

<縮小版>

柏崎刈羽原子力発電所  
発電用原子炉設置許可申請書

(6号及び7号炉完本)

本文及び添付書類

2020年5月現在

東京電力ホールディングス株式会社

## 4.1 重大事故

### 4.1.1 原子炉冷却材喪失

#### (1) 事故の想定

- a. 原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように圧力容器に接続されている配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を仮定した場合、冷却材が喪失して、炉心の冷却能力が減少し、燃料被覆管温度が一時的に上昇する事故であり、事故の程度は冷却材の喪失の程度により異なるものである。
- b. 冷却材の喪失が最大となるものは、HPCF 配管が瞬時に両端破断する場合である。このような配管の両端破断は、原子炉冷却材圧力バウンダリ  
の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の健全性の確保、運転開始後の定期的な検査、漏えい検出系による監視等（「3.2.1.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策」参照）からみて実際上まず起こらないと考えられるが、安全評価に当たっては、万全を期すためにこのような瞬時の両端破断を仮定して評価する。
- c. HPCF 配管の瞬時の両端破断をはじめ、いかなる配管の破断を想定した場合でも、ECCS が炉心に冷却水を注入し、炉心を冷却するので、「3.2.1.3 事故経過の解析」の結果に示すように、原子炉冷却材喪失時に燃料被覆管の健全性が損なわれることはないが、立地評価のために「重大事故」を想定するに当たって全燃料被覆管に破裂が生じるものと仮定する。その結果、100%破裂に相当する核分裂生成物が格納容器内に放出されるものと仮定して評価する。
- d. 冷却材の放出に伴って、格納容器の内圧は大気圧以上に上昇するので、格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ格納容器から原子炉区域に漏えいすることになるが、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」に

示すように、格納容器スプレイ冷却系の作動により格納容器内圧が大気圧に低下した後は、格納容器からの核分裂生成物の漏えいは停止する。

- e. 格納容器から原子炉区域内に漏えいした核分裂生成物は、非常用ガス処理系のような素用チャコール・フィルタを経て非常用ガス処理系の排気口から大気中に放出されるので、よう素の大部分がフィルタで除去される。
- f. 敷地境界外でのよう素吸入による小児の甲状腺に対する線量を求めると共に、希ガスの $\gamma$ 線並びに格納容器内及び格納容器から原子炉区域内に漏えいした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全身に対する線量を求め、「原子炉立地審査指針」に記載されているめやすとしての線量と比較し、立地条件の適否を判断する。

なお、参考として敷地境界外での希ガスの $\beta$ 線による全身に対する線量も求める。

## (2) 核分裂生成物の放出量<sup>(1)(2)(9)</sup>

### イ. 解析前提

大気中への核分裂生成物の放出量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約102%（熱出力4,005MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとする。
- b. (1)で述べた事故想定に基づき燃料棒から放出される核分裂生成物の量は、全蓄積量に対し次のような割合に厳しく仮定する。

希ガス 2%

よう素 1%

第4.1-1表及び第4.1-2表に炉内内蔵量等を示す。

- c. 燃料棒から放出されたよう素のうち、一部が有機よう素であり、また、燃料棒から放出された後有機よう素が生成される可能性がある。種々の

実験結果<sup>(3)</sup>によれば、原子炉冷却材喪失時の有機よう素の生成割合は、0.01%から3.2%の間にあるといわれているが、本解析では10%と仮定し、残りの90%は無機よう素とする。

- d. 燃料棒から放出された核分裂生成物のうち、希ガス及び有機よう素はすべてが格納容器に移行するものとする。無機よう素については、50%が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. 格納容器内へ放出されたよう素は液相中及び気相中に存在するが、気相中のよう素は、格納容器スプレイ冷却水等によってかなりの量が液相中に移行する。一方、液相中のよう素からわずかの量が気相中に移行する。これらのことを考慮して、ここでは気相中と液相中に含まれるよう素の割合を液相－気相分配係数を用いて評価する。無機よう素の液相－気相分配係数は本解析では100を使用する。

また、有機よう素については、液相－気相分配係数は4～5程度は期待できるといわれているが、解析では希ガスと同様にサブプレション・チェンバのプール水に溶解しないものとする。

