

健全側スプレイ水の破断口への回りこみは防ぐことができないが、全周破断を想定した系統側の格納容器スプレイポンプは、オリフィスにより破断口への流出流量が制限されるためランアウトせず、A、B、Cスプレイリングからスプレイ水がスプレイされ、スプレイ流量は確保できる。

また、設置した逆止弁の上流の格納容器スプレイ配管立上り部で全周破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプは許容最大運転流量を超過し、ランアウトする）が、Dリングを通じての健全側スプレイ水の破断口への回り込みを防ぐことができ、健全側のスプレイポンプによりDスプレイリングからのスプレイ水は確保できる。（図4参照）

ここで、逆止弁設置に伴い圧損が増加し、Dスプレイリングにおけるスプレイ流量が変わるため、静的機器の単一故障を想定しない場合のスプレイ流量を現行の安全解析で考慮している値と同等とするためには、Dリングヘッダのオリフィスの交換が必要となる。

## (2) 図3の②に逆止弁を設置した場合

この場合、逆止弁の下流に破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプはランアウトする）。また、A、B、C、Dリングを通じての健全側スプレイ水の破断口への回り込みを防ぐことができないため、スプレイ流量は少なくなる。

また、設置した逆止弁の上流で全周破断を想定すると、全周破断を想定した系統の流量の全量が破断口から流出する（結果として、全周破断を想定した系統の格納容器スプレイポンプはランアウトする）が、健全側のスプレイポンプからの供給流量は、逆止弁により破断点への流出を防ぐことができるため、A、B、C、Dスプレイリングからのスプレイ水は確保できる。（図5参照）

ここで、逆止弁設置に伴い圧損が増加し、A～Dまでのすべてのスプレイリングにおけるスプレイ流量が変わるため、スプレイ流量を現行の安全解析で考慮している値と同等にするためには、A～Dリングヘッダすべてのオリフィスの交換が必要となる。

以上をまとめると表1となり、図3の①（接続配管のオリフィスの下流）に逆止弁を設置した場合が、Dスプレイリングを通じての回り込みを防止でき、Dスプレイリングからのスプレイ水が確実に確保できるため、設置箇所として適切である。

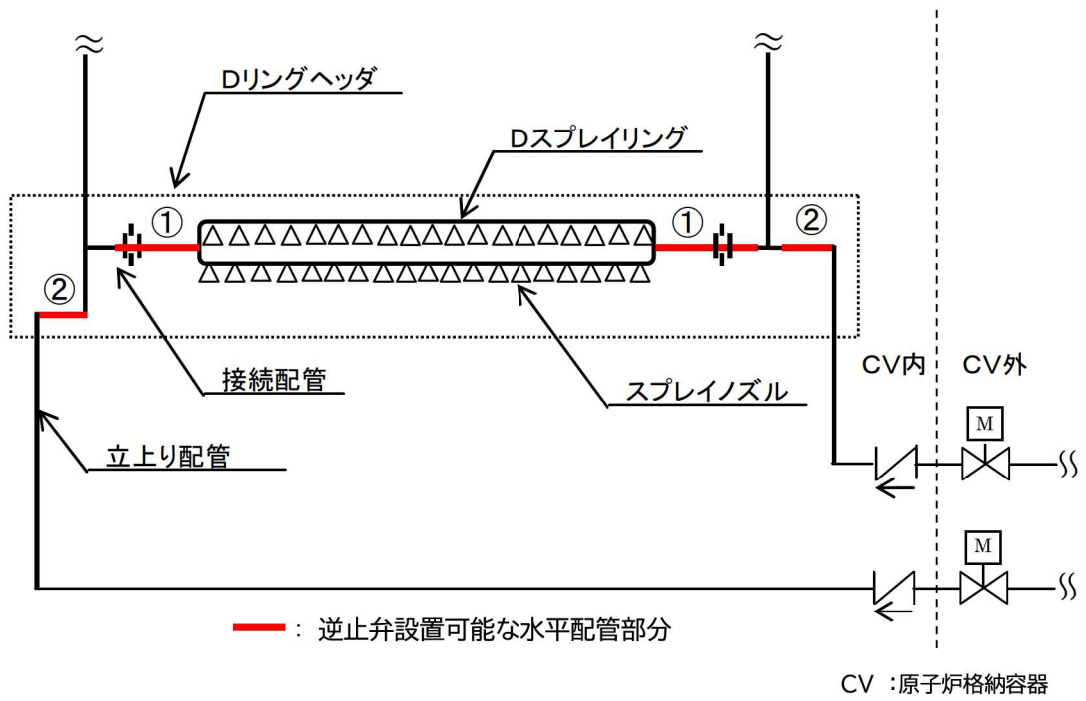
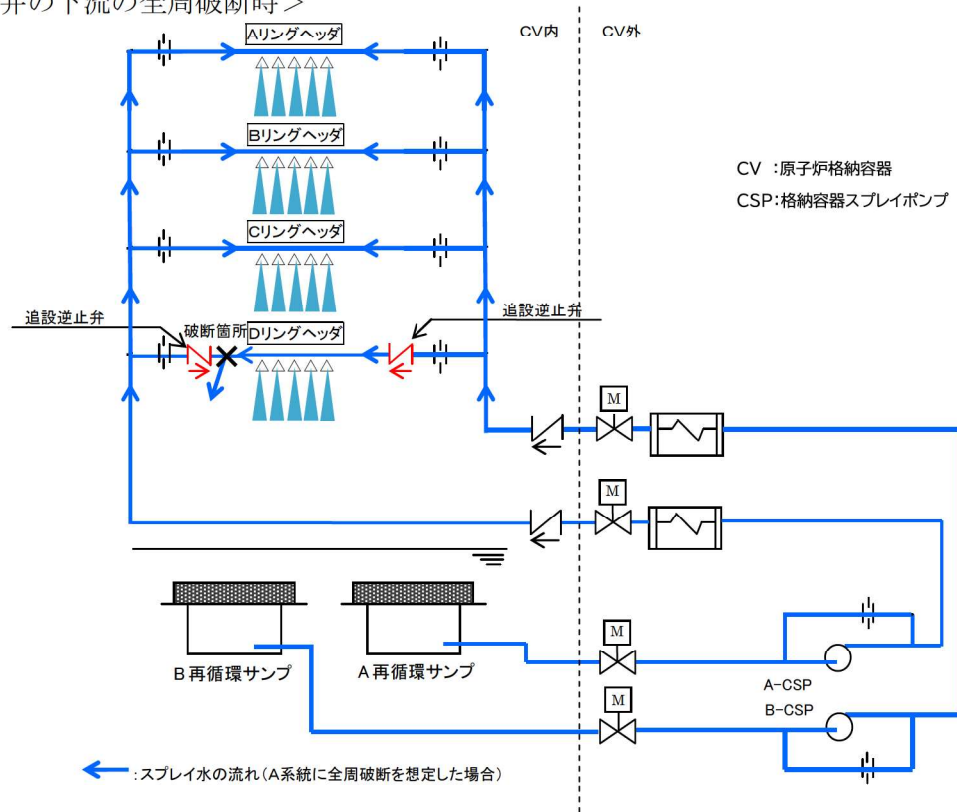


図3 Dリングヘッド詳細図



< 追設逆止弁の下流の全周破断時 >



< 追設逆止弁の上流の全周破断時 >

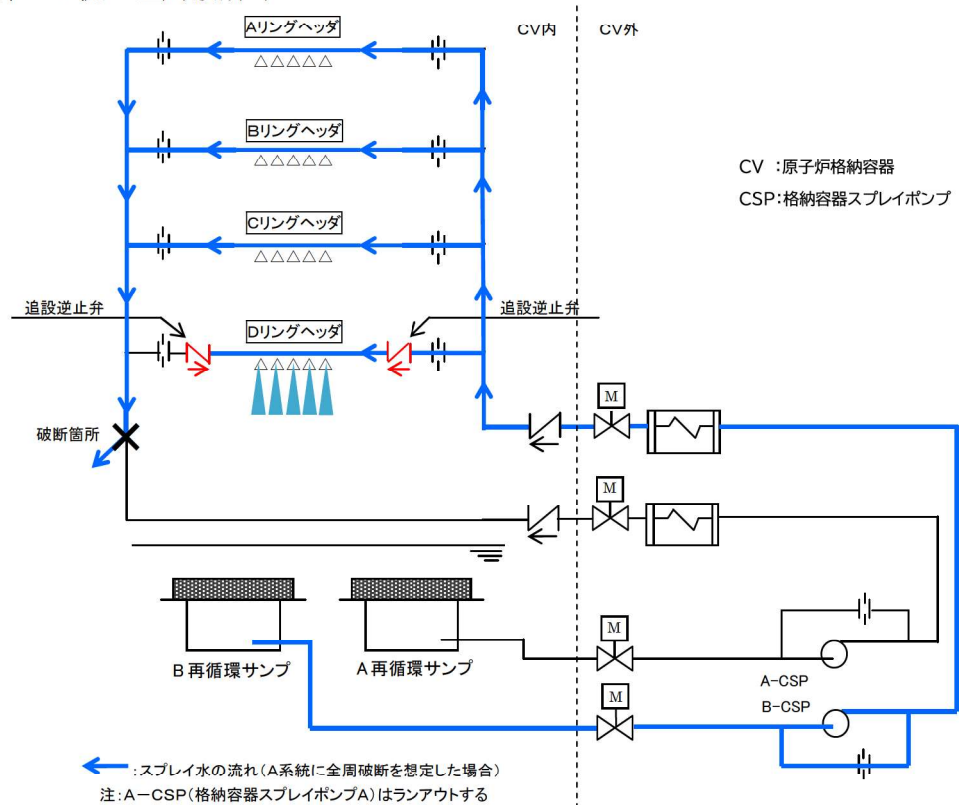
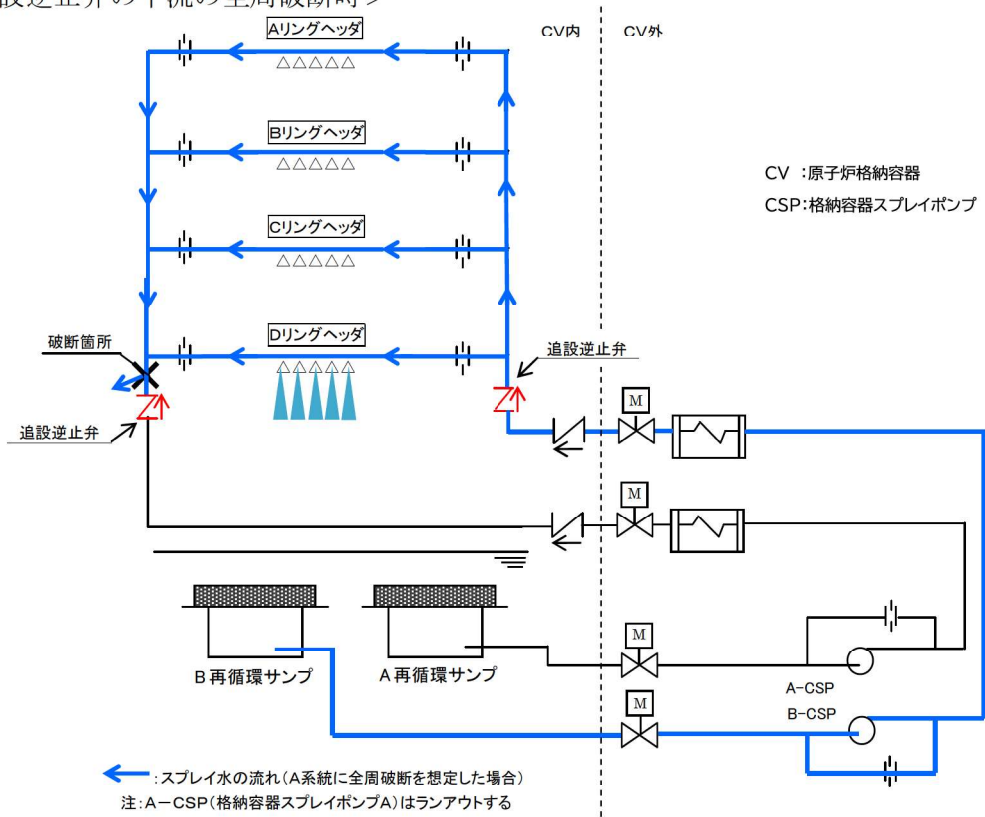


図4 図3の①に逆止弁を設置した場合のスプレイ水の流れ

< 追設逆止弁の下流の全周破断時 >



< 追設逆止弁の上流の全周破断時 >

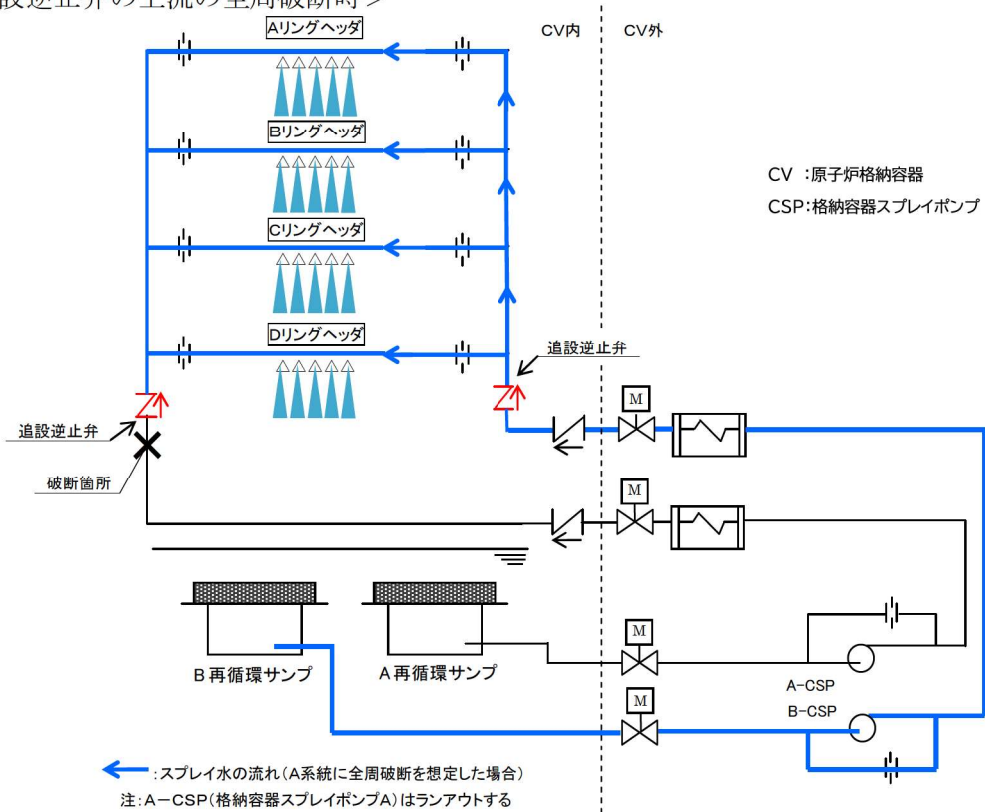


図5 図3の②に逆止弁を設置した場合のスプレイ水の流れ

表 1 逆止弁設置箇所と破断想定箇所を変化させた場合のスプレイ流量

		破断想定箇所	
		逆止弁の下流	逆止弁の上流
逆止弁	図 3 ①	大	中 (※ 1)
設置箇所	図 3 ②	小 (※ 2)	大

(※ 1) Dスプレイリングを通じたの回り込み防止可能

(※ 2) Dスプレイリングを通じたの回り込みが防止できない

## 原子炉格納容器スプレイ設備に単一故障を想定した場合のスプレイ流量について

設備対策を実施した後の原子炉格納容器スプレイ設備に単一故障（格納容器スプレイ配管立上り部への全周破断）を想定した場合の、スプレイ流量について評価を実施する。

ここで、全周破断を想定した場合の流量算出方法は、破断想定箇所までの配管抵抗と系統圧力とのバランスにより、流出流量を算出することとする。

また、当該スプレイ系統は、低エネルギー配管であることから、全周破断による系統圧力低減により、系統水は減圧沸騰することなく、臨界流は発生しないため、流量算出のモデルは、水単相モデルを用いる。

## (1) 破断影響

安全機能に最も影響を与える単一故障を想定するため、原子炉格納容器スプレイ設備の安全機能である「格納容器の冷却機能」に最も影響を与えると考えられる格納容器スプレイのスプレイ流量が最も減少する場合を想定する。

泊発電所3号炉においては、スプレイリングヘッドをA、B系統で一系統化しているため、格納容器スプレイ配管立上り部に全周破断を想定した場合、以下の理由により、原子炉格納容器内に散水されるスプレイ流量が減少する。

- ・破断側系統の格納容器スプレイポンプは、破断口が開放端となるため、背圧（系の総抵抗）が大幅に減少し、ポンプ運転流量が増加する。結果として、ポンプの許容最大運転流量を超過して、ランアウトする。（ポンプが、モータトリップにより停止する。）
- ・健全側系統の格納容器スプレイポンプからスプレイヘッドへスプレイ水は給水されるが、一系統化されているリングヘッドから、破断側系統への回り込みが発生し、破断口からの流出が生じる。

ただし、Dスプレイリングについては、逆止弁を設置するため、破断側系統への回り込みは発生せず、スプレイ水としてスプレイされる。

- ・破断口が開放端となるため、スプレイリングヘッドの配管内圧が低下しスプレイ駆動圧となるスプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差が小さくなり、各スプレイノズルからのスプレイ流量が減少する。

## (2) 破断想定位置

格納容器スプレイ配管立上り部で全周破断を想定した場合、最もスプレイ流量が減少すると考えられる想定位置は、スプレイ駆動圧となる各スプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差が最も小さくなる場合である。



ここで、スプレイリングヘッド内の配管内圧 ( $P_{A,B,C}$ )、原子炉格納容器内圧 ( $P_{CV}$ )、各スプレイリングと破断点との静水頭差 ( $\Delta H_{A,B,C}$ ) 及び破断点までの配管抵抗による損失水頭 ( $\Delta P_{A,B,C}$ ) の関係は次式となり、

$$P_{A,B,C} + \Delta H_{A,B,C} = P_{CV} + \Delta P_{A,B,C}$$

変形すると、次式となる。

$$P_{A,B,C} - P_{CV} = \Delta P_{A,B,C} - \Delta H_{A,B,C}$$

この式から、スプレイ駆動圧 ( $P_{A,B,C} - P_{CV}$ ) は、破断点までの配管抵抗による損失水頭と、各スプレイリングと破断点との静水頭差との差 ( $\Delta P_{A,B,C} - \Delta H_{A,B,C}$ ) で表される。

格納容器スプレイ配管立上り部で破断想定位置を変化させた場合、破断点までの配管抵抗による損失水頭の変化分 (静水頭で数mオーダー) と破断点の違いによる各リングと破断点との静水頭差の変化分 (数十mオーダー) を比べると、破断点との静水頭差の変化分の方が大きいいため、スプレイ駆動圧が最も小さくなる場合は、破断位置を格納容器スプレイ配管立上り部の最も低い位置とし、各スプレイリングと破断点との静水頭差が最も大きくなる場合である。

よって、破断想定位置は、格納容器スプレイ配管立上り部の最も低い位置 (T.P. 33.9m) とする。

### (3) スプレイ流量の評価

(2) で定めた破断想定位置に、全周破断を想定した場合のスプレイ流量を求める。図1に流量評価モデル、表1～4に記号の説明及び値を示す。なお、計算式の評価モデル、及び以下の数値評価結果に示す記号は (a) を健全側、(b) を破断側として示す。

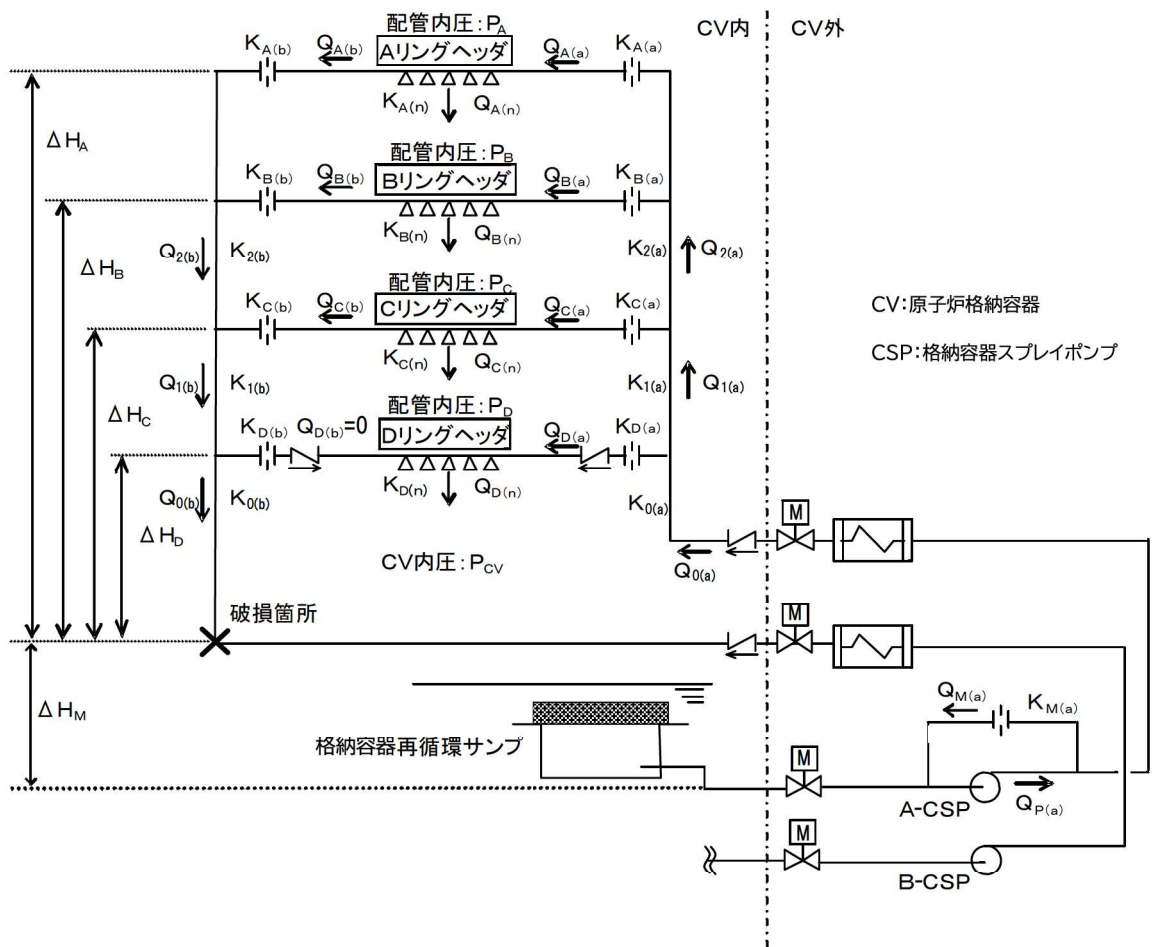


図1 流量評価モデル

表1 各流路における配管等の抵抗係数

記号	項目	抵抗係数 [m/(m <sup>3</sup> /h) <sup>2</sup> ]
K <sub>A (a)</sub>	Aリングヘッド (健全側)	1.491E-3
K <sub>A (b)</sub>	Aリングヘッド (破断側)	1.249E-3
K <sub>B (a)</sub>	Bリングヘッド (健全側)	3.493E-4
K <sub>B (b)</sub>	Bリングヘッド (破断側)	2.756E-4
K <sub>C (a)</sub>	Cリングヘッド (健全側)	2.089E-4
K <sub>C (b)</sub>	Cリングヘッド (破断側)	1.858E-4
K <sub>D (a)</sub>	Dリングヘッド (健全側)	3.289E-4
K <sub>D (b)</sub>	Dリングヘッド (破断側)	2.983E-4
K <sub>0 (a)</sub>	格納容器スプレイポンプ (健全側) ~Dリングヘッド分岐点	3.490E-5
K <sub>0 (b)</sub>	Dリングヘッド合流点~破断位置	5.376E-6
K <sub>1 (a)</sub>	D~Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部 (健全側)	1.428E-5
K <sub>1 (b)</sub>	D~Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部 (破断側)	1.357E-5
K <sub>2 (a)</sub>	C~Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部 (健全側)	3.991E-6
K <sub>2 (b)</sub>	C~Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部 (破断側)	3.991E-6
K <sub>M (a)</sub>	循環ライン	1.660E-1

