

- I 事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及び評価結果

[その3-9×9燃料が装荷され、MOX燃料が装荷されるまでのサイクル]

## 2. 運転時の異常な過渡変化の解析

### 2.3 過渡解析

#### 2.3.3 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

##### 2.3.3.5 給水流量の全喪失

### (3) 解析条件及び解析結果

#### b. 解析結果

(9×9燃料(A型)の評価を行うための解析結果)

RE DY及びSCATによる解析結果を第2.3-17(1)図に示す。

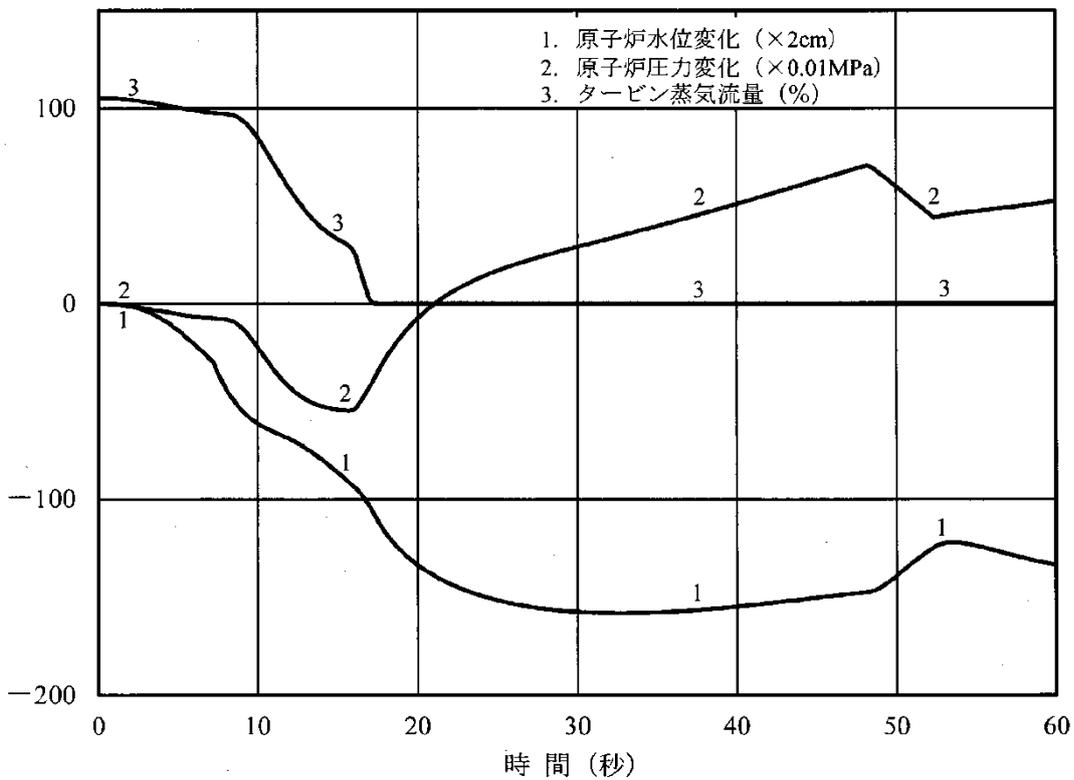
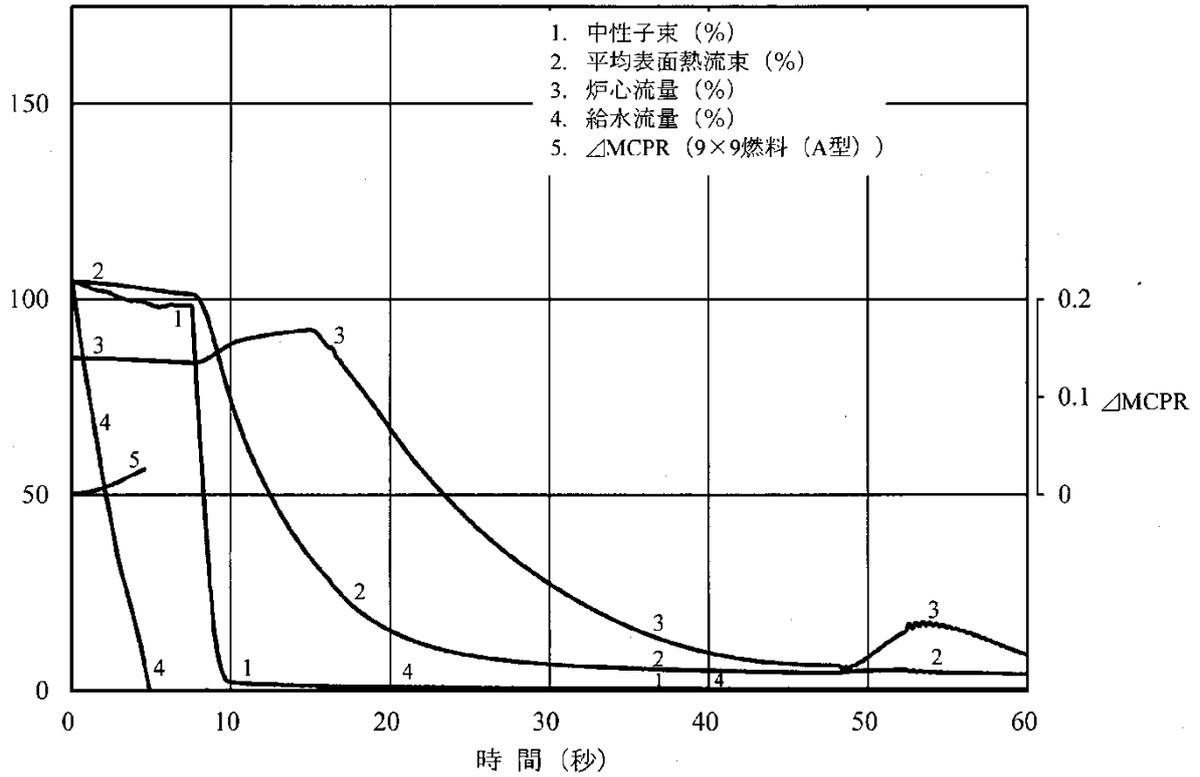
給水流量の喪失による圧力容器への流入給水量と流出蒸気量との不整合により、原子炉水位は急速に低下する。このため、約7.4秒で原子炉水位低スクラム信号(レベル3)が発生して、原子炉はスクラムする。約15秒後に原子炉水位低(レベル2)により、再循環ポンプMGセット・トリップが起こる。このとき原子炉は既にスクラムしており、出力は十分減少しているため、緩やかな過渡変化となる。

