

フィルタバント・システムについて

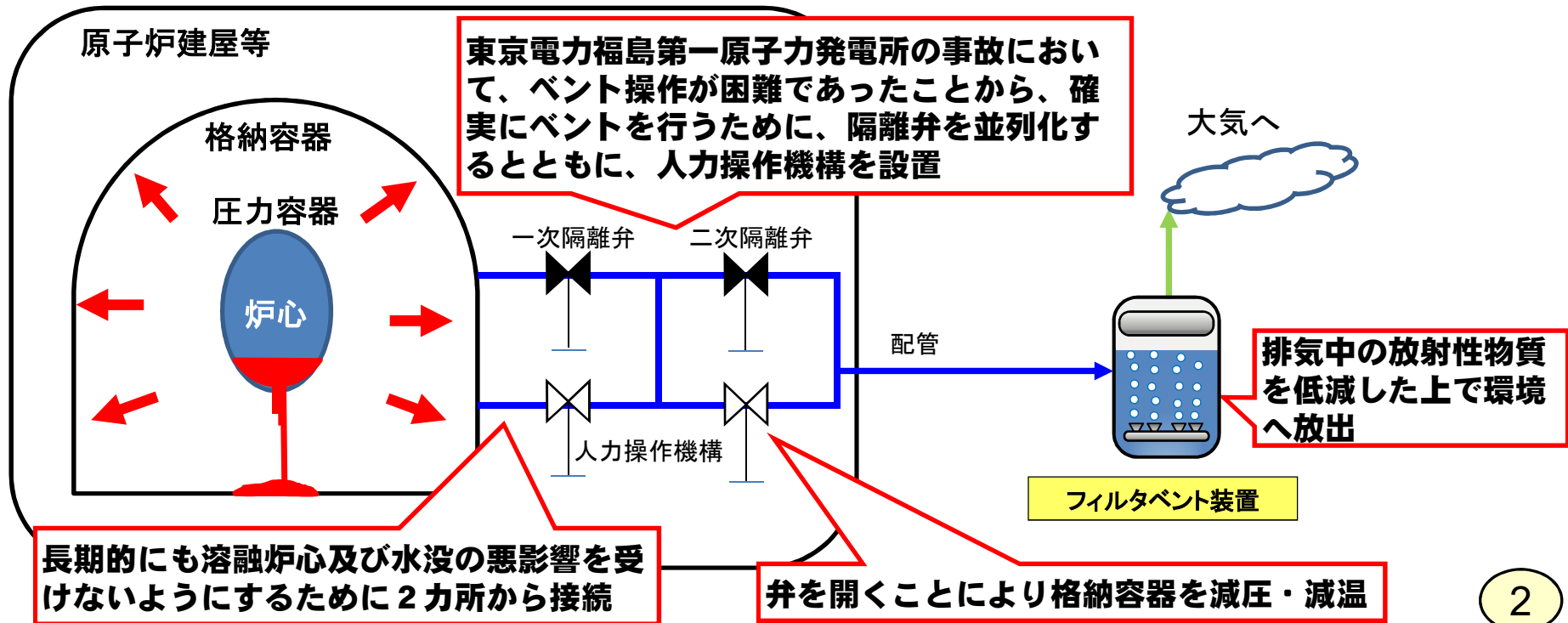
平成29年6月

目次

1. 背景とフィルタメント装置
2. 法令上の要求事項
3. 事業者の対応
 - (1) PWRの例
 - (2) BWRの例
4. まとめ(審査における確認内容)

1. 背景とフィルタベント装置

- 炉心損傷の発生が避けられない事故においては、格納容器の破損を防止することが必要である。
- 格納容器の温度・圧力を低下させるための設備として格納容器圧力逃がし装置(以下「フィルタベント装置」という。)がある。同設備は、溶融炉心から発生する崩壊熱を蒸気として最終ヒートシンクである大気に輸送する機能を有し、フィルタ装置によって排気中に含まれる放射性物質を低減する。
- フィルタベント装置は、BWRにおいては重大事故等対処設備及び特定重大事故等対処施設として、PWRにおいては特定重大事故等対処施設として設置される。
- フィルタベント装置を炉心溶融後早い段階で使用する場合には、格納容器内の圧力を高くすることなく破損防止を図ることが可能となるものの、格納容器内の圧力を限界圧力に到達するまで遅らせた場合に比べて、フィルタ装置によって低減することが出来ない希ガス等が減衰しないまま大気へ放出されることになる。このため、フィルタベント実施のタイミングは重要な論点である。



2. 法令上の要求事項

- 設置許可基準規則第50条では「炉心の著しい損傷が発生した場合^注において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させるために必要な設備を設けること」、また、同条解釈で「格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること」を要求している。

注: 炉心の著しい損傷が発生した場合とは、原子力災害対策特別措置法(原災法)で言えば第15条以降の段階
- 同第37条解釈では「原子炉格納容器バウンダリにかかる温度・圧力が**限界温度・限界圧力※を下回ること**」を要求している。
- 同第37条解釈では「放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の影響も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を要求している。具体的には、有効性評価ガイドにおいて「**Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること**」を要求している。
- 同第59条解釈及び同第61条解釈では重大事故等時においてフィルタベント実施にかかわらず「**対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと**」を要求している。したがって、フィルタベント実施時においても順守する必要がある。