表2 各スプレイリングヘッドのスプレイノズルの抵抗係数

記号	項目	抵抗係数 [m/(m <sup>3</sup> /h) <sup>2</sup> ]
K <sub>A (n)</sub>	Aリングヘッド	
K <sub>B (n)</sub>	Bリングヘッド	
K <sub>C (n)</sub>	Cリングヘッド	
K <sub>D (n)</sub>	Dリングヘッド	

表3 破断想定位置とのT.P.差

記号	項目	T.P.差 [m]
ΔH <sub>A</sub>	Aリングヘッド	45.7
ΔH <sub>B</sub>	Bリングヘッド	43.5
ΔH <sub>C</sub>	Cリングヘッド	39.5
ΔH <sub>D</sub>	Dリングヘッド	18.9
ΔH <sub>M</sub>	循環ライン戻り部	33.02

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表4 原子炉格納容器内圧力

記号	項目	圧力（水頭） [m]
$P_{CV}$	原子炉格納容器内圧	28.9

図1 の流量評価モデルにおいて、圧力収支及び流量収支から、以下の関係式が成り立つ。

a. 各スプレイリングヘッドの配管内圧

各スプレイリングヘッドの配管内圧は、各スプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流路の配管等圧損、開放端（破断口）圧力（＝原子炉格納容器内圧）、及び破断想定位置と各スプレイリングヘッド設置位置とのエレベーションの差によって定まり、以下の式が成り立つ。

$$P_A = K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_A \dots\dots ①$$

$$P_B = K_{B(b)} Q_{B(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_B \dots\dots ②$$

$$P_C = K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + P_{CV} - \Delta H_C \dots\dots ③$$

ここで、Dスプレイリングについては、逆止弁を設置するため、Dスプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流路がなく（ $Q_{D(b)} = 0$ ）、上述の関係式が成り立たない。

そこで、Dスプレイリングヘッドの配管内圧を次式で求める。次式は、健全側系統の各スプレイリングヘッドへの分岐点（入口）を基準とし、分岐点の圧力を、それぞれCスプレイリングヘッドの配管内圧を用いて表したものとDスプレイリングヘッドの配管内圧を用いて表したものと（右辺）である。

$$P_C + (\Delta H_C - \Delta H_D) + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 = P_D + K_{D(a)} Q_{D(a)}^2 \dots\dots ④$$

b. 各スプレイリングヘッドからのスプレイ流量

各スプレイリングヘッドからスプレイされる流量は、スプレイ駆動圧となる各スプレイリングヘッドの配管内圧と原子炉格納容器内圧の差と、スプレイノズルの抵抗係数から、以下の様に求められる。

$$Q_{A(n)} = \sqrt{[(P_A - P_{CV}) / K_{A(n)}]} \dots\dots ⑤$$

$$Q_{B(n)} = \sqrt{[(P_B - P_{CV}) / K_{B(n)}]} \dots\dots ⑥$$

$$Q_{C(n)} = \sqrt{[(P_C - P_{CV}) / K_{C(n)}]} \dots\dots ⑦$$

$$Q_{D(n)} = \sqrt{[(P_D - P_{CV}) / K_{D(n)}]} \dots\dots ⑧$$

c. 各スプレイリングヘッドに供給される流量

各スプレイリングヘッドに供給される流量は、各スプレイリングヘッドからスプレイされる流量と各スプレイリングヘッドから破断口に向けて流出する流量の合計であるため、以下の式が成り立つ。



$$Q_{A(a)} = Q_{A(n)} + Q_{A(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{9}$$

$$Q_{B(a)} = Q_{B(n)} + Q_{B(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{10}$$

$$Q_{C(a)} = Q_{C(n)} + Q_{C(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{11}$$

$$Q_{D(a)} = Q_{D(n)} + Q_{D(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{12}$$

d. 格納容器スプレイ配管の流量

格納容器スプレイ配管立上り部における流量は、各スプレイリングヘッドに供給又は各スプレイリングヘッドから流出する流量の合計であるため、以下の式が成り立つ。

$$Q_{0(a)} = Q_{1(a)} + Q_{D(a)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{13}$$

$$Q_{0(b)} = Q_{1(b)} + Q_{D(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{14}$$

$$Q_{1(a)} = Q_{2(a)} + Q_{C(a)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{15}$$

$$Q_{1(b)} = Q_{2(b)} + Q_{C(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{16}$$

$$Q_{2(a)} = Q_{A(a)} + Q_{B(a)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{17}$$

$$Q_{2(b)} = Q_{A(b)} + Q_{B(b)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{18}$$

e. 配管圧損

各スプレイリングヘッドの入口から出口まで（Dスプレイリングヘッドへの分岐点から合流点まで）の配管等圧損は等しいため、以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} & K_{A(a)} Q_{A(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \\ & = K_{B(a)} Q_{B(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{B(b)} Q_{B(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots\dots \textcircled{19}$$

$$\begin{aligned} & K_{A(a)} Q_{A(a)}^2 + K_{2(a)} Q_{2(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{A(b)} Q_{A(b)}^2 + K_{2(b)} Q_{2(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \\ & = K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots\dots \textcircled{20}$$

格納容器スプレイポンプ出口から破断想定位置までの通水ラインの配管等圧損と、破断想定位置と循環ライン戻り部との静水頭差（ $\Delta H_M$ ）の和は、循環ラインにおける配管等圧損と等しい（水源が格納容器再循環サンプであり、破断位置及びポンプ入口側配管の背圧はともに原子炉格納容器内圧に等しい）ため、以下の式が成り立つ。

$$\begin{aligned} & K_{0(a)} Q_{0(a)}^2 + (K_{C(a)} Q_{C(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{C(b)} Q_{C(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2) + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 \\ & + \Delta H_M \\ & = K_{M(a)} Q_{M(a)}^2 \end{aligned} \quad \dots\dots\dots \textcircled{21}$$

f. 格納容器スプレイポンプから供給される流量

格納容器スプレイポンプからスプレイリングヘッドに通水される流量は、格納容器スプレイポンプ運転流量と循環流量との差であるため、以下の式が成り立つ。

$$Q_{0(a)} = Q_{P(a)} - Q_{M(a)} \quad \dots\dots\dots \textcircled{22}$$

g. 格納容器スプレイ系統の合計流量

格納容器スプレイポンプ性能曲線をもとに、格納容器再循環サンプから破断口まで通水する時の総揚程と、ポンプ性能曲線がバランスする点から格納容器スプレイポンプの吐出流量を求める。

$$Q_{P(a)} = f_{(H)}^{\ast} \quad \dots\dots (23)$$

※： $f_{(H)}$ は、格納容器スプレイポンプの性能曲線を表し、 $H$ （総揚程）の関数。

ここで、 $H$ は次の式で表され、今回の評価における総揚程は、約 160m となる。

$$H = K_{0(a)} Q_{0(a)}^2 + (K_{c(a)} Q_{c(a)}^2 + K_{1(a)} Q_{1(a)}^2 + K_{c(b)} Q_{c(b)}^2 + K_{1(b)} Q_{1(b)}^2) + K_{0(b)} Q_{0(b)}^2 + \Delta P_s + \Delta H_s$$

$\Delta P_s$ ：再循環サンプ～格納容器スプレイポンプまでの配管圧損(6.38m)

$\Delta H_s$ ：再循環サンプ水面と破断想定位置とのエレベーションの差(20.2m)

(4) スプレイ流量の評価結果

(3) の関係式 (①～③) 及び表 1～4 の数値を用い、流量を変数として連立方程式の解を求め、スプレイ流量を決定した。評価結果を表 5 に示す。表から、スプレイ流量 (=  $Q_{A(n)} + Q_{B(n)} + Q_{C(n)} + Q_{D(n)}$ ) は、約  (現行の安全解析で考慮している流量の約 40.1%) となる。この結果をもとに、安全解析条件は現行の安全解析で考慮している流量の 36% とする。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表5 格納容器スプレイ配管破断時の流量評価結果

記号	項目	評価結果	添付解析条件
$Q_P(a)$	格納容器スプレイポンプ運転流量		
$Q_A(a)$	スプレイリングヘッドに健全側から供給される流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B(a)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C(a)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D(a)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_A(b)$	スプレイリングヘッドから破断側に流出する流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B(b)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C(b)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D(b)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_A(n)$	スプレイリングヘッドからのスプレイ流量	Aスプレイリングヘッド	
$Q_B(n)$		Bスプレイリングヘッド	
$Q_C(n)$		Cスプレイリングヘッド	
$Q_D(n)$		Dスプレイリングヘッド	
$Q_0(a)$	格納容器スプレイポンプ（健全側）～Dリングヘッド分岐点		
$Q_0(b)$	Dリングヘッド合流点～破断位置		
$Q_1(a)$	D～Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部（健全側）		
$Q_1(b)$	D～Cリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部（破断側）		
$Q_2(a)$	C～Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部（健全側）		
$Q_2(b)$	C～Bリングヘッド間格納容器スプレイ配管立上り部（破断側）		
$Q_M(a)$	循環ライン		
$P_A$	スプレイリングヘッド配管内圧	Aスプレイリングヘッド	
$P_B$		Bスプレイリングヘッド	
$P_C$		Cスプレイリングヘッド	
$P_D$		Dスプレイリングヘッド	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) スプレイ水の有効性

(4) で評価したスプレイ流量評価結果において、各スプレイリングにおけるスプレイ条件が、表6に示すように設計条件と異なるため、(4) で定めた安全解析条件に用いるスプレイ流量について、スプレイ水に期待する効果が確実に発揮できることを次の観点から確認する。

- a. スプレイ差圧の影響
- b. 原子炉格納容器内からの除熱効果
- c. 放射性物質除去効果

表 6 流量評価結果と設計時の比較

	流量評価結果		設計	
	流量 (m <sup>3</sup> /h)	差圧 (m)	流量 (m <sup>3</sup> /h)	差圧 (m)
Aスプレイリング	[Redacted]			
Bスプレイリング				
Cスプレイリング				
Dスプレイリング				

ここで、原子炉格納容器内は、今回想定している静的機器の単一故障が、原子炉冷却材喪失事故が発生した後、再循環切替操作以降（事故 [ ] 分後）で格納容器スプレイ配管立上り部 (T.P. 33.9m) が全周破断する想定であるため、原子炉冷却材喪失事故発生後 [ ] 分間は原子炉格納容器スプレイ設備が、2系統とも健全に動作している状態である。

a. スプレイ差圧の影響

スプレイノズルの構造上、スプレイ差圧が変わると、スプレイ水の流量の他に液滴径への影響が生じる。

今回の評価結果から、Dスプレイリングの差圧は [ ] であり、設計差圧は確保できていない。

しかし、電力共同研究\*において、スプレイの設計差圧が確保できない場合のスプレイ噴霧試験を実施しており、差圧が [ ] となった場合でも、 [ ] 程度とミリオーダの液滴径で噴霧可能なことを確認（図2参照）している。

なお、設計差圧で噴霧した場合の平均液滴径は [ ] 程度であり、差圧が [ ] 以上では、スプレイ液滴径に大きな差異は生じていない。

したがって、今回のDスプレイリングの差圧は、 [ ] を大きく上回っていることから、スプレイ水の液滴径は設計差圧で噴霧した時とほぼ同等であると考えられる。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



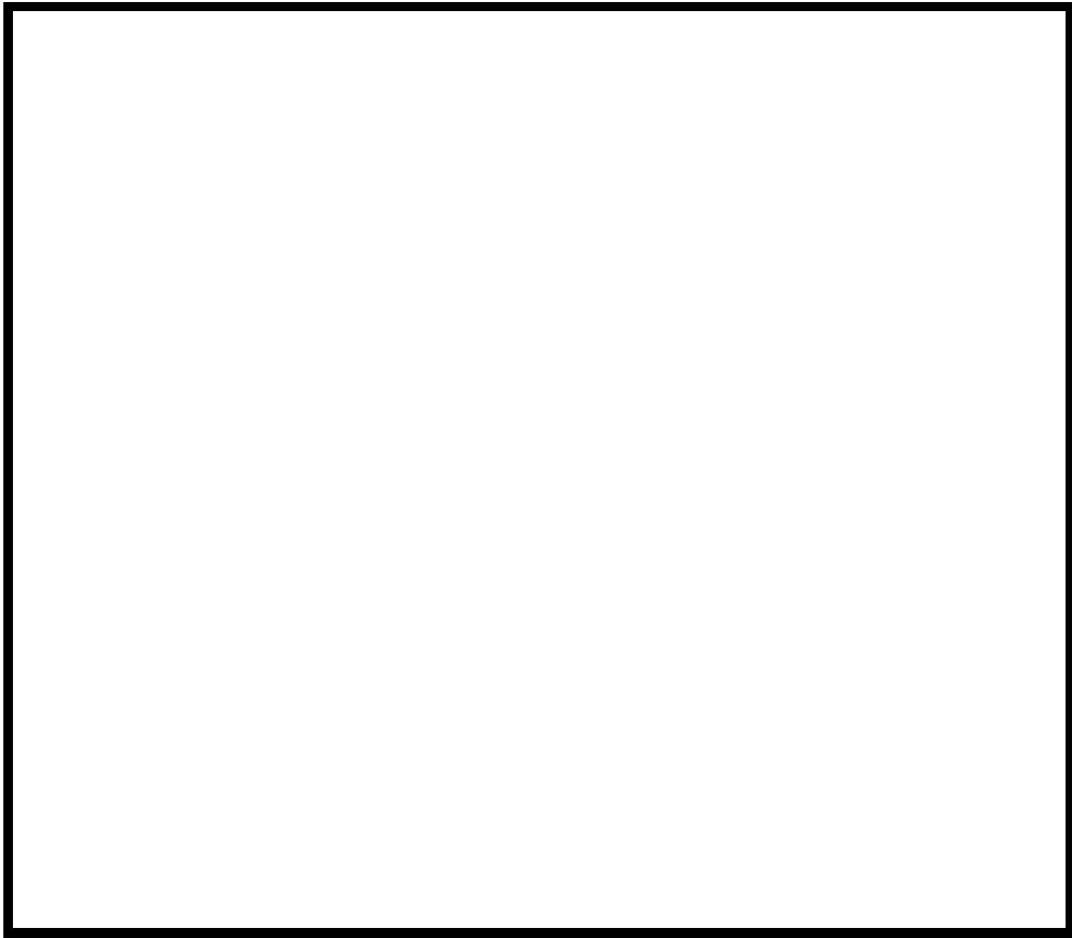



図2 スプレイ差圧とスプレイ水の平均粒径の関係

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. 原子炉格納容器内からの除熱効果

スプレイ水には、原子炉格納容器内から熱を除去することで、温度・圧力を低減させる効果がある。具体的には、原子炉格納容器内にスプレイされる水の熱容量分の熱量が原子炉格納容器雰囲気（気相）からスプレイ水（液相）に移動することにより原子炉格納容器内の除熱が達成される。なお、液相に移動した熱量は、再循環運転により、最終的に余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器で熱交換され、最終的な熱の逃がし場に移送される。

原子炉格納容器内の圧力、温度を評価している安全解析では、スプレイリングから噴霧される流量、及び水温を入力条件として、スプレイ水が原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態に達するまでの温度変化に伴う熱容量分の除熱効果を考慮している。

ここで、スプレイ水が原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態に達するか否かは、主に原子炉格納容器内に噴霧される液滴一つあたりの熱容量（質量）及び熱移動に寄与する時間（落下速度、及び距離）に左右される。このうち、液滴の熱容量、及び落下速度は噴霧される液滴径によって決まり、落下距離は各スプレイリング設置位置と床面とのエレベーションの

差に代表される。

今回の様に、スプレー流量が少なくなる場合でも、a. で述べたように設計差圧で噴霧した時とほぼ同等の大きさの液滴で、かつ、既存のDスプレーリングから原子炉格納容器内に噴霧されるため、Dスプレーリングから噴霧されるスプレー条件については、除熱効果に対して従来の設計条件と有意に相違するものではない。

したがって、床面に落下するまでの間に原子炉格納容器内雰囲気からスプレー水への十分な熱移動が可能であり、スプレーリングから原子炉格納容器内に噴霧されたスプレー水は飽和状態（原子炉格納容器内雰囲気と熱平衡状態）に達するため、格納容器内の除熱は達成されると考える。

また、原子炉格納容器気相部は閉鎖系であり、かつ内部で空間が遮断されているわけではないので、原子炉格納容器全体から見ればスプレー水の熱容量分が連続的に除熱される。

さらに、上述した様に、今回の事象において、ほぼDスプレーリングからのみスプレー水が噴霧される状況になるまでは、 分の間、原子炉格納容器スプレー設備は、2系統健全に動作しているため、原子炉格納容器内の温度は均一になっている。 分後にはほぼDスプレーリングのみになった場合でも、原子炉冷却材喪失事故の熱源は、Dスプレーリングより十分下にあり、また、Dスプレーリングより上には熱源がないことから、Dスプレーリングからのスプレー噴霧による下降流と熱による対流により原子炉格納容器内の温度は十分に均一化される。

したがって、 分以降において、ほぼDスプレーリングからのみのスプレーとなる場合でも、Dスプレーリング上部空間だけが、下部空間に比べて過度に温度上昇することはなく、原子炉格納容器内は概ね均一に温度、圧力が変動することになる。

以上より、Dスプレーリングからのスプレーのみであっても、原子炉格納容器スプレー設備の安全機能である除熱機能に対して問題が生じるものではない。

なお、スプレー流量低下の水素評価への影響については、(財)原子力発電技術機構による平成11年「格納容器内水素挙動解析評価に関する報告書」において、水素成層化時におけるスプレーでの攪拌効果についての検討がなされている。そこでは、低流量の最下段リングでのスプレーであっても、数分間のスプレー運転で十分な均一化が期待できると結論付けられており、温度についても同様の挙動となると考えられる。

#### c. 放射性物質除去効果

スプレー水には、原子炉格納容器内雰囲気中の放射性物質を除去する効果があるため、被ばく評価の条件として考慮している。具体的には、放射性物質濃度の低減効果を期待している期間は、よう素除去に必要な薬品注入までの遅れを考慮した事故5分後から、原子炉格納容器内よう素濃度が初期値の1/100になる時間である約10.5分までとしている。

一方、静的機器の単一故障として格納容器スプレー配管立上り部の全周破断を想定する時刻は、再循環切替時刻である事故分後（解析に基づく再循環開始時間は分だが、被ばく評価上の再循環切替は、保守的に20分としている。）であり、それ以降、Dスプレー

リングからのスプレーとなる。

したがって、被ばく評価上、低減効果を期待している期間は設計どおりのスプレー流量が確保されており、放射性物質除去効果に影響はない。

以上から、Dスプレーリングからのスプレー水については確実にスプレー水に期待する効果を発揮できるため、安全解析条件として定めたスプレー流量（定格運転流量の36%： ）は妥当である。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



原子炉格納容器スプレイ設備の全周破断を想定した場合における  
添付書類十の評価に与える影響

(1) はじめに

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

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

(2) 原子炉格納容器内圧評価（健全性評価）

a. 事故の原因

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

b. 解析方法

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

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

コード体系を図1に示す。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図2に示す。

主要事象クロノロジを表1に示す。

解析条件及び解析結果を表2及び図3～図4に示す。

なお、影響評価として、現行の安全解析から単一故障の想定を変更した。

d. 影響評価結果

格納容器スプレイ開始後、再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転じる。現行の安全解析に対して、再循環切替までは格納容器スプレイポンプが2台運転されているため内圧の低下は早くなっている。その後、再循環運転開始と同時に格納容器スプレイ配管の全周破断を想定することにより、スプレイ流量の低下から内圧が上昇に転じるが、原子炉格納



容器内のスプレイ及びヒートシンクによる除熱効果が原子炉格納容器への放出エネルギー量を上まわり次第に下降してゆく。評価の結果、再循環切替以降、圧力は高めに推移するものの、現行の安全解析における最高圧力約 0.241MPa[gage]を下回ることを確認した。