中性子束及び表面熱流束は初期値を超えることはなく、MCPRも初期値を下回ることはない。

原子炉水位低(レベル2)で主蒸気隔離弁が全閉した後、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁吹出圧力に達して逃がし安全弁が開放する。このため、原子炉圧力は約7.74MPa [gage] に抑えられる。

この過渡変化は本節で解析した過渡変化中で水位の低下が最も厳しいものであるが、この場合にも実際には原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動し、原子炉水位の低下を防ぐ。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム(主蒸気隔離弁閉)時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。



第2.3-17(1)図 給水流量の全喪失時の過渡変化  
(REDY及びSCATによる解析結果)

### 3. 設計基準事故解析

#### 3.4 環境への放射性物質の異常な放出

##### 3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

##### 3.4.1.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup><sup>(26)</sup>

##### 3.4.1.3.2 線量の評価

#### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.1-2表のとおり約 $4.0 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.2 主蒸気管破断

#### 3.4.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

##### (2) 事故拡大防止対策

- c. 原子炉建物にブローアウト・パネルを設け、事故時に原子炉棟内で発生した蒸気を系外に導く。

#### 3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup><sup>(26)</sup>

##### 3.4.2.4.1 核分裂生成物の放出量

###### (1) 解析条件

- g. 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率10%/d（逃がし安全弁の最低設定圧力において、圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で）とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。

##### 3.4.2.4.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

- 上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.2-4表のとおり約 $6.8 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.3 燃料集合体の落下

#### 3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup><sup>(26)</sup>

##### 3.4.3.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.3-2表のとおり約 $8.0 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.4 原子炉冷却材喪失

#### 3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup><sup>(26)</sup>

##### 3.4.4.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.4-3表のとおり約 $1.0 \times 10^{-4}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.5 制御棒落下

#### 3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup><sup>(26)</sup>

##### 3.4.5.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.5-2表のとおり約 $9.9 \times 10^{-3}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

第3.4.1-2表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量	約 $4.0 \times 10^{-2}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	-
合 計	約 $4.0 \times 10^{-2}$

第3.4.2-4表 主蒸気管破断（設計基準事故）時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガス及びハロゲン等の $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $3.8 \times 10^{-3}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $6.5 \times 10^{-2}$
合 計	約 $6.8 \times 10^{-2}$

第3.4.3-2表 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $7.9 \times 10^{-2}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $2.9 \times 10^{-4}$
合 計	約 $8.0 \times 10^{-2}$

第3.4.4-3表 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $1.0 \times 10^{-4}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $9.4 \times 10^{-7}$
原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 $3.1 \times 10^{-7}$
合 計	約 $1.0 \times 10^{-4}$