※限界温度・限界圧力は、事業者が実験等により格納容器の閉じ込め機能を健全に維持できることを確認した値であり、この値を超えると直ちに格納容器が破損するということではない(限界温度・限界圧力以下であっても、一定の漏えいは発生しうるものの、フランジが開口するような破損は生じない)。これまで事業者からは、過去の実験結果(例えば、BWRでは4.9PD、PWRでは約3.6PD(PCCV)まで破壊は生じないとのデータあり)を踏まえ、**200℃、2PD**(最高使用圧力の2倍)で申請がされている。(参考資料参照)

要求事項の範囲内でのベントタイミングの比較

ベントを早い段階で実施する場合

- 格納容器内の圧力を高い状態で維持することがない、若しくはその状態の継続時間が短くなるため、原子炉建屋からの漏えい(非管理放出)の可能性を低くすることができる。
- 時間的に余裕のある状況で隔離弁の開操作ができる。

格納容器内の圧力を限界圧力に到達するまでベントを遅らせる場合

- より長く放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めることができる。
- 効果は小さいものの、希ガス等の減衰により、環境への放射性物質の放出量及び対策要員の被ばくの低減につながる。
- 故障した設備の復旧等により対策の選択肢が増え、格納容器ベントを避けられることも考えられる。

(いずれの場合においても、炉心の著しい損傷後のベントを実施する段階では、原災法第15条(原子力緊急事態宣言)は発令されており、PAZ圏内の避難は行われている状況)

3. 事業者の対応

(1) PWRの例

➤ 炉心溶融後の格納容器内圧力は、当初は代替格納容器スプレイにより抑えられ、最高使用圧力(1PD)付近で推移するが、代替格納容器スプレイ注水完了後は上昇に転じる。格納容器は、2PDまでは健全性を保つことが確認されていることから、1PDから2PDに至るまでのどこかのタイミングでフィルタベントを開始することとなる。

各プラントのフィルタベント実施タイミングは以下のとおり。

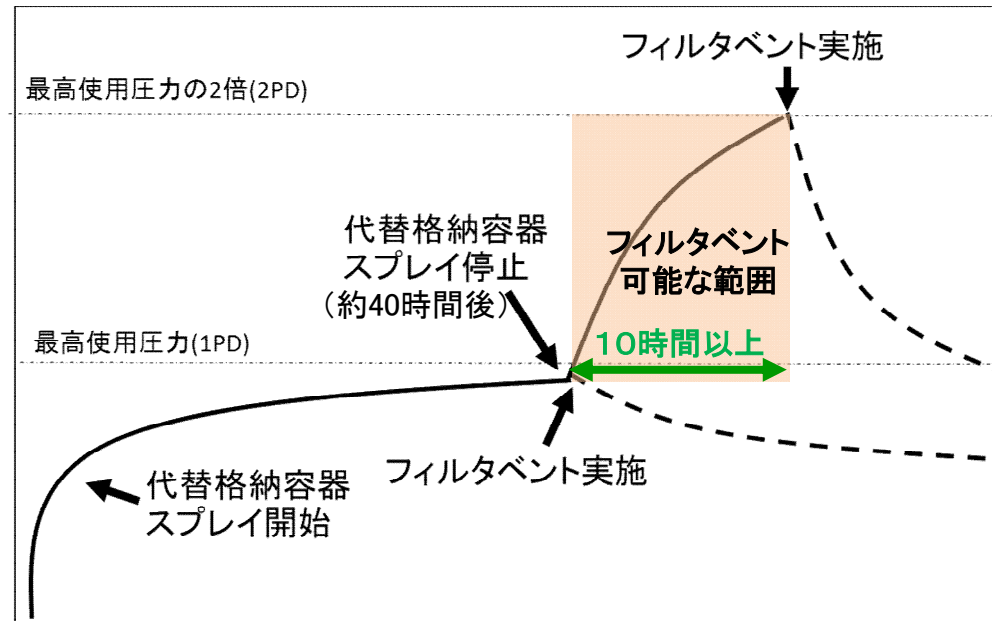
- ・ 高浜1~4号炉: 原則2PDに到る前までに必ず実施(さらに早い段階での実施は本部長が状況を総合的に判断)
- ・ 川内1・2号炉: 代替格納容器スプレイ停止後に実施
- ・ 伊方3号炉: 代替格納容器スプレイ停止後、条件(格納容器の損傷の徴候、避難状況等)が揃えば実施。遅くとも2PDに至る前までに実施

伊方3号炉の事象進展例

- ・ 起因事象発生(全ての炉心冷却機能喪失)
- ・ 代替炉心注水
- ・ 代替炉心注水停止
- ・ 炉心損傷
- ・ 代替格納容器スプレイ開始
- ・ 代替格納容器スプレイ停止
- ・ 以降、フィルタベント開始

