

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-139 改5
提出年月日	平成30年5月25日

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	2
3. 原子炉格納施設の設計条件	4
3.1 原子炉格納容器の設計基準事故時を考慮した構造及び機能	4
3.1.1 最高使用圧力	4
3.1.2 最高使用温度	4
3.1.3 漏えい率に対する設計条件	6
3.1.4 最低使用温度	6
3.1.5 使用材料	7
3.1.6 耐圧試験圧力	7
3.1.7 開口部	7
3.1.8 配管貫通部	18
3.1.9 電線配線貫通部	18
3.1.10 原子炉格納容器隔離弁	18
3.1.11 原子炉格納容器体積	18
3.1.12 原子炉格納容器安全設備	18
3.1.13 許容外圧	18
3.1.14 真空逃がし装置	18
3.1.15 圧力抑制効果を得るために必要な構造及び寸法	18
3.1.16 設計差圧及び設計温度差	18
3.1.17 真空破壊装置	18
3.1.18 原子炉建屋原子炉棟	18
3.1.19 可燃性ガス濃度制御設備	18
3.1.20 放射性物質濃度制御設備	18
3.1.21 原子炉格納容器調気設備	18
3.1.22 原子炉冷却材喪失時の荷重	18
3.1.23 逃がし安全弁作動時の荷重	18
3.2 原子炉格納容器の重大事故等時における設計条件	18
3.2.1 重大事故等時の評価温度，評価圧力	18
3.2.2 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能	19
3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却等の機能	19
3.2.4 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能	19
3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能	20
3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止機能	20

3. 2. 7 原子炉格納容器外面への放水設備等	20
4. 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価及びその他影響確認	21
4. 1 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能評価	21
4. 1. 1 評価方針	21
4. 1. 2 評価対象部位及び評価対象部位における機能喪失要因	21
4. 1. 3 評価方法	25
4. 1. 4 評価結果	32
4. 2 その他原子炉格納容器評価温度，圧力に対する影響確認	21
4. 2. 1 確認内容	34
4. 2. 2 確認結果	34

別添 1 原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について

別添 2 コリウムシールドの設計

別添 3 格納容器圧力逃がし装置の設計

別添 4 代替循環冷却系の設計

下線：本日説明

原子炉格納容器貫通部の核分裂生成物（F P）沈着による影響について

炉心溶融時の原子炉格納容器の各貫通部において、よう素等のF Pが沈着して発熱することにより、温度上昇することが考えられる。このときの温度上昇を評価し、原子炉格納容器評価温度以下となることを確認する。また、原子炉格納容器内F Pの挙動に対する国内外の知見についても確認する。

1. 原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

炉心溶融時の原子炉格納容器内のF Pの沈着による温度上昇について、格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスのうち雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定した条件にて、原子炉格納容器のリークパスへF Pが飛散し、リークパス内がF Pで満たされ、目詰まりしたと保守的に仮定し、FEM解析により温度分布を確認した。

評価結果としては、原子炉格納容器の貫通部リークパス箇所の最高温度は約 175 °Cとなり、原子炉格納容器評価温度である 200 °Cを下回ることから原子炉格納容器評価温度、圧力に影響ないことを確認した。

注：原子炉格納容器内のF Pの挙動としては、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（原子力安全基盤機構（JNES）」において、F Pが飛散してもその多くは重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、リークパスへF Pが飛散し導かれたと仮定する。リークパスへのF Pの捕集量についての知見はないことから保守的にF Pが満たされた状態と仮定する。（F Pが満たされた状態は、漏えい量はゼロとなるが温度評価のため保守的に仮定する。）