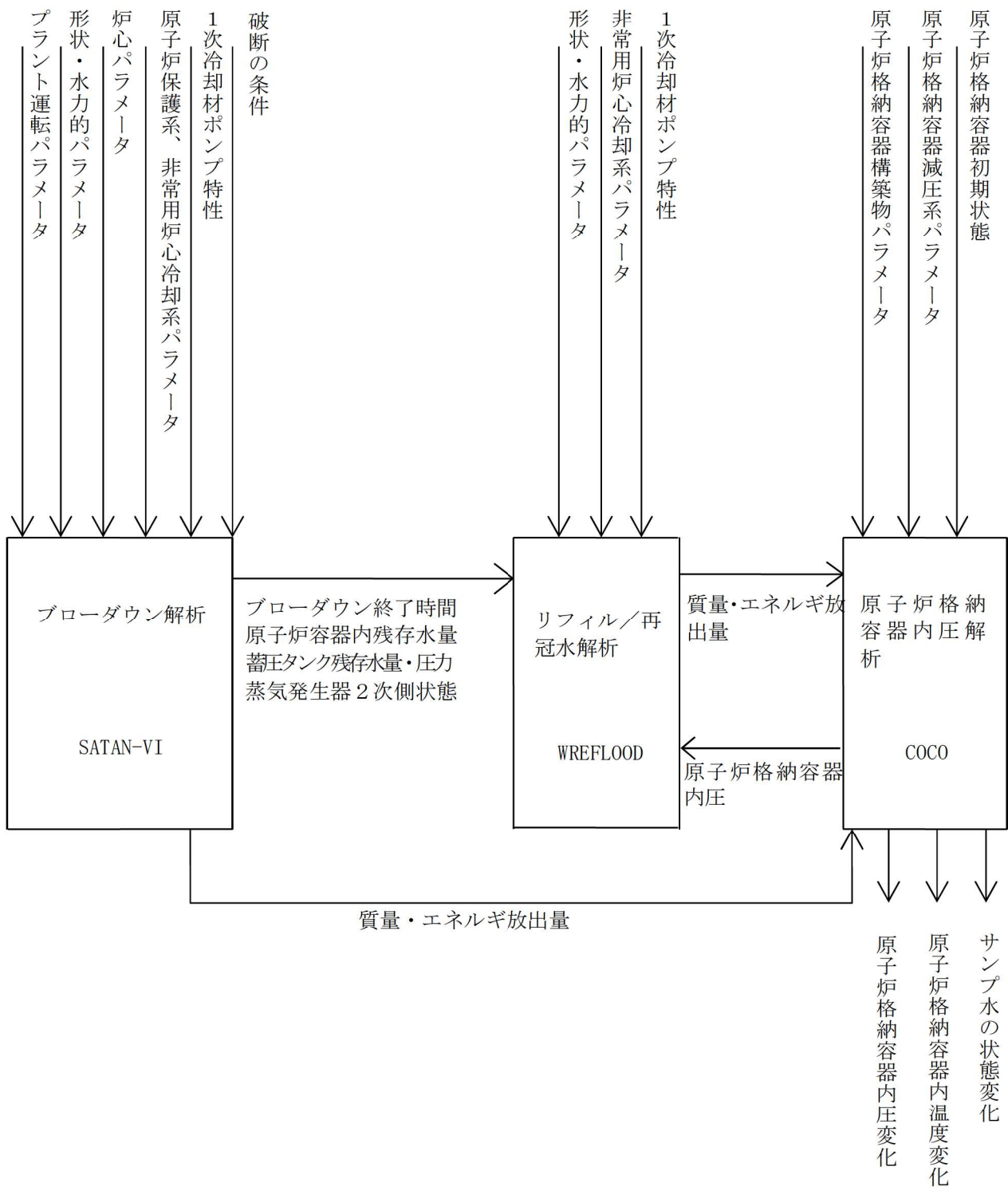


図1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」のコード体系

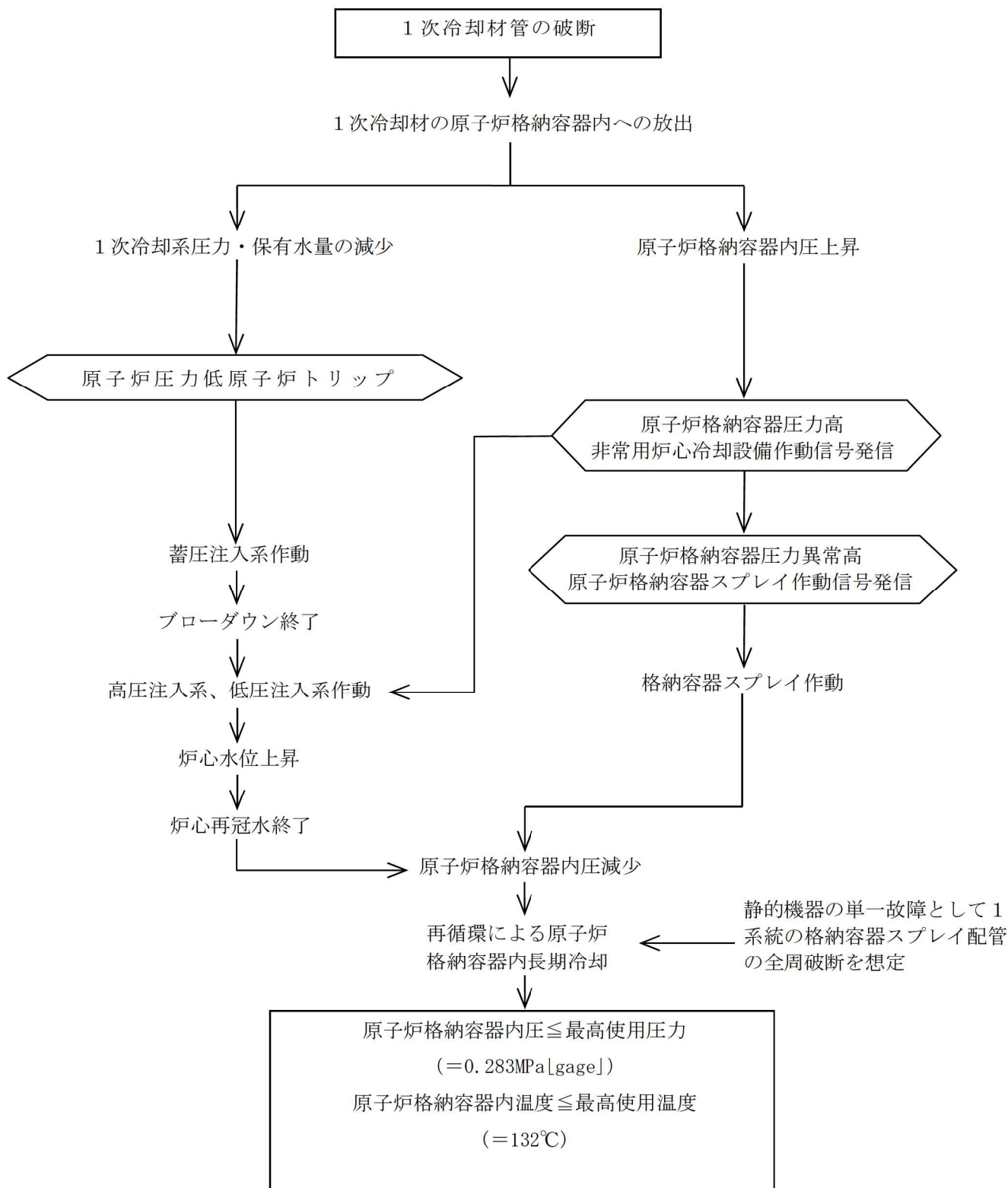


図2 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の事象過程

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

時刻（秒）	事 象
0	蒸気発生器出口側配管両端破断発生
約 1	「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達
約 1	「原子炉格納容器圧力高」非常用炉心冷却設備作動限界値到達
約 6	「原子炉格納容器圧力異常高」原子炉格納容器スプレイ作動限界値到達
約 17	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 22	炉心再冠水開始
約 151	原子炉格納容器スプレイ開始
約 203	第2ピーク圧力 原子炉格納容器圧力，温度最大
約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 50px; height: 15px;"></span>	再循環開始 格納容器スプレイ配管両端破断
約 10,000	格納容器スプレイ配管両端破断に伴う除熱能力低下による第3ピーク圧力
100,000	計算終了

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

項目	原子炉冷却材喪失 (原子炉格納容器健全性評価)			選 定 理 由
	解析件名	現行の安全解析※1	影響評価解析	
解析条件	事故条件	蒸気発生器出口側配管両端破断 (1次冷却材ポンプ吸込側) 流出係数=1.0	同 左	原子炉格納容器内圧上昇の観点から最も厳しい
	原子炉出力 (%)	102	同 左	定常誤差を考慮した上限値
	動的機器	原子炉格納容器スプレイ 設備 1 系列	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (格納容器スプレイポンプ 2 台運転)	< 現行安全解析 > 原子炉格納容器内圧上昇の観点から最も厳しい
			長期 (再循環切替後) : 考慮しない (1台はランアウト※2)	
静的機器	考慮しない	短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (格納容器スプレイポンプ 2 台運転) 長期 (再循環切替後) : 1 系統の格納容器スプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮	< 影響評価解析 > 静的機器の単一故障として、1 系統の格納容器スプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮	

※1 格納容器スプレイ配管 2 重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。

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

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

項目	解析件名		原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)		選定理由
	現行の安全解析	影響評価解析			
解析条件	崩壊熱	日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線(MOX炉心を考慮)	同左	MH-NES-1010 改3「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく	
		蓄圧注入系	同左	原子炉格納容器への放出エネルギーが大きくなる最小値	
	保持圧力(MPa [gage])	4.04	同左		
	保有水量(m <sup>3</sup> )	29.0	同左		
	蓄圧注入系注入位置	ダウンカム部及び下部プレナム	同左	再冠水開始を早め、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。	
	安全注入開始時刻	ブローダウン終了と同時に動く	同左	再冠水期間を早め、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。	
	1次冷却材ポンプ	ポンプ特性に従って動く	同左	原子炉格納容器への放出量が大きいほど厳しい	
	減速材密度係数(% $\Delta k/k$ (g/cm <sup>3</sup> ))	36	同左	密度低下による負の反応度添加量を最小にする。(左記は、減速材密度0.3g/cm <sup>3</sup> における値)	
	外部電源	無	同左	原子炉格納容器スプレイの作動遅れを伴うため厳しい	
	原子炉格納容器スプレイ開始(秒)	151	同左	ディーゼル発電機起動時間などを考慮した最大値	
	原子炉格納容器自由体積(m <sup>3</sup> )	65,500	同左	原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいくなる少なめの値	
	蒸気発生器伝熱管施栓率(%)	0	同左	施栓率が小さいと、1次冷却材が原子炉格納容器へ多く放出されるため厳しい	

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

項目	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)		
	解析件名	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器健全性評価)	選 定 理 由
		影響評価解析	
解析コード	現行の安全解析 SATAN-IV WREFLOOD COCO	同 左	ブローダウン時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 原子炉格納容器内圧解析
原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高		
解析結果	現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した 解析結果	判 定
	原子炉格納容器内最高圧力 (MPa [gage])	約 0.240	≤ 0.283MPa [gage] (最高使用圧力)
	原子炉格納容器内最高温度 (°C)	約 124	≤ 132°C (最高使用温度)

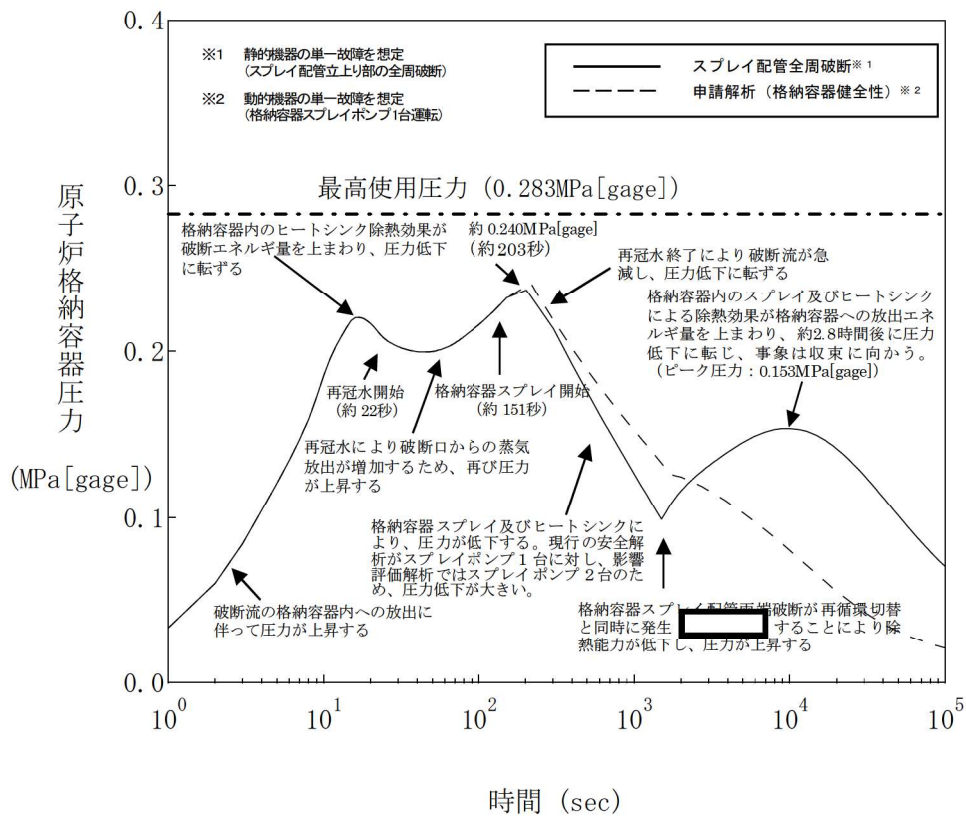


図3 原子炉格納容器健全性評価 原子炉格納容器内圧力

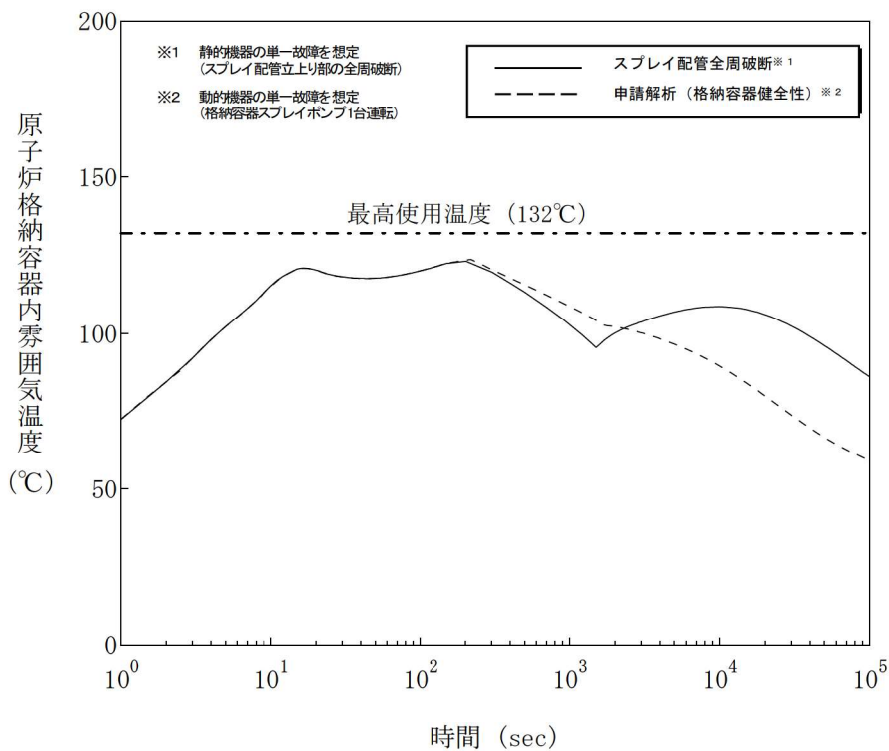


図4 原子炉格納容器健全性評価 原子炉格納容器雰囲気温度

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(3) 可燃性ガスの発生に関する評価

a. 事故の原因

この事故は、原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

b. 判断基準

この事故には、以下の判断基準を用いる。

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

水素 4%

酸素 5%

c. 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、d. の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

d. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図5に示す。

主要事象クロノロジを表3に示す。

解析条件及び解析結果を表4及び図7に示す。

なお、影響評価として、現行の安全解析から単一故障の想定を変更したことにより原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度の履歴が変わるため、解析条件のうち使用する原子炉格納容器内温度を変更した。さらに、水素発生源である金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量をシビアアクシデント対策有効性評価に合わせた条件として見直した。本アルミニウム使用量を用いた評価については、現行の安全解析と同じ単一故障の条件についても実施した。

e. 影響評価結果

影響評価については、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内温度を考慮して金属腐食の反応割合を求めることから、原子炉格納容器内温度の履歴が変わることにより、現行安全解析に対し金属腐食反応による水素発生量が増加する。また、金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量を見直したことから水素発生量が減少する。

解析の結果、原子炉格納容器内の水素濃度は、動的機器、静的機器いずれの単一故障を想定した場合においても、現行の安全解析値の約3.3%に対して約3.0%と下回る結果となり、現行安全解析の評価手法の保守性に包含されていることを確認した。

また、金属の腐食反応のうちアルミニウム使用量を現行の解析条件から変更せず、単一故障の条件のみを変更した場合の影響確認を行った結果、原子炉格納容器内の水素濃度は現行の安全解析値の約3.3%に対して約3.5%となるものの、判断基準を満足していることを確認した。

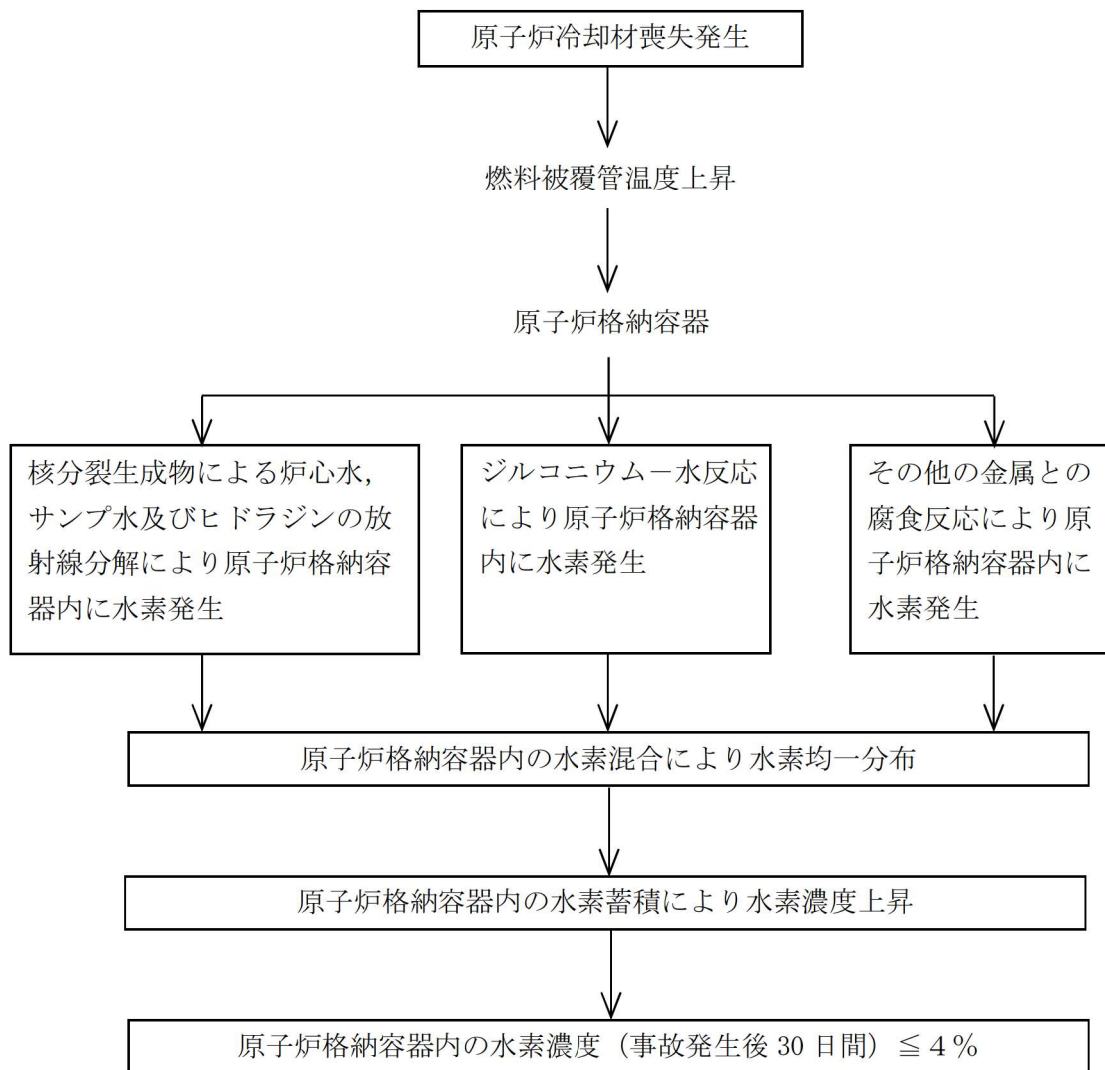


図5 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表3 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ  
(静的機器の単一故障を想定した解析のケース)

時刻 (時間)	事象
0	配管破断発生
720	原子炉格納容器内水素濃度 (約3.0%) 計算終了

表4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果

項目		可燃性ガスの発生			静的機器の単一故障を想定した解析		現行の安全解析ベース (ア ルミニウム使用量見直し)		静的機器の単一故障を 想定した解析 (影響確認)	
解析条件		解析件名	現行の安全解析※1	選 定 理 由	現行の安全解析ベース (ア ルミニウム使用量見直し)	選 定 理 由	現行の安全解析ベース (ア ルミニウム使用量見直し)	選 定 理 由	現行の安全解析ベース (ア ルミニウム使用量見直し)	選 定 理 由
単一故障	原子炉出力 (%)		102	定常誤差を考慮した上限値		定常誤差を考慮した上限値		現行安全解析に同じ		現行安全解析に同じ
	動的機器		低圧注入系 1 系列故障					現行安全解析に同じ		考慮しない
その他	静的機器		考慮しない	<現行安全解析> ECCS 性能評価に同じ  <影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1 系統のスプレイ配管逆止弁出口 部の全周破断を考慮				現行安全解析に同じ		短期 (再循環切替まで) : 考慮しない (スプレイポンプ 2 台運転)  長期 (再循環切替後) : 1 系統のスプレイ配管逆止 弁出口部の全周破断を考慮
	ジルコニウム-水反 応量 (%)		1.5 (ECCS 性能評価の解析結果 の 5 倍)	指針どおり (燃料被覆管の表面 から 5.8 μ m の厚さが反応した 場合に相当する量より大きい ECCS 性能評価の解析結果の 5 倍 を仮定している。)				現行安全解析に同じ		現行安全解析に同じ
その他	原子炉格納容器内の 液相中に存在する核 分裂生成物の量 (%)		炉心内蓄積量のうち ハロゲン : 50 希ガス及びハロゲンを除く 他の核分裂生成物 : 1 (希ガスを除く他の核分裂 生成物はすべて炉心部に存 在するものとする。)	指針どおり				現行安全解析に同じ		現行安全解析に同じ
	放射線分解により発 生する水素ガスの発 生割合 (G 値) (分 子/100eV)		炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3 ヒドラジン : 0.4	実験結果に基づく値を 用いている				現行安全解析に同じ		現行安全解析に同じ

※1 格納容器スプレイ配管 2 重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。



表 4 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果（つづき）

解析条件名		可燃性ガスの発生				
項目	解析条件	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選 定 理 由	現行の安全解析ベース（アルミニウム使用量見直し）	静的機器の単一故障を想定した解析（影響確認）
解析条件	水素発生源 金属の腐食反応 （原子炉格納容器内アルミニウム表面積）（m <sup>2</sup> ）	1700	140	指針の考え方どおり	140	現行安全解析と同じ
	その他 金属腐食反応割合 （MOX炉心を考慮）	原子炉格納容器内雰囲気 温度に対応した腐食率 （MOX炉心を考慮）	同左 ただし、原子炉格納容器内 温度は現行安全解析と異なる。 ※1	指針の考え方どおり	現行安全解析と同じ	静的機器の単一故障を 想定した解析と同じ
	解析コード	—	—	—	—	—
	原子炉トリップ信号	—	—	—	—	—
解析結果	現行の安全解析結果	現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析結果	判 定	現行の安全解析を見直した解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析（影響確認）結果
	原子炉格納容器内水素濃度（%）	約 3.3 （事故発生後 30 日時点）	約 3.0 （事故発生後 30 日時点）	事故発生後少なくとも 30 日間 は水素濃度 4 %以下	約 3.0 （事故発生後 30 日時点）	約 3.5 （事故発生後 30 日時点）