第3.4.5-2表 制御棒落下時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $2.0 \times 10^{-3}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $7.9 \times 10^{-3}$
合 計	約 $9.9 \times 10^{-3}$

[その4－MOX燃料が装荷されたサイクル以降]

## 2. 運転時の異常な過渡変化の解析

### 2.3 過渡解析

#### 2.3.3 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

##### 2.3.3.5 給水流量の全喪失

### (3) 解析条件及び解析結果

#### b. 解析結果

(9×9燃料(A型)及びMOX燃料の評価を行うための解析結果)

RE DY及びSC ATによる解析結果を第2.3-21(1)図に示す。

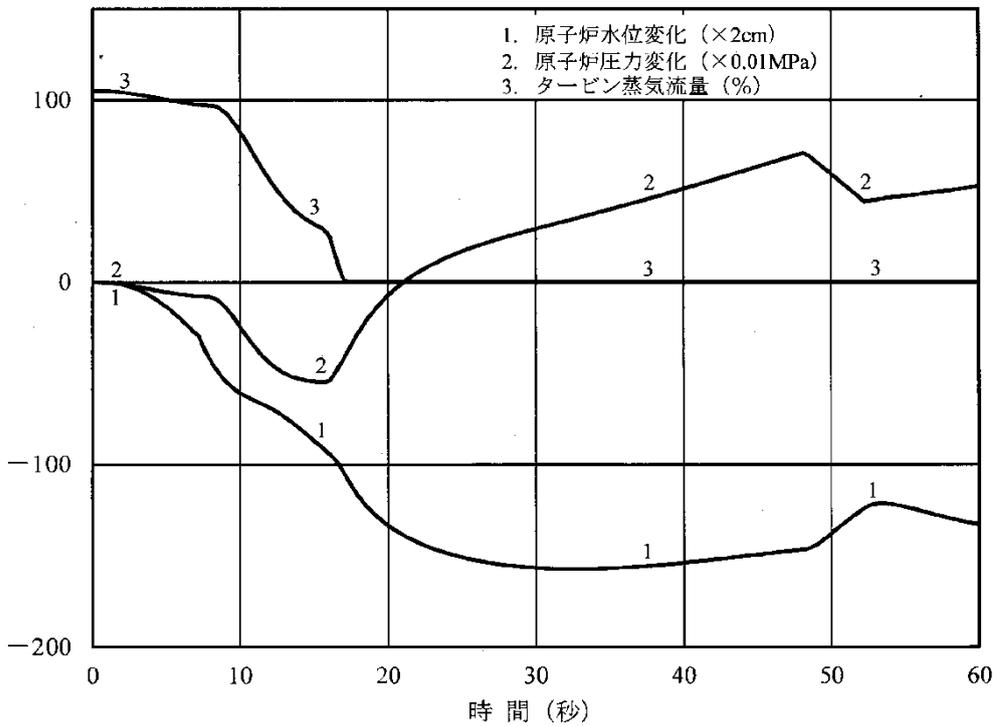
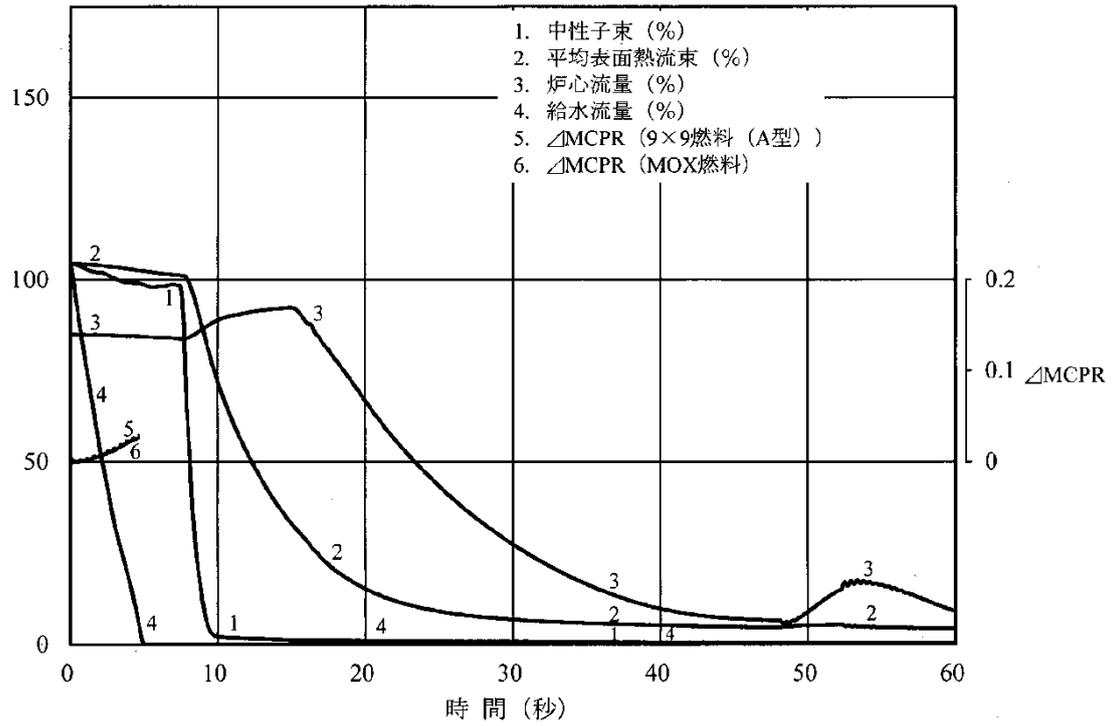
給水流量の喪失による圧力容器への流入給水量と流出蒸気量との不整合により、原子炉水位は急速に低下する。このため、約7.4秒で原子炉水位低スクラム信号(レベル3)が発生して、原子炉はスクラムする。約15秒後に原子炉水位低(レベル2)により、再循環ポンプM Gセット・トリップが起こる。このとき原子炉は既にスクラムしており、出力は十分減少しているため、緩やかな過渡変化となる。

