

改訂番号	改訂 0
提出年月日	平成 31 年 2 月 13 日

原子炉格納容器からの漏えいに関する
エアロゾル粒子の捕集効果の設定について

平成 31 年 2 月

東北電力株式会社
東京電力ホールディングス株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
中国電力株式会社
日本原子力発電株式会社
電源開発株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路	2
2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所	2
3. 漏えい孔におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見	8
3.1 試験概要	8
3.2 試験結果	11
3.3 エアロゾル捕集特性試験	12
4. NUPEC 試験の実機への適用性	14
4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察	16
4.2 シール材の差異に対する考察	23
4.3 圧力条件に対する考察	26
4.4 蒸気条件に対する考察	26
5. まとめ	26

1. はじめに

重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。

ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電線管貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。

漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。

本資料は、重大事故等時の BWR の原子炉格納容器 (Mark-I, Mark-II 及びそれぞれの改良型並びに RCCV) の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集特性を表す捕集係数 (以下「DF」という。) に関し、「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証試験) に関する総括報告書 (原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月)」で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認および適用可能な DF についてまとめたものである。

2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路

BWR の原子炉格納容器は Mark-I, Mark-II 及びそれぞれの改良型並びに ABWR で採用している鉄筋コンクリート一体型の RCCV といった種類があり, その構造は前者が鋼鉄製の容器, 後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが, そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており, 放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。

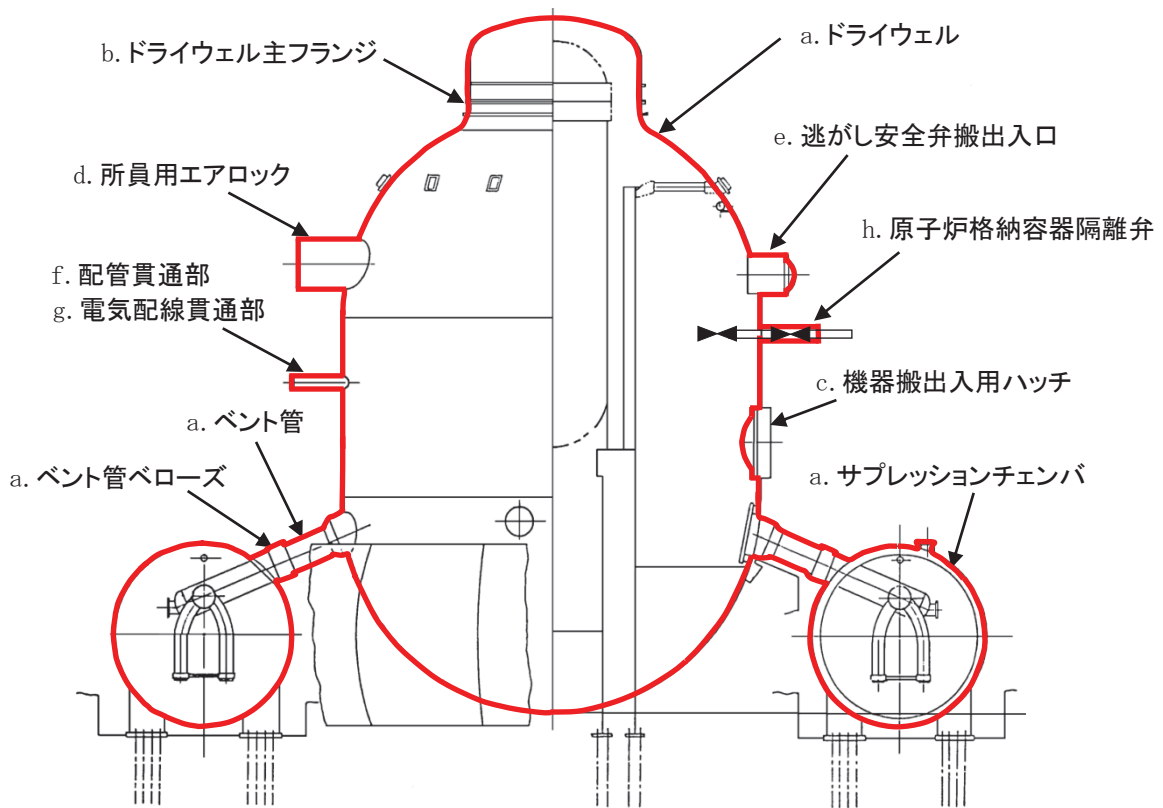
そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には, これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所について Mark-I 改良型で示す。(その他型式は別添参照)

2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり, Mark-I 改良型の原子炉格納容器の概要図を図 2-1 に示す。

原子炉格納容器バウンダリの構成部について, 重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因(以下「機能喪失要因」という。)として, 原子炉格納容器内の温度, 圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表 2-1 に示す。



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- a. 原子炉格納容器本体（ドライウェル，サプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
- b. ドライウェル主フランジ
- c. 機器搬出入用ハッチ
- d. 所員用エアロック
- e. 逃がし安全弁搬出入口
- f. 配管貫通部
- g. 電気配線貫通部
- h. 原子炉格納容器隔離弁

図 2-1 BWR (Mark-I 改良型) の原子炉格納容器の概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

表 2-1 BWR (Mark-I 改良型) の原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因 (女川原子力発電所 2 号炉の場合)

構成部		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウエル基部	延性破壊	—
	ベント管ベローズ	疲労破壊	—
b. ドライウエル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—
	円筒胴	延性破壊	変形, シール能力低下
	鏡板	座屈	—
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形, シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	—
	シール部 (扉以外)	—	シール能力低下
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	—
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊, 座屈	—
	端板	延性破壊	—
	ボルト締付平板	延性破壊	—
	フランジ	延性破壊	開口, シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	—
	閉止板	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
g. 電気配線貫通部	短管	延性破壊	—
	スリーブ	延性破壊	—
	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッド	延性破壊	—
h. 原子炉格納容器隔離弁	モジュール	—	シール能力低下
	耐圧部材	延性破壊	—
	シール部	—	シール能力低下

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(女川原子力発電所を例に主なシール部の構造を図 2-2 から図 2-9 に示す)

- ① フランジ構造のシール部 (b. ドライウエル主フランジ, c. 機器搬出入用

- ハッチ, d. 所員用エアロック, e. 逃がし安全弁搬出入口, f. 配管貫通部)
- ② 電気配線貫通部のシール部 (g. 電気配線貫通部)
- ③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (h. 原子炉格納容器隔離弁)

このうち、③は、原子炉格納容器隔離弁の弁体を弁座に押しつけてシートする構造であり、弁シートから漏えいした場合は配管内へ漏えいすることとなり、また、弁シート部から有意な漏えいを生じるものではないため、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい経路としての寄与は小さいと考えられる。

したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、①及び②のシール部が想定される。

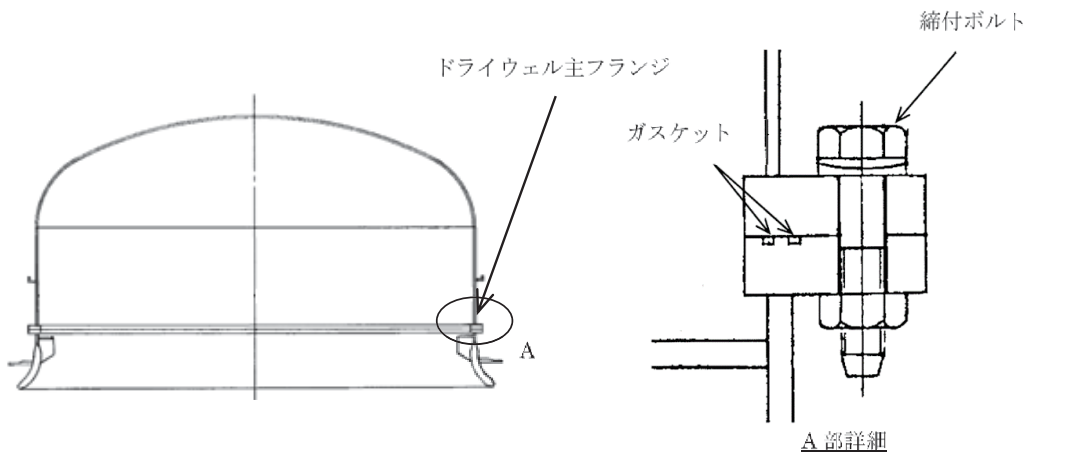


図 2-2 ドライウェル主フランジシール部概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

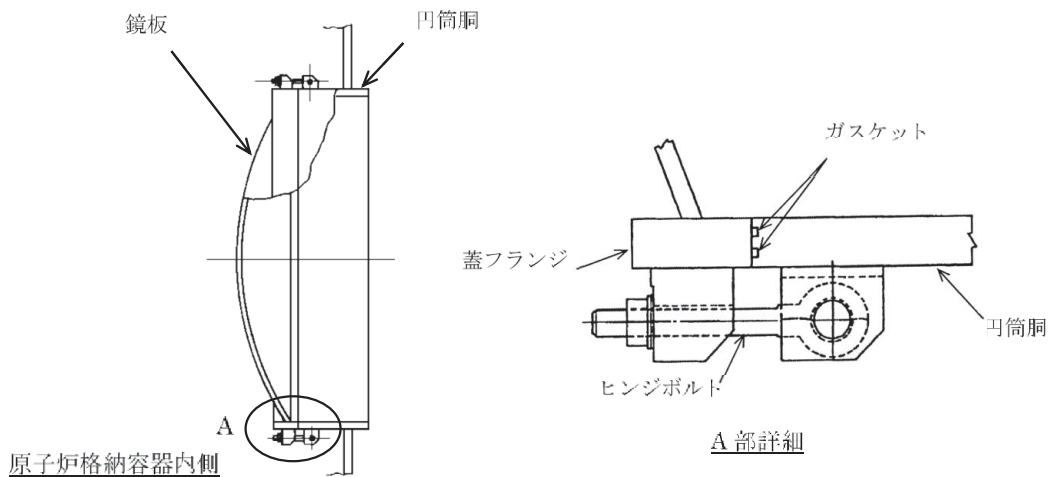


図 2-3 機器搬出入用ハッチシール部概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

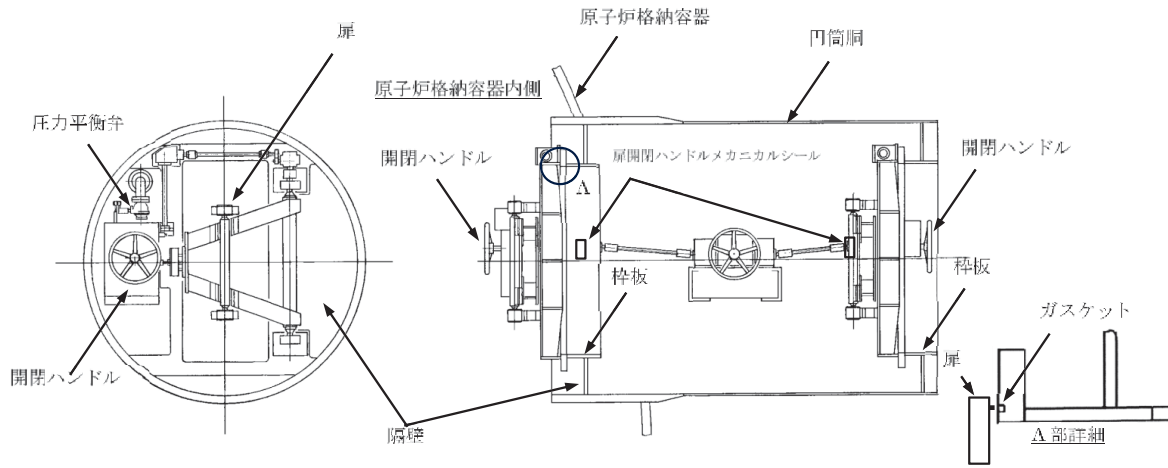


図 2-4 所員用エアロックシール部概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

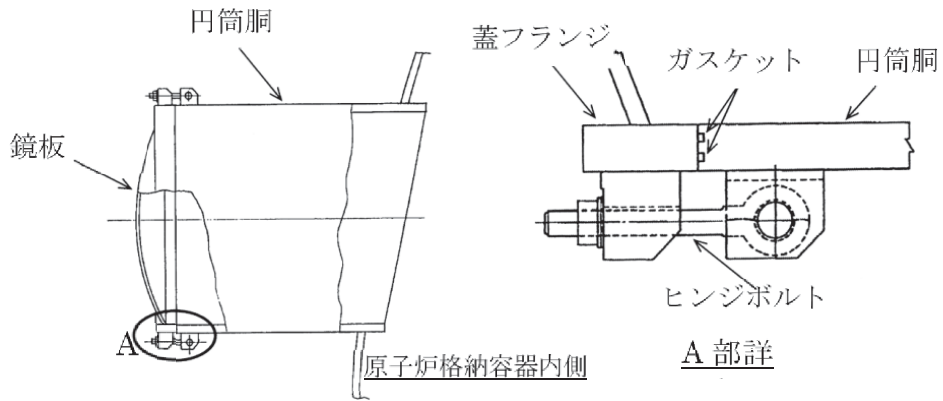


図 2-5 逃がし安全弁搬出入口シール部概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

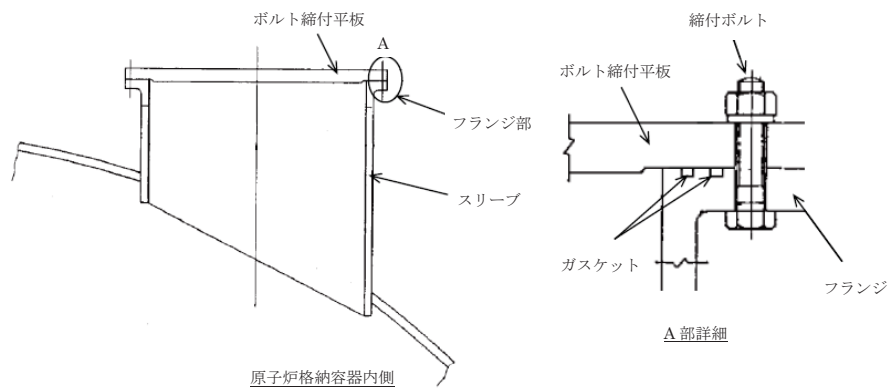


図 2-6 配管貫通部シール部概要図
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

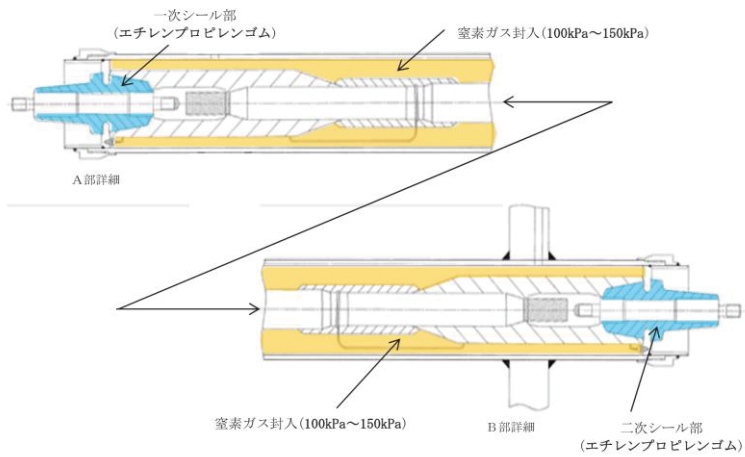
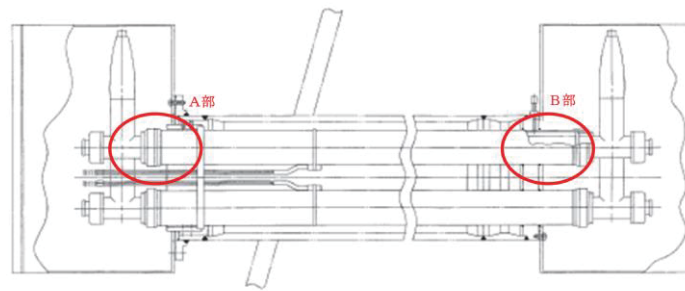


図 2-7 電気配線貫通部（高電圧）シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

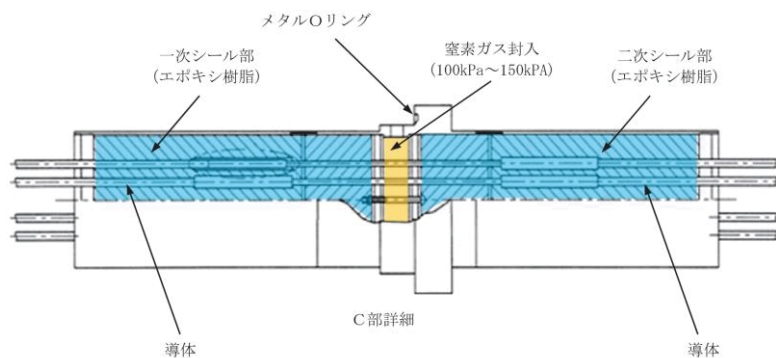
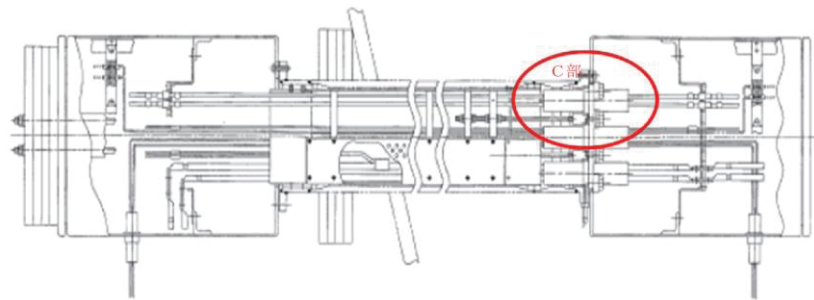


図 2-8 電気配線貫通部（低電圧）シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

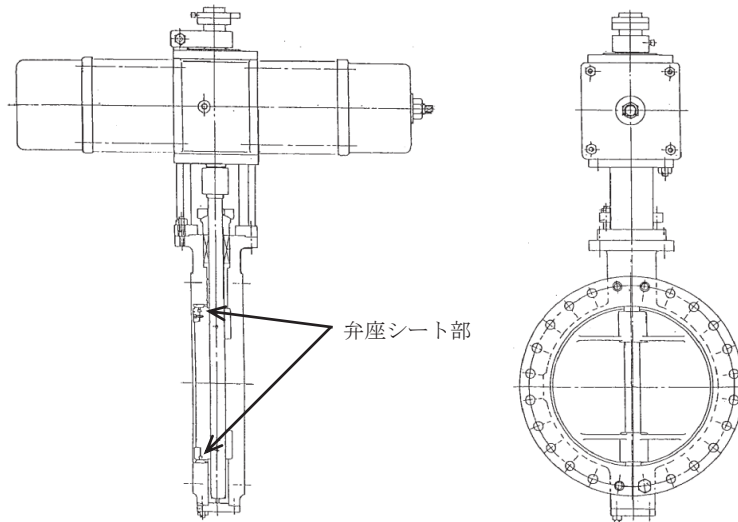


図 2-9 原子炉格納容器隔離弁シール部概要図 (例)
(女川原子力発電所 2 号炉の場合)

3. 漏えい孔におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見

既存の知見としては、原子力発電技術機構の報告書「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成 15 年 3 月）」（以下「NUPEC 試験」という。）で報告されている試験結果があり、フランジ及び電気配線貫通部のシール部においてシビアアクシデント条件下で漏えい孔が生じ、これを原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としたエアロゾル粒子の捕集効果についてまとめている。

漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子がシール部を通過する際に捕集する効果が期待されるが、シール部が健全な場合を模擬した試験等の知見は確認されていないものの、シール部が損傷した場合を模擬した試験の結果が報告されており、その中で、シール部が損傷している場合においても漏えい孔には一定の捕集効果があると結論付けている。以下に、既存の知見をまとめる。

3.1 試験概要

シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。

NUPEC 試験条件を表 3-1～表 3-3 に、試験装置の概略図を図 3-1 に示す。

表 3-1 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で 20h 以上保持， 圧力 0.8MPa 一定 周期的温度加熱：120～200℃で数十 h 加熱， 圧力 0.1～0.8MPa で変化 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy

表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy 昇温速度：約 0.5℃/min ^{※1}

※1 25℃毎に 1 時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大 400℃までとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした。

表 3-3 NUPEC 試験における試験条件 (エアロゾル捕集特性試験)

NUPEC 試験における試験条件	
試験を実施した対象	電気配線貫通部 (低電圧モジュール) フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 (低電圧モジュール) : エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット : シリコンゴム
エアロゾル濃度	10~300 mg/m ³ (CsI)
エアロゾル粒子の粒径	1~2 μm (CsI)
環境条件	温度 : 100~200°C ^{※1} 圧力 : 0.11~0.60MPa (ドライ条件) ^{※2}

- ※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200°C以上 (最大約 270~350°Cまで) の環境で約 20 時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している
- ※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

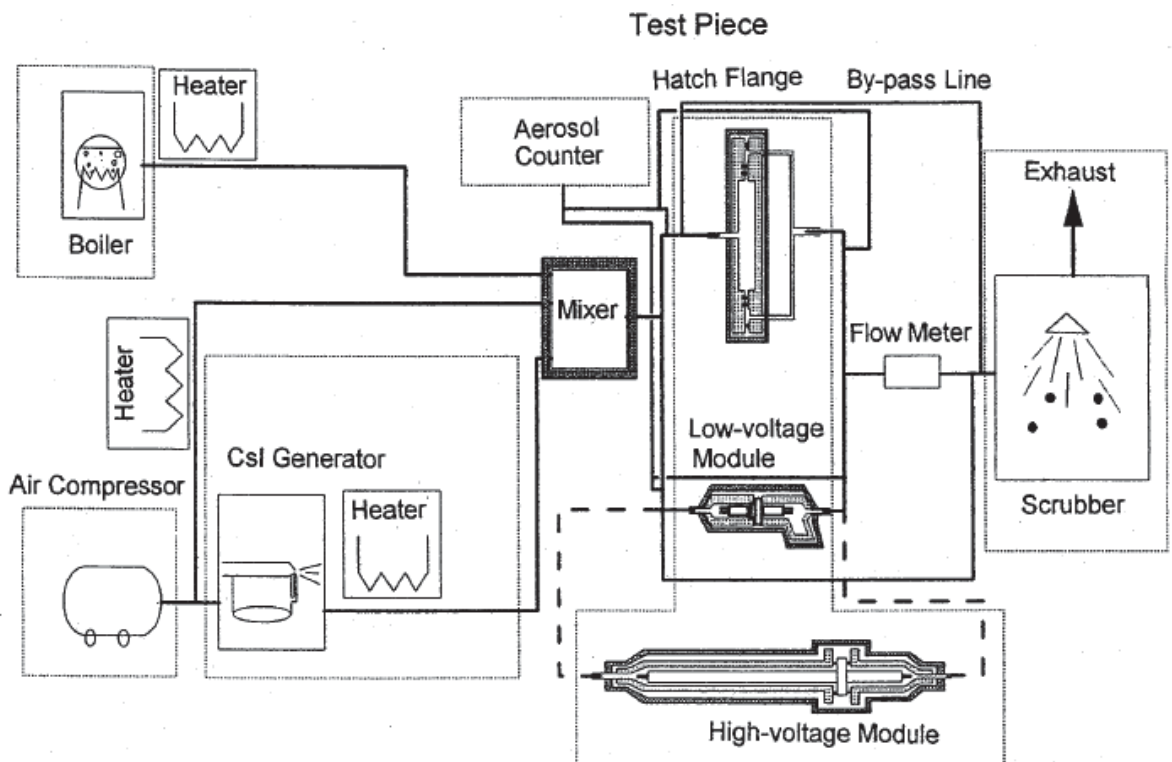


図 3-1 試験装置概略図 (NUPEC 試験)

3.2 試験結果

3.2.1 健全性確認試験

リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-4 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。

表 3-4 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾

試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (°C)	試験時間 (hr)	漏洩の 有無
低電圧モジュール					
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾
0.9mm ²	有	水蒸気	120-200 ³⁾	27	無
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無
高電圧モジュール					
500mm ²	無	空気	230	24	無
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無
500mm ²	有	水蒸気	120-200 ³⁾	42	無
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無
甲丸タイプ	有	水蒸気	120-200 ³⁾	50	無
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120-200 ³⁾	54	無

1) 圧力：0.8MPa

2) 室温降下時に微小漏えいが発生

3) 圧力：0.1-0.8MPa に相当

3.2.2 リーク発生条件評価試験

リーク発生条件評価試験の結果を表 3-5 に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで 266～324°C であり、フランジ・ガスケットで 276～349°C であった。高電圧モジュールの場合は、400°C までの加熱の間ではリークは確認されなかった。

表 3-5 リーク発生条件試験結果 (NUPEC 試験)

試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)
低電圧モジュール				
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266
0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286
高電圧モジュール				
500mm ²	無	空気	0.8	400°Cまで昇温後室温 降下時に微小漏えい 400°Cまで漏えい無し
500mm ²	有	水蒸気	0.8	
フランジ・ガスケット				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349
グループ&タンダタイプ	有	水蒸気	0.8	345

※1 熱電対

3.3 エアロゾル捕集特性試験

NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-2、図 3-3、表 3-6 に示す。

NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF 値として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。

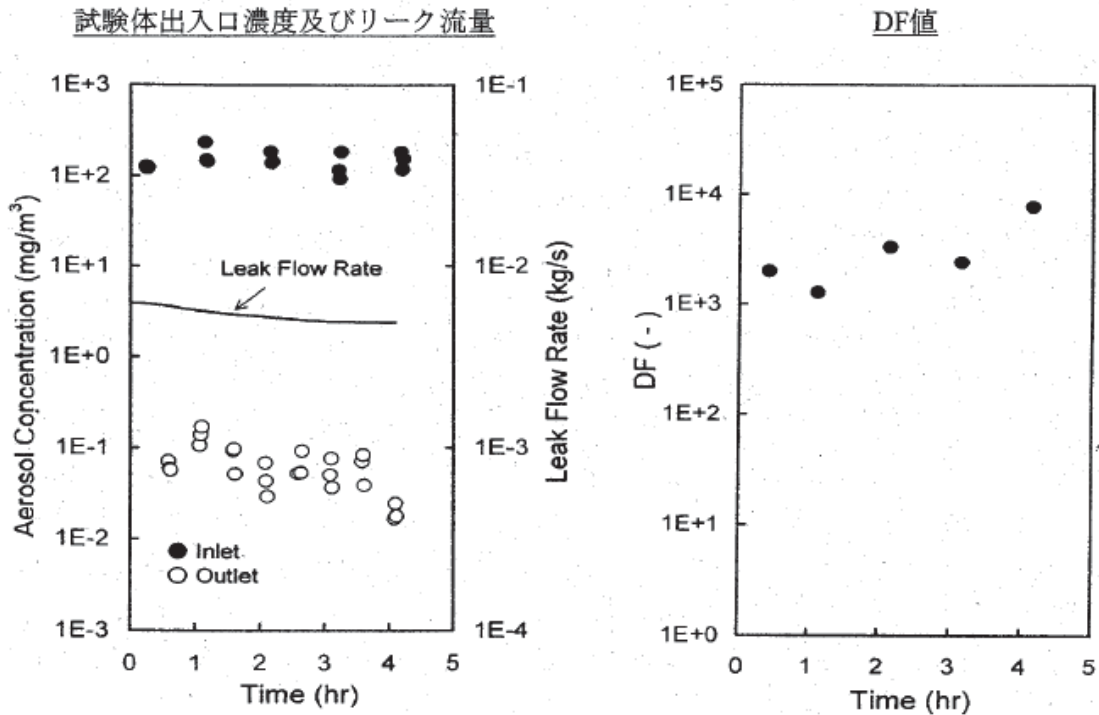


図 3-2 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF 値の経時変化
（電気配線貫通部の一例）（NUPEC 試験）