○原子炉格納容器貫通部のF P沈着による温度評価

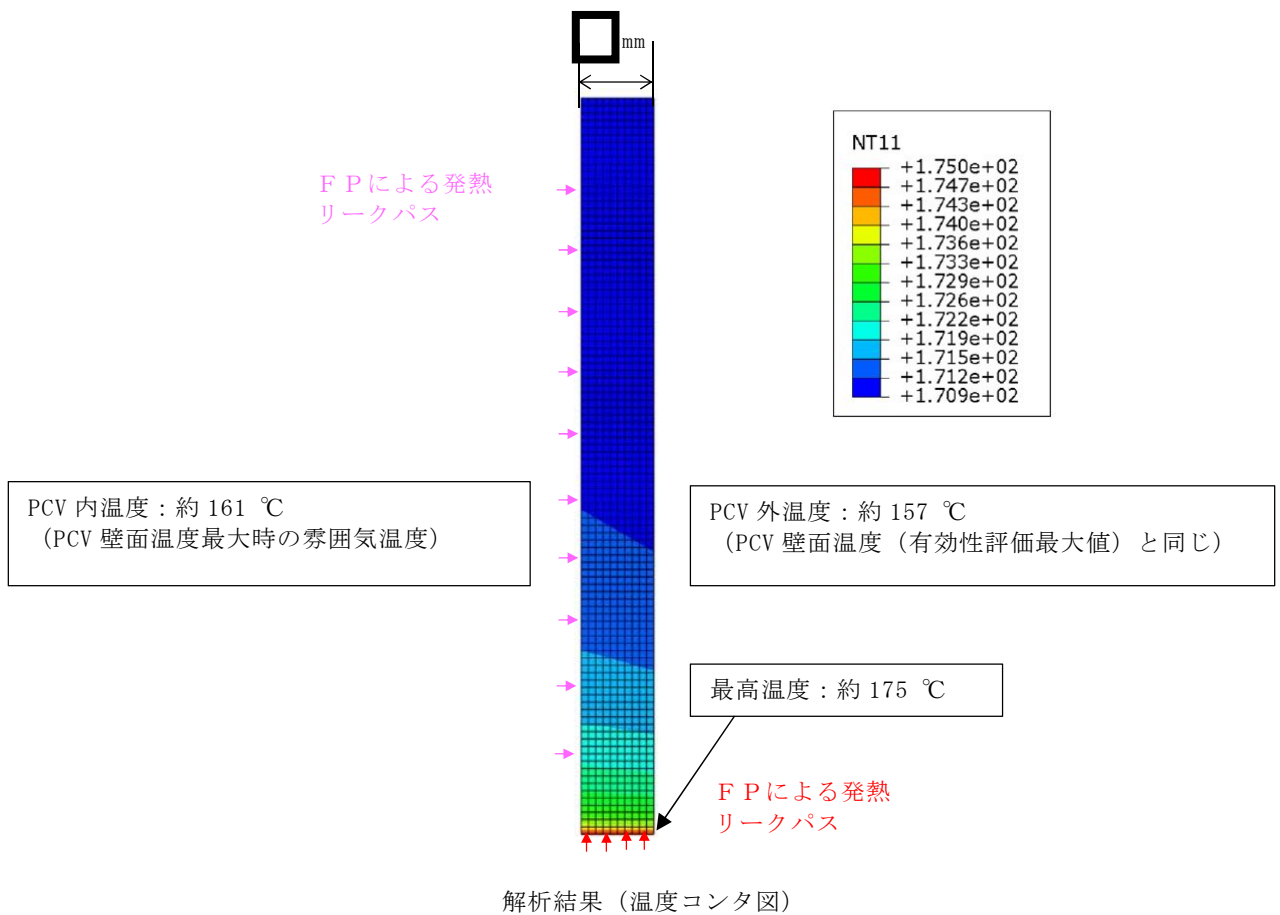
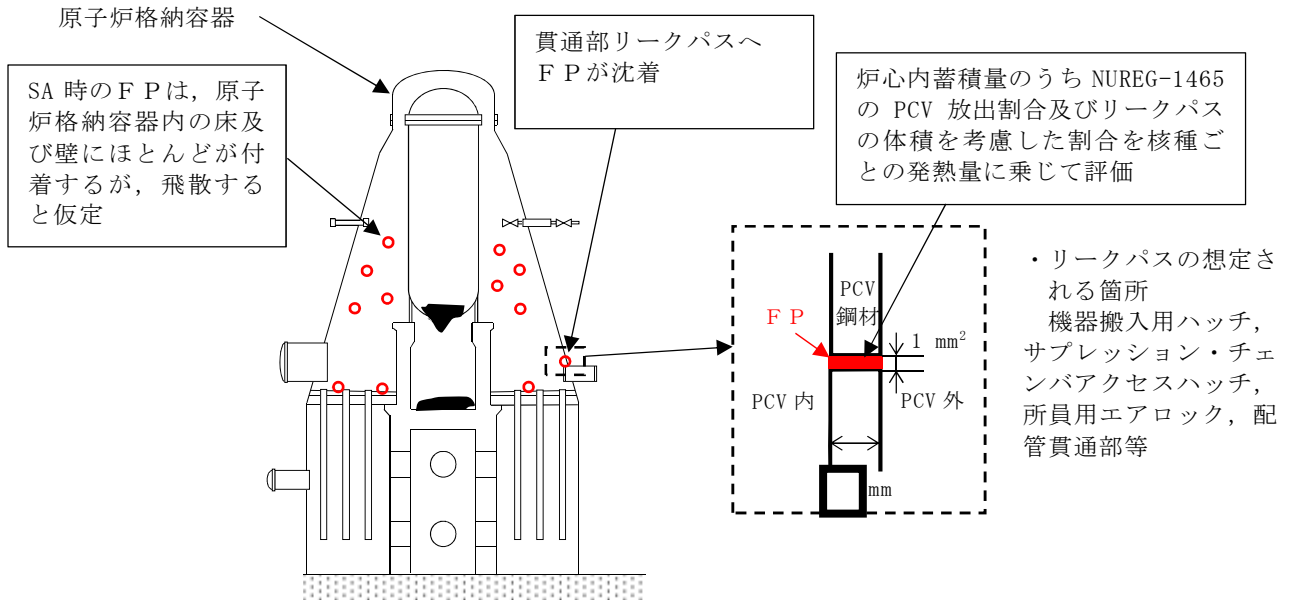
炉心溶融時の原子炉格納容器内のF Pが貫通部のリークパスに付着した場合の温度上昇について、下記条件にて評価する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を想定する。
- b. 重大事故等時における原子炉格納容器内のF Pの飛散については「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（JNES）」において、F Pのほとんどが重力沈降により原子炉格納容器内の床や壁表面に付着し原子炉格納容器自由空間に飛散しないという知見が得られているが、F Pが飛散し貫通部リークパスへ到達したと仮定する。