※ 1 「図 9-6 解析に用いた原子炉格納容器内温度」を参照。

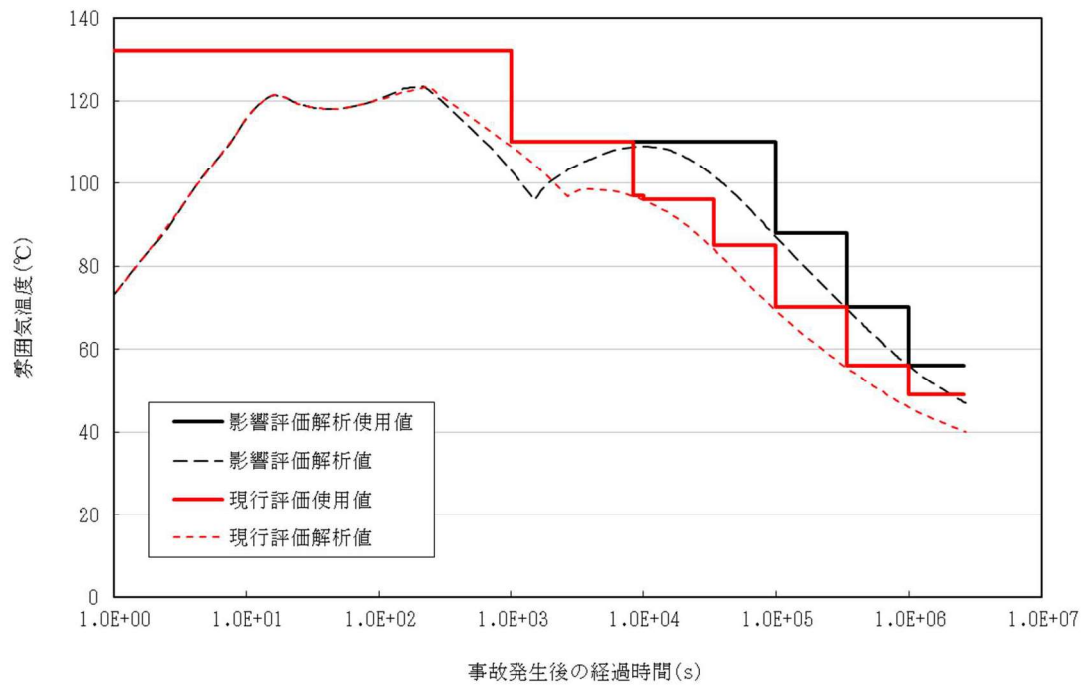


図 6 解析に用いた原子炉格納容器内温度

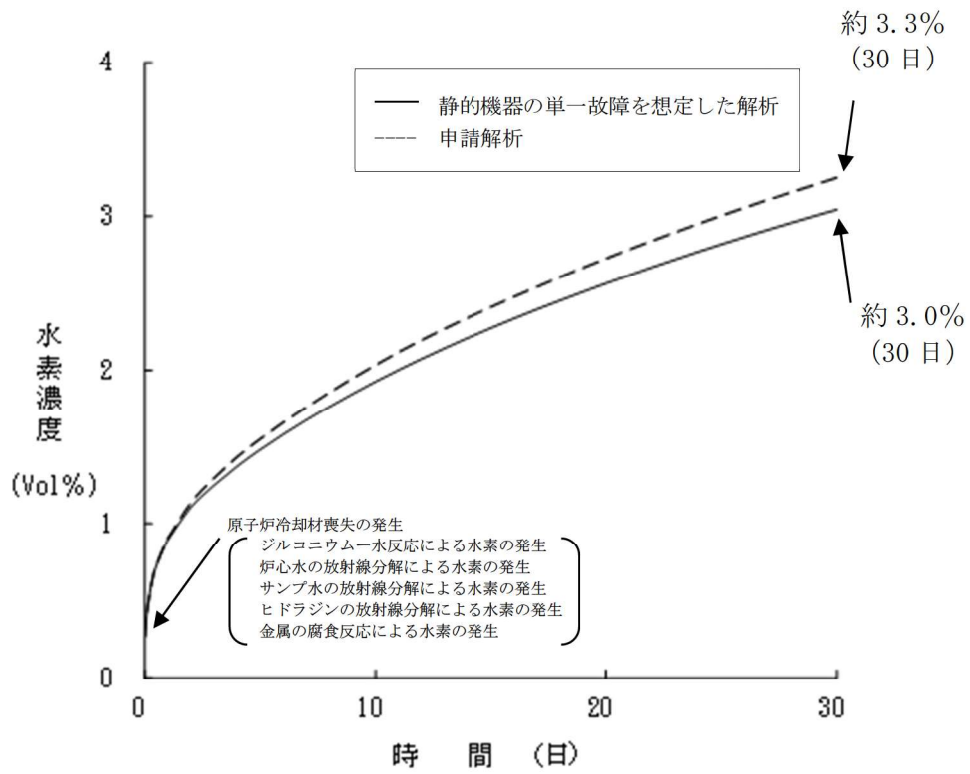


図7 可燃性ガスの発生

(4) 環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）に関する評価

a. 事故の原因

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

b. 核分裂生成物の放出量及び線量の解析条件及び解析結果

よう素，希ガスの大気放出過程図を図8，図9 に示す。

放射能放出経路及び被ばく経路図を図10 に示す。

解析条件及び解析結果を表5 に示す。

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

c. 影響評価結果

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

解析の結果、実効線量は、現行の安全解析値の約 0.23mSv に対して約 0.23mSv と同程度となることを確認した。



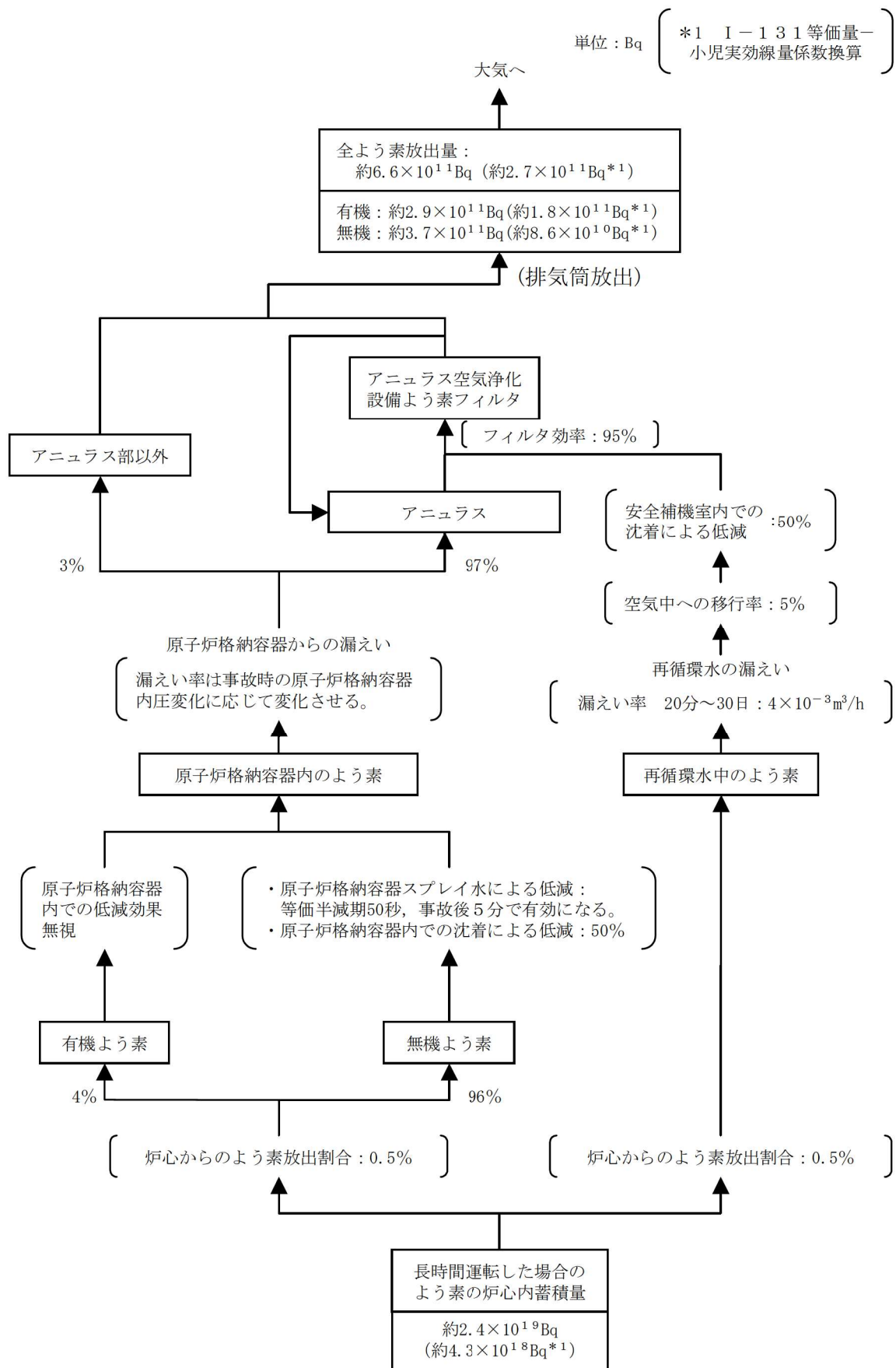


図8 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程（影響評価解析）

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

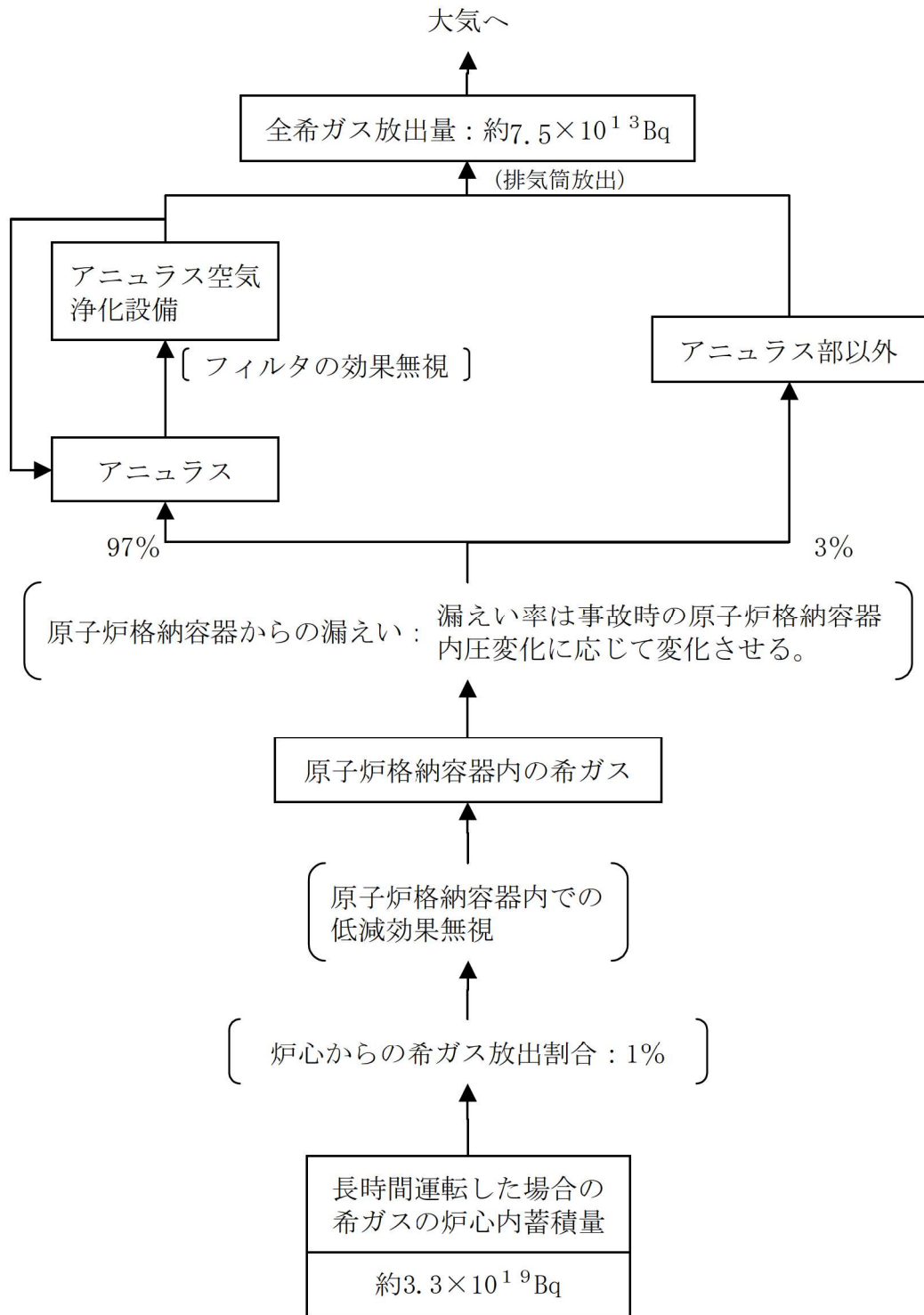


図9 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程（影響評価解析）

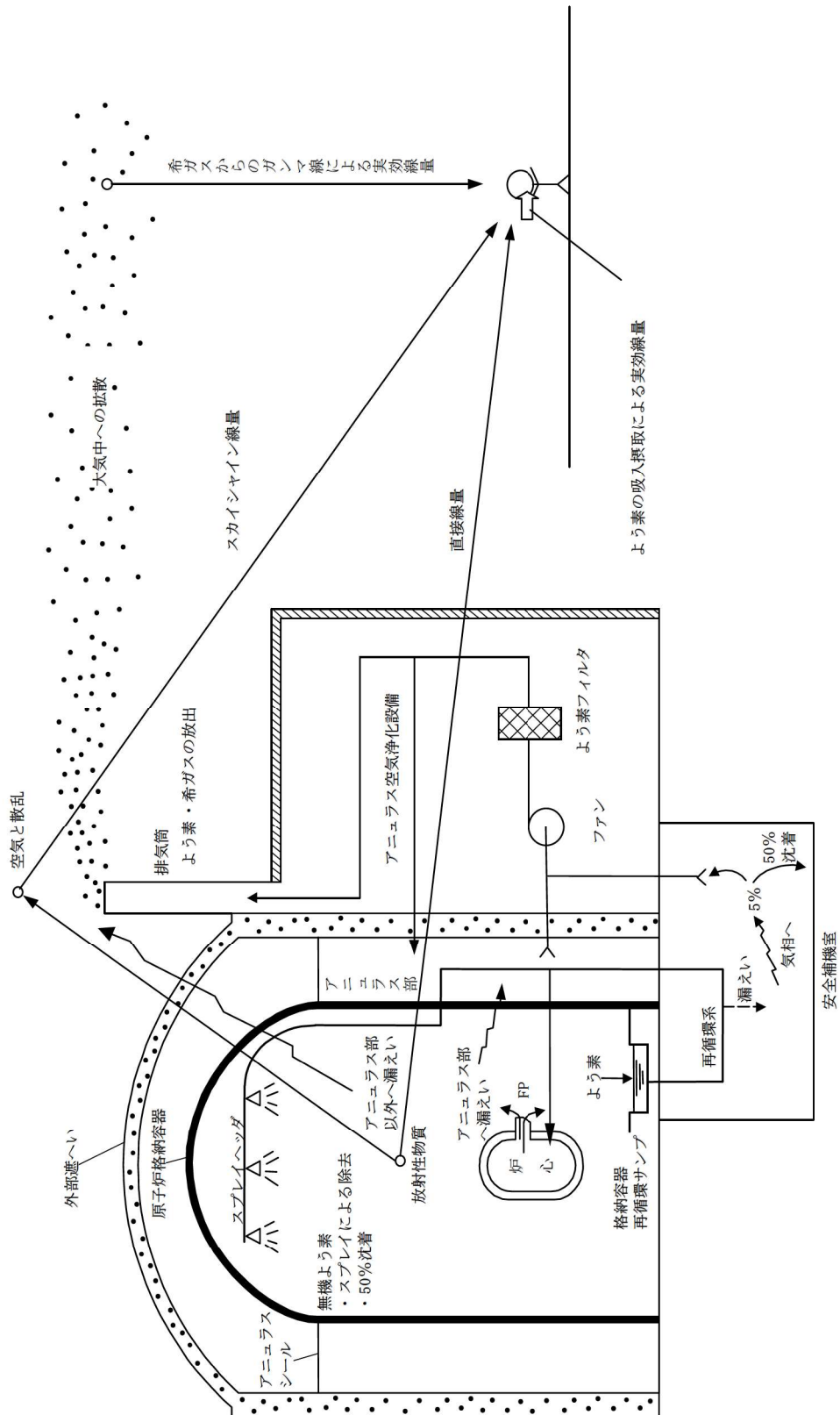


図 10 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果

解析条件	現行の安全解析※1	静的機器の単一故障を想定した解析	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	同 左	定格熱出力(2,652MWt)の102%
動的機器	ディーゼル発電機1台	考慮しない	<現行安全解析> 動的機器の単一故障として、放射性物質の放出の観点から最も厳しい
静的機器	考慮しない	短期(再循環切替まで): 考慮しない 長期(再循環切替後): 1系列のスプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を考慮	<影響評価解析> 静的機器の単一故障として、1系統のスプレイ配管逆止弁出口部の全周破断を想定
原子炉運転時間	最高40,000時間	同 左	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉心内蓄積量のうち 希ガス 1% よう素 0.5%	同 左	指針の考え方どおり (燃料棒の破損率を100%と仮定)
原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物のうち、原子炉格納容器内に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効率	スプレイ水によるよう素除去に対する 等価半減期 無機よう素 50秒 ただし、有機よう素・希ガスについては考慮しない。	同 左	設計に基づく無機よう素の等価半減期は50秒以下である。 指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効果が有効になる時間	事故後5分	同 左	設計値(約4.9分)を上回る値

※1 格納容器スプレイ配管2重化後も動的単一故障の解析結果に影響はない。

表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解析条件	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい率	次式により求めた値を下回らない値 $L = \frac{C}{V} \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}}$ L : 漏えい率 C : 定数 V : 原子炉格納容器気相部体積 ΔP : 差圧 ρ : CV内気体密度 (MOX炉心を考慮)	同左 ただし、原子炉格納容器内圧力が安全解析と異なる。	指針の考え方どおり、事故後の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。 ※1
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	同左	指針どおり
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタのよう素除去効率	95%	同左	設計上は95%以上（温度約100℃、相対湿度約80%）の効率を期待できる。
アニュラス部の負圧達成までのよう素用フィルタのよう素除去効率	(0～10分) アニュラス空気浄化設備を通して全量放出（フィルタの効果は考慮しない。）	(0～10分) 同左	負圧達成時間は10分以内であり、評価上は10分とする。
負圧達成後のアニュラス排気風量	(10分～30分) アニュラス空気浄化設備を通してファイン容量で放出（フィルタの効果は考慮する。）	(10分～30分) 同左	小容量排気への切り替え時間は30分とする。
再循環系から安全補機室内への漏えい率	(30分～30日) アニュラス空気浄化設備を通してファイン容量の35.5%放出（フィルタの効果は考慮する。）	(30分～30日) 同左	設計値は $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 以下である。
再循環開始時間	事故後20分	同左	設計に基づく評価では20分以上である。
再循環水中の放射能量	炉心内よう素蓄積量の0.5%	同左	指針の考え方どおり 〔原子炉格納容器内に放出されたよう素と同量とする。〕

※1 「図9-11 原子炉格納容器からの漏えい率」を参照。



表5 「原子炉冷却材喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

解析条件	現行の安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	選定理由
再循環水体积	1,400 m <sup>3</sup>	同 左	設計値は 1,400 m <sup>3</sup> 以上である
再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率	5%	同 左	指針どおり
安全補機室内でのよう素沈着率	50%	同 左	指針どおり
原子炉格納容器内核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量評価用の線源	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量のうち 希ガス 1% ハロゲン 0.5% その他 0.01%	同 左	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量を下回らない値
事故の評価期間	30 日	同 左	指針の考え方どおり 〔原子炉格納容器内からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間〕
環境への放射性物質の放出	排気筒放出で評価	同左	排気筒から放出される。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) x/Q : 約 4.3 × 10 <sup>-5</sup> S/m <sup>3</sup> D/Q : 約 3.1 × 10 <sup>-19</sup> Gy/Bq	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) x/Q : 約 3.9 × 10 <sup>-5</sup> S/m <sup>3</sup> D/Q : 約 3.1 × 10 <sup>-19</sup> Gy/Bq	指針どおり
評価項目	現行の安全解析結果	静的機器の単一故障を想定した解析結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)	約 2.7 × 10 <sup>11</sup> Bq	約 3.1 × 10 <sup>11</sup> Bq	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えない。 ≦ 5 mSv
環境に放出される希ガス量 (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 6.1 × 10 <sup>13</sup> Bq	約 7.5 × 10 <sup>13</sup> Bq	
実効線量	約 0.23mSv <sup>※1, ※2</sup>	約 0.23mSv <sup>※1, ※2</sup>	

※1 方位毎のよう素の吸入摂取による実効線量, 希ガスからのγ線による実効線量及び直接・スカイシャイン線量の各々の最大値の合算値  
 ※2 実効線量には, 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線及びスカイシャイン線量 (約0.086mSv) を含む。