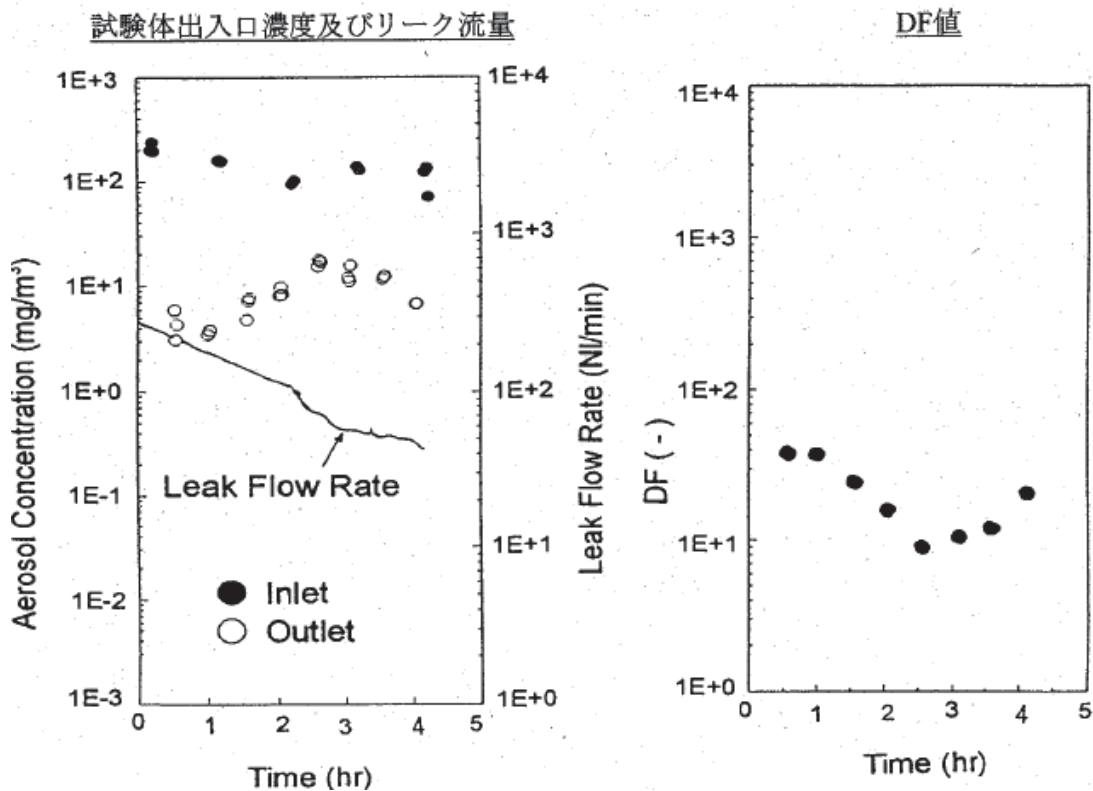


図 3-3 エアロゾル質量濃度，漏えいガス（空気）流量，DF 値の経時変化，
（フランジガスケットの一例）（NUPEC 試験）

表 3-6 試験により得られた DF (NUPEC 試験)

試験体	DF
	全粒径範囲 (0.5~5 ミクロン)
低電圧モジュール	
0.9mm ²	1300
0.9mm ²	620
0.9mm ²	22000
0.9mm ²	2500
0.9mm ² (T/C)	280
0.9mm ² (T/C)	160
同軸ケーブル	270
100mm ²	340
2mm ²	40
フランジ・ガスケット	
甲丸タイプ	11
甲丸タイプ	11
甲丸タイプ	13
甲丸タイプ	20
グループ&タングタイプ	25

4. NUPEC 試験の実機への適用性

NUPEC 試験での試験条件と、BWR の原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。

条件比較の結果を表 4-1 にまとめ、条件ごと (漏えいを想定する対象, エアロゾル粒子の粒径, シール材の材質, 環境条件 (シール材の劣化状態, 圧力条件, 蒸気条件)), に適用性について考察した。

表 4-1 NUPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

	NUPEC 試験における試験条件	MARK-I (改良型含む)	MARK-II (改良型含む) RCCV	比較結果・考察
漏えいを想定する対象	電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	漏えい想定箇所は、「2. 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで、試験条件と同等である。
エアロゾル粒径	1~2 μ m (CsI) DF 値評価範囲 0.5~5 μ m	数 μ m (事象初期 (格納容器スプレイ実施前))	数 μ m (事象初期 (格納容器スプレイ実施前))	重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事象初期 (格納容器スプレイ実施前) では数 μ m 程度を想定している。NUPEC 試験では DF 値を 0.5~5 μ m で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタルリング※1 フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	電気配線貫通部： (高電圧) エチレンプロピレンゴム (低電圧) エポキシ樹脂、メタルリング※1 フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実機のシール材が同様であることを確認した。 ・ フランジ・ガスケットについて、試験で用いたシール材と実機のシール材は異なるが、試験の材質よりも実機の方が長期にわたり高温環境下においてシール性能を維持できることから、NUPEC 試験結果を適用できると考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
環境条件	温度：100~200℃※2 圧力：0.11~0.60MPa[gage] (ドライ条件) ※3	温度：~200℃ 圧力：~0.853 MPa[gage] ~0.854 MPa[gage] (ウェット条件) ※3	温度：~200℃ 圧力：~0.620 MPa[gage] (ウェット条件) ※3	重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・ 実験に用いたシール材は最大約 270~350℃の環境で曝露し、リークが発生したものをを用いている。一方、実機においては 200℃以下であり、曝露環境試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
				重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NUPEC 試験によると DF と流量には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対しても明確な依存性がないと考えられ、NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】
				試験環境はドライ条件であるが、実機で想定する環境はウェット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実機の方が DF が大きくなると考えられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】

※1 金属であるため、長時間の放射線、高温環境の曝露によってシール機能 (バウンダリ機能) が劣化するものではない

※2 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃以上 (最大約 270~350℃まで) の環境で約 20 時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している

※3 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察

エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態, 事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては, 図 4-1 に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで, 小粒径のエアロゾル粒子が集まり, より粒径の大きい粒子がつくられ, 粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は, 重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり, 粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため, 大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され, 粒径分布はより小さい方向にシフトする。

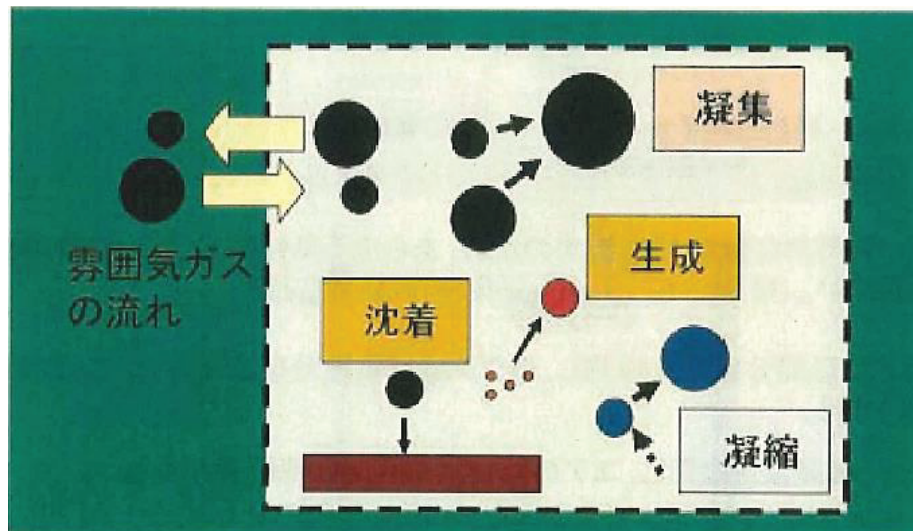


図 4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構

重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として $0.1\ \mu\text{m}$ ~ $5\ \mu\text{m}$ の範囲であることは, 粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから, 重大事故等時の粒径分布を想定し, 「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 4-2 の②, ⑤に示す試験等を調査した。さらに, 重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために, 海外の規制機関 (NRC 等) や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等 (表 4-2 の①, ③, ④) を調査した。以上の調査結果を表 4-2 に示す。

この表で整理した試験等は, 想定するエアロゾル発生源, 存在する場所 (原子炉格納容器, 一次冷却材配管等), 水分の有無等に違いがあるが, エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく, 原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数 μm 程度である。

NUPEC 試験においても、重大事故等時を想定し、 $1\sim 2\mu\text{m}$ の粒径を目標として CsI エアロゾル粒子を生成し、リーク条件発生試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図 4-3 「NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、 $0.5\sim 5\mu\text{m}$ の範囲で DF 値を評価している。

以上より、NUPEC 試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC 試験の結果は適用可能と考える。

表 4-2 重大事故等時著しい損傷が発生した場合の
エアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{※1}	約 0.5~5 (図 4-2 参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考 1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECL が実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考 1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考 1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考 1-2)	重大事故等時の FP 挙動の実験 (左記のエアロゾル粒子の粒径は PHEBUS FP 実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

参考文献

- ※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
- ※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