- c. 貫通部の仮定するリークパスは、原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに約 1 mm² のリークパスと仮定。
- d. F P が飛散し貫通部リークパスにおける F P の捕集量については、知見がないことから保守的にリークパスに F P が満たされた状態を仮定する。（リークパスへ F P が満たされた状態では、漏えい率は 0 %/day となるが温度評価のため保守的に仮定する。）
- e. 原子炉格納容器貫通部リークパスに沈着した F P の発熱量は、NUREG-1465 の炉心内の F P 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を核種ごとの発熱量に乗じて算出する。
- f. F P の発熱量は、時間経過により低下するが、本評価では保守的に沈着後の時間経過による発熱量の低下は考慮しない。

よう素については事象進展により化学組成が変動することが考えられるが寄与割合の大きなセシウムについて密度の高い CsI（よう化セシウム）の密度を想定し、F P 質量の保守性を考慮し算出する。

上記条件による評価結果として、原子炉格納容器内壁面温度が雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時の最大値である約 157 °C となる時、F P による温度上昇は、約 18 °C であり原子炉格納容器の貫通部表面温度は、約 175 °C となり原子炉格納容器評価温度（200°C）を下回り原子炉格納容器評価温度に影響のないことを確認した。



第 1 図 FP 沈着による温度上昇評価イメージ

2. 炉心損傷時の原子炉格納容器内F Pの挙動に対する知見

炉心溶融時の原子炉格納容器内のF Pの挙動についての国内外の知見としては、下記の知見が上げられる。

各知見の概要は、シビアアクシデント時における原子炉格納容器内、原子炉冷却系統の配管内のF Pの挙動及び格納容器貫通部（漏えい部）への沈着の有無等を評価したのもあったが、貫通部（漏えい部）への沈着による温度挙動について評価した知見は見当たらなかった。

知見のうち、「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（JNES）」において、原子炉格納容器内の溶融デブリ粒子の飛散、沈着挙動及び原子炉格納容器内温度分布等を解析した結果、デブリ粒子が飛散してもその多くは原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず、原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないことが確認されている。

- ・シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（JNES）
- ・PHEBUS-FP計画（IRSN／欧州共同体）
- ・配管信頼性実証試験（WIND計画，原研）
- ・原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験（原子力発電技術機構（NUPEC））

知見の概要は、以下のとおり。

(1) シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びF P挙動解析（JNES）

原子炉格納容器内のエアロゾル状F Pやデブリ微小粒子の挙動を評価可能な原子炉格納容器内CFD粒子挙動解析手法を用いて、シビアアクシデント時の原子炉容器下部ヘッド破損による炉心溶融デブリの飛散現象を解析し、デブリ飛散時の格納容器雰囲気ガスの温度分布及びデブリ粒子の壁面や床面への沈着量分布を評価。本評価では、50 μm程度の極小粒径のデブリ粒子が飛散しても、その多くは原子炉格納容器内の床や壁表面にとどまり原子炉格納容器自由空間に飛散せず原子炉格納容器の健全性を脅かすことはないという結果であった。

(2) PHEBUS-FP計画（IRSN／欧州共同体）

シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのF P挙動を調べるために行われた、実機燃料を用いた総合試験。炉心、1次系回路・蒸気発生器、格納容器を模擬しているが、格納容器貫通部は模擬されていない。

(3) 配管信頼性実証試験 (WIND 計画, 原研)

