃焼を想定していることから、漏えいナトリウム量は、1次主冷却系A、1次主冷却系Bループの二重構造アニユラス部の容積から最大約6m<sup>3</sup>である。

従って、漏えいナトリウム量は1次冷却材インベントリの約6%であるが、被ばく量を保守的に評価するため、よう素の格納容器雰囲気への移行率は10%と設定している。

「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破損事故」  
におけるよう素のカバーガスへの移行率の設定

よう素のカバーガスへの移行率は、ナトリウムインパイループにおけるナトリウム中のよう素のカバーガスへの移行実験に基づく評価より約  $1.7 \times 10^{-5}\%$ 、気液分配係数もしくはNaI蒸気圧データに基づく評価より約  $1.6 \times 10^{-5}\%$ と評価しているが、被ばく評価では保守的に  $10^{-3}\%$ と設定している（第1図参照）。

「1次アルゴンガス漏えい事故」及び「気体廃棄物処理設備破損事故」では、1次冷却材中のよう素のカバーガスへの移行率を $10^{-3}\%$ としている。当該値の設定根拠を以下に示す。



<ナトリウムイハイルーフにおけるナトリウム中のよう素の加'ガスへの移行実験に基づく評価>

カバーガス中のよう素の存在量の変化

- $\frac{dA}{dt} = P - C \times A$   
 A: カバーガス中のよう素の存在量 [mol]  
 P: 単位時間にナトリウム中からカバーガスに移行するよう素の量 [mol/s]  
 C: カバーガス中のよう素の構造材への付着率 [ $s^{-1}$ ]

平衡状態を仮定

$$A = \frac{P}{C}$$

$$P = K \times S \times \frac{A_1}{A_0}$$

- K: ナトリウム中からカバーガスへのよう素移行係数 [mol/cm<sup>2</sup>/s]  
 S: ナトリウムとカバーガスの接触面積 [cm<sup>2</sup>]  
 A<sub>1</sub>: ナトリウム中のよう素の存在量 [mol]  
 A<sub>0</sub>: ナトリウムの量 [mol]

- K:  $6.2 \times 10^{-6}$  [mol/cm<sup>2</sup>・s] \*1  
 S:  $1.5 \times 10^5$  [cm<sup>2</sup>]  
 C: 0.99 [ $s^{-1}$ ]  
 A<sub>0</sub>:  $5.7 \times 10^6$  [mol]

\*1: 山崎、平野他: “ナトリウム中のFP挙動に関する研究(ii)” (第5回～第10回ナトリウム循環実験) ” SJ250 74-10 (1974)

$$\frac{A}{A_1} = \frac{K \times S}{C \times A_0}$$

$$\frac{A}{A_1} = 1.7 \times 10^{-7}$$

<気液分配係数もしくはNaI蒸気圧データに基づく評価>

$$r = \frac{C_G \times V_G}{C_N \times V_N} = K \times \frac{A \times P_S}{R \times T \times \rho} \times \frac{V_G}{V_N}$$

$$K = \frac{\frac{C_G}{(C_G + C_G^0)}}{C_N} \approx \frac{C_G \times C_N^0}{C_N \times C_G}$$

$$\log K = \frac{-213}{T} - 0.271$$

$$K = \frac{P}{(p + P_S)} \approx \frac{P_S}{[M]}$$

- r: ナトリウム中のよう素のカバーガス移行率  
 C<sub>G</sub>: カバーガス中のよう素の濃度 [mol/cm<sup>3</sup>]  
 C<sub>N</sub>: ナトリウム中のよう素の濃度 [mol/cm<sup>3</sup>]  
 V<sub>G</sub>: カバーガスの容積 (=  $2.5 \times 10^7$  [cm<sup>3</sup>])  
 V<sub>N</sub>: ナトリウムの容積 (=  $1.0 \times 10^8$  [cm<sup>3</sup>])  
 K: 気液分配係数 (= 0.28: 気相のナトリウムに対するよう素のモル分率/液相のナトリウムに対するよう素のモル分率)  
 C<sub>G</sub><sup>0</sup>: カバーガス中のナトリウムの濃度 [mol/cm<sup>3</sup>]  
 → 理想気体とした場合: P<sub>S</sub>/RT  
 C<sub>N</sub><sup>0</sup>: ナトリウム中のナトリウムの濃度 [mol/cm<sup>3</sup>]  
 → 理想気体とし、原子量を23とした場合: ρ/23  
 A: ナトリウムの原子量 (= 23)  
 R: 気体定数 (=  $82.05$  [atm・cm<sup>3</sup>/K・mol])  
 T: 温度 (=  $773$  [K])  
 ρ: ナトリウム (液相) の密度 [g/cm<sup>3</sup>]  
 P<sub>S</sub>: ナトリウムの飽和蒸気圧 [atm] (カバーガス中のナトリウム分圧)  
 P: カバーガス中のNaIの分圧  
 [M]: ナトリウム (液相) に対するNaIのモル分圧