Cs-137の評価: どちらのフィルタベントタイミングでも
10[TBq/7日間]を下回る

原子炉格納容器圧力



時間

3. 事業者の対応

(2) BWR(柏崎刈羽6・7)の例

➤ BWRは、格納容器の容積が比較的小さいため、代替格納容器スプレイを停止した後の格納容器内の圧力の上昇が早い。このため、代替格納容器スプレイの使用を停止する前の十分な余裕時間があると、格納容器ベント実施の判断を行う。格納容器ベントは、代替格納容器スプレイ停止後、格納容器内の圧力が2PDに達する前に実施する。なお、格納容器からの異常な漏えいが発生した場合においても格納容器ベントを行う。

具体的な手順の概要は以下のとおり。

- i. 外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施中に、サプレッション・チェンバ・プール水位(S/C水位)が「真空破壊弁高さ」まで上昇した場合(事象発生から約32時間後)又は燃料取替床天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合には、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
 - ii. 上記の判断を行った後、運転員が現場操作場所へ移動し(約10分)、代替格納容器スプレイ停止後に一次隔離弁を人力により開操作を行う※。(最低必要開度(14.3%)まで約3分、100%開度まで約21分)
- なお、中央制御室から遠隔により開操作することも可能である。

※二次隔離弁については、ベント準備の段階(ベント実施判断前)で開操作が行われている。

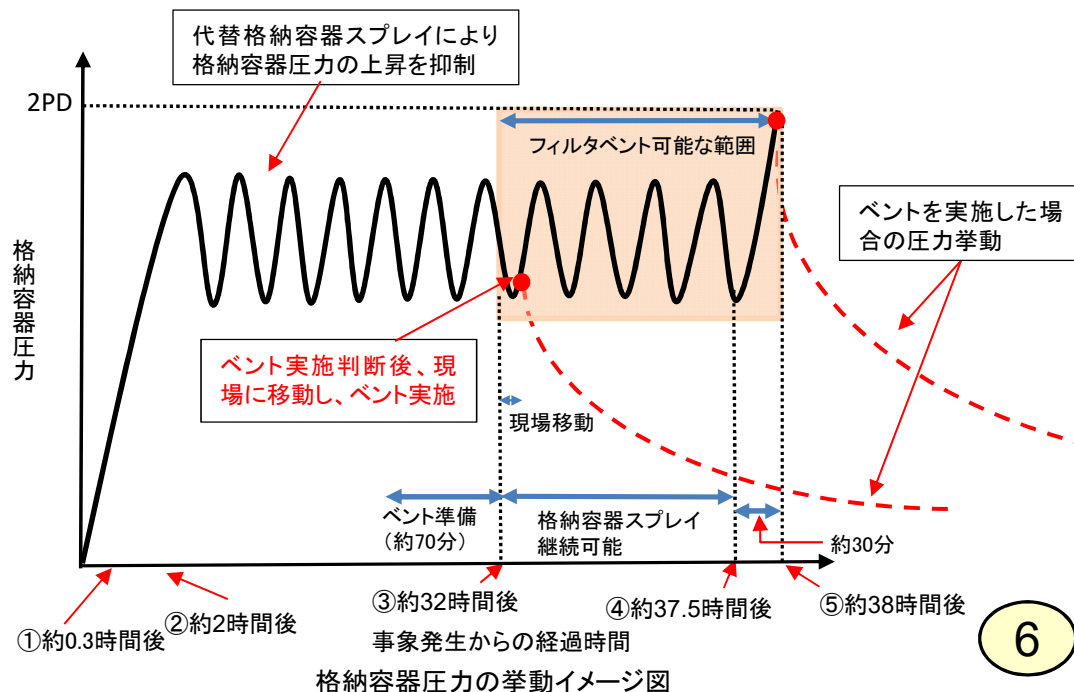
柏崎刈羽6・7の解析例

(シーケンス: 大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO)

- ① 約0.3時間後: 炉心損傷開始
- ② 約2時間後: 代替格納容器スプレイ開始
- ③ 約32時間後: S/C水位が「真空破壊弁高さ」まで上昇
- ④ 約37.5時間後: S/C水位がウェットウェルベントラインの1m下(外部注水制限)まで上昇し、代替格納容器スプレイ停止
- ⑤ 約38時間後: 2PD到達

Cs-137の評価: 約16TBq/7日間 (<100TBq)