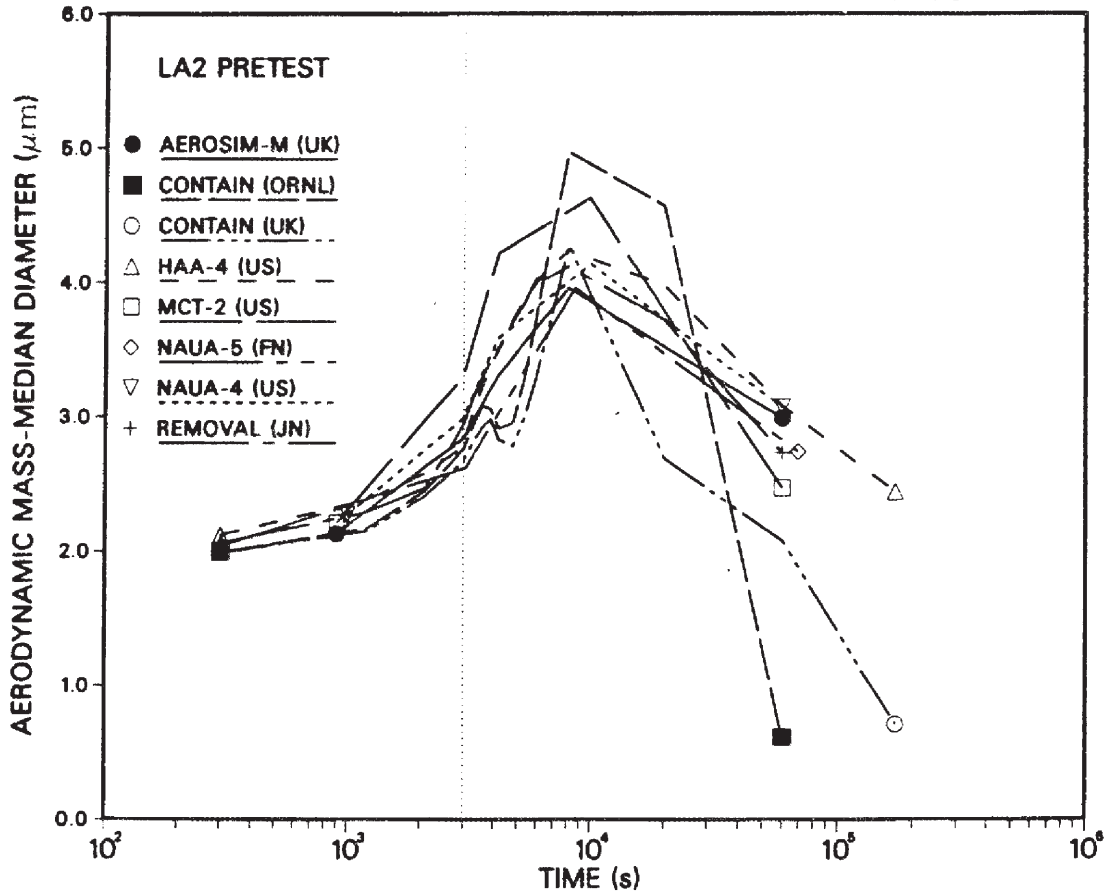


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

図 4-2 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒子の粒径の時間変化グラフ

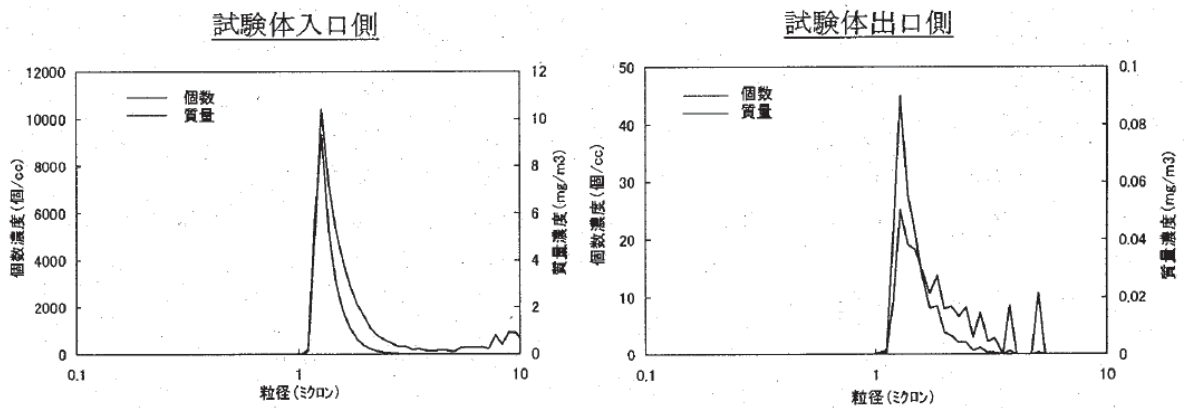


図 4-3 NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

参考 1-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS,
NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHEBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した試験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のかぶり並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された、重大事故等時の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核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

4.2 シール材の差異に対する考察

(1) フランジ・ガスケット

NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。

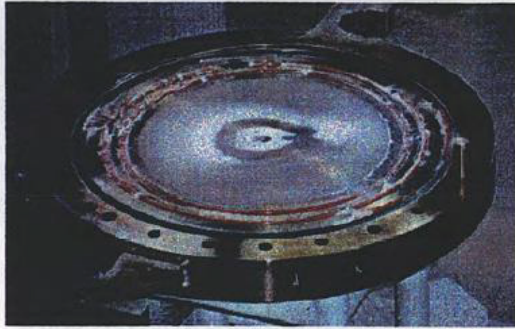
また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケット部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下で貫通部の漏えいが発生した際のエアロゾルの DF について試験を行っており、そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。

実機では、従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。

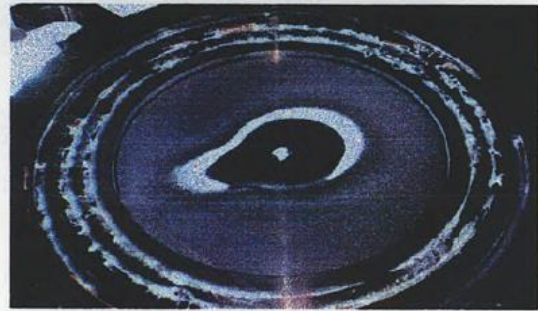
これら原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している。^{※1}

したがって、実機のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり、高温条件下においてシール性能を維持できる。その場合、漏えい経路は狭くなりより大きな除染係数を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。

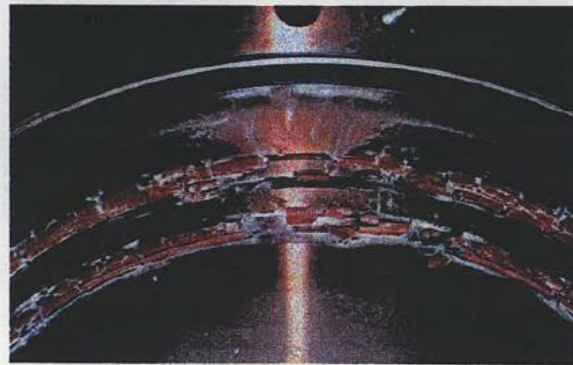
※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」



試験体入口側
(白い粉末はCsIエアロゾル)



試験体出口側
(白い粉末はCsIエアロゾル)



ガスケット拡大部分 (白い粉はCsIエアロゾル)

図 4-4 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態
(200°Cを超過して約 0.5°C/min の昇温速度で加熱, 漏えい発生後,
温度を低下させ, エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)

(2) 電気配線貫通部

NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電線管貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。

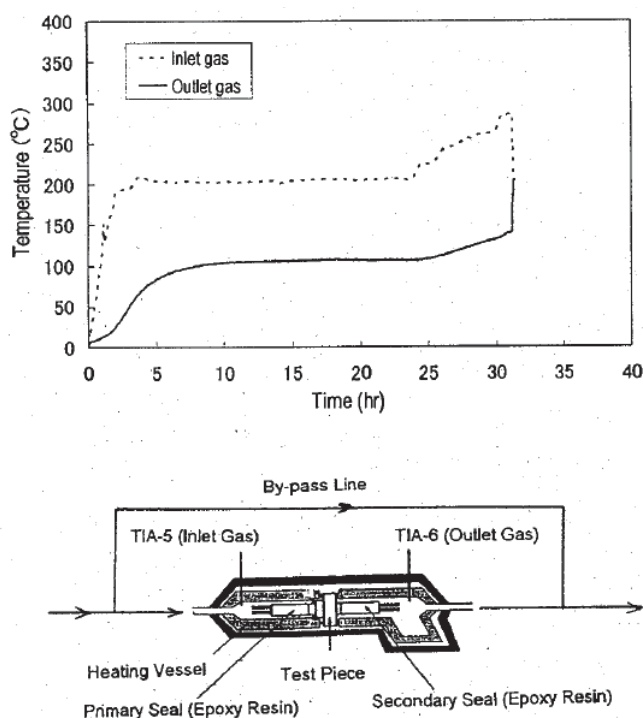


図 4-5 電気配線貫通部（低電圧）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC 試験，200℃を超える環境下）

実機の電気配線貫通部のシール材については、NUPEC 試験で使用したシール材と同様であり差異はなく、実機での原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において閉じ込め機能を確保できることを確認^{*1}している。

シール部が健全な場合には、漏えい経路は狭くなりより大きな除染係数を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。

※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

4.3 圧力条件に対する考察

NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-2、図 3-3 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考えられる。

4.4 蒸気条件に対する考察

NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子の DF が大きくなると考えられる。

5. まとめ

重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい個所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見として NUPEC 試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを確認した。

NUPEC 試験の試験体ごとの DF の最小値に基づけば DF 値は 10 以上を適用可能であり、重大事故等時の被ばく評価等において DF 値を 10 と設定できることを確認した。

別添 1 東海第二原子力発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所
(Mark-II)

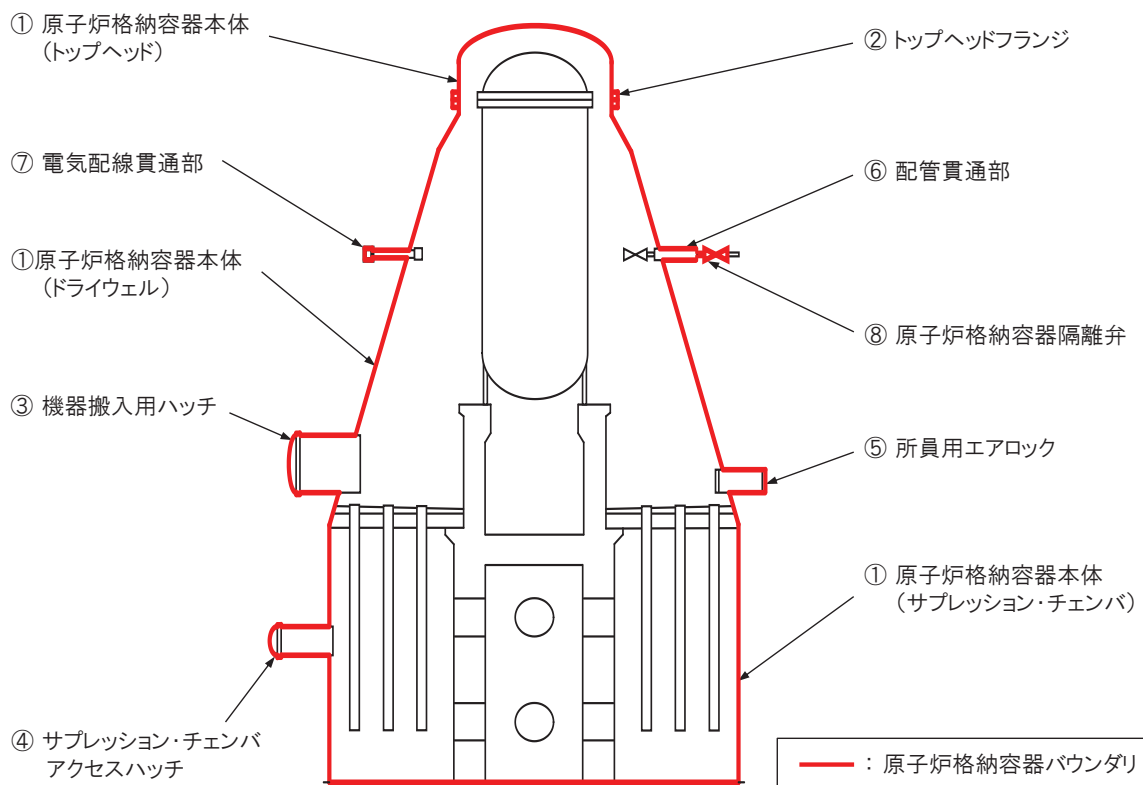
別添 2 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における原子炉格納容器の構造及び
漏えい想定箇所 (RCCV)