$$r = 1.6 \times 10^{-7}$$

十分な安全余裕を確保するため、ナトリウム中のよう素のカバーガスへの移行率を保守的に $10^{-3}\%$ に設定

第1図 よう素のカバーガスへの移行率について

## 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価

「常陽」では、希ガス及びヨウ素の実効放出継続時間を 1 時間又は 2 時間（原子炉設置変更許可申請書添付書類六「2. 気象（主に平成 25 年までのデータ）」参照）とし、線源となる希ガス及びヨウ素が短時間に環境中に放出されるものとして、設計基準事故時における一般公衆の実効線量を評価しており、当該線源が「常陽」内に留まることを想定した直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価は省略している。

なお、「1 次冷却材漏えい事故」において想定した漏えいナトリウムが、格納容器（床下）で燃焼することで、当該ナトリウムに含まれる  $^{22}\text{Na}$  及び  $^{24}\text{Na}$  の 0.3%※が格納容器（床上）に移行するものとした場合、格納容器内への核分裂生成物の放出後 30 日間における敷地境界外における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量（最大）は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は約  $3.2 \times 10^{-5} \text{mSv}$  となる。

直接ガンマ線：約  $2.6 \times 10^{-9} \text{mSv}$

スカイシャインガンマ線：約  $3.2 \times 10^{-5} \text{mSv}$

※ ナトリウムの燃焼によって格納容器（床下）で発生したエアロゾルは、格納容器（床下）の天井、壁、床の表面に沈着等するため、開口面積が約  $1.3 \text{m}^2$  である格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの開口部から、格納容器（床上）に移行するナトリウムエアロゾルは非常にわずかである。ここでは、保守的に、格納容器（床下）の壁や床にナトリウムエアロゾルが沈着することを無視するものとし、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリの床面積（約  $500 \text{m}^2$ ）と開口面積（約  $1.3 \text{m}^2$ ）の比より、格納容器（床下）から格納容器（床上）へのナトリウムエアロゾルの移行率を 0.3%とした。

「燃料取替取扱事故」における代表事象の選定
-----------------------

原子炉建物及び原子炉附属建物における燃料取扱設備の概略図を第 1 図に示す。「燃料取替取扱事故」では、代表事象の選定にあたり、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー及び原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池において発生した燃料取替取扱事故を検討対象とした。なお、検討対象は、以下の考え方に基づき選定した。

- ・ 燃料交換機を用いた燃料取替取扱作業にあつては、燃料集合体は、原子炉容器内で取り扱われるため、事故が発生した場合にあつても、放射性物質は、原子炉冷却材バウンダリや原子炉カバーガス等のバウンダリにより閉じ込められるため、燃料出入機における評価に代表させる。
- ・ ナトリウム洗浄装置及び燃料集合体缶詰装置は、燃料洗浄槽において、水蒸気又は水により燃料集合体を洗浄し、内部に水を充填した缶詰缶に封入するための設備であり、事故が発生した場合にあつても、放射性物質の放散が低減されるため、燃料取扱用キャスクカー又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における評価で代表させる。なお、燃料取扱用キャスクカーにおいては、キャスク内に燃料集合体を収納する容器を有しないため、事故が発生した場合には、放射性物質は直接キャスク内雰囲気中に放出される。また、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池では、燃料集合体を缶詰缶に収納した状態で取り扱うが、被ばく評価においては、缶詰缶の閉じ込め機能を見做すものとし、放射性物質は直接水中に放出されるものとしている。
- ・ 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池については、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵された燃料集合体を扱うことから、放出される放射性物質の量が小さいため、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における評価に代表させる。