格納容器圧力逃がし装置の除去効率
 粒子状物質並びに無機よう素: 99.9%以上
 有機よう素: 98%以上



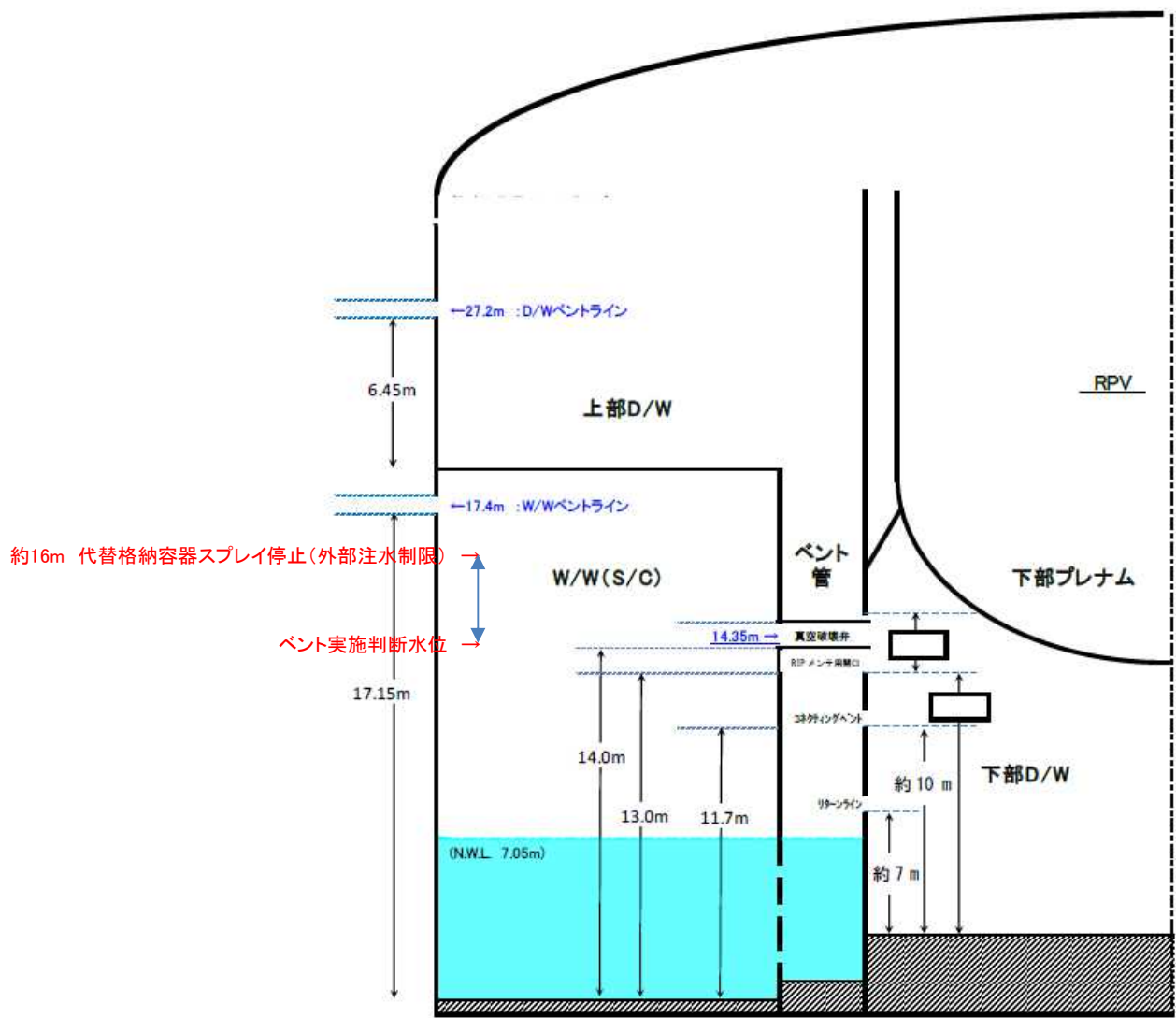
4. まとめ（審査における確認内容）

- これまでの審査においては、ベント実施のタイミングについて事業者の幅のある対応を認めている。
- PWR、BWRの構造上の違いはあるものの、それぞれ法令上の要求事項及びプラントの特徴に応じた対応がなされている。
- 様々な状況を踏まえてどのような判断をすべきか、常日頃から検討を重ねるよう促してきている。

- ✓ PWRにおいては、圧力上昇が緩やかなことから、格納容器圧力が2PDに至る前までには必ず実施。代替格納容器スプレイ停止から2PDに至る前までの間は、総合的な判断（格納容器の損傷の徴候、避難状況等）により実施。
- ✓ BWRにおいては、圧力上昇が早いことから、代替格納容器スプレイを停止する前にベント実施を判断し、格納容器内の圧力が2PDに達する前の十分に時間的に余裕があるところでベントを実施。また、原子炉建屋の水素爆発を防止するために格納容器からの異常な漏えいが発生した場合にはベントを実施。