東海第二原子力発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 (Mark-II)

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、Mark-II型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。

原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表1に示す。



- ① 原子炉格納容器本体
- ② トップヘッドフランジ
- ③ 機器搬入用ハッチ
- ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ
- ⑤ 所員用エアロック
- ⑥ 配管貫通部
 - ・ 接続配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 平板類※, セーフエンド, 伸縮継手
 - ※ 平板, 穴あき平板, フランジ, ボルト締め平板, フルードヘッド
- ⑦ 電気配線貫通部
 - ・ アダプタ, ヘッダ, モジュール
- ⑧ 原子炉格納容器隔離弁

図1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

表 1 評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド, ドライウエル, サブプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—
	構造不連続部	延性破壊	—
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
④サブプレッション・チェンバ アクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	—
	鏡板	延性破壊	—
	フランジ部	延性破壊	開口, シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴, 隔壁	延性破壊	—
	扉板	—	開口, シール材劣化
	シール部 (扉以外)	—	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	—
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—
	平板類	延性破壊	開口, シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	—
	伸縮継手	疲労破壊	—
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	—
	ヘッド	延性破壊	—
	モジュール	—	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部 (弁箱)	延性破壊	—
	シール部	—	シール材劣化

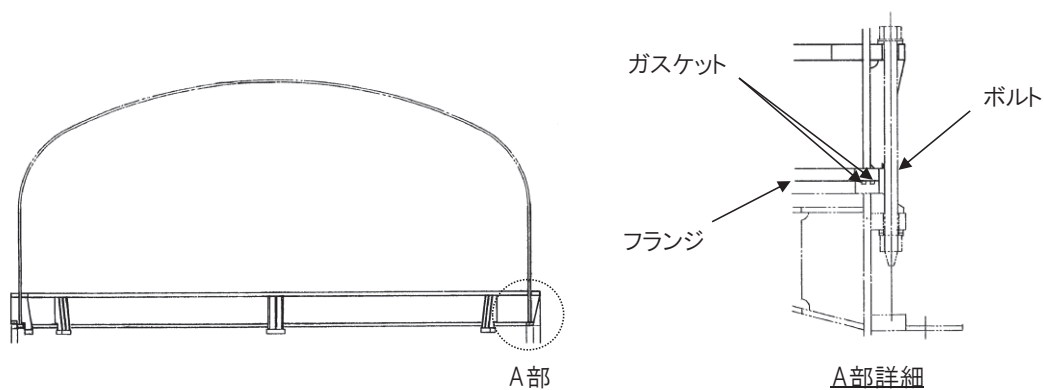
上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており溶接部も含め連続構造である。これらについては原子炉格納容器の限界圧力である約 2.0Pd 以上まで放射性物質の閉じ込め機能を確保できるため、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図 2 のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。

- a. フランジ構造のシール部 (②トップヘッドフランジ, ③機器搬入用ハッチ, ④サプレッション・チェンバアクセスハッチ, ⑤所員用エアロック, ⑥配管貫通部)
- b. 電気配線貫通部のシール部 (⑦電気配線貫通部)
- c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (⑧原子炉格納容器隔離弁)

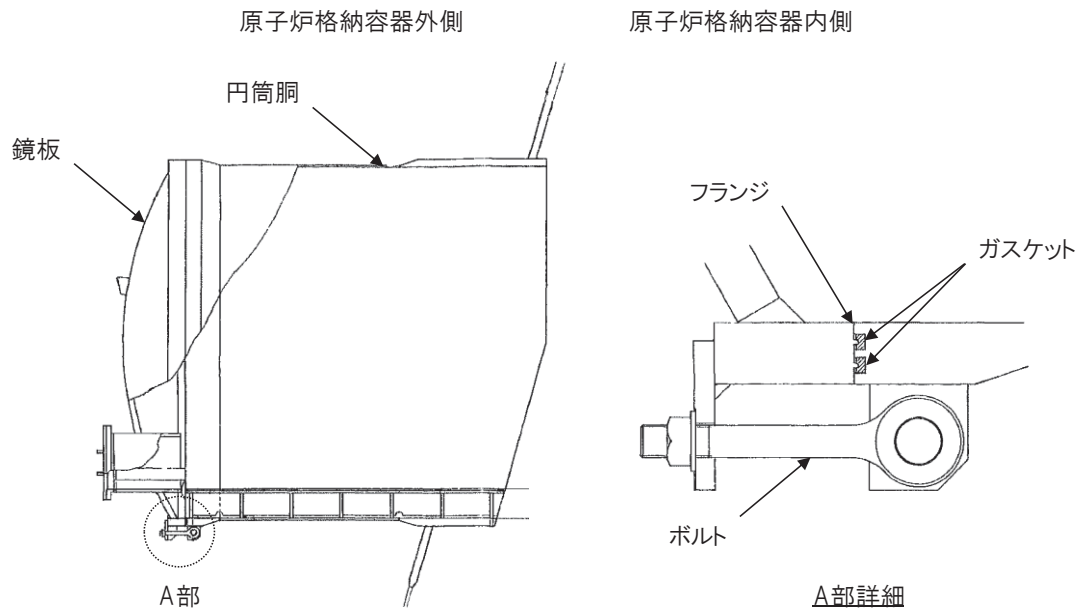
このうち, c. は, 原子炉格納容器隔離弁の弁体を弁座に押しつけてシートする構造であり, 弁シートから漏えいした場合は配管内へ漏えいすることとなり, 配管の系外への漏えいを伴うものではないため, 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい経路とはならないと考えられる。

したがって, 原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては, a. 及びb. のシール部が想定される。

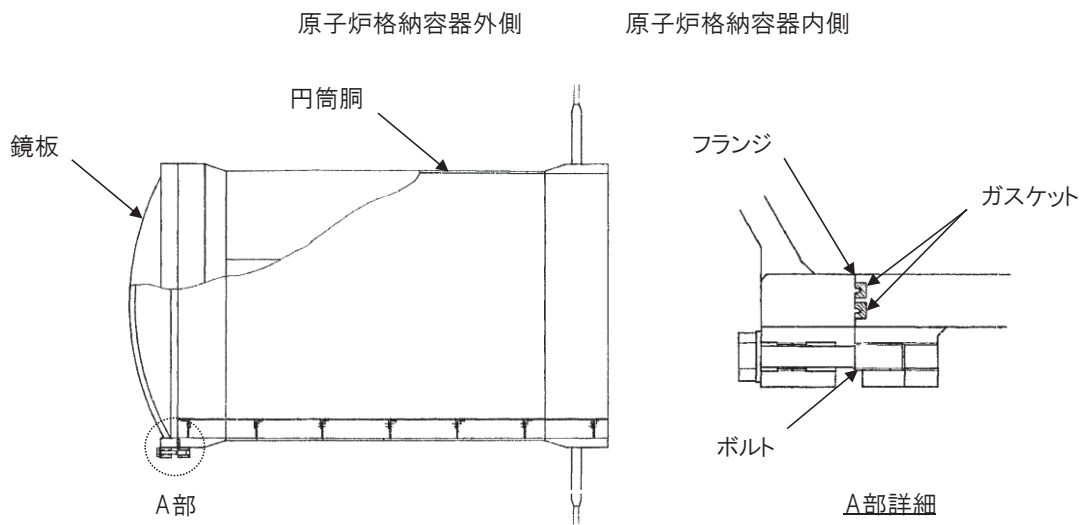


トップヘッドフランジ

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)

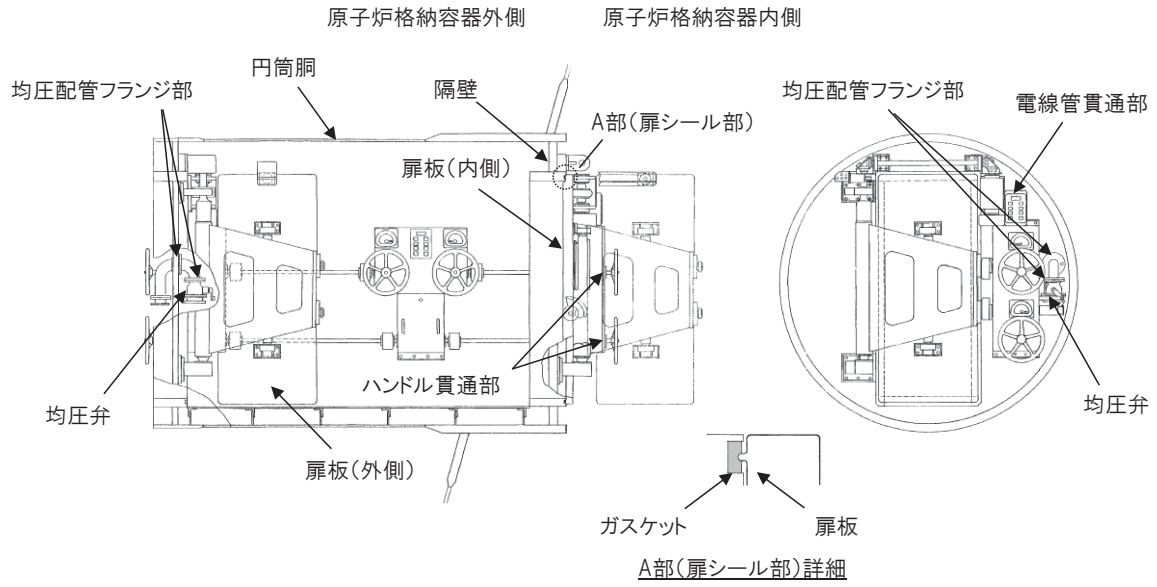


機器搬入用ハッチ

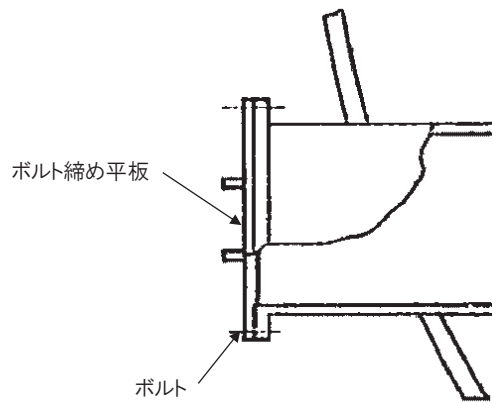


サプレッション・チェンバアクセスハッチ

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)