被ばく評価の結果を第 1 表に示す。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池において発生した燃料取替取扱事故において、周辺公衆の実効線量が最大となるため、当該シナリオを「燃料取替取扱事故」の代表事象とした。



第1表 「燃料取扱替取扱事故」の代表事象選定に係る被ばく評価結果

事故発生場所	燃料集合体→ キャスク等雰囲気への移行	キャスク等雰囲気→ 建物内雰囲気への移行	建物内雰囲気→ 大気中への移行	α/Q及びD/Q 算出における 実効放出継続時間	実効線量		合計
					よう素の吸入による 小児の内部被ばく	希ガスのガンマ線による 外部被ばく	
燃料出入機	雰囲気：ナトリウム 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉格納容器 希ガス：100% よう素：10 <sup>-30</sup> % コフィン漏えい率：2.5%/d*2	主排気筒 又は地上*4	α/Q：2時間*4 D/Q：2時間*4	約6.9×10 <sup>-3</sup> mSv	約1.2×10 <sup>-5</sup> mSv	約1.2×10 <sup>-5</sup> mSv
トランスフアラータ	雰囲気：ナトリウム 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：10 <sup>-30</sup> %	主排気筒：90%*5 地上：10%*5	α/Q：1時間*5 D/Q：1時間*5	約4.0×10 <sup>-1</sup> mSv	約3.1×10 <sup>-3</sup> mSv	約3.5×10 <sup>-3</sup> mSv
燃料取扱用 キャスクカー	雰囲気：アルゴンガス 希ガス：100% よう素：100%*1	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：100% キャスク漏えい率：0.4%/d*3	主排気筒：90% 地上：10%	α/Q：250時間*7 D/Q：200時間*7	約3.3×10 <sup>-1</sup> mSv	約3.4×10 <sup>-5</sup> mSv	約3.3×10 <sup>-1</sup> mSv
附属水冷却池 (申請ケース)	雰囲気：水 希ガス：100% よう素：50%	建物：原子炉附属建物 希ガス：100% よう素：0.2% (除染係数：500)	地上：100%*6	α/Q：1時間*6 D/Q：1時間*6	約7.9×10 <sup>-1</sup> mSv	約2.5×10 <sup>-2</sup> mSv	約8.1×10 <sup>-1</sup> mSv

\*1： 保守的に、よう素の移行率を100%に設定。

\*2： 燃料出入機の設工認申請書記載値に基づき設定。

\*3： 燃料取扱用キャスクカーの気密構造設計における許容漏えい量より設定。

\*4： 簡易的に、「1次アルゴンガス漏えい事故」と同じ条件を適用。

\*5： 簡易的に、「気体廃棄物処理設備破損事故」と同じ条件を適用。

\*6： 放射性物質が直接かつ短時間に建物内地上部雰囲気中に放出されるため、保守的に、全て地上放出されるものとして設定。また、実効放出継続時間には最小値を適用。

\*7： キャスク漏えい率に基づき、実効放出継続時間（全放出量/1時間あたりの最大放出量）を設定（添付1参照）。

取扱注意



第1図 原子炉建物及び原子炉附属建物における燃料取扱設備概略図

燃料取扱用キャスクカーを事故発生場所とした「燃料取替取扱事故」  
における実効放出継続時間

燃料取扱用キャスクカーを事故発生場所とした燃料取替取扱事故における実効放出継続時間の設定根拠を以下に示す。当該事故では、燃料取扱用キャスクカーのキャスク漏えい率が 0.4%/d と小さいことから、漏えいが長期間継続し、実効放出継続時間が長くなっている。

実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を参考として、放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値とした。

(1) よう素の吸入による小児の内部被ばく

$$\begin{aligned} \text{実効放出継続時間(h)} &= \text{全放出量 (Bq:I-131 換算)} / \text{1 時間当たりの最大放出量 (Bq:I-131 換算)} \\ &= 1.3 \times 10^{12} / 4.9 \times 10^9 \\ &\doteq 265 \end{aligned}$$