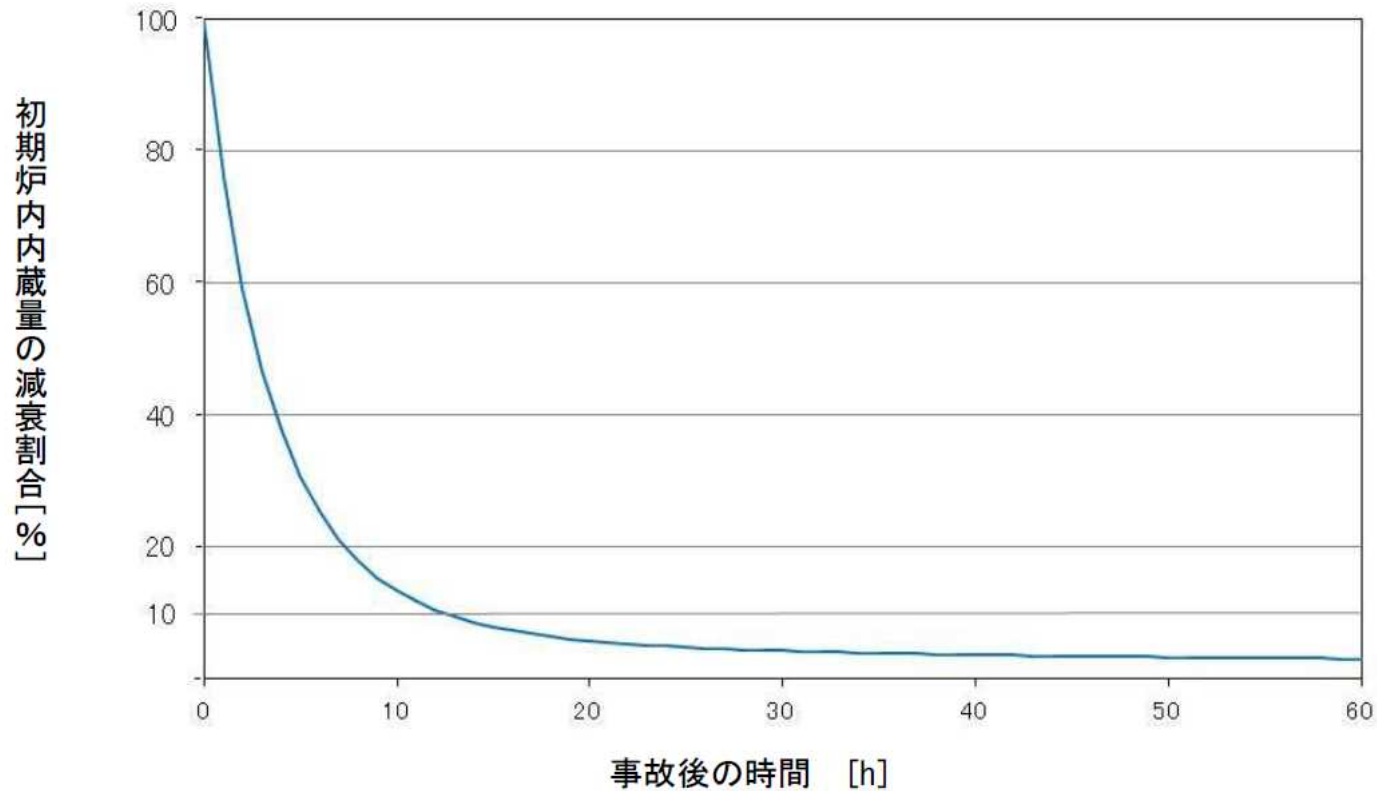
參考資料

A B W R サプレッション・チェンバ・プール水位の高さ関係



出典: 第468回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成29年5月18日)
 資料1 「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 重大事故等対策等に関する変更について」p4-4より抜粋し、一部加筆
<https://www.nsr.go.jp/data/000189402.pdf>

希ガスの減衰曲線



第 5.2.4-1 図 希ガスの減衰割合曲線 (0.5MeV 換算値) ※

※ 炉内内蔵量が多く、半減期が比較的長い希ガス 6 核種を対象とし、各核種の初期炉内内蔵量からの減衰を 0.5MeV 換算した合計値を百分率で表す。

出典: 第216回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成27年4月7日)

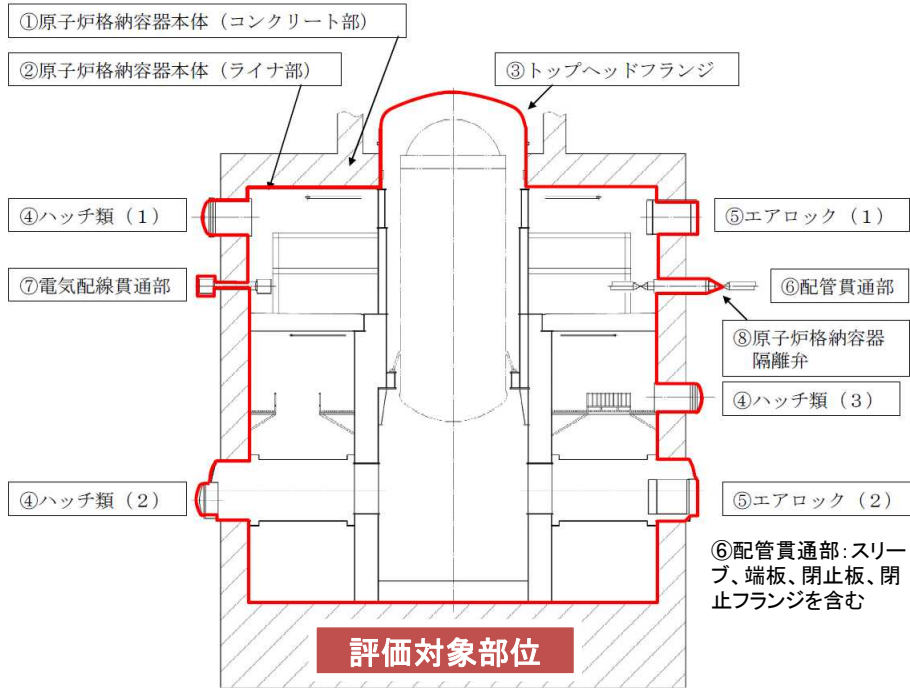
資料1-1 「浜岡原子力発電所4号炉 格納容器フィルタベント系(主ライン・弁の構成及び運用方法等)について」p16より抜粋