軽水炉のシビアアクシデント時における原子炉冷却系配管内の F P 挙動及び過酷な負荷が与えられた場合の配管破損に関する試験及び関連する解析を実施。シビアアクシデント時の主要な F P 化合物である CsI 及び CsOH の配管内壁への沈着, 一旦沈着した後の再蒸発, 化学的な安定性及び配管のクリープ挙動に関する知見であり, 格納容器に関するものではない。

(4) 原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)

小口径配管 (内径約 1 mm, 長さ 30 cm) を格納容器貫通部リークパスと想定し, F P が通過した場合の捕集試験を実施し, F P により配管は目詰まりが生じることが確認された。目詰まりは, 配管内部ではなく入口部で有意に生じることが確認されたが, 貫通部 (漏えい部) への F P の付着量及びそれに伴う温度挙動は評価されていない。

○ F P 沈着による温度評価における保守性について

- ・リークパスを 1 箇所と仮定。

原子炉格納容器のリークパスは，数箇所の可能性もあるが評価においては 1 箇所に集中して F P が捕集されたと仮定した。

- ・リークパスに捕集される F P の量をリークパスに F P が満たされた状態を仮定。

F P の捕集量については，原子炉格納容器信頼性実証事業放射性物質捕集特性試験 (NUPEC) の結果より F P が配管に目詰まりする事象が確認されており，目詰まりはリークパス入口部で生じていることも確認されているが，捕集量に関しての知見は得られていないことからリークパスに F P が満たされた状態を仮定した。

- ・リークパスに捕集される F P の質量を発熱量の寄与割合が高いものの内，密度の高い核種として算出。

発熱の寄与割合が高い核種は，CsI（よう化セシウム）であることから，F P の密度は，CsI の約 4.5 g/cm^3 を用いて F P の質量を求める。

- ・F P の発熱量は，発熱量が最大である事故直後の熱量，原子炉格納容器内温度は最大となる時点の温度にて評価

F P の発熱量は，時間の経過とともに低下するが，評価においては NUREG-1465 の F P の核種の放出割合をもとに，F P の発熱量が最大となる事故直後（プラント停止直後）の発熱量より求められた約 $6.59 \times 10^3 \text{ kW}$ とし，原子炉格納容器壁面温度は最高となる約 3 時間後の $157 \text{ }^\circ\text{C}$ を使用し評価した。（3 時間後は，約 $3.79 \times 10^3 \text{ kW}$ （事故直後の約 0.6 倍）。）

○ F P 発熱の核種の寄与割合について

F P の発熱の核種での寄与割合を第 1 表に整理する。

よう素の寄与割合が約 85.5%と高く、その他核種の発熱の寄与割合は約 14.5%であり熱量への寄与割合は低い。

第 1 表 核種グループごとの熱量の寄与割合

核種グループ	熱量寄与割合
よう素	約 85.5%
セシウム類	約 2.3%
アンチモン	約 1.5%
テルル	約 2.5%
ストロンチウム	約 4.2%
バリウム	約 2.5%
ルテニウム類	約 0.1%
セリウム類	約 0.4%
ランタン類	約 0.9%
合 計	100%

○原子炉格納容器の漏えい試験結果をもとに算出した約1 mm²のリークパスの算出方法について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスは、「原子炉格納容器信頼性実証事業 放射性物質捕集特性試験 (NUPEC)」及び「流体力学 実教出版株式会社 第21版」を参考とした下記評価方法により算出した。

$$Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma - 1}{\gamma}} \right\}}}$$

ここで、 m : 質量流量	Ae : 漏えい等価面積
P_0 : 1次側圧力	P_b : 2次側圧力
γ : 比熱比	T_0 : 1次側温度
R : ガス定数	

上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ原子炉格納容器内外の値を使用。

原子炉格納容器内のパラメータは、原子炉格納容器漏えい試験の圧力、温度、原子炉格納容器外の圧力は大気圧として評価。

質量流量 (m) は原子炉格納容器内の密度×体積×漏えい率より算出。

○原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種の割合について

今回の評価における原子炉格納容器のリークパスに満たされた核種は、NUREG-1465 の炉心内の F P 量に対する原子炉格納容器内への放出割合を使用しリークパスにおける発熱量を評価する。

第 2 表 NUREG-1465 の原子炉格納容器内放出割合

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.

** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

[出典] NUREG-1465 「Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants」

リークパスの体積は、リークパス面積 1 mm² と鋼板厚さ mm より cm³ であるため、原子炉格納容器内に放出された F P のうち支配的な CsI (よう化セシウム) の密度を想定し、リークパスに詰まる F P の量は約 g となる。

また、この量は原子炉格納容器内に放出された F P のうち約 1.65×10^{-4} % が詰まっている想定となる。この割合と NUREG-1465 の放出割合を基にリークパスでの発熱量を算出する。