上記より、解析に用いる実効放出継続時間を 250h とした。

(2) 希ガスのガンマ線による外部被ばく

$$\begin{aligned} \text{実効放出継続時間(h)} &= \text{全放出量 (MeV} \cdot \text{Bq 換算)} / \text{1 時間当たりの最大放出量 (MeV} \cdot \text{Bq 換算)} \\ &= 7.4 \times 10^{10} / 3.1 \times 10^8 \\ &\doteq 239 \end{aligned}$$

上記より、解析に用いる実効放出継続時間を 200h とした。

## 「1次冷却材漏えい事故」の代表性

1次冷却材ナトリウムを内包する格納容器(床下)は、原子炉運転中は窒素雰囲気中に維持しており、1次冷却材の漏えいを想定しても1次冷却材の燃焼は抑制される。このため、1次冷却材の漏えい事故では、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換後に1次冷却材が漏えいすることを想定している。

原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換する際には、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクへドレンする。1次冷却材をドレンするためには、崩壊熱が減衰(200kW以下)している必要があり、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換するまでに、14日以上減衰期間を要する。

14日間の減衰期間経過後に1次冷却材をドレンする条件において、1次冷却材漏えいが発生した場合に、大気中(格納容器外)に放出される核分裂生成物の量を以下に示す。ここでは、①原子炉の出力運転中に、1次主冷却系の配管(内管)が破損し、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、格納容器(床下)を空気置換した後に、二重壁外に漏えいする場合、②1次冷却材のドレンを実施し、格納容器(床下)を空気置換した後に、1次ナトリウム充填・ドレン系(1次冷却材ダンプタンク)から1次冷却材が漏えいする場合、③格納容器(床下)を空気置換した後に、1次オーバフロー系から1次冷却材が漏えいする場合、④格納容器(床下)を空気置換した後に、1次ナトリウム純化系(コールドトラップを含む。)から1次冷却材が漏えいする場合を想定する。

事 象	大気中に放出される核分裂生成物の量 (Bq)	
	よう素 (I-131 換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算)
① 1次主冷却系	約 $2.3 \times 10^9$	約 $2.0 \times 10^{11}$
② 1次ナトリウム充填・ドレン系	約 $3.7 \times 10^9$	約 $1.6 \times 10^{11}$
③ 1次オーバフロー系 <sup>※1</sup>	約 $6.6 \times 10^8$	約 $9.1 \times 10^{10}$
④ 1次ナトリウム純化系(コールドトラップを含む。) <sup>※1</sup>	約 $4.4 \times 10^9$ <sup>※2</sup>	約 $1.2 \times 10^{11}$

※1： 格納容器(床下)の空気置換時には、1次オーバフロー系や1次ナトリウム純化系の1次冷却材も1次冷却材ダンプタンクにドレンされる。1次オーバフロー系や1次ナトリウム純化系における1次冷却材の漏えいは、主に格納容器(床下)が窒素雰囲気である状態で生じるため、漏えいした1次冷却材の燃焼は抑制される。また、格納容器(床下)と格納容器(床上)のバウンダリは閉じられており、格納容器(床上)に移行し、大気中に放出される核分裂生成物の量は小さいが、ここでは、格納容器(床上)への核分裂生成物の移行を仮定。

※2： 1次冷却材中に放出されたよう素のコールドトラップへの付着割合は、コールドトラップのメッシュ表面積等を踏まえ、10%に設定。

一方、申請ケースにあつては、原子炉の出力運転中に、1次主冷却系の配管(内管)が破損し、二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、格納容器(床下)を空気置換した後に、二重壁外に漏えいする場合を想定しているが、既許可に鑑み、原子炉停止後に格納容器(床下)を空気置換するまでの

期間を保守的に7日としている。当該条件で評価した大気中に放出される核分裂生成物の量を以下に示す。当該結果は、上記①～④を上回っている。

事 象	大気中に放出される核分裂生成物の量 (Bq)	
	よう素 (I-131 換算)	希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算)
申請ケース	約 $1.4 \times 10^{10}$	約 $5.0 \times 10^{11}$