- f. 格納容器中での核分裂生成物の自然崩壊を考慮する。
- g. 通常運転時に作動している原子炉・タービン区域換気空調系は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高又は原子炉区域放射能高の信号により非常用ガス処理系に切り替えられる。原子炉区域内のよう素については、床、壁等に沈着することによる除去効果は無視し、自然崩壊のみを考える。
- h. 格納容器スプレイ冷却系の作動により、格納容器内圧が低下するため格納容器から原子炉区域内への希ガス及びよう素の漏えいは減少する。したがって、評価上の漏えい率は事故時の格納容器圧力に対応する漏えい率に余裕をとった値とする。また、評価期間は格納容器内圧が格納容

器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間（ここでは安全側に無限期間）とする。

なお、ECCSにより格納容器外へ導かれたサブプレッション・チェンバのプール水の漏えいによる核分裂生成物の放出量は、格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さく、有意な寄与はないためその評価を省略する。

- i. 非常用ガス処理系の設計よう素除去効率は、99.99%以上であるが、安全評価では余裕をとり、よう素の除去効率を99%とする。
- j. 非常用ガス処理系による原子炉区域内空気の換気率は0.5回/dとする。
- k. 原子炉区域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全身に対する線量の評価に当たっては、格納容器から原子炉区域内に漏えいした核分裂生成物がすべて原子炉区域内に均一に分布するものとする。

なお、格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%と仮定する。

また、格納容器内の核分裂生成物からの直接線及びスカイシャイン線は、原子炉一次遮蔽等により十分遮へいされており、全身に対する線量の評価において有意な寄与はないため、原子炉区域内の線源としては除外する。

- 1. 格納容器から原子炉区域内に漏えいした核分裂生成物は、非常用ガス処理系で処理された後非常用ガス処理系の排気口から大気中に放出されるものとする。

#### ロ. 解析結果

上記の解析前提により計算した核分裂生成物の大気中への放出量を第

4.1-3 表に示す。また、原子炉区域内の核分裂生成物による  $\gamma$  線積算線源強度を第 4.1-4 表に示す。

なお、よう素及び希ガスが大気中に放出されるまでの過程を第 4.1-1 図及び第 4.1-2 図に示す。

(3) 線量の評価<sup>(1)(2)(9)</sup>

イ. 解析前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、非常用ガス処理系の排気口から放散するものとし、これによる線量及び原子炉区域内の核分裂生成物の直接線及びスカイシャイン線による線量の計算は次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 敷地境界外の希ガスによる  $\gamma$  線空気吸収線量は、添付書類六の「2.5 安全解析に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。
- c. 直接線及びスカイシャイン線による全身に対する線量は、原子炉区域内の核分裂生成物による  $\gamma$  線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮へい効果を考慮して求める。

ロ. 解析方法

a. 甲状腺に対する線量

敷地境界外におけるよう素の吸入による甲状腺に対する線量  $H_{T1}$  (Sv) は、(4-1) 式で計算する。

$$H_{T1} = R \cdot H_{T\infty} \cdot f_c \cdot x/Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (4-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)

呼吸率 R は、事故期間が長いことを考慮して ICRP の「標準人に関するタスクグループの報告」<sup>(4)</sup>に基づく 1 日平均の呼吸率  $2.66 \times 10^{-4}$  (m<sup>3</sup>/s) を用いる。

H<sub>T∞</sub> : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の成人の甲状腺に対する線量 ( $2.9 \times 10^{-7}$  Sv/Bq)<sup>(5)</sup>

また、第 4.1-5 表には I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響の割合を K<sub>R</sub> として示す。

f<sub>c</sub> : 成人の甲状腺に対する線量を小児の甲状腺に対する線量に換算する係数 (2)

x/Q : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

Q<sub>I</sub> : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)  
(I-131 等価量)

b. γ線による全身に対する線量

敷地境界外における希ガスの γ線による全身に対する線量 H<sub>Tγ</sub> (Sv) は、(4-2) 式で計算する。

$$H_{T\gamma} = K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma} \dots\dots\dots (4-2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から全身に対する線量への換算係数  
(K=1Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

Q<sub>γ</sub> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)  
(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

また、直接線及びスカイシャイン線の外部被ばくによる全身に対する線量は、直接線については QAD コード、スカイシャイン線については

ANISN, G-33 コードにより求めた  $\gamma$  線空気吸収線量に換算係数 (1Sv/Gy) を乗じて評価する。

c.  $\beta$  線による全身に対する線量

敷地境界外における希ガスの  $\beta$  線による全身に対する線量  $H_{T\beta}$  (Sv) は、 $\beta$  線の飛程が非常に短いので、サブマージョン・モデルに基づく (4-3) 式で計算する。

$$H_{T\beta} = 6.2 \times 10^{-14} E_{\beta} \cdot x/Q \cdot Q_{\beta} \cdots \cdots \cdots (4-3)$$