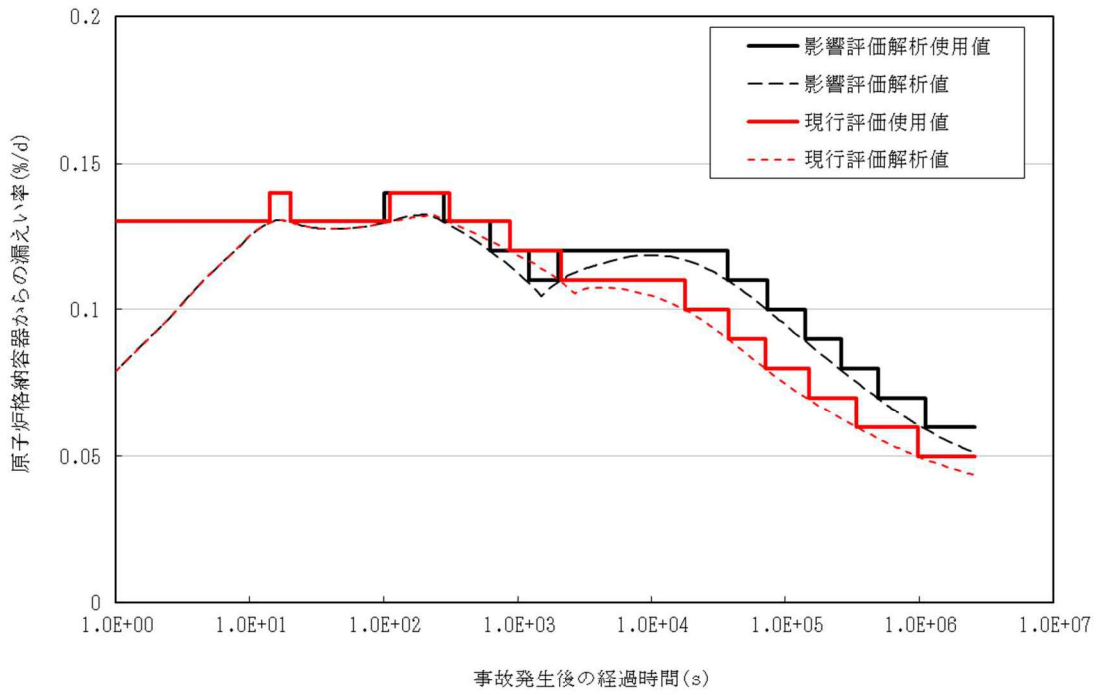
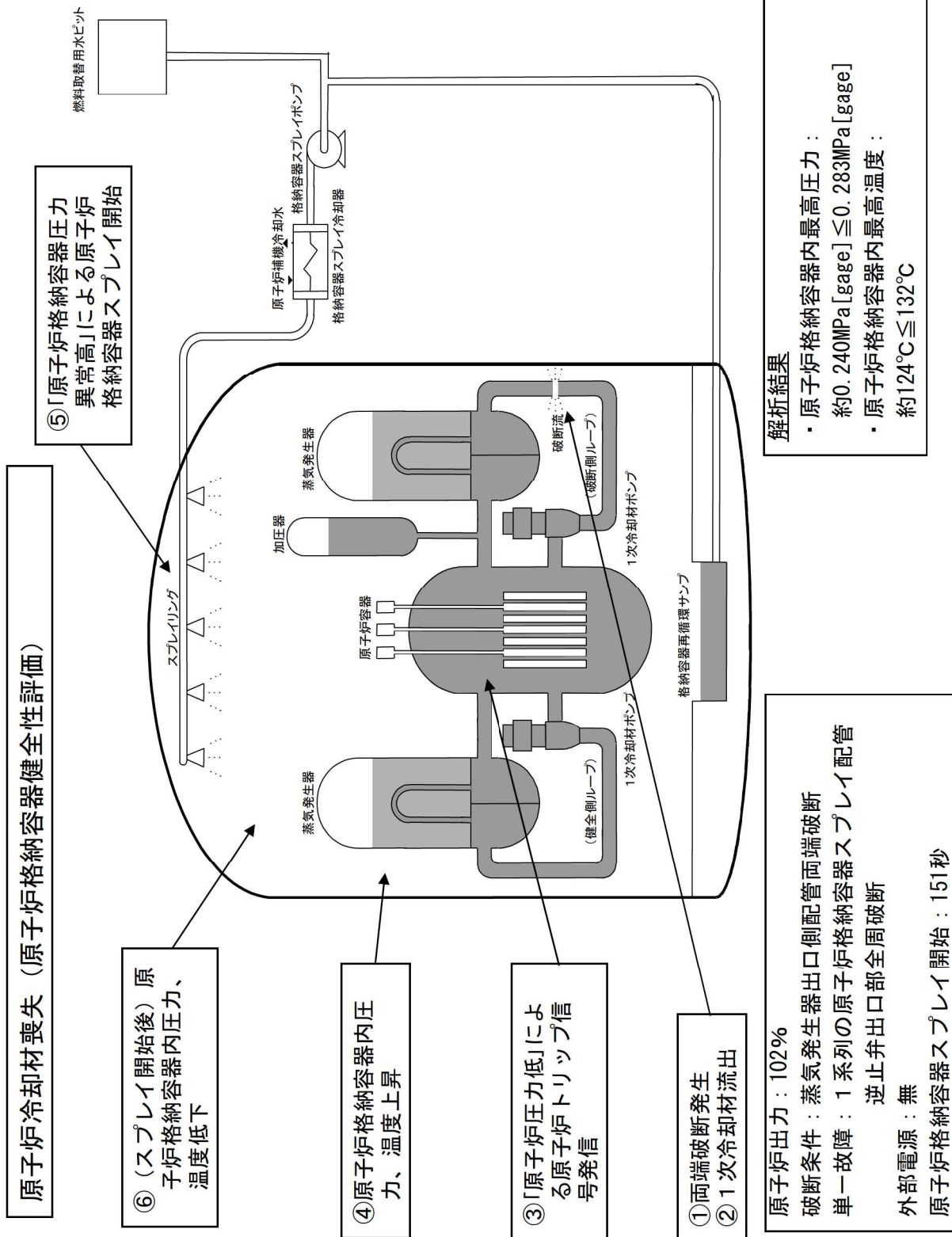


図 11 原子炉格納容器からの漏えい率



可燃性ガスの発生

「原子炉格納容器圧力異常高」による  
原子炉格納容器スプレイング

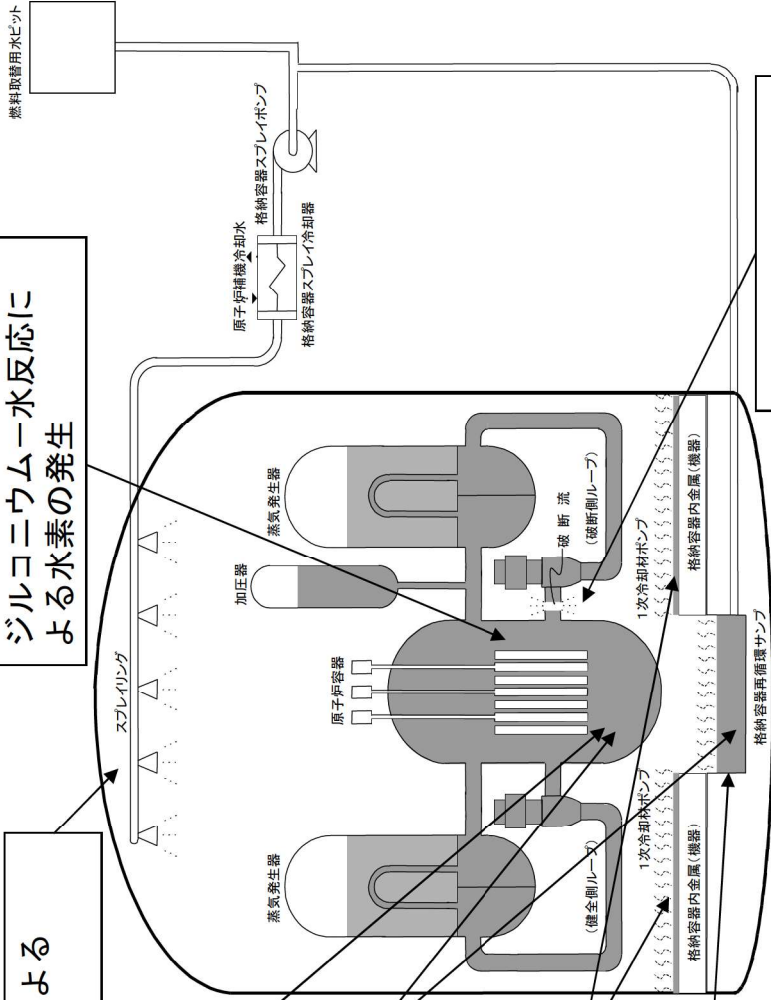
炉心水の放射線分解による  
水素の発生

ヒドラジンの放射線分解による  
水素の発生

金属の腐食反応による  
水素の発生

サンプル水の放射線分解による  
水素の発生

ジルコニウム-水反応による  
水素の発生



両端破断発生  
1次冷却材放出

原子炉出力：102%  
放射線分解による水素発生率  
炉心水：0.3分子/100eV  
サンプル水：0.4分子/100eV  
ヒドラジン：0.4分子/100eV  
単一故障：低圧注入系1系列

解析結果約3.0%（事故発生後30日時点）  
・水素濃度：



可燃性ガスの発生評価において変更した条件

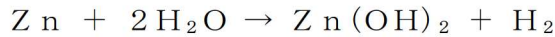
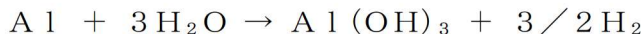
「可燃性ガスの発生」解析は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の健全性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、以下の水素発生要因を考慮している。

- ・ 炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解
- ・ ジルコニウム-水反応
- ・ スプレイに添加されるよう素除去薬品の放射線分解
- ・ 金属腐食反応

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

(1) 金属腐食反応

金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮している。



このうち原子炉格納容器内のアルミニウム使用量（表面積）として、現行   m<sup>2</sup> を使用しているが、シビアアクシデント対策有効性評価における水素燃焼の評価条件として採用した現実的な表面積である   m<sup>2</sup> を使用する。

また、アルミニウムの腐食による水素濃度は、原子炉格納容器内の雰囲気温度に依存する。原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内雰囲気温度の時間変化を図2-1に示す。この雰囲気温度より設定した評価に用いたアルミニウムの腐食率は表2-1となる。

表2-1 アルミニウムの腐食率

事故後の時間	現行安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析
0～ 86,400 秒		
86,400～ 100,000 秒		
100,000～ 340,000 秒		
340,000～ 1,000,000 秒		
1,000,000 秒以上		

注) 86,400秒までは pH調整前（酸性領域）の値

  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



(2) 水素発生要因別の評価結果

水素発生要因別の現行申請評価と影響評価との比較を表2-2に示す。

表2-2 評価結果 (事故後30日時点)

発生源	現行安全解析	静的機器の単一故障を想定した解析	現行安全解析ベース (アルミニウム使用量見直し)	影響確認
原子炉格納容器内水素発生量				
炉心水の分解	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>	約770m <sup>3</sup>
サンプル水の分解	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>	約270m <sup>3</sup>
ジルコニウム-水反応	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>	約150m <sup>3</sup>
アルミニウムの腐食	約150m <sup>3</sup>	約24m <sup>3</sup>	約12m <sup>3</sup>	約290m <sup>3</sup>
亜鉛の腐食	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>	約470m <sup>3</sup>
ヒドラジンの分解	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>	約89m <sup>3</sup>
合計発生量	約1,900m <sup>3</sup>	約1,800m <sup>3</sup>	約1,800m <sup>3</sup>	約2,000m <sup>3</sup>
原子炉格納容器内水素濃度	約3.3 vol %	約3.0 vol %	約3.0 vol %	約3.5 vol %

注) 水素発生量 (m<sup>3</sup>) は, 0°C, 1 atm

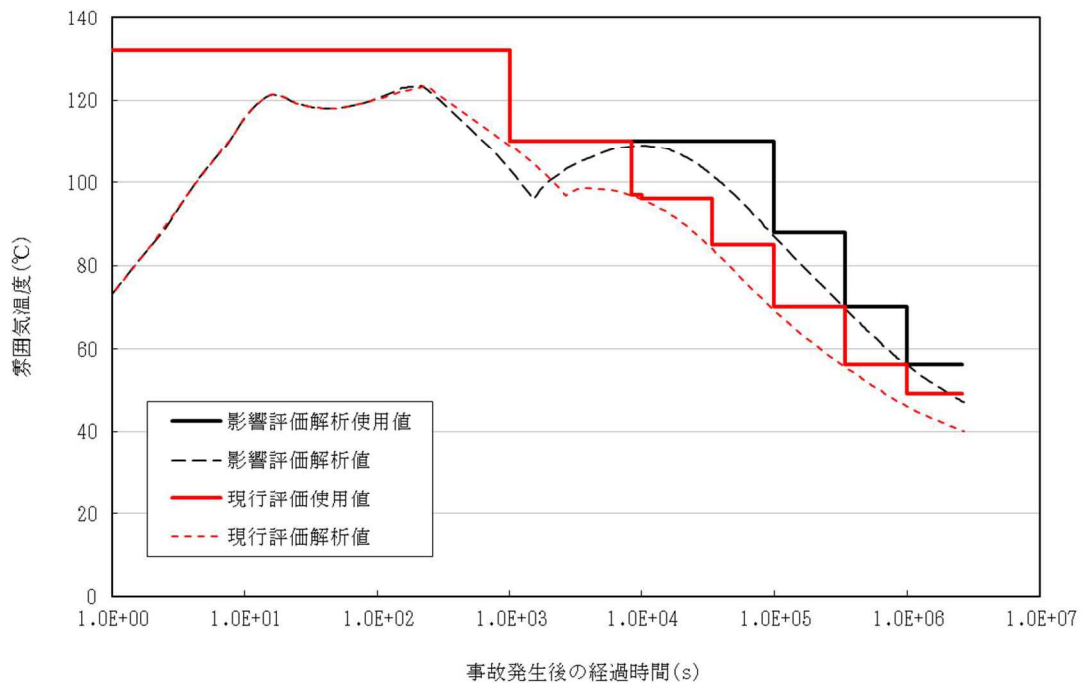


図 2-1 静的機器の単一故障を想定した解析に用いた原子炉格納容器内温度

## 原子炉格納容器からの漏えい率

## (1) はじめに

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

事故； 「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」

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

## (2) 漏えい率の計算方法(1)

原子炉格納容器からの漏えい率は次式で与えられる。

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

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

ここで、

$m$	: 原子炉格納容器からの漏えい量（質量流量）
$\Delta P$	: 原子炉格納容器内外の圧力差
$\rho$	: 原子炉格納容器内気体の平均密度
$M$	: 原子炉格納容器内気体の総質量
$V$	: 原子炉格納容器内の気相部体積
$C$	: 流路面積，流量係数等により決まる定数
$C'$	: $\frac{C}{V}$
$L$	: 漏えい率(%/d)

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

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

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

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

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

(2), (3)式により,  $C'$  を求めると次式が得られる。

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

事故時の漏えい率は(1)式より,

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

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

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

(5)式の $C'$  に(4)式を代入して, 漏えい率 $L$ を求める。

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

### (3) 漏えい率の計算結果

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

計算結果を図 3-1 に示す。

---

(1) 「事故時の格納容器漏洩率」 MAPI-1060 改 1

三菱重工業, 平成 12 年

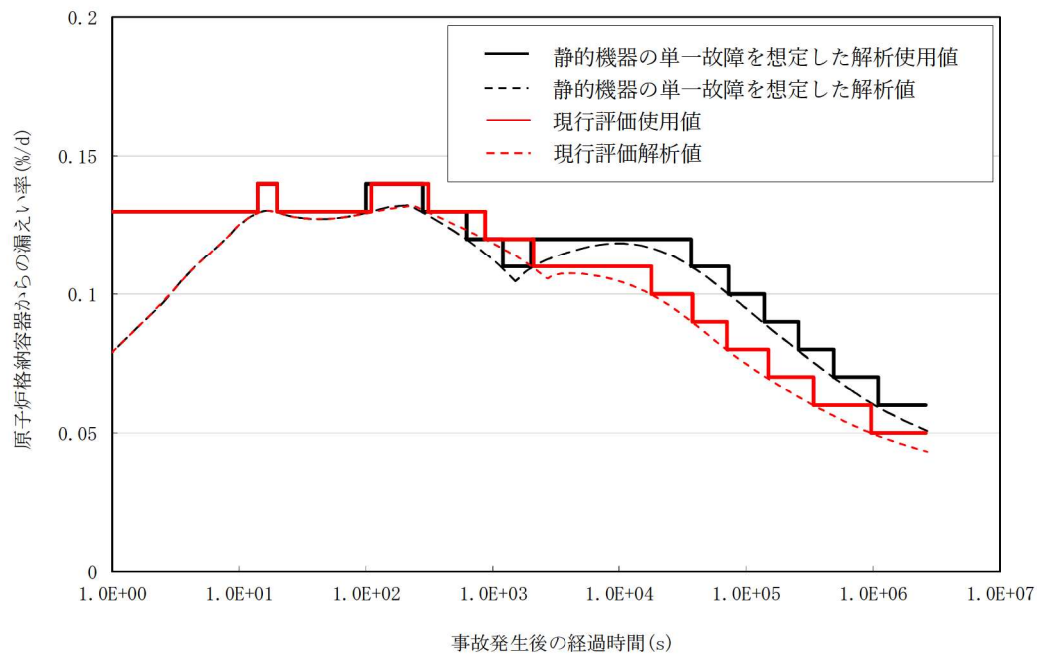


図 3-1 原子炉格納容器の漏えい率の時間変化

## 大気拡散に使用する気象条件

## (1) 相対濃度及び相対線量

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

そこで、線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「 $\chi/Q$ 」という。）を1997年1月から1997年12月までの1年間の観測データを使用して求めた。すなわち、(1)式に示すように、風向、風速、大気安定度及び実効放出継続時間を考慮した $\chi/Q$ を陸側方位について求め、方位別にその値の小さい方から大きい方へ累積度数を求め、年間のデータ数に対する出現頻度（%）で表わすことにする。横軸に $\chi/Q$ を、縦軸に累積出現頻度を取り、着目方位ごとに $\chi/Q$ の累積出現頻度分布を描き、この分布から、累積出現頻度が97%に当たる $\chi/Q$ を方位別に求め、そのうち最大のを安全解析に使用する相対濃度とする。

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

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

$\chi/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$T$  : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i$  : 時刻  $i$  において風向が該当方位にあるとき

$$\delta_i = 1$$

時刻  $i$  において風向が他の方位にあるとき

$$\delta_i = 0$$

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

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

$\sigma_{yi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $y$  方向の広がりパラメータ (m)

$\sigma_{zi}$  : 時刻  $i$  における濃度分布の  $z$  方向の広がりパラメータ (m)

$U_i$  : 時刻  $i$  における風速 (m/s)

$H$  : 放出源の有効高さ (m)



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

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

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

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

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数 ( $\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )

$E_{\gamma}$  :  $\gamma$  線の実効エネルギー (MeV/dis)

$\mu_{\text{en}}$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

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

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

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$B(\mu \cdot r)$  : 空気に対する  $\gamma$  線の再生係数

$$B(\mu \cdot r) = 1 + \alpha \cdot (\mu \cdot r) + \beta \cdot (\mu \cdot r)^2 + \gamma \cdot (\mu \cdot r)^3$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点( $x', y', z'$ )における放射性物質の濃度  
( $\text{Bq/m}^3$ )

ただし、 $\mu_{\text{en}}$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を使用。

実効放出継続時間としては、「(2)実効放出継続時間」で説明するとおり、よう素及び希ガスのそれぞれ事故期間中の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除して求めた表4-1に示す値を用いる。

事故時の線量評価に用いる $\chi/Q$ 及びD/Qは、陸側方位のうち、よう素の吸入摂取による実効線量、希ガスからの $\gamma$ 線による実効線量のそれぞれが最大となる方位の値を使用する。

表 4-1 事故時の方位別  $\chi/Q$ 、 $D/Q$

$\chi/Q$ , $D/Q$	現行安全解析		静的機器の単一故障 を想定した解析	
	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )	$\chi/Q$ ( $s/m^3$ )	$D/Q$ ( $Gy/Bq$ )
実効放出 継続時間	3 時間	11 時間	4 時間	11 時間
放出高さ 着目方位	排気筒放出		排気筒放出	
S E	$4.3 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-19}$	$3.9 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-19}$

(2) 実効放出継続時間

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

影響評価解析では、別添 3 「原子炉格納容器からの漏えい率」に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率の変更となることから、線量評価に使用する実効放出継続時間の変更となる。

放出量及び実効放出継続時間の比較を表 4-2 に示す。

表 4-2 放出量及び実効放出継続時間

項目	現行安全解析			静的機器の単一故障を想定した解析		
	全放出量 (Bq)	1 時間 当たりの 最大放出量 (Bq)	実効放出 継続時間 (h)	全放出量 (Bq)	1 時間 当たりの 最大放出量 (Bq)	実効放出 継続時間 (h)
よう素 (I-131 等価量-小 児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ ( $2.68 \times 10^{11}$ )	約 $7.1 \times 10^{10}$ ( $7.01 \times 10^{10}$ )	3	約 $3.1 \times 10^{11}$ ( $3.10 \times 10^{11}$ )	約 $7.1 \times 10^{10}$ ( $7.01 \times 10^{10}$ )	4
希ガス ( $\gamma$ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ ( $6.07 \times 10^{13}$ )	約 $5.2 \times 10^{12}$ ( $5.16 \times 10^{12}$ )	11	約 $7.5 \times 10^{13}$ ( $7.48 \times 10^{13}$ )	約 $6.4 \times 10^{12}$ ( $6.38 \times 10^{12}$ )	11

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

## 事故時に 1 次冷却材をサンプリングする設備について

事故時に 1 次冷却材をサンプリングする設備の代替性評価において想定する設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故（大破断 L O C A）においては，事象発生後に安全注入信号，格納容器隔離信号の発信等により，格納容器隔離弁は閉止され，原子炉格納容器バウンダリが維持されることにより，原子炉格納容器内の再循環水（ほう酸水）の希釈源となる純水等が原子炉格納容器外より新たに供給されることはない。したがって，再循環水のほう素濃度が希釈されることはないと考えている。

しかしながら，原子炉格納容器内には純水を内部に保有する配管，タンク等の機器のうち，耐震 S クラス設計でないものが複数あり，事故後長期間において地震の重畳を仮定した場合，それらの損壊により内部保有水が流出，再循環水に混入し，ほう素濃度を希釈するおそれがある。

そこで，以下では，事故後長期間に地震が重畳すると仮定し，耐震 B・C クラスの機器が損壊した場合であっても，再循環水のほう素濃度は未臨界維持に必要なほう素濃度以上を確保でき，格納容器再循環サンプ水位計を用いた代替性評価に影響のないことを確認する。具体的には，現状評価におけるほう素濃度 2,363ppm の再循環水に混入してもよい希釈水の許容量（未臨界ほう素濃度に至るまで）と，地震時損壊を仮定する機器の純水の総保有量を比較し，後者の方が小さいことを確認する。

## （1）希釈水の許容量

現状評価のほう素濃度に混入してもよい希釈水（ほう素濃度 0ppm）の許容量を図 1 の考え方で算出すると，表 1 のとおりとなる。なお，ここでは保守的に，希釈水が流入した分だけ燃料取替用水ピット水が減少すると仮定している。

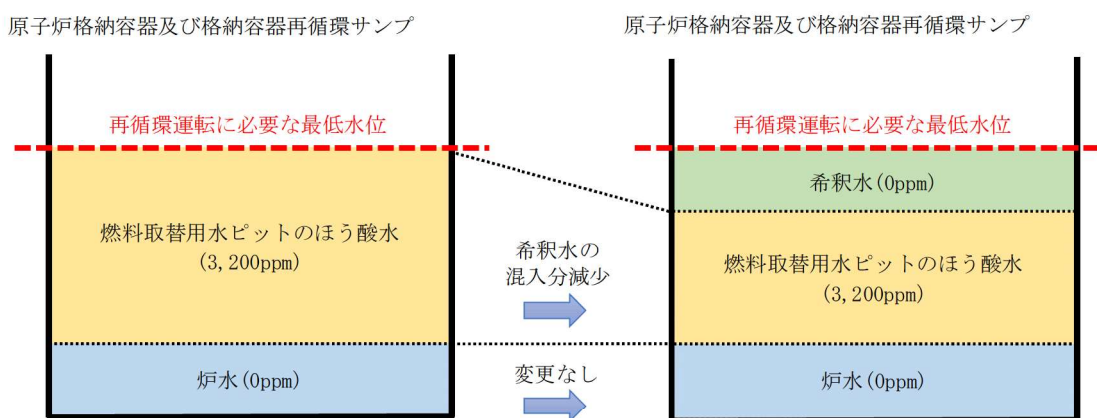


図 1 再循環水の希釈水の許容量の考え方



表1 再循環水の希釈水許容量の算出結果

現状評価の再循環水のほう素濃度	未臨界維持に必要なほう素濃度	希釈水許容量
2,363ppm	1,800ppm	□

(2) 希釈源となる機器保有水量

耐震Sクラス以外の原子炉格納容器内機器の各保有水量は表2のとおりであり、合計□となるため、希釈水許容量の□を下回る。

表2 希釈源となる原子炉格納容器内機器の保有水量

希釈源となる原子炉格納容器内機器	耐震クラス	保有水量	備考
加圧器逃がしタンク	B	□	
余剰抽出冷却器（胴側）	C		
格納容器冷却材ドレンタンク	B		
1次冷却材パージ水ヘッドタンク	B		
格納容器サンプ	—		
格納容器再循環ユニット	C		C, D 格納容器再循環ユニットは実力耐震Sクラスチェック済より除外
制御棒駆動装置冷却ユニット	C		
1次冷却材ポンプ冷却器及び機内配管	C		
その他関連配管	C		
合計 (m <sup>3</sup> )	—		