所員用エアロック



配管貫通部 (平板類)

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)

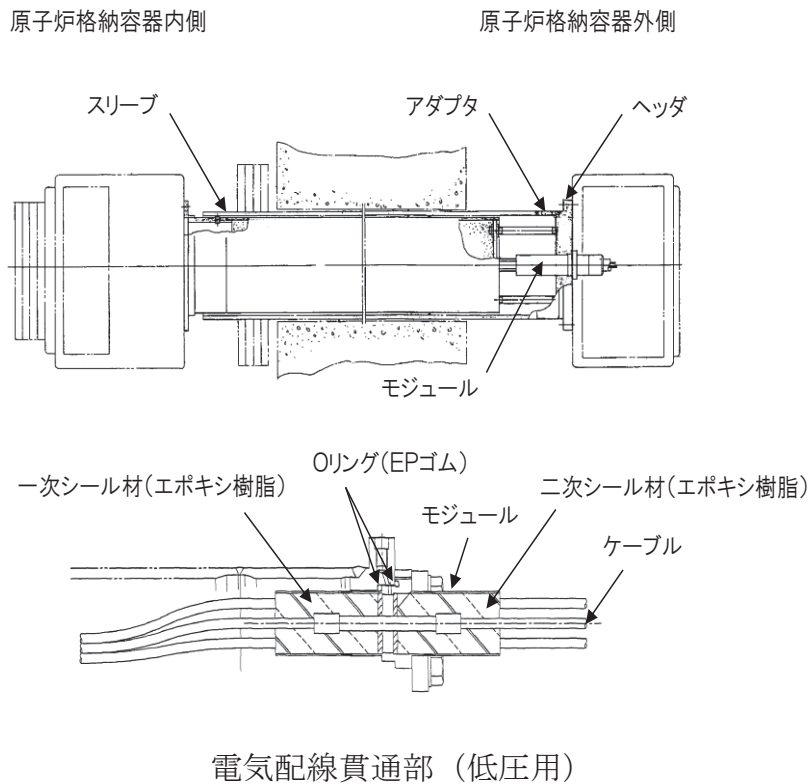
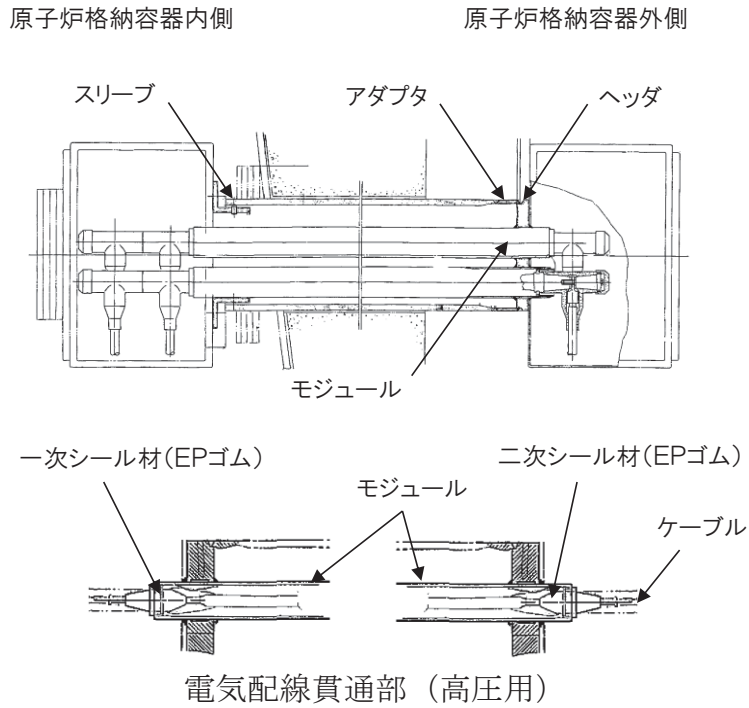
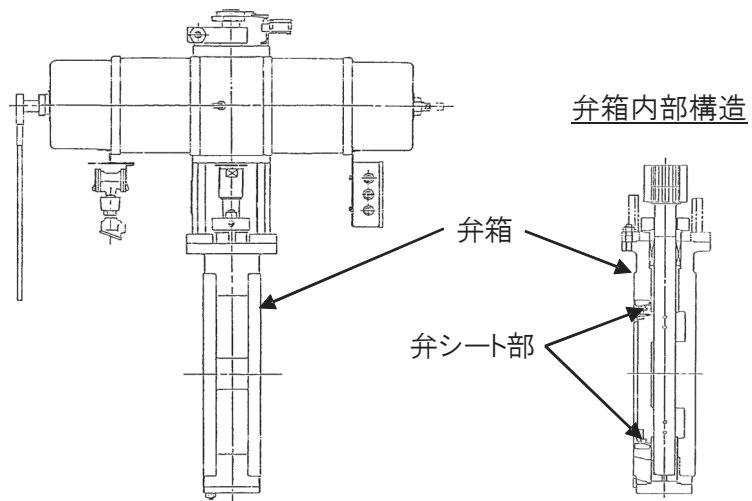
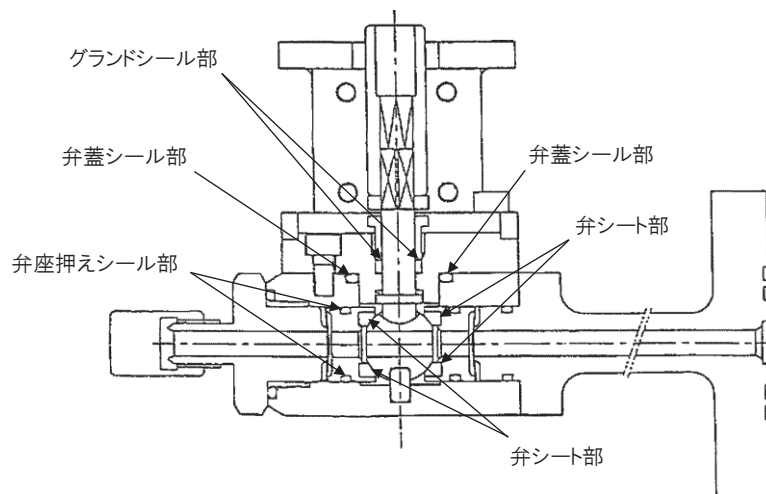


図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）



原子炉格納容器隔離弁（T I P ボール弁）

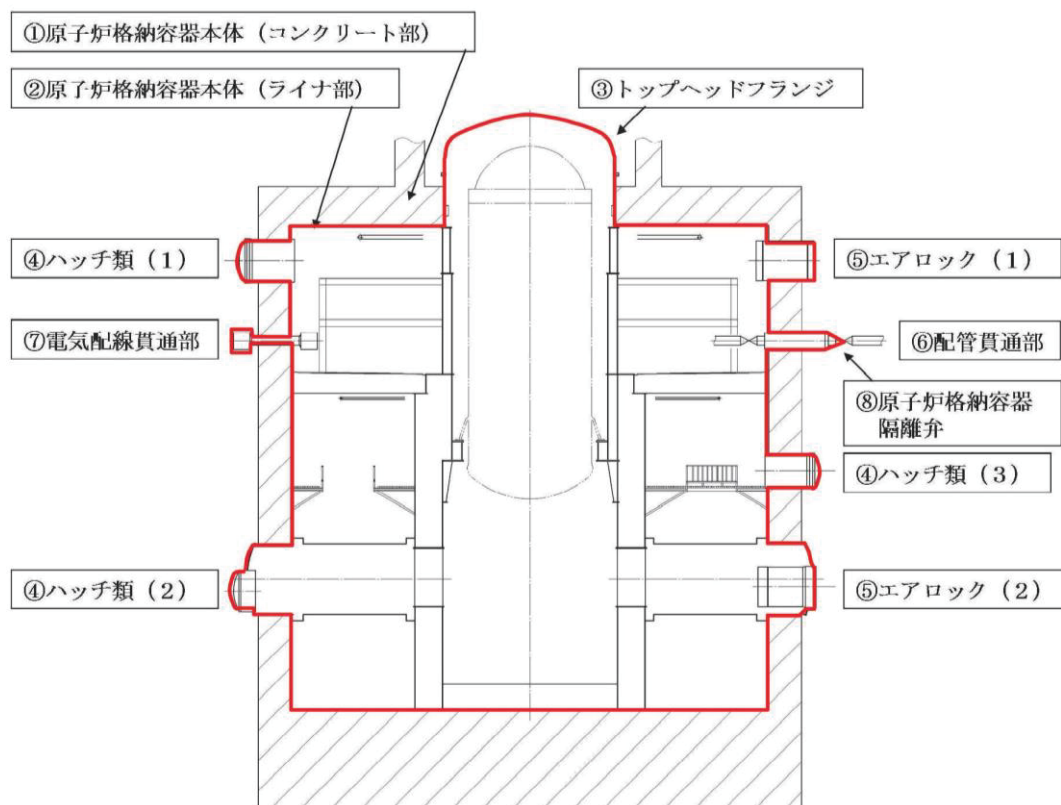
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5/5）