ここで、

$E_{\beta}$  :  $\beta$  線のエネルギー (0.5MeV)

$x/Q$  : 相対濃度 ( $s/m^3$ )

$Q_{\beta}$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)

( $\beta$  線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

ハ. 解析結果

上記の解析方法に基づき敷地境界外の線量を評価した結果は、第 4.1-6 表のとおり **小児の甲状腺に対して 6 号炉では約  $1.3 \times 10^{-1} mSv$** 、7 号炉では約  $1.2 \times 10^{-1} mSv$  であり、**全身に対して ( $\gamma$  線) 6 号炉では約  $1.6 \times 10^{-2} mSv$** 、7 号炉では約  $1.5 \times 10^{-2} mSv$  である。

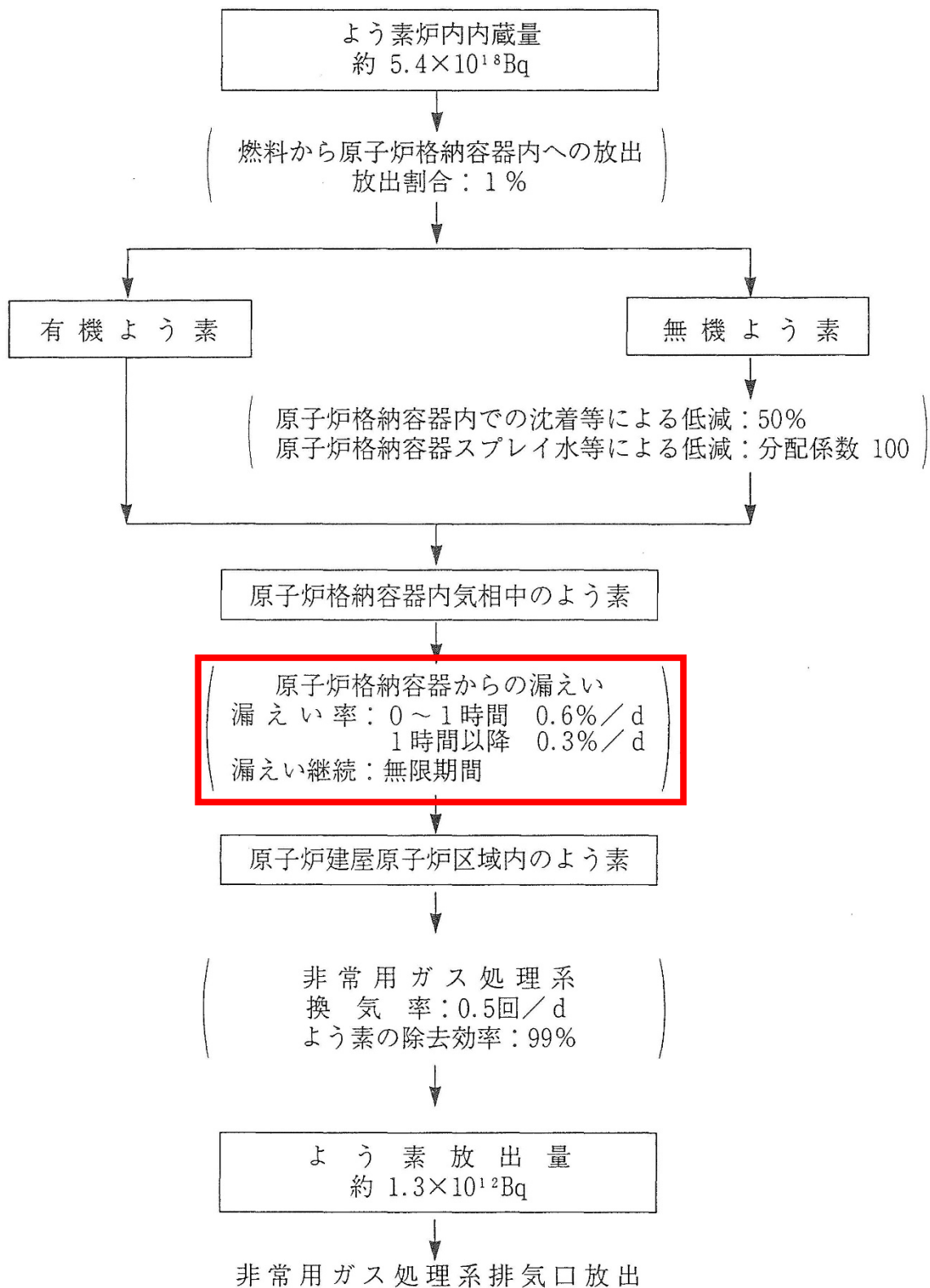


第 4.1-5 表 I-131 等価量への換算係数

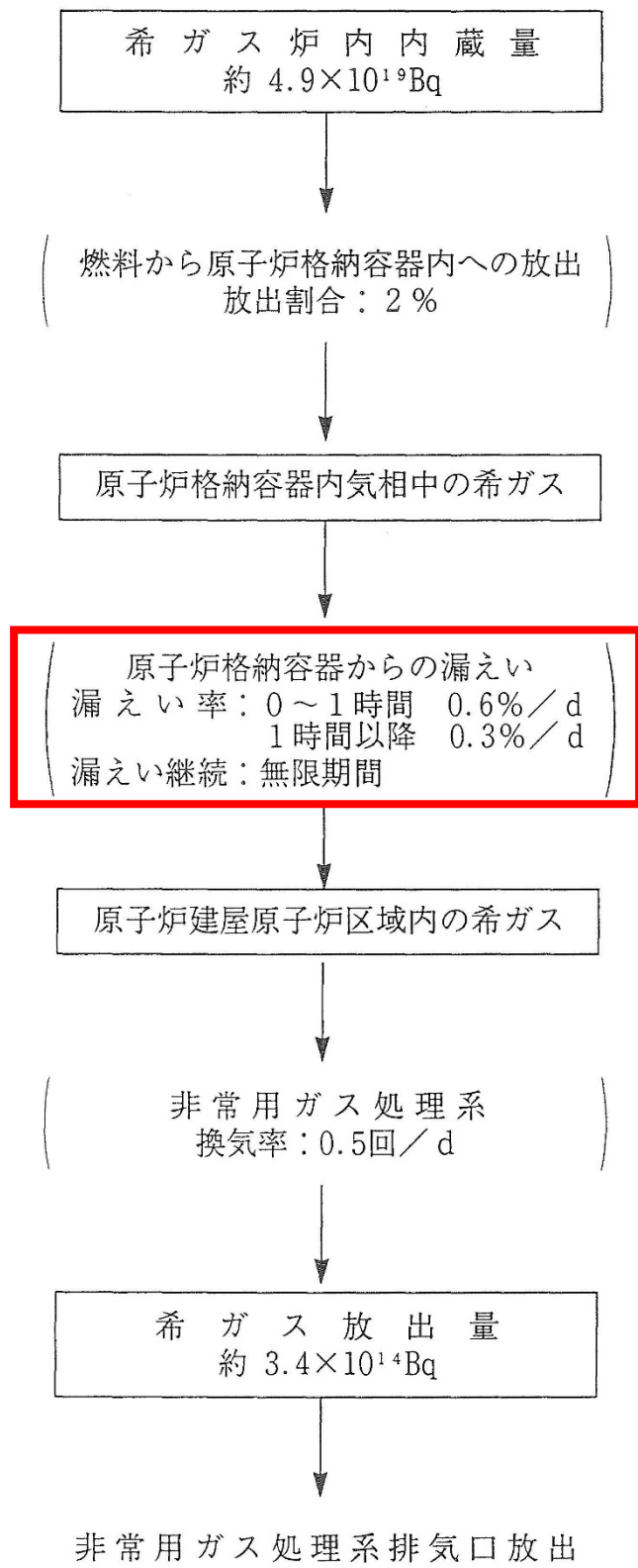
核 種	$K_R$ (換算係数)
I-131	1
I-132	$5.86 \times 10^{-3}$
I-133	$1.69 \times 10^{-1}$
I-134	$1.00 \times 10^{-3}$
I-135	$2.93 \times 10^{-2}$

第 4.1-6 表 原子炉冷却材喪失時の線量 (重大事故)

	項 目	線 量 (m S v)
6 号 炉	小児の甲状腺に対する線量	約 $1.3 \times 10^{-1}$
	全身に対する線量 γ線 (β線)	約 $1.6 \times 10^{-2}$ (約 $3.9 \times 10^{-2}$ )
7 号 炉	小児の甲状腺に対する線量	約 $1.2 \times 10^{-1}$
	全身に対する線量 γ線 (β線)	約 $1.5 \times 10^{-2}$ (約 $3.8 \times 10^{-2}$ )



第 4.1-1 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程  
（I-131 等価量）



第 4.1-2 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程（ $\gamma$ 線 0.5MeV 換算値）