(3) まとめ

上記のとおり、耐震Sクラス以外の機器が損壊し、その保有水が再循環水へ混入し希釈されたとしても、再循環水のほう素濃度は未臨界ほう素濃度を下回ることはないことから、現状の「格納容器再循環サンプ水位が再循環運転に必要な最低水位以上であれば、原子炉が未臨界であることを確認できる」という評価結果に影響はない。

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

## 原子炉格納容器スプレイ設備の単一故障の評価に係る記載

原子炉格納容器スプレイ設備における単一故障についての影響評価解析において、解析条件を変更していることを踏まえて、設置変更許可申請書添付書類十の評価における扱いを整理した。

現行安全解析に対して同程度の結果となった静的機器の単一故障を仮定した影響評価解析については以下の条件とし、設置変更許可申請書の現行安全解析の記載箇所において、必要に応じ併記することとする。

- 動的機器の単一故障を仮定した現行安全解析と同等の保守性とするため、単一故障想定の違いに伴って変更となる解析条件以外については、現行安全解析条件のとおりとする。
- ただし、「可燃性ガスの発生」については、現行安全解析についても、水素発生源のうち金属の腐食反応（原子炉格納容器内のアルミニウム使用量）の条件を重大事故等対策の有効性評価で使用している条件に合わせて見直す。

評価についての詳細を表 1 に示す。



表 1 原子炉格納容器スプレイ設備の単一故障の評価に係る記載（変更箇所の抜粋）

従来記載・届出	変更案
	<p><b>【記載の方針】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 位置、構造及び設備に関する説明 原子炉格納容器スプレイ設備のうちスプレイリングは単一設計とするが、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、安全機能を達成できる設計とする旨を記載する。</li> <li>○ 設計基準事故の評価及び結果に関する説明 解析条件として、従来の動的機器の単一故障を基本とし、静的機器の単一故障を併記する。評価結果は、従来の単一故障想定に記載とする。 可燃性ガス評価は、従来からの設計基準事故についても SA 有効性評価に合わせ水素発生源のうち金属の腐食反応（原子炉格納容器内のアルミニウム量）を変更する。そのため、解析条件及び解析結果の記載を見直す。</li> <li>○ 安全設計に関する説明 従来の動的機器の単一故障のほか静的機器の単一故障として配管 1 箇所の全周破断を仮定すること。また、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の安全機能を達成できるよう、格納容器スプレイ配管を多重化した上で、逆止弁を設置する旨を記載する。</li> <li>○ 事故の種類、程度、影響などに関する説明 解析条件として、従来の動的機器の単一故障を基本とし、静的機器の単一故障を併記する。結論は、静的機器の単一故障の場合の評価結果の数値を併記する。</li> <li>○ 安全解析に使用する気象条件 静的機器の単一故障の場合の評価に用いる相対濃度及び相対線量を脚注において補足する。</li> </ul>

従来記載・届出		変更案	
+++++	以下、位置、構造及び設備に関する説明	+++++	以下、位置、構造及び設備に関する説明
+++++	五、原子炉及びその附属施設(位置、構造及び設備) 3号炉 ロ. 発電用原子炉施設(一般構造) (ロ) その他の主要な構造 (3) 原子炉施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得るように設計する。また、このうち、重要度の特に高い系統は、多重性又は多様性及び独立性を備えるように設計するとともに、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように設計する。	+++++	五、原子炉及びその附属施設(位置、構造及び設備) 3号炉 ロ. 発電用原子炉施設(一般構造) (3) その他の主要な構造 (イ) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。 a. 設計基準対象施設 (イ) 安全施設 (g-1) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。このうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統は、原則、多重性又は多様性及び独立性を備える設計とともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかが生じた場合であっても、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計とする。
+++++	1. 安全設計 1.2 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に対する適合	+++++	1. 安全設計 以下、安全設計に関する説明 +++++ 1.13 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針 1.13.3 原子炉設置変更許可申請(平成25年7月8日申請)に係る安全設計の方針 1.13.3.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設(位置、構造及び設備)の基準に関する規則(平成25年7月8日施行)」に対する適合
+++++	指針9. 信頼性に関する設計上の考慮 2. について 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した又は多様性のある独立した系統を設け、各系列又は各系相互間は、隔離距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物	+++++	第十二条 安全施設 2. について 重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系統又は多様性のある独立した系統を設け、想定される動的機器の単一故障又は長期間の使用が想定される静的機器



理的に分離し、想定される単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とする。ただし、静的機器については、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又はその故障の発生確率が十分低い場合には、必ずしも多重性又は多様性及び独立性を備えた設計としない。

の単一故障を仮定しても所定の安全機能が達成できる設計とする。

・・・(略)・・・

重要度が特に高い安全機能を有する系統において、設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計である原子炉格納容器スプレイレイン設備の格納容器スプレイレイン配管については、多重化する。また、単一設計とするスプレイレイン配管については、想定される最も過酷な単一故障の条件として、配管1箇所の全周破断を想定した場合においても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。ここで、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の原子炉格納容器の冷却機能を達成できるように、スプレイレイン流量を確保するための逆止弁を設置する。

- 5. 原子炉格納施設
- 5. 2 原子炉格納容器スプレイレイン設備

- 9. 原子炉格納施設
- 9. 2 原子炉格納容器スプレイレイン設備

5.2.1 概要

原子炉格納容器スプレイレイン設備は、格納容器スプレイレインポンプ、格納容器スプレイレイン冷却器、よう素除去薬品タンク、pH調整剤貯蔵タンク、配管、弁等で構成し、原子炉冷却材喪失時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイレインする。原子炉格納容器スプレイレイン設備系統概要図を第5.2.1図に示す。原子炉格納容器スプレイレイン設備は、原子炉冷却材喪失時に以下に示す機能を果たす。

原子炉格納容器スプレイレイン設備は、格納容器スプレイレインポンプ、格納容器スプレイレイン冷却器、よう素除去薬品タンク、pH調整剤貯蔵タンク、配管、弁等で構成し、原子炉冷却材喪失時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイレインする。原子炉格納容器スプレイレイン設備系統概要図を第9.2.1図に示す。原子炉格納容器スプレイレイン設備は、原子炉冷却材喪失時に以下に示す機能を果たす。

- (1) 原子炉格納容器内の圧力ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧する。
- (2) 原子炉格納容器内雰囲気中の放射性よう素を除去する。

- (1) 原子炉格納容器内の圧力ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧する。
- (2) 原子炉格納容器内雰囲気中の放射性よう素を除去する。

5.2.2 設計方針

- (3) 多重性及び独立性

原子炉格納容器スプレイレイン設備は2系列で構成し、各系統ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

原子炉格納容器スプレイレイン設備は2系統で構成し、各系統ごとに独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性及び独立性を備えた設計とする。

原子炉格納容器スプレイレイン設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るようにより多重性及び独立性を有する設計とする。

原子炉格納容器スプレイレイン設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るようにより多重性及び独立性を有する設計とする。

単一故障に関連していう事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後24時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、原子炉冷却材喪失を想定する場合、原子炉格納容器スプレイレイン設備については、事故後の短期間は原子炉冷却材喪失発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

単一故障に関連していう事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後24時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、原子炉冷却材喪失を想定する場合、原子炉格納容器スプレイレイン設備については、事故後の短期間は原子炉冷却材喪失発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

単一設計としていた格納容器スプレイレイン配管については、多重化することとする。また、単一

設計とする静的機器であるサブレイリングについては、当該設備に要求される格納容器の冷却機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の安全機能を達成できるよう、サブレイ流量を確保するための逆止弁を設置する。

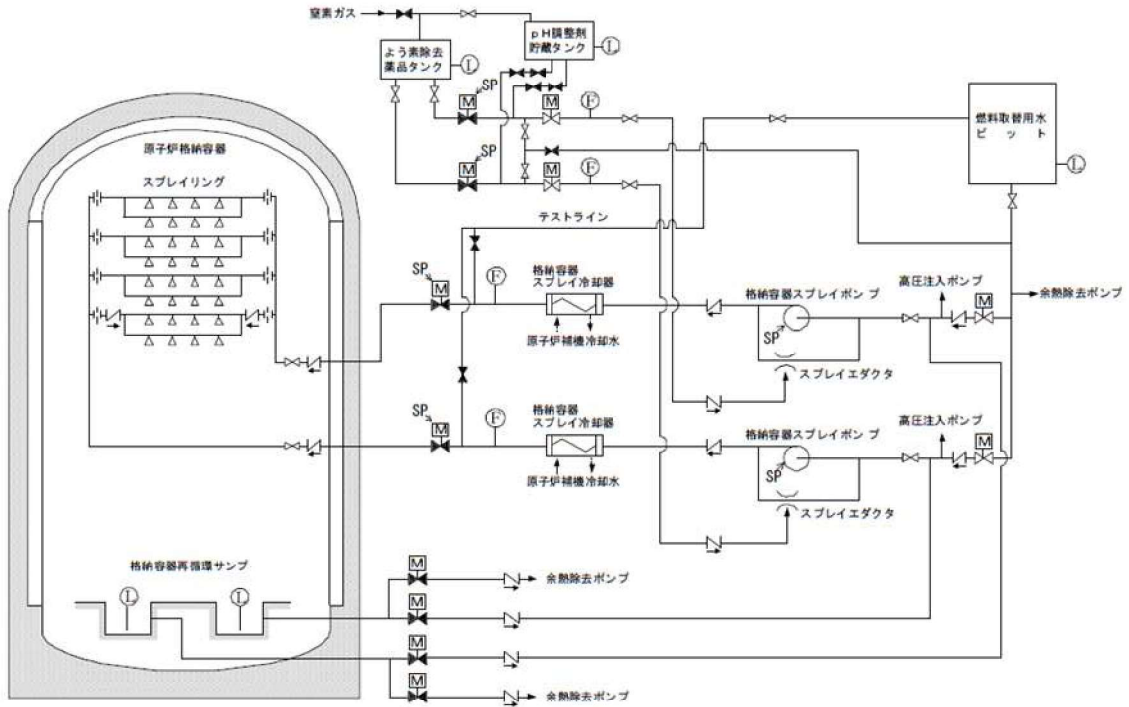
9.2.3 主要設備

(5) サブレインリング及びサブレイノズル

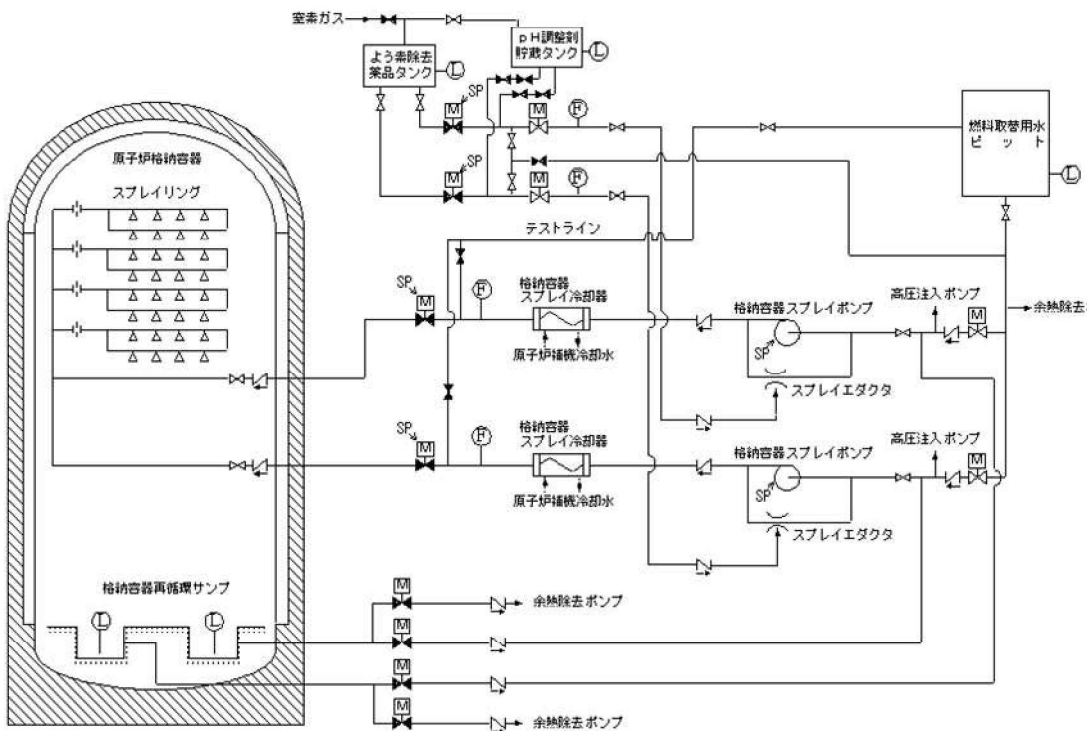
サブレイリングは、原子炉格納容器内に高さを変えて同心円状に4本設置する。最下段のサブレイリング入口の配管に逆止弁を設置する。サブレイノズルは、ホローコーン型で角度を変えてサブレイリングに取り付ける。

9.2.6 評価

想定される事故に対して、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得る。なお、静的機器であるサブレイリングについては単一設計としているが、当該設備に要求される格納容器の冷却機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の安全機能が達成される。



第 9.2.1 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図



第 5.2.1 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図



従来記載・届出	変更案
<p>一十十十 以下，設計基準事故の評価及び結果に関する説明 十十十十十十</p> <p>十，発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>ロ．設計基準事故</p> <p>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その評価の結果</p> <p>C. 3号炉</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>.....(略).....</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>.....(略).....</p> <p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>.....(略).....</p> <p>d. 原子炉炉冷却材喪失</p> <p>(f) 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。</p> <p>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。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は，事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(v) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉炉冷却材喪失</p> <p>(d) 単一故障の仮定として，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。</p> <p>また，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。</p> <p>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。</p>	<p>十十十十 以下，設計基準事故の評価及び結果に関する説明 十十十十十十</p> <p>十，発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項</p> <p>ロ．設計基準事故</p> <p>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その評価の結果</p> <p>C. 3号炉</p> <p>(1) 基本方針</p> <p>.....(略).....</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>.....(略).....</p> <p>(iv) 環境への放射性物質の異常な放出</p> <p>.....(略).....</p> <p>d. 原子炉炉冷却材喪失</p> <p>(f) 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。</p> <p>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。</p> <p>(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は，事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。</p> <p>(v) 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化</p> <p>a. 原子炉炉冷却材喪失</p> <p>(d) 単一故障の仮定として，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。</p> <p>また，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。</p> <p>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。</p>

従来記載・届出	変更案
<p>b. 可燃性ガスの発生            ……(略) ……</p> <p>(f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>(3) 評価結果            ……(略) ……</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。このときの原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30日時点で約3.3%であり、可燃限界である4%を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.29mSv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ない。</p> <p>+++++ 以下、事故の種類、程度、影響等に関する説明 +++++</p> <p>3. 事故の解析            3.4 環境への放射性物質の異常な放出            3.4.4 原子炉冷却材喪失            3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略) ……</p> <p>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            ……(略) ……</p> <p>(2) 評価条件            ……(略) ……</p> <p>f. 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</p>	<p>b. 可燃性ガスの発生            ……(略) ……</p> <p>(f) 単一故障の仮定として、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。</p> <p>(3) 評価結果            ……(略) ……</p> <p>d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。このときの原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、最高温度となるが、最高使用温度を超えない。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後、30日時点で約3.0%であり、可燃限界である4%を下回っている。</p> <p>e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において、約0.29mSv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ない。</p> <p>+++++ 以下、事故の種類、程度、影響等に関する説明 +++++</p> <p>3. 事故の解析            3.4 環境への放射性物質の異常な放出            3.4.4 原子炉冷却材喪失            3.4.4.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策            ……(略) ……</p> <p>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            ……(略) ……</p> <p>(2) 評価条件            ……(略) ……</p> <p>f. 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</p>

変更案	従来記載・届出																
<p>不作為を仮定する。</p> <p>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、再循環切替後の格納容器スプレイ配管 1 本の逆止弁出口部の瞬時の両端破断のケースも考慮する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(16)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第3.4.4.1表の漏えい率とする。</p> <p>なお、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所についての再循環切替後の瞬時の両端破断ケースは、第3.4.4.2表の漏洩率とする。</p> <p>・・・(略)・・・</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>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次表に示す。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。</p>	<p>の不作為を仮定する。</p> <p>g. 原子炉格納容器からの漏えい率<sup>(16)</sup>は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とし、第3.4.4.1表の漏えい率とする。</p> <p>・・・(略)・・・</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>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次表に示す。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。</p>																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</td> <td>約 <math>2.7 \times 10^{11}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)</td> <td>約 <math>6.1 \times 10^{13}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>実効線量</td> <td>約 0.23mSv</td> </tr> </tbody> </table>	評価項目	評価結果	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	実効線量	約 0.23mSv	<table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</td> <td>約 <math>2.7 \times 10^{11}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)</td> <td>約 <math>6.1 \times 10^{13}</math> Bq</td> </tr> <tr> <td>実効線量</td> <td>約 0.23mSv</td> </tr> </tbody> </table>	評価項目	評価結果	よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq	希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq	実効線量	約 0.23mSv
評価項目	評価結果																
よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq																
希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq																
実効線量	約 0.23mSv																
評価項目	評価結果																
よう素 (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)	約 $2.7 \times 10^{11}$ Bq																
希ガス (γ線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $6.1 \times 10^{13}$ Bq																
実効線量	約 0.23mSv																
<p>3.4.4.3 結論</p> <p>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 台の不作為を仮定した場合と同程度の約0.23mSv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。</p>	<p>3.4.4.3 結論</p> <p>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ない。</p>																



従来記載・届出	変更案
<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策  .....(略).....</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析  (1) 解析方法<sup>(18)</sup>  .....(略).....</p> <p>(2) 解析条件  .....(略).....</p> <p>d. 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、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、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ュ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。  .....(略).....</p>	<p>3.5 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化</p> <p>3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>3.5.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策  .....(略).....</p> <p>3.5.1.2 事故経過の解析  (1) 解析方法<sup>(18)</sup>  .....(略).....</p> <p>(2) 解析条件  .....(略).....</p> <p>d. 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、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、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ュ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。  .....(略).....</p>
<p>(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 1 次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り、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り、約 17 秒後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 0.220MPa [gage] が現れる。その後、熱吸収体により蒸気発生器を経て原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。</p>	<p>(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 1 次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り、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り、約 17 秒後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 0.220MPa [gage] が現れる。その後、熱吸収体により蒸気発生器を経て原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。</p> <p>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事故後約 6 秒で達することにより、約 151 秒後から原子炉格納容器スプレイ設備によるスプレイが開始され、これ以降スプレイによる除熱も行われる。  事故後約 219 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放出が減少することにより、第 2 ピーク圧力約 0.241MPa [gage]、温度約 124℃ が現れ、これが最高圧力及び最高温度となり、これ以降圧力及び温度は低下していく。</p>

従来記載・届出	変更案
<p>していく。</p> <p>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0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力0.283MPa[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とする。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策 ・・・(略)・・・</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法 ・・・(略)・・・</p> <p>(2) 解析条件 ・・・(略)・・・</p> <p>b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプ水及びビドドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>f. 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、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。</p> <p>(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、事故発生の30日後では約3.3%となる。</p> <p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として、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。</p>	<p>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を下回る約0.240MPa[gage]であり、問題となることはない。</p> <p>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0.241MPa[gage]であり、最高使用圧力0.283MPa[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。</p> <p>3.5.2 可燃性ガスの発生</p> <p>3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策 ・・・(略)・・・</p> <p>3.5.2.2 事故経過の解析</p> <p>(1) 解析方法 ・・・(略)・・・</p> <p>(2) 解析条件 ・・・(略)・・・</p> <p>b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプ水及びビドドラジンの放射線分解、ジルコニウム-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。</p> <p>f. 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、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。</p> <p>(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、事故発生の30日後では約3.0%となる。</p> <p>3.5.2.3 結論 可燃性ガスが発生する事象として、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</p>



を仮定した場合と同程度の約3.0%であり、問題となることはない。

第3.4.4.1表 原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 110
0.14	110 ~ 310
0.13	310 ~ 870
0.12	870 ~ 2100
0.11	2100 ~ 18000
0.10	18000 ~ 38000
0.09	38000 ~ 71000
0.08	71000 ~ 150000
0.07	150000 ~ 340000
0.06	340000 ~ 970000
0.05	970000 ~ 2592000

第3.4.4.1表 動的機器の単一故障を想定した場合の原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 110
0.14	110 ~ 310
0.13	310 ~ 870
0.12	870 ~ 2100
0.11	2100 ~ 18000
0.10	18000 ~ 38000
0.09	38000 ~ 71000
0.08	71000 ~ 150000
0.07	150000 ~ 340000
0.06	340000 ~ 970000
0.05	970000 ~ 2592000

第3.4.4.2表 静的機器の単一故障を想定した場合の原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)
0.13	0 ~ 14
0.14	14 ~ 20
0.13	20 ~ 100
0.14	100 ~ 280
0.13	280 ~ 620
0.12	620 ~ 1,200
0.11	1,200 ~ 2,000
0.12	2,000 ~ 37,000
0.11	37,000 ~ 73,000
0.10	73,000 ~ 140,000
0.09	140,000 ~ 260,000
0.08	260,000 ~ 490,000
0.07	490,000 ~ 1,100,000
0.06	1,100,000 ~ 2,592,000