<https://www.nsr.go.jp/data/000102857.pdf>

限界温度・限界圧力の評価例

➤ ABWR(柏崎刈羽6・7)の評価例

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価方法	評価結果
①	原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	曲げせん断破壊	有限要素法による弾塑性解析	2PDに対して1.8倍以上の裕度を有する。
②	原子炉格納容器本体 (ライナ部)	延性破壊		
③	トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価 トップヘッドフランジは、1/10スケールモデルによる実験	2PDに対して1.1倍以上の裕度を有する。
④	ハッチ			
⑤	エアロック			
⑥	配管貫通部貫通配管 ← スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジを含む			
⑦	電気配線貫通部			
⑧	原子炉格納容器隔離弁	変形・高温劣化	実験結果	200°C, 2PDを7日間継続しても漏えいしない。
③から⑧	各シール部 (改良EPDM材に変更予定)			



改良EPDMに対する実験結果

表1 He気密確認試験状況

No.	暴露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C、168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa、250°C、168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa、250°C、168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

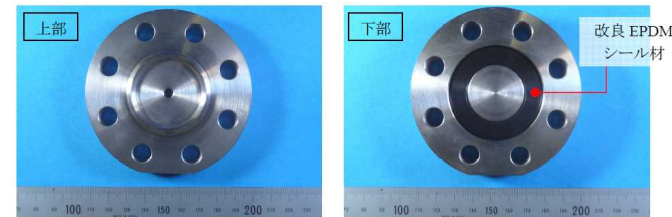


図2 試験治具及びシール材外観

格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、限界温度及び限界圧力(200°C、2PDを設定している。

NUREG/CR-6906 鋼製格納容器モデルの実験結果

鋼製格納容器: BWR MARK-I、MARK-II
PWR SCV

鋼製格納容器モデルの実験結果の要約

Table 6 Summary of Results of Experiments for Steel Containment Models

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio (P_e/P_{max})	Global Strain at Failure	Material	Remarks
SNL SCO (12/2/82, 12/12/82)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	450 (R=549, t=1.22)	0.93*	20%	AISI 1008	Catastrophic rupture and fragmentation initiating at vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC1 (4/20-21/83)	1:32	Cylinder w/ hemispherical dome	500 (R=546, t=1.09)	0.76*	6%	AISI 1008	Tearing and leakage next to vertical weld seam. [20, 21]
SNL SC2 (7/21/83) (8/11/83)	1:32	Cylinder w/ hoop stiffeners and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.93* 0.97*	2.7% 2.5%	AISI 1008	Leakage and tears at cylinder-dome interface; repaired. Retest; catastrophic rupture and fragmentation. [20, 21]
SNL SC3 (11/30/83)	1:32	Cylinder w/ penetrations and hemispherical dome	478 (R=546, t=1.17)	0.83*	14.5%	AISI 1008	Catastrophic rupture initiating at E/H. [20, 21]
SNL 1:8 (11/15-17/84)	1:8	Cylinder w/ stiffening rings, penetrations and hemispherical dome	448 (R=2134, t=4.76)	4.9 (1.34) (0.27)	3%	SA516, Gr. 70	Catastrophic rupture and fragmentation initiation at stiffener near E/H. [22, 23, 24, 25]
NUPEC/ SNL SCV (12/11/96)	1:10 geom./ 1:4 thick.	Improved BWR Mark II w/ contact structure	135-161 (R=2027-2900, t=7.5-9.0)	6.0 (4.7) (0.78)	2.0%	SPV490, SGV 480	Tearing and leakage at vertical seam weld and at E/H insert plate weld. [26, 27, 28, 29, 30, 31, 32]

*Design pressure not specified, maximum pressure (MPa) given.

Japanese Improved BWR Mark II supplied by NUPEC
Scale: 1:10 on geometry; 1:4 on thickness
Diameter: 2900 mm (9.5')
Overall Height: 5900 mm (19.5')
Internal Volume: 21 m³ (740 ft³)
Weight: 13,000 kg (28,634 lb)
Design Pressure:
P_{da}=0.31 MPa (45 psig)-actual
P_{ds}=0.78 MPa (112.5 psig)-scaled
Materials:
SGV480 (F_y= 265 MPa, 38 ksi) ~ SA-516 Grade 70;
SPV490 (F_y= 490 MPa, 71ksi) ~ SA-537 Class 2
Contact Structure
Weight - 9 metric tons (20,000 lbs)
Material: SA-516-70 (F_y=38 ksi)
Nominal thickness = 38.1 mm (1.5 in.)
Low Pressure Test: 1.50 Pds = 1.17 MPa (169 psig)
High Pressure Test Date: Dec. 9 - 13, 1996
Instrumentation:
SCV External: 113 Strain Gages, 6 Displacement Transducers
SCV Internal: 151 Strain Gages, 57 Displacement Transducers
CS: 15 Strain Gages, 10 Gap LVDT's, 59 Contact Probes
Failure Pressure-Mode:
6 Pds: 4.7 MPa (676 psig)-tearing and leakage in HAZ of SPV 490 adjacent to E/H insert plate.