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい
 想定箇所 (RCCV)

「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対策の有効性評価について(補
 足説明資料)」抜粋

原子炉格納容器は以下の機器で構成されている。

- ①原子炉格納容器本体 (コンクリート部)
- ②原子炉格納容器本体 (ライナ部)
- ③原子炉格納容器トップヘッドフランジ
- ④ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)
- ⑤エアロック
- ⑥配管貫通部 (貫通配管, スリーブ, 端板, 閉止フランジ, 閉止板)
- ⑦電気配線貫通部
- ⑧原子炉格納容器隔離弁



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

- ハッチ類 (1) 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (2) 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ
- ハッチ類 (3) サプレッション・チェンバ出入口
- エアロック (1) 上部ドライウエル所員用エアロック
- エアロック (2) 下部ドライウエル所員用エアロック

図 41-補足①-1 原子炉格納容器の概要図

原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器のうち、鋼材で構成されている部位については、溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、フランジ部やシール部については、シール材を鋼材や鋼板に密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。

表 41-補足①-1 原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位

機器名称	構造	漏えい 想定	理由
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	鉄筋コンクリート 構造物	—	原子炉格納容器バウンダリではない
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	鋼製ライナ	×	溶接で接合された鋼板であるため
③ 原子炉格納容器トップヘ ッドフランジ	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
	フランジ部： ガスケット	○	
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
	シール部： ガスケット	○	
⑤ エアロック	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
	シール部： ガスケット	○	
⑥ 配管貫通部	貫通配管：鋼管	×	鋼管であるため
	スリーブ：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
	端板：鋼板	×	鋼板であるため
	閉止板：鋼板	×	鋼板であるため
	フランジ部： ガスケット	○	
⑦ 電気配線貫通部 (高電圧：高電圧動力) (低電圧：低電圧動力及び 計測制御)	本体：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
	シール部： エポキシ樹脂	○	
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	本体：鋼製	×	鋼材であるため
	弁シート： メタル・ゴム等	○	

※漏えい想定：×・・・可能性は極めて低い，○・・・可能性あり

表 41-補足①-1 に示すバウンダリ構成部材のうち、③～⑥については、フランジ構造のシール面に、シール材としてガスケットを挟んでボルト等で固定する構造（図 41-補足①-2 参照）であり、これらは同等の構造であると評価できる。

一方、⑦の電気配線貫通部のシール部については、電線の導体を周囲から樹脂で固定する構造（図 41-補足①-3 参照）であり、漏えいが生じる場合の様態は③～⑥とは異なると想定される。

また、⑧の原子炉格納容器隔離弁の弁シートについては、弁体が弁座に押しつけられる構造であり、③～⑥と類似の構造であるが、弁シートからの漏えいは、配管内での漏えいであり、配管の系外への漏えいを伴うものではない。

このため、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい経路としては、

- ・③～⑥に示すフランジ構造のシール部からの漏えい
- ・⑦に示す電気配線貫通部のシール部からの漏えい

が、主たる漏えいの経路であると評価できる。

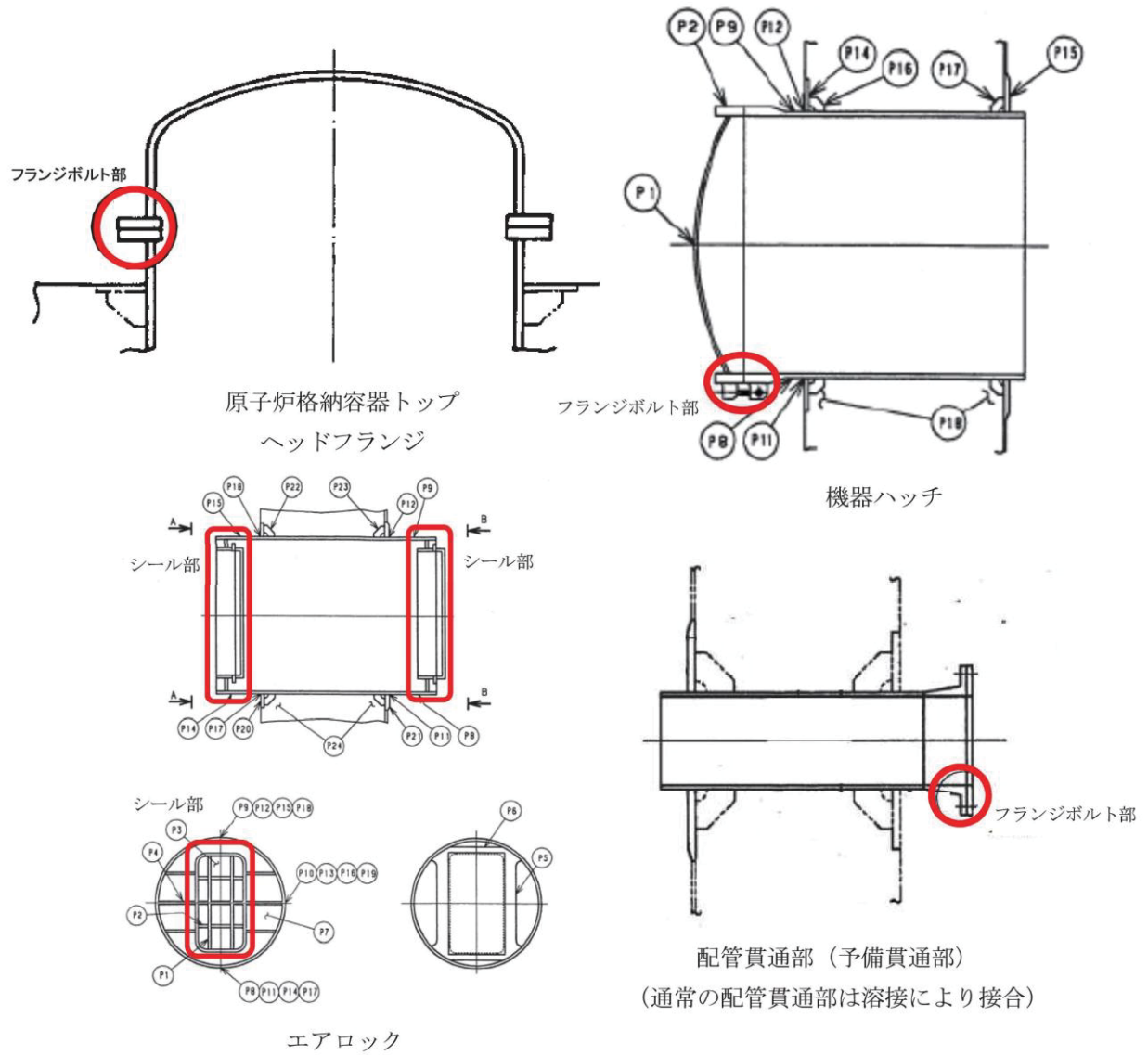
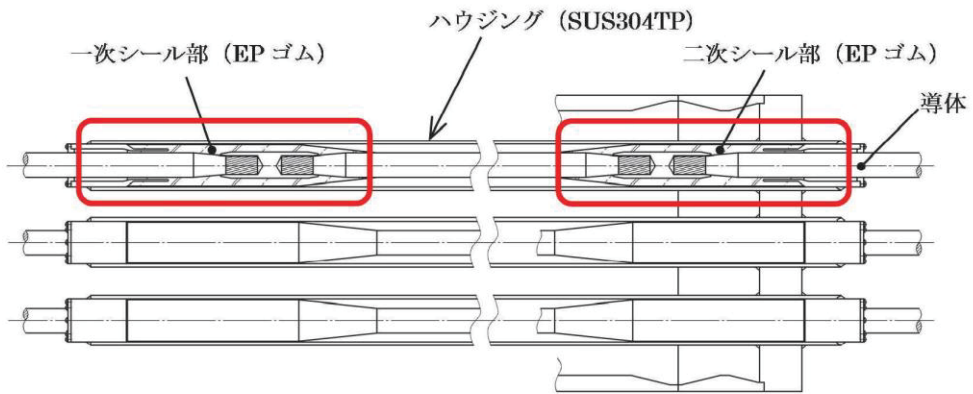
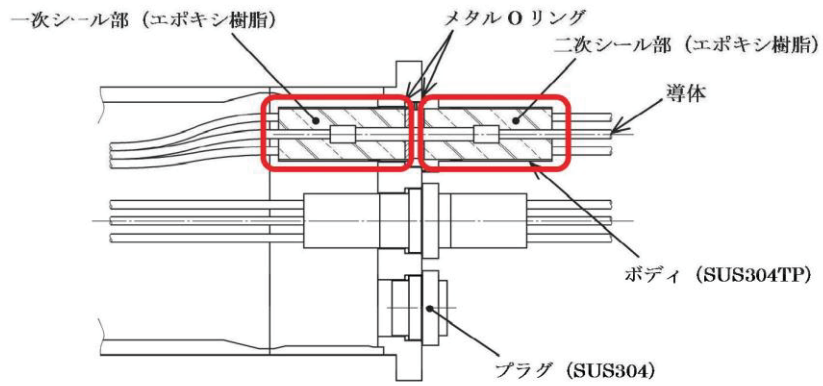


図 41-補足①-2 フランジ構造のシール部



高電圧用モジュール (高電圧動力用)



低電圧用モジュール (低電圧動力用及び計測制御用)

図 41-補足①-3 電気配線貫通部のシール部