従来記載・届出

変更案

なお、単一設計とするスプレインリングに接続する配管1箇所についての再循環切替後の瞬時の両端破断ケースは、第3.4.4.2表の漏えい率とする。

+++++ 以下、安全解析に使用する気象条件の図 ++++++

+++++ 以下、安全解析に使用する気象条件の図 ++++++

第2.5.7表 事故時の方位別相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)及び実効放出継続時間

事故の種類 X/Q 又は D/Q 実効放出 放出高さ	原子炉冷却材喪失		放射性気体係 数処理施設 の設置		蒸気発生器伝熱管破損		燃料集合体の落下		制御棒飛び出し	
	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 3時間	D/Q (Gy/Bq) 11時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 3時間	D/Q (Gy/Bq) 15時間
NW	5.8×10 <sup>-6</sup>	6.8×10 <sup>20</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	5.8×10 <sup>-6</sup>	6.1×10 <sup>-20</sup>
NNW	0	4.0×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	3.5×10 <sup>-20</sup>
N	0	2.3×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	1.9×10 <sup>-20</sup>
NNE	0	3.3×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	2.8×10 <sup>-20</sup>
NE	0	5.9×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	4.7×10 <sup>-20</sup>
ENE	7.7×10 <sup>-6</sup>	8.2×10 <sup>20</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	7.7×10 <sup>-6</sup>	7.5×10 <sup>-20</sup>
E	1.6×10 <sup>-5</sup>	1.6×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	1.6×10 <sup>-5</sup>	1.5×10 <sup>-19</sup>
ESE	2.6×10 <sup>-5</sup>	2.2×10 <sup>19</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	2.6×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>
SE	4.3×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>19</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.3×10 <sup>-5</sup>	2.5×10 <sup>-19</sup>
SSE	3.4×10 <sup>-6</sup>	4.5×10 <sup>20</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	3.4×10 <sup>-6</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>
S	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.9×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.6×10 <sup>-20</sup>

注) D/Qはγ線エネルギー0.5MeVとして計算した。

第2.5.7表 事故時の方位別相対濃度(X/Q)、相対線量(D/Q)及び実効放出継続時間

事故の種類 X/Q 又は D/Q 実効放出 放出高さ	原子炉冷却材喪失		放射性気体係 数処理施設 の設置		蒸気発生器伝熱管破損		燃料集合体の落下		制御棒飛び出し	
	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 3時間	D/Q (Gy/Bq) 11時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 1時間	X/Q (s/m <sup>3</sup> ) 1時間	D/Q (Gy/Bq) 3時間	D/Q (Gy/Bq) 15時間
NW	5.8×10 <sup>-6</sup>	6.8×10 <sup>20</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	3.3×10 <sup>-19</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	5.8×10 <sup>-6</sup>	5.1×10 <sup>-20</sup>
NNW	0	4.0×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	3.5×10 <sup>-20</sup>
N	0	2.3×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	1.9×10 <sup>-20</sup>
NNE	0	3.3×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	2.8×10 <sup>-20</sup>
NE	0	5.9×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	0	4.7×10 <sup>-20</sup>
ENE	7.7×10 <sup>-6</sup>	8.2×10 <sup>20</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-19</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	7.7×10 <sup>-6</sup>	7.5×10 <sup>-20</sup>
E	1.6×10 <sup>-5</sup>	1.6×10 <sup>19</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-19</sup>	3.4×10 <sup>-5</sup>	1.6×10 <sup>-5</sup>	1.5×10 <sup>-19</sup>
ESE	2.6×10 <sup>-5</sup>	2.2×10 <sup>19</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	3.5×10 <sup>-19</sup>	4.0×10 <sup>-5</sup>	2.6×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-19</sup>
SE	4.3×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>19</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.2×10 <sup>-19</sup>	5.2×10 <sup>-5</sup>	4.3×10 <sup>-5</sup>	2.6×10 <sup>-19</sup>
SSE	3.4×10 <sup>-6</sup>	4.5×10 <sup>20</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	8.5×10 <sup>-20</sup>	5.1×10 <sup>-6</sup>	3.4×10 <sup>-6</sup>	4.5×10 <sup>-20</sup>
S	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.9×10 <sup>20</sup>	0	0	0	0	0	0	8.3×10 <sup>-7</sup>	1.6×10 <sup>-20</sup>

注1) D/Qはγ線エネルギー0.5MeVとして計算した。

注2) 原子炉冷却材喪失については、静的機器の単一故障を仮定した場合の解析では、着目方位SEのX/Qとして実効放出継続時間4時間の値3.9×10<sup>-5</sup>(s/m<sup>3</sup>)及びD/Qとして実効放出継続時間11時間の値3.1×10<sup>-19</sup>(Gy/Bq)を用いる。

## 泊発電所におけるケーブルの系統分離について

## 1. はじめに

原子力規制委員会より平成 28 年 1 月 6 日に指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について(指示)」(原規規発第 1601063 号)(以下、「指示文書」という。)が発出されており、これに従い、当社は平成 28 年 3 月 31 日に「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について(報告)」を提出している。本報告においては、当社の要求事項である「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(昭和 40 年通商産業省令第 62 号)」(以下、「旧技術基準」という。)に照らし、不適切なケーブル敷設はないことを確認したことを報告している。(参考-1)

ここでは、平成 25 年 6 月に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下、「新技術基準」という。)に対する適合性について以下に説明する。

## 2. 3号炉のケーブルの系統分離に対する要求

3号炉の安全系は電源が2系統となっており、旧技術基準に基づいて設計されていることから、ケーブルトレイ及び電線管、並びに中央制御室及び安全系計装盤室床下のフロアーダクトにケーブルを敷設するにあたっては、Aトレン及びBトレンに分離して敷設する設計としている。また、常用系電力ケーブルの複数の安全系への跨ぎを行わない設計としている。

## 3. 新旧技術基準要求の比較と3号炉の調査結果

旧技術基準と新技術基準のケーブルに関する系統分離(区分分離)の要求事項は第1表のとおりであるが、安全系及び常用系ケーブルいずれについても、要求事項を満足することを確認している。なお、フロアケーブルダクト内の火災防護対象ケーブルについては、「第8条 別添資料1-資料1(2.1.3.1.)」のとおり、火災の影響軽減のための分離対策等を実施している。

第1表 新旧技術基準時の当社要求事項の比較

敷設状況	旧技術基準時の 当社の適合性 ( ) : 旧技術基準要求		新技術基準時の 当社の適合性 ( ) : 新技術基準要求	
	電力ケーブル	制御・計装 ケーブル	電力ケーブル	制御・計装 ケーブル
安全系と常用系の全てが分離	○ (○)	○ (○)	○ (○)	○ (○)
常用系の安全系1区分のみとの混在	× (○)	○ (○)	× (○)	○ (○)
常用系の複数の安全系区分跨ぎ	× (×)	× (○)	× (×)	× (×)
安全系同士の異区分跨ぎ	× (×)	× (×)	× (×)	× (×)

以上

## 3号炉における跨ぎケーブルの調査方法及び調査結果

原子力規制委員会より平成28年1月6日に発出された指示文書「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設に係る対応について（指示）」（原規規発第1601063号）に従い、当社は、安全系ケーブルトレイに不適切なケーブルが敷設されていないことを以下の方法により調査した。

## (1) 調査方法

泊発電所における安全系のケーブルは、現場機器～電線管～ケーブルトレイ～中央制御室床下を経て制御盤へと入線している。

今回の不適切なケーブル敷設の有無の調査は、ケーブルの区分を踏まえ安全系ケーブルの敷設ルートに対し確認を実施する。

## ①ケーブルトレイ跨ぎケーブル調査

現場ウォークダウンにより、安全系ケーブルトレイに寄付している電線管（ケーブル）を確認し、確認された電線管（ケーブル）が適切な安全系区分のケーブルであることを確認することで、安全系の異区分間及び安全系と常用系間のケーブルトレイを跨いで敷設されているケーブルがないことを確認する。

また、電線管（ケーブル）の区分は、現場機器から適切な区分となっているか確認する。

## ②中央制御室等への盤へのケーブル入線状況調査

中央制御室等（中央制御室・安全系計装盤室・安全補機開閉器室）に設置されている安全系の盤へ入線されるケーブルに安全系間の異区分跨ぎがないことを確認する。

なお、中央制御室、安全系計装盤室の床下はフロアケーブルダクト構造となっている。

## ③フロアケーブルダクト内ケーブル敷設状況調査

中央制御室及び安全系計装盤室床下のフロアケーブルダクト内にて安全系の異区分間及び安全系と常用系間の区分跨ぎケーブルがないことを目視にて確認する。

また、フロアケーブルダクトにて区分分離を行っているコンクリート構造物に、破損や損傷等がないことを目視にて確認する。



(2) 調査結果

調査結果を以下に示す。

調査項目	調査結果
①ケーブルトレイ跨ぎケーブル調査	不適切なケーブル敷設 無し
②中央制御室等の盤へのケーブル入線 状況調査	不適切なケーブル敷設 無し
③フロアケーブルダクト内ケーブル敷 設状況調査	不適切なケーブル敷設 無し

共用・相互接続設備 抽出表 (1/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所 3号炉					
分類	定義	機能	構造物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、(a)炉心の著しい損傷、又は(b)燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構造物, 系統及び機器	1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	構造物, 系統又は機器	原子炉容器	-	-	
			原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 (計装等の小口径配管・機器は除く)	蒸気発生器 1次冷却材ポンプ 加圧器 配管, 弁 原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁	-	-	
		2) 過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	制御棒駆動装置圧力ハウジング	-	-	
			炉心支持構造物 (炉心槽, 上部炉心支持板, 上部炉心支持柱, 上部炉心板, 下部炉心板, 下部炉心支持柱, 下部炉心支持板), 燃料集合体 (ただし, 燃料を除く)	炉心槽 上部炉心支持板 上部炉心支持柱 上部炉心板 下部炉心板 下部炉心支持柱 下部炉心支持板 燃料集合体 (燃料は除く)	-	-	
		3) 炉心形状の維持機能	原子炉停止系の制御棒による系 (制御棒クラスト及び制御棒駆動系 (スクラム機能))	制御棒	燃料集合体 (燃料は除く)	○	-
				直接関連系 (制御棒)	燃料集合体の制御棒案内シンプル	○	-
		MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し, 残留熱を除去し, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し, 敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物, 系統及び機器	1) 原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスト案内管	○	-
					制御棒駆動装置	○	-

共用・相互接続設備 抽出表 (2/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	2) 未臨界維持機能	原子炉停止系 (制御棒による系、化学体積制御設備及び非常用炉心冷却系のほう酸水注入機能)	制御棒 直接関連系 (制御棒) 化学体積制御設備の内ほう酸水注入系 (充てんポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、配管及び弁 (ほう酸タンクからほう酸ポンプ、充てんポンプ、再生熱交換器を経て1次冷却設備までの範囲)) 直接関連系 (化学体積制御設備の内ほう酸水注入系)	○	—	—
			原子炉停止系 (制御棒による系、化学体積制御設備及び非常用炉心冷却系のほう酸水注入機能)	制御棒駆動装置 制御棒駆動装置圧力ハウジング ポンプミニマムフローライン配管, 弁 燃料取替用水ピットから充てんポンプ入口への補給ライン配管, 弁 ほう酸タンクヒータ 非常用炉心冷却設備の内ほう酸注入系 (燃料取替用水ピット, 高圧注入ポンプ, ほう酸注入タンク, 配管及び弁 (燃料取替用水ピットから高圧注入ポンプを経て1次冷却設備低温側までの範囲)) 直接関連系 (非常用炉心冷却設備の内ほう酸注入系)	○	—	—
	3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁 (開機能)	加圧器安全弁 (安全弁開機能)	○	—	—

共用・相互接続設備 抽出表 (3/13)

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	泊発電所3号炉			
				構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用／相互接続あり	関連する別系統の共用／相互接続あり
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷卻材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	4) 原子炉停止後の除熱機能	構築物、系統又は機器  残留熱を除去する系統(余熱除去系、補助給水系、蒸気発生器2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能))	余熱除去設備(余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁(余熱除去運転モードのルートとなる範囲))	○	—	—
				直接関連系(余熱除去設備)	○	—	—
				補助給水設備(電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、配管及び弁(補助給水ピットから補助給水ポンプを経て主給水配管との合流部までの範囲))	○	—	—
				直接関連系(補助給水設備)	○	—	—
				タービンへの蒸気供給配管、弁	○	—	—
				ポンプミニマムフローライン配管、弁	○	—	—
				主蒸気設備(蒸気発生器、主蒸気隔離弁、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)、配管及び弁(蒸気発生器から主蒸気隔離弁の範囲))	○	—	—
				給水設備(蒸気発生器、主給水隔離弁、配管及び弁(蒸気発生器から主給水隔離弁の範囲))	○	—	—
				低圧注入系(余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、燃料取替用水ピット、格納容器再循環サンプリング管及び弁(燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプリングから余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を経て1次冷却設備までの範囲))	○	—	—
				直接関連系(低圧注入系)	○	—	—
MS-1	5) 炉心冷却機能	非常用炉心冷却系(低圧注入系、高圧注入系、蓄圧注入系)	直接関連系(高圧注入系)	○	—	—	
			ポンプミニマムフローライン配管、弁	○	—	—	
			高圧注入系(燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ、配管及び弁(燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプリングから高圧注入ポンプを経て1次冷却設備までの範囲))	○	—	—	
			直接関連系(高圧注入系)	○	—	—	
			ポンプミニマムフローライン配管、弁	○	—	—	
			蓄圧注入系(蓄圧タンク、配管及び弁(蓄圧タンクから1次冷却設備低温側配管合流部までの範囲))	○	—	—	
			直接関連系(蓄圧タンク)	○	—	—	
			ポンプミニマムフローライン配管、弁	○	—	—	
			高圧注入系(燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ、配管及び弁(燃料取替用水ピット及び格納容器再循環サンプリングから高圧注入ポンプを経て1次冷却設備までの範囲))	○	—	—	
			直接関連系(高圧注入系)	○	—	—	



共用・相互接続設備 抽出表 (4/13)

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	泊発電所3号炉			関連する別系統の共用/相互接続あり
				構築物、系統又は機器	重要安全施設(該当するものに○)	共用/相互接続あり	
MS-1	1) 異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器  6) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能	1) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能  2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	原子炉格納容器、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイス、原子炉格納容器空気再循環設備、安全補機室空気浄化系、可燃性ガス濃度制御系	原子炉格納容器 (格納容器本体、貫通部(ペネトレーション)、エアロック、機器搬入口) アニユラス 原子炉格納容器隔離弁及び格納容器バウンダリ配管	○ ○ ○	- - -	- - -
			原子炉格納容器スプレイス設備 (燃料取替用水ピペット、格納容器スプレイト、冷却器、よう素除去薬品タンク、スプレイトエダクタ、スプレイリング、スプレイノズル、配管及び弁 (燃料取替用水ピペット及び格納容器再循環ポンプから格納容器スプレイトポンプ、格納容器スプレイト冷却器を経てスプレイリングヘッドまでの範囲。よう素除去薬品タンクからスプレイトエダクタを経て格納容器スプレイト配管までの範囲)) アニユラス空気浄化設備 (アニユラス空気浄化フィルターユニット、アニユラス空気浄化ファン、ダクト及びダンパ)	○	-	-	
			直接関連系 (アニユラス空気浄化設備)	○	-	-	
			遮へい設備 (外部遮へい壁)	○	-	-	
			[原子炉保護系への作動信号の発生機構] ・原子炉保護系の安全保護回路	○	-	-	
			[工学的安全施設への作動信号の発生機構] ・非常用炉心冷却設備作動の安全保護回路 ・原子炉格納容器スプレイト作動の安全保護回路 ・主蒸気ライン隔離の安全保護回路 ・原子炉格納容器隔離の安全保護回路	○	-	-	



共用・相互接続設備 抽出表 (5/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉					
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
MS-1	2) 安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	2) 安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系、制御室及びその遮へい・換気空調系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用圧縮空気設備(いずれも、MS-1関連のもの)	非常用交流電源設備 (ディーゼル機関、ディーゼル発電機、ディーゼル発電機から非常月負荷までの配電設備及び電路)	○	-	-
				直接関連系 (非常用交流電源設備)	○	-	-
				燃料系	○	-	-
				吸気系	○	-	-
				始動用空気系	○	-	-
				冷却水系	○	-	-
				潤滑油系	○	-	-
				中央制御室及び中央制御室遮へい	○	-	-
				中央制御室空調装置 (放射線防護機能及び有毒ガス防護機能) (中央制御室非常用循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室給気ユニット、中央制御室給気ファン、ダクト及びダンプ)	○	-	-
				原子炉補機冷却水設備 (原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、配管及び弁 (MS-1 関連補機への冷却水ラインの範囲))	○	-	-
直接関連系 (原子炉補機冷却水サージタンク)	○	-	-				
原子炉補機冷却海水設備 (原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ、原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ、原子炉補機冷却水冷却器、配管及び弁 (MS-1 関連補機への海水供給ラインの範囲))	○	-	-				
直接関連系 (原子炉補機冷却海水設備)	○	-	-				
原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ (異物除去機能を司る部分)	○	-	-				
取水路 (屋外トレンチ含む)	○	-	-				
非常用直流電源設備 (蓄電池から非常月負荷までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	○	-	-				
計測制御用電源設備 (蓄電池から非常用計測制御装置までの配電設備及び電路 (MS-1 関連))	○	-	-				
制御用圧縮空気設備 (制御用空気圧縮装置、配管及び弁 (MS-1 関連補機への制御用空気供給ラインの範囲))	○	-	-				

共用・相互接続設備 抽出表 (6/13)

分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	泊発電所3号炉			
				構造物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統の共 用/相互接続あり
PS-2	1) その損傷又は故障により発生する事象は、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性的物質の放出のおそれのある構造物、系統及び機器	1) 原子炉冷却材を内蔵する機能（ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものを除く）	構造物、系統又は機器	—	—	—	
			化学体積制御設備の抽出系・浄化系	化学体積制御設備（再生熱交換器、余剰抽出冷却器、非再生冷却器、冷却材混床式脱塩塔、冷却材陽イオン脱塩塔、冷却材脱塩塔入口フィルタ、冷却材フィルタ、体積制御タンク、充てんポンプ、封水注入フィルタ、封水ストレーナ、封水冷却器、配管及び弁）	—	—	—
		2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていない放射性的物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設（放射能インベントリの大きいもの）、使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む）	放射性気体廃棄物処理設備（活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク）	—	—	共用 （使用済燃料ピットボ ンプ、使用済燃料ピ ット冷却器、使用済燃料 ピット脱塩塔、使用済 燃料フィルタ）
			新燃料貯蔵庫（臨界を防止する機能）（新燃料ラック）	燃料ラック	—	—	—
		3) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備	燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	共用 （使用済燃料ピ ットクレーン）
				燃料移送装置	燃料移送装置	—	—
				燃料取扱棟クレーン	燃料取扱棟クレーン	—	共用 （燃料取扱棟ク レーン）
		燃料取扱設備	燃料取扱設備	燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
		燃料取扱設備	燃料取扱設備	燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—
				燃料取扱クレーン	燃料取扱クレーン	—	—

共用・相互接続設備 抽出表 (7/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉				
分類	定義	機能	構造物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用／相互接続あり	関連する別系統の共用／相互接続あり
PS-2	2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構造物、系統及び機器	1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	構造物、系統又は機器	—	—	—
			加圧器安全弁、加圧器逃がし弁(いずれも、吹き止まり機能に關連する部分)	加圧器安全弁 (吹き止まり機能)	—	—
MS-2	1) PS-2の構造物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構造物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能  2) 放射性物質放出の防止機能	使用済燃料ピット補給水系	燃料取替用水ピット	—	—
			燃料取替用水ピット	燃料取替用水ポンプ	—	—
			放射性気体廃棄物処理系の隔離弁、燃料集合体落下事故時放射能放出を低減する系、排気筒(補助建屋)	配管及び弁(燃料取替用水ピットから燃料取替用水ポンプを経て、使用済燃料ピットまでの範囲)	—	—
			放射性気体廃棄物処理設備の隔離弁	—	—	—

共用・相互接続設備 抽出表 (8/13)

分類	定義	機能	泊発電所3号炉			関連する別系統の共用/相互接続あり
			構築物, 系統又は機器	重要安全施設(該当するものに○)	共用/相互接続あり	
MS-2	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物, 系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能  2) 異常状態の緩和機能  3) 制御室外からの安全停止機能	構築物, 系統又は機器	重要安全施設(該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			
			構築物, 系統又はは機器			



共用・相互接続設備 抽出表 (9/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉				
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	1) 異常状態の起る 因事象となる ものであって、 PS-1 及び PS-2 以外の構築物、 系統及び機器	3) 放射性物質の貯 蔵機能	構築物、系統又は 機器	重要安全施設 (該当するものに○)	関連する別系統の 共用/相互接続あり	
			原子炉冷却材保 持機能 (PS-1、 PS-2 以外のもの) 小口径配管、弁	計装配管、弁 試料採取系配管、弁 ドレン配管、弁 ベント配管、弁	—	—
			1 次冷却材ポンプ 及びその関連系	1 次冷却材ポンプ (封水注入系、1 次冷却材ポンプスタンドパイプ、配管、弁)	—	—
			放射性廃棄物処理 施設 (放射能イン ベントリの小さい もの)	液体廃棄物処理系 (加圧器逃がしタンク、格納 容器サンプ、廃液貯蔵ピット、冷却材貯蔵タン ク、格納容器冷却材ドレンタンク、補助建屋サ ンプタンク、洗浄排水タンク、洗浄排水蒸発装 置、洗浄排水蒸留水タンク、洗浄排水濃縮廃液 タンク、洗浄排水濃縮廃液移送容器、廃液蒸留 水タンク、酸液ドレンタンク、濃縮廃液タン ク)	—	共用 (洗浄排水タンク、 洗浄排水蒸発装置、 洗浄排水蒸留水タン ク、洗浄排水濃縮廃 液タンク、洗浄排水 濃縮廃液移送容器)
			固体廃棄物処理設備 (使用済樹脂貯蔵タン ク、固体廃棄物貯蔵庫、ペイラ、雑固体焼却 設備)	新燃料貯蔵庫 新燃料ラック	—	共用 (固体廃棄物貯蔵 庫、ペイラ、雑固体 焼却設備)
			発電機及びその励磁装置 (発電機、励磁装置)	タービン発電機固定子巻 線冷却水系	—	—
			直接関連系 (発電機及びそ の励磁装置)	タービン発電機ガス系 タービン発電機密封油系 励磁装置	—	—
			蒸気タービン (主タービン、主要弁、配管)	主蒸気系 (隔離弁 以後)、給水系 (隔 離弁以前)、送電 線、変圧器、開閉所	—	—
			直接関連系 (蒸気タービン)	主蒸気設備 (主蒸気、駆動 源) タービン制御系 タービン潤滑油系	—	—

共用・相互接続設備 抽出表 (10/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉					
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統 の共用/相互接 続あり
PS-3	1) 異常状態の起 因事象となる ものであつ て, PS-1 及び PS-2 以外の 構築物, 系統 及び機器	4) 電源供給機 能 (非常用 を除く)	主蒸気系 (隔離弁以後), 給水系 (隔離弁以前), 送電線, 変圧器, 開閉所	構築物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続 あり	関連する別系統 の共用/相互接 続あり
				復水設備 (復水器, 復水ポンプ, 循環水ポンプ, 配管, 弁)	○	—	—
				直接関連系 (復水設備)	○	—	—
				給水設備 (電動主給水ポンプ, タービン動主 給水ポンプ, 給水加熱器, 配管, 弁)	○	—	—
				直接関連系 (給水設備)	○	—	—
				常用所内電源設備 (発電機又は外部電源系から 所内負荷までの配電設備及び回路 (MS-1 関連以 外))	○	—	—
				直流電源設備 (蓄電池, 蓄電池から常用負荷ま での配電設備及び回路 (MS-1 関連以外))	○	—	—
				計測制御用電源設備 (電源装置から常用計測 制御装置までの配電設備及び回路 (MS-1 関連 以外))	○	—	—
				制御棒駆動装置用電源設備	○	—	—
				送電線設備送電線	○	共用 (275kV 送電 線, 66kV 送電 線)	—
変圧器 (主変圧器, 所内変圧器, 予備変圧器, 後備変圧器, 電路)	○	—	—	—			
直接関連系 (変圧器)	○	油劣化防止装置	—	—			
発電機負荷開閉器	○	冷却装置	—	—			
開閉所 (母線, 遮断器, 断路器, 電路)	○	—	共用 (275kV 開閉 所)	—			