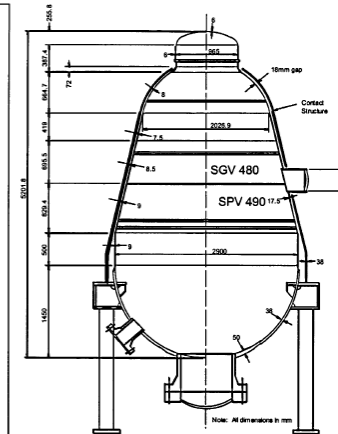


Figure 30 1:10-Scale Steel Containment Model Summary

サンディア国立研究所等の実験では、鋼製格納容器が約4.9PDや約6PDまでもつという評価もある。

出典: NUREG/CR-6906 "Containment Integrity Research at Sandia National Laboratories", (2006)より抜粋し一部加筆

<https://www.nrc.gov/docs/ML0624/ML062440075.pdf>

NUREG/CR-6906 プレストレスコンクリート製格納容器 (PCCV) モデルの実験結果

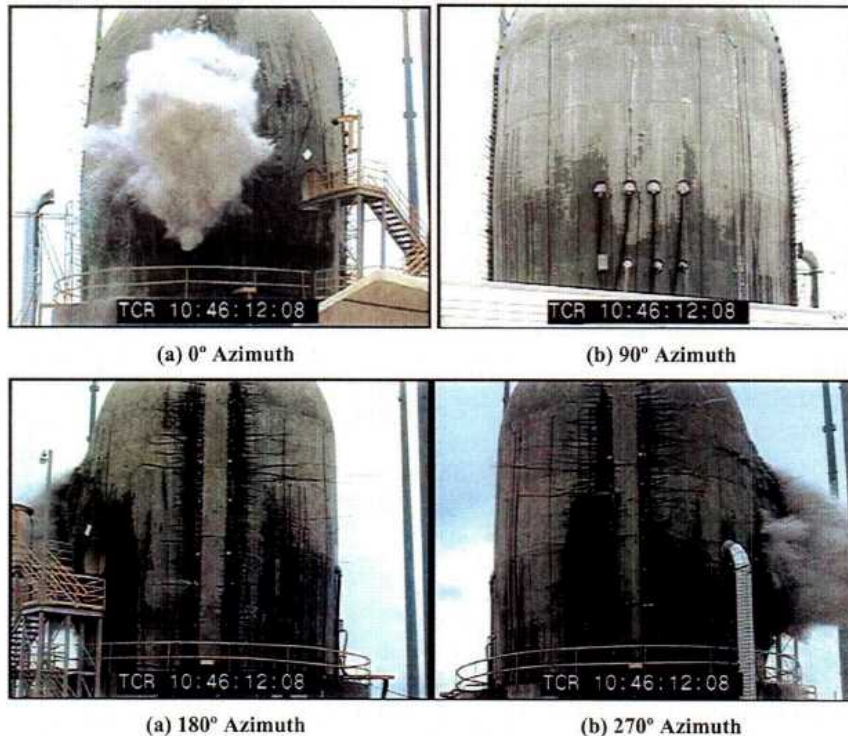


Figure 62 SFMT: Rupture of the PCCV Model



Figure 63 PCCV Model after the Structural Failure Mode Test

サンディア国立研究所の実験では、試験体を窒素ガスにて加圧した結果、約2.5PD (PD: 最高使用圧力) でライナ損傷による微少漏えいを確認したものの、約3.3PDまで躯体はほぼ健全な状態のまま終了。その後、水圧による破壊試験を実施したところ、約3.6PDで円筒胴部にて破壊。

出典: NUREG/CR-6906 “Containment Integrity Research at Sandia National Laboratories”, (2006) から抜粋
<https://www.nrc.gov/docs/ML0624/ML062440075.pdf>

※SFMT: Structural Failure Mode Test

NUREG/CR-6906 鉄筋コンクリート製格納容器 (RCCV) モデルの実験結果

鉄筋コンクリート製格納容器モデルの実験結果、及びライナの割れ及び漏えいの要約

Table 8 Summary of Results of Experiments for Reinforced Concrete Containment Models and Liner Tearing and Leakage

Test	Scale	Shape	R/t	Pressure Ratio (P_0/P_{max})	Global Strain at Failure	Liner Material	Remarks
SNL RCCV	1:6	PWR: cylindrical concrete shell w/ steel liner and hemispherical dome and penetrations	13.5 (R=3353 t=248)	3.2 $(\frac{1.0}{0.32})$	1.7%	SA414 Gr. D, SA516 Gr. 60	Tearing and leakage at penetration insert plate. [44, 45, 46, 47, 48]
CTL Spec. 2.5	Full	prestressed concrete wall-base juncture	-	2.6*	1.6%	Steel	Several tears at wall-skirt juncture [51]
CTL Spec. 2.4	Full	prestressed concrete wall with penetration	-	2.4*	2.2%	Steel	Large tear at penetration [51,52]
CTL Spec. 3.2	Full	Reinforced wall with penetration	-	2.9*	2.7%	Steel	Severe liner necking next to anchorage [51, 52]
CTL Spec. 2.2	Full	prestressed concrete wall with initial liner flaw	-	-	-	Steel	Ductile extension of Pre-existing flaw [51, 52]
CTL Spec. 3.3	Full	Reinforced	-	-	1.6%	Steel	Strain concentration measured near penetration (4.3% strain) [51, 52]

*best estimate based on global strains since models were not pressure vessels.