中性子束及び炉心平均表面熱流束は初期値を超えることはなく、9×9燃料(A型)及びMOX燃料のMC PRも初期値を下回ることはない。

原子炉水位低(レベル2)で主蒸気隔離弁が全閉した後、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁吹出圧力に達して逃がし安全弁が開放する。このため、原子炉圧力は約7.74MPa[gage]に抑えられる。

この過渡変化は本節で解析した過渡変化中で水位の低下が最も厳しいものであるが、この場合にも実際には原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動し、原子炉水位の低下を防ぐ。また、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御される。

解析結果に示すように事象は収束する。その後は、原子炉スクラム(主蒸気隔離弁閉)時の原子炉停止手順に従い、減圧・降温を行い、冷態停止状態に移行することができる。



第2.3-21(1)図 給水流量の全喪失時の過渡変化  
 (REDY及びSCATによる解析結果)

### 3. 設計基準事故解析

#### 3.4 環境への放射性物質の異常な放出

##### 3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

##### 3.4.1.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup>

##### 3.4.1.3.2 線量の評価

#### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.1-2表のとおり約 $4.0 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.2 主蒸気管破断

#### 3.4.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

##### (2) 事故拡大防止対策

- c. 原子炉建物にブローアウト・パネルを設け、事故時に原子炉棟内で発生した蒸気を系外に導く。

#### 3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup>

##### 3.4.2.4.1 核分裂生成物の放出量

##### (1) 解析条件

- g. 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率10%/d（逃がし安全弁の最低設定圧力において、圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で）とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全体で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。

##### 3.4.2.4.2 線量の評価

##### (3) 評価結果

- 上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.2-4表のとおり約 $6.8 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.3 燃料集合体の落下

#### 3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup>

##### 3.4.3.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.3-2表のとおり約 $8.0 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.4 原子炉冷却材喪失

#### 3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup>

##### 3.4.4.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.4-3表のとおり約 $1.0 \times 10^{-4}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

### 3.4.5 制御棒落下

#### 3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価<sup>(13)</sup>

##### 3.4.5.3.2 線量の評価

###### (3) 評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は、第3.4.5-2表のとおり約 $1.3 \times 10^{-2}$  mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

第3.4.1-2表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $4.0 \times 10^{-2}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	-
合 計	約 $4.0 \times 10^{-2}$

第3.4.2-4表 主蒸気管破断（設計基準事故）時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガス及びハロゲン等の $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $3.8 \times 10^{-3}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $6.5 \times 10^{-2}$
合 計	約 $6.8 \times 10^{-2}$

第3.4.3-2表 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $7.9 \times 10^{-2}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $2.9 \times 10^{-4}$
合 計	約 $8.0 \times 10^{-2}$

第3.4.4-3表 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $1.0 \times 10^{-4}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $9.4 \times 10^{-7}$
原子炉棟内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量	約 $3.1 \times 10^{-7}$
合 計	約 $1.0 \times 10^{-4}$

第3.4.5-2表 制御棒落下時の実効線量

実効線量 (mSv)	
希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量	約 $2.7 \times 10^{-3}$
よう素の内部被ばくによる実効線量	約 $1.1 \times 10^{-2}$
合 計	約 $1.3 \times 10^{-2}$