共用・相互接続設備 抽出表 (11/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉					
分類	定義	機能	建築物, 系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり	
PS-3	<p>1) 異常状態の起 因事象となる ものであつ て、PS-1及び PS-2以外の 建築物, 系統 及び機器</p> <p>2) 原子炉冷却材 中放射性物質 濃度を通常運 転に支障のな い程度に低く 抑える構築 物, 系統及び 機器</p>	<p>5) プラント計 測・制御機能 (安全保護 機能を除く)</p> <p>6) プラント運 転補助機能</p>	<p>建築物, 系統又は機 器</p>	<p>原子炉制御系, 原子 炉計装, プロセス計 装</p>	<p>原子炉制御系の一部</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
			<p>原子炉計装の一部</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>プロセス計装の一部</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>補助蒸気設備 (蒸気供給系配管, 弁含む補助蒸 気ドレンタンク, 補助蒸気ドレンポンプ, スチ ームコンバータ, スチームコンバータ給水ポ ンプ, スチームコンバータ給水タンク)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>直接関連系 (補助蒸気設備)</p>	<p>軸受水 (スチームコンバ ータのみ)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>制御用空気設備 (MS-1 以外)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>原子炉補機冷却水設備 (MS-1 関連以外) (配管, 弁)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>軸受冷却設備 (軸受冷却水ポンプ, 熱交換器, 配管, 弁)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>直接関連系 (軸受冷却設備)</p>	<p>スタンダードパイプ</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
			<p>給水処理設備 (配管, 弁)</p>	<p>相互接続 (給水処理設備 連絡ライン)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
<p>直接関連系 (給水処理設備)</p>	<p>2次系純水タンク</p>	<p>—</p>	<p>—</p>				
<p>燃料被覆管</p>	<p>燃料被覆管</p>	<p>燃料被覆管</p>	<p>—</p>				
<p>上/下部端栓</p>	<p>化学体積制御設備 (体積制御タンク, 再生熱 交換器 (胴側), 非再生冷却器 (管側), 冷却 材混床式脱塩塔, 冷却材陽イオン脱塩塔, 冷 却材脱塩塔入口フィルタ, 冷却材フィルタ, 抽出設備関連配管, 弁)</p>	<p>化学体積制御設備の 浄化系 (浄化機能)</p>	<p>—</p>				



共用・相互接続設備 抽出表 (12/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉						
分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	重要安全施設 (該当するものに○)	共用/相互接続あり	関連する別系統の共用/相互接続あり		
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1, MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器*	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁 (自動操作)	加圧器逃がし弁 (自動操作)	○	○	○	
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンランバック系, 制御棒引抜阻止インターロック	タービンランバックインターロック	○	○	○	
		3) 原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てん系, 1次冷却系補給水設備	ほう酸補給タンク ほう酸混合器 ほう酸補給設備配管, 弁 1次系純水タンク, 配管, 弁 1次系補給水ポンプ	制御棒引抜阻止インターロック ほう酸補給タンク ほう酸混合器 ほう酸補給設備配管, 弁 1次系純水タンク, 配管, 弁 1次系補給水ポンプ	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○ ○ ○
				原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明	緊急時対策所	○	○	○
			1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明	直接関連系 (緊急時対策所)	○	○	○
			2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	原子力発電所緊急時対策所, 試料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部, 消火系, 安全避難通路, 非常用照明	蒸気発生器ブローダウン系 (サンプリング機能を有する範囲) 試料採取設備 (異常時に必要な機能を有する配管, 弁 (原子炉冷却材放射線物質濃度サンプリング分析, 原子炉格納容器雰囲気放射線物質濃度サンプリング分析))	○	○	○
					情報収集設備 通信連絡設備 資料及び器材	○	○	○
					ポンプミニマムフローライン配管, 弁	○	○	○
						○	○	○
						○	○	○

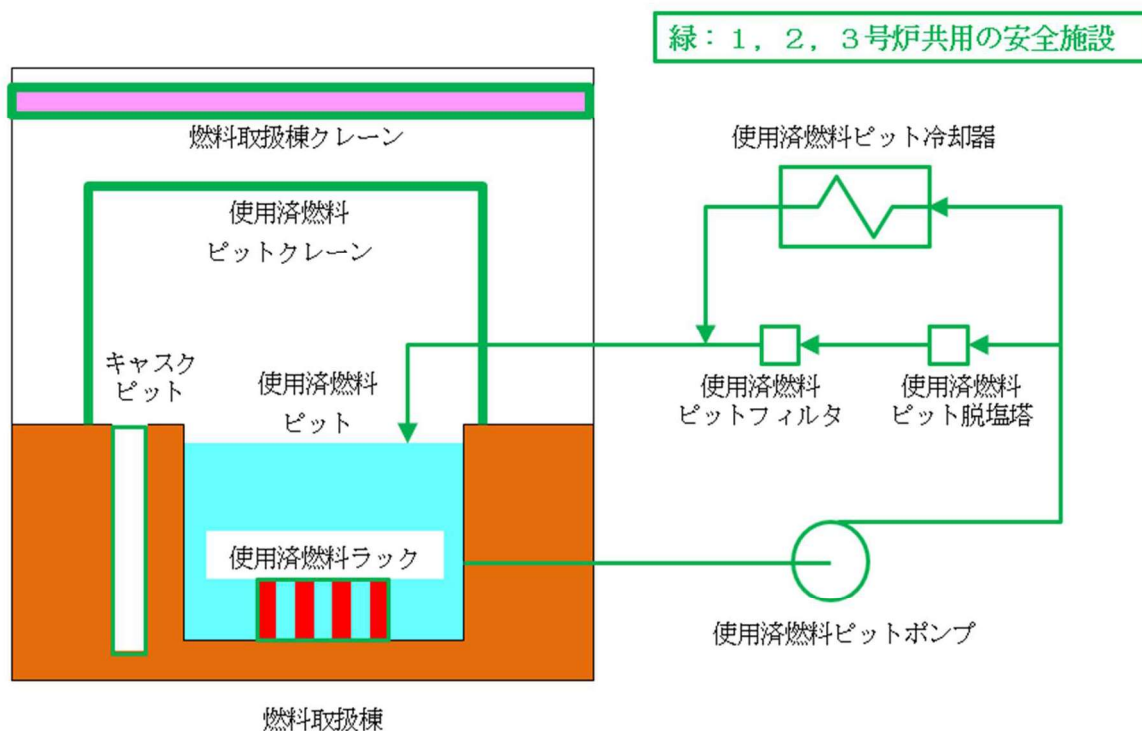
※ 添付書類十の「運転時の異常な過渡変化」のうち「蒸気発生器への過剰給水」の解析において「タービンストップ機能」(タービン保安装置及び主蒸気止め弁 (閉機能)) を影響緩和のための安全機能として期待している (本機能は重要度分類審査指針に示されていないがMS-3として整理)。本機能に係る損傷の防止又は防護に関する基本方針については、第6条、第8条及び第9条の各条文によるものとする。



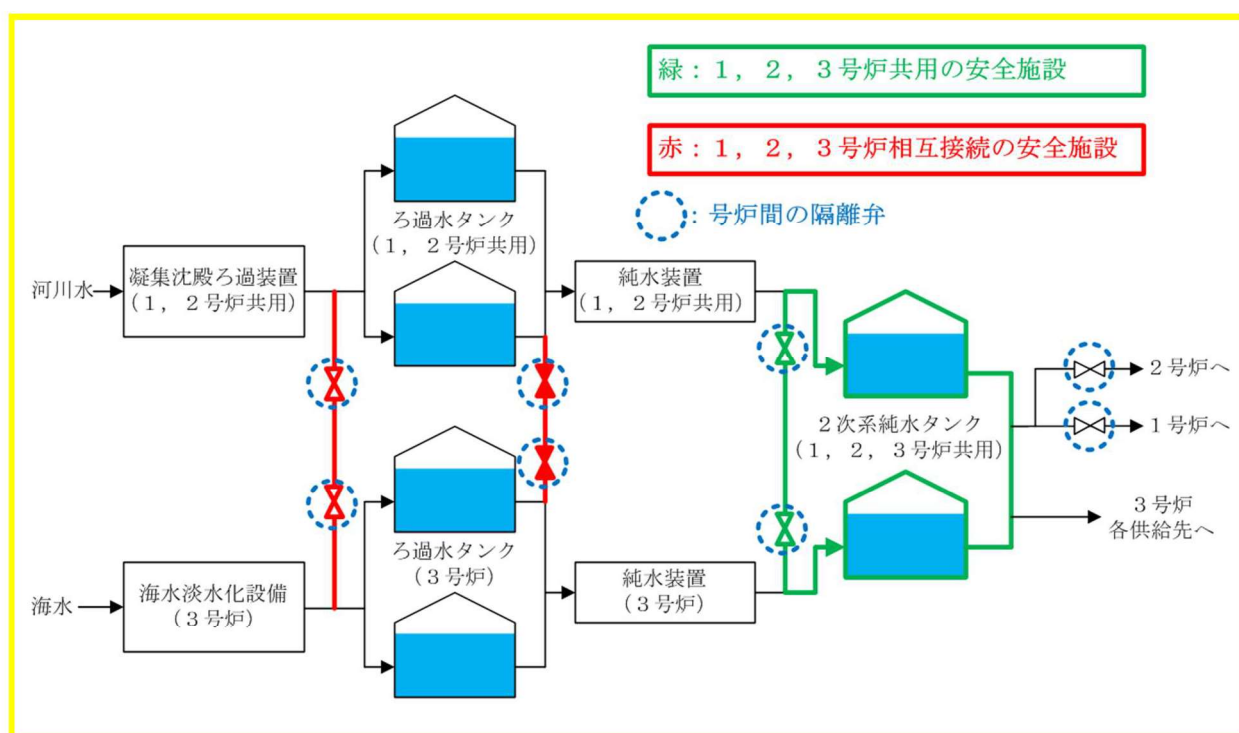
共用・相互接続設備 抽出表 (13/13)

発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針		泊発電所3号炉			関連する別系統の共用/相互接続あり			
分類	定義	機能	構築物, 系統又は機器	重要安全施設(該当するものに○)	共用/相互接続あり			
MS-3	2) 異常状態への対応上必要な構築物, 系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	構築物, 系統又は機器	構築物, 系統又は機器	共用	共用/相互接続あり		
			原子力発電所緊急時対策所, 燃料採取系, 通信連絡設備, 放射線監視設備, 事故時監視計器の一部	通信連絡設備 (1つの専用回路を含む複数の回路を有する通信連絡設備)	—	(電力保安通信用電話設備, 加入電話設備) 相互接続 (運転指令装置)	—	
				放射線監視設備	—	共用 (固定モニタリング設備, 放射能観測車, 気象観測設備)	—	
				事故時監視計器の一部	—	共用	—	
				消火設備 (水消火設備, 泡消火設備, 二酸化炭素消火設備)	消火設備 (水消火設備, 泡消火設備, 二酸化炭素消火設備)	—	共用 (電動消火ポンプ, エンジン消火ポンプ) 相互接続 (消火設備連絡ライン)	—
				直接関連系 (消火設備)	ポンプ冷却水 ろ過水タンク 火災検出装置 (受信機含む) 防火扉, 防火ダンパ, 耐火壁, 隔壁 (消火設備の機能を維持・担保するために必要なもの)	—	共用 (ろ過水タンク)	—
				安全避難通路	安全避難通路	—	—	—
				直接関連系 (安全避難通路)	安全避難通路	安全避難通路	—	—
				非常用照明	非常用照明	安全避難通路	—	—

- (1) 使用済燃料ピット（使用済燃料ラックを含む）、キャスクピット、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱棟クレーン

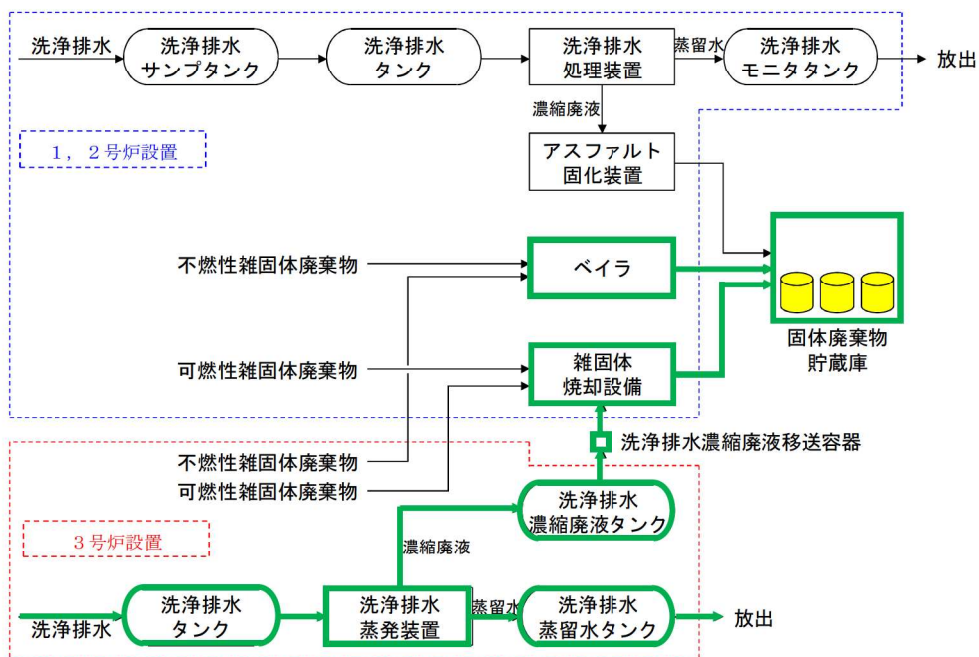


- (2) 2次系純水タンク，給水処理設備連絡ライン



(3) 洗浄排水タンク，洗浄排水蒸発装置，洗浄排水濃縮廃液タンク，洗浄排水蒸留水タンク，洗浄排水濃縮廃液移送容器，ペイラ，雑個体焼却設備，固体廃棄物貯蔵庫

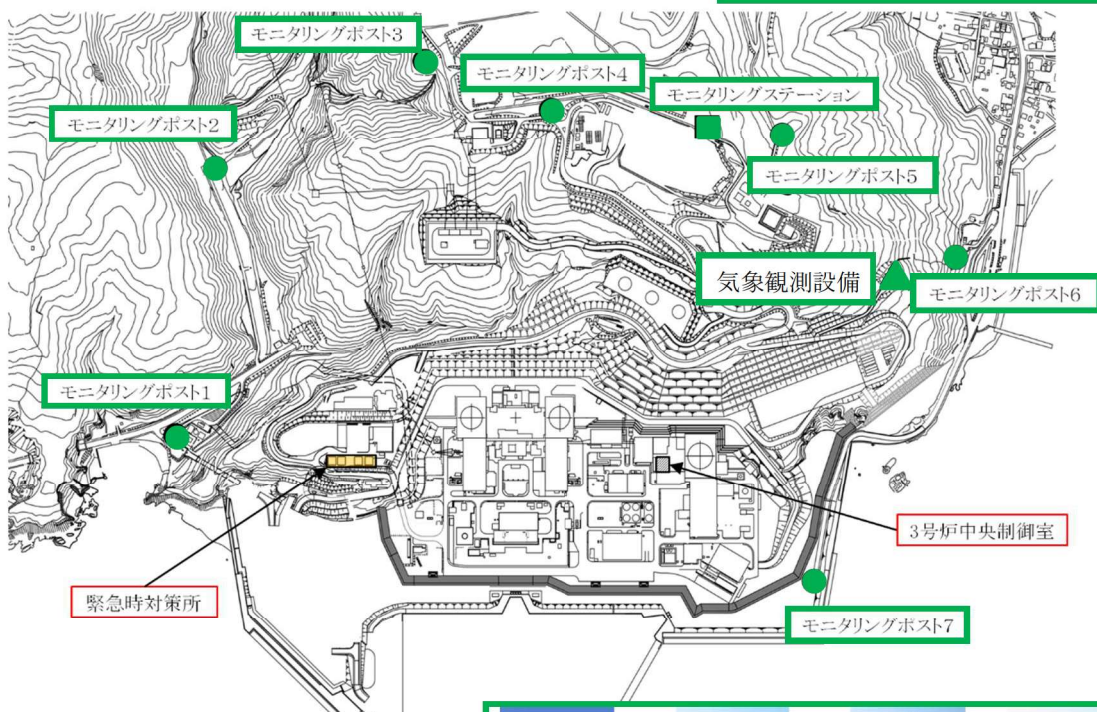
緑：1，2，3号炉共用の安全施設



固体廃棄物貯蔵庫

(4) 固定モニタリング設備, 放射能観測車, 気象観測設備

緑：1, 2, 3号炉共用の安全施設

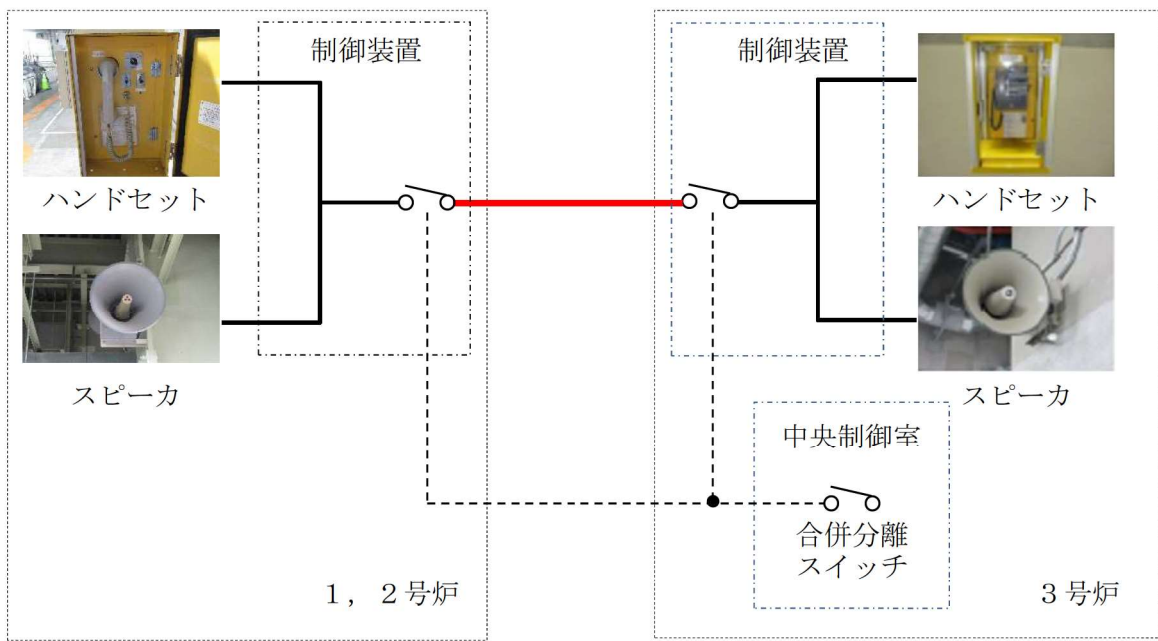






(7) 運転指令設備

赤：1, 2, 3号炉相互接続の安全施設



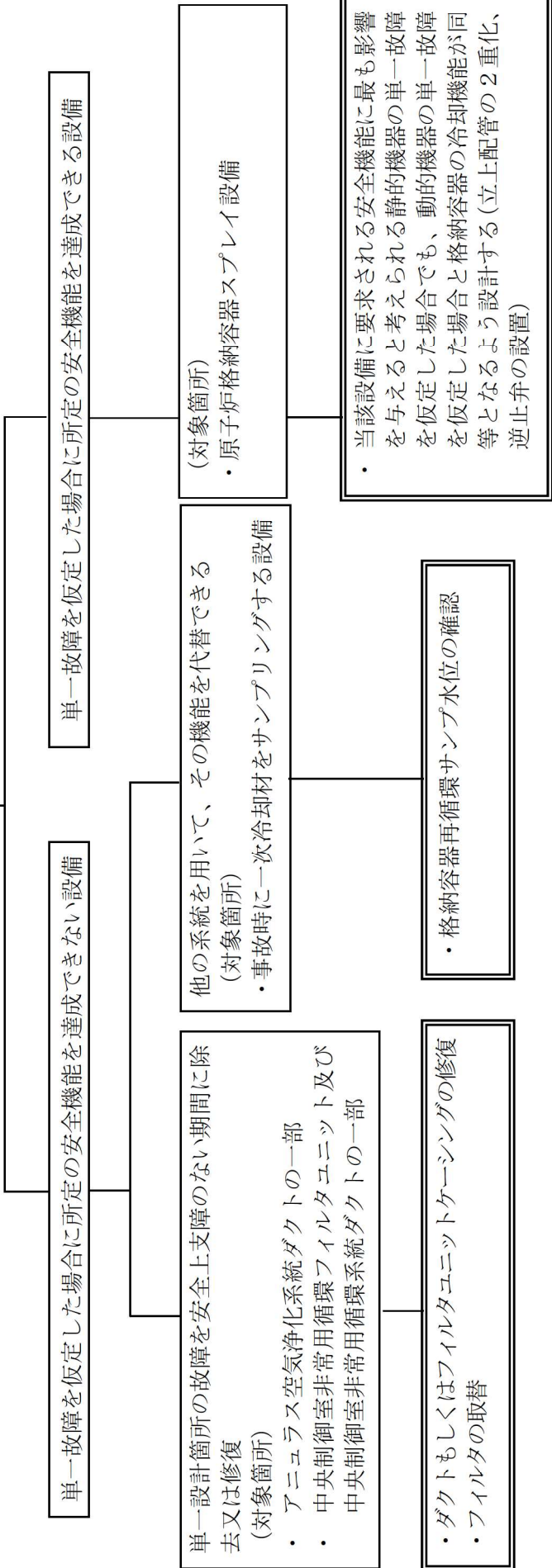
## 泊発電所 3 号炉

運用，手順説明資料  
(安全施設)

(第12条 安全施設)

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

安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち静的機器の単一系統（単一設計）でえあり、設計基準事故が発生した場合に、長期間（24時間以上もしくは運転モード切替以降）にわたって機能が要求される設備





技術的能力にかかると運用対策など（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第12条	アニユラス空気浄化設備のダクトの一部中央制御室非常用循環フイルタユニット及び中央制御室非常用循環系統ダクトの一部	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	日常点検 定期点検 損傷時の補修
		教育・訓練	保守・点検に関する教育
	事故時に一次冷却材をサンプリングする設備	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	運用・手順に関する教育
	原子炉格納容器スプレイ設備	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—