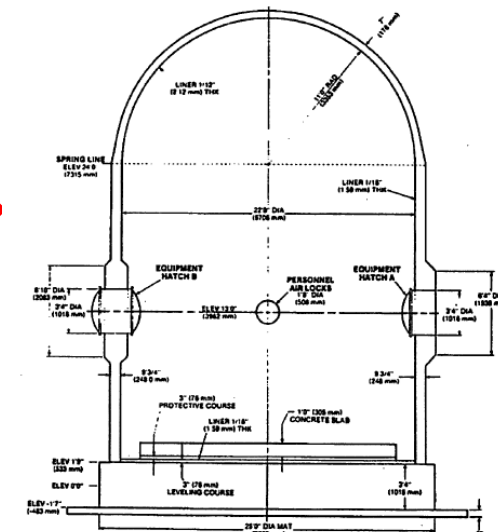


Figure 37 Cross-section of the 1:6-Scale Reinforced Concrete Containment Vessel Model

サンディア国立研究所の実験では、鉄筋コンクリート製格納容器が3.2PDまでもつという評価もある。

柏崎刈羽原子力発電所6、7号機の設置変更許可申請書における 立地自治体の記載について

<経緯>

- 平成25年9月27日に受理した柏崎刈羽原子力発電所6、7号機の設置変更許可申請書に「格納容器圧力逃がし装置は、立地自治体の了解の後に運用開始するものであり、既に設置している耐圧強化ベント系と併せて立地自治体と協議のうえで定める事業者防災業務計画に基づき、避難状況の確認等を行うことを手順等に明記する。」ことが記載されていた。
- 当該記載は、重大事故等発生時に立地自治体の要請により、格納容器圧力逃がし装置の使用が妨げられることが考えられたため、第219回の審査会合（平成27年4月7日）にて、規制庁より「ベント実施について、第三者の関与がないことを文書で改めて提出すること」をコメントした。
- これに対して、第231回の審査会合（平成27年5月28日）にて、東京電力より「申請書の記載は、個別の重大事故発生時において格納容器ベントを行う際に自治体の了解を得ることを意図していない。格納容器ベントが必要となった場合には、発電所対策本部長が自らの責任と権限において指示する。立地自治体も同様の見解である。」との回答があった。
- これらの経緯を踏まえ東京電力は、平成29年6月16日に当該箇所を補正した。（下図参照。）
- 一方、新潟県と東京電力が平成29年6月7日に次頁の「確認書」を締結していることから、第476回の審査会合（平成29年6月20日）においてその内容について説明することを求めた。

補正前

4.1.2 重大事故等対策又は大規模損壊対策の手順等の整備

(1)e. (略)

さらに、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置は、立地自治体の了解の後に運用開始するものであり、既に設置している耐圧強化ベント系と併せて立地自治体と協議のうえで定める事業者防災業務計画に基づき、避難状況の確認等を行うことを手順等に明記する。



補正後

5.1.4 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

(1)b. (略)

原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前，又は，原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に，確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し，この運転操作手順書に従い，発電所対策本部長の権限と責任において，当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。

新潟県と東京電力ホールディングス株式会社との確認書

確認書

新潟県（以下「甲」という。）と東京電力ホールディングス株式会社（以下「乙」という。）は、柏崎刈羽原子力発電所6、7号機フィルタベント設備について、甲乙合意の上、下記のとおり確認する。

記

- 1 フィルタベント設備については、地元避難計画との整合性を持たせ、「東京電力柏崎刈羽原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書」（以下「安全協定」という。）に基づく了解が得られない限り供用できない設備であること。
- 2 甲の了解がないにも関わらず、乙が当該設備を供用した場合は、甲は安全協定第14条に基づく適切な措置を講ずることを求めること。
- 3 甲が安全協定第14条に基づく適切な措置を講ずることを求めたときは、乙は誠意を持ってこれに応ずること。

上記のとおり確認したことを証するため、本書2通を作成し、甲乙記名押印の上、各自1通を保有する。

平成29年6月7日

甲 新潟県
代表者 新潟県知事 米山 隆一

乙 東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 廣瀬 直己

原子炉等規制法に基づく発電用原子炉施設に係る規制

設置(変更)許可

- ✓ 基本設計方針について審査

工事計画認可

- ✓ 詳細設計について審査

保安規定認可

- ✓ 運用に関する事項(フィルタベントの手順含む。)について審査

使用前検査

- ✓ 工事及び性能について検査

運転上の制限(LCO)逸脱

- ✓ 運転上の制限(例 待機状態)を満足しない場合には、運転停止など

LCO: Limiting Condition of Operation
AOT: Allowed Outage Time