

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-061 改 84
提出年月日	令和 3 年 3 月 17 日

島根原子力発電所 2号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

令和 3 年 3 月
中国電力株式会社

1. 重大事故等対策
 - 1.0 重大事故等対策における共通事項
 - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
 - 1.15 事故時の計装に関する手順等
 - 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
 - 1.17 監視測定等に関する手順等
 - 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
 - 1.19 通信連絡に関する手順等
2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における事項
 - 2.1 可搬型設備等による対応

下線は、今回の提出資料を示す。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

< 目 次 >

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

- a. 切り替えの容易性
- b. アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

- a. 予備品等の確保
- b. 保管場所
- c. アクセスルートの確保

(3) 支援に係る事項

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

- a. 手順書の整備
- b. 教育及び訓練の実施
- c. 体制の整備

1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

- a. 切り替えの容易性
- b. アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

- a. 予備品等の確保
- b. 保管場所
- c. アクセスルートの確保

(3) 支援に係る事項

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

- a. 手順書の整備
- b. 教育及び訓練の実施
- c. 体制の整備

< 添付資料 目次 >

添付資料1.0.1	本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
添付資料1.0.2	可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
添付資料1.0.3	予備品等の確保及び保管場所について
添付資料1.0.4	外部からの支援について
添付資料1.0.5	重大事故等への対応に係る文書体系
添付資料1.0.6	重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について
添付資料1.0.7	有効性評価における重大事故対応時の手順について
添付資料1.0.8	自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象の対応について
添付資料1.0.9	重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について
添付資料1.0.10	重大事故等時の体制について
添付資料1.0.11	重大事故等時の発電用原子炉主任技術者の役割について
添付資料1.0.12	<u>東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について</u>
添付資料1.0.13	重大事故等に対処する要員の作業時における装備について
添付資料1.0.14	技術的能力対応手段と有効性評価比較表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表
添付資料1.0.15	原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について
添付資料1.0.16	重大事故等時における停止号炉の影響について

下線は、今回の提出資料を示す。

島根原子力発電所 2 号炉

東京電力福島第一原子力発電所の
事故教訓を踏まえた対応について

< 目次 >

1. はじめに	1.0.12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の 運用面の問題点及び対策	1.0.12-2
3. その他の取組み	1.0.12-8
第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書	1.0.12-2
第2表 手順書の整備に関する課題と対策	1.0.12-3
第3表 訓練の充実に関する課題と対策	1.0.12-4
第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策	1.0.12-7
第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み	1.0.12-8
第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）	1.0.12-8
第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）	1.0.12-9
別紙1 東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等 対処設備の運用面の課題抽出について	1.0.12-10
別紙2 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 課題及び現状	1.0.12-12

1. はじめに

東日本大震災における東京電力福島第一原子力発電所については、全交流電源の喪失、常設直流電源の喪失とともに安全系の機器又は計測制御機器の多重故障等のこれまでに経験したことがない事象が発生した。過酷環境において原子炉を冷却するために種々の対応が行われ、この対応において得られた様々な知見や国内外の各機関が指摘した問題点及び教訓が、東京電力をはじめ、国内外の各機関によって整理・指摘され、対策が提言されている。

これらの指摘及び提言は、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけでなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練の充実及び運転操作を補助する資機材の充実についても挙げられている。

本項では、これらの指摘及び提言を踏まえ、重大事故等対処設備の活用に関する運用面の課題を整理し、島根原子力発電所2号炉での対策及び取組みについて述べる。今後も、東京電力福島第一原子力発電所事故により得られる新たな知見や対策が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要な課題については対策を講じていく。

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

(1) 課題の抽出要領

重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出に当たっては、以下の報告書に記載された指摘又は提言から、島根原子力発電所2号炉において対応すべき対策を抽出した。

第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書

	報告書名称	機関	報告年月
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書	国会事故調	2012年6月
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書	政府事故調	2012年7月
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書	民間事故調	2012年2月
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告書	東京電力	2012年6月
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓	INPO (原子力発電運転協会)	2012年8月

上記の各報告書には、内容が同様あるいは類似の指摘及び提言があるため、抽出された指摘及び提言を分類化し、島根原子力発電所2号炉におけるこれまでの対応を踏まえて、対応すべき課題を選定した。

各報告書の指摘及び提言には、深層防護の考え方に基づく重大事故等対処設備の多重化や多様化の設備対応の強化が含まれているが、これらのハード対策は、他の説明資料にて対策方針が示されているため本資料には記載しない。本資料では、別紙1に示すように、指摘及び提言の対応方針が確立し、かつ他資料に記載していない運用面に関する課題を抽出した。

抽出した課題は「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」に分類化することができ、その対策とあわせて以下に整理した。

(2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と島根原子力発電所2号炉における対策について、「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」の観点に整理した。その対策とあわせて以下に示す。

a. 手順書の整備

第2表 手順書の整備に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。
2	<ul style="list-style-type: none"> 事故時の運転手順書は電源があることを前提としていた。 このため，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も，電源があることを前提とした計器パラメータ管理であった。 故に，シビアアクシデント手順書は，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。 	<ul style="list-style-type: none"> 電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。

b. 訓練の充実

第3表 訓練の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であった。このため、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR運転訓練センター及び自社シミュレータ施設における運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR運転訓練センターにおける運転員の教育訓練は、重大事故等対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練となっていなかった。 	
3	<ul style="list-style-type: none"> ・防災訓練を1年に1回の頻度でしか実施していなかった。 このため、防災訓練の経験者の増加が僅かであり、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応能力の向上に努める。 ・東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見、その他各種知見を基にした新規制基準の適合申請において想定した事故シナリオ及び対処策を用いて、定期的な訓練を計画・実施する。 ・高頻度に原子力防災訓練を行うことにより、訓練経験者を増やし、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。

【実施状況】

- (a) 運転訓練施設における運転員の訓練実績（平成26年4月～令和2年3月）
- ・ 自社シミュレータ施設における直員連携訓練：68回（累計の参加人数566名）
 - ・ 社外シミュレータ施設における運転員の訓練：55回（累計の参加人数69名）
- （上記2つの訓練は、いずれも電源機能等喪失，重大事故等の発生を想定し，シミュレータを用いて対処操作を検討・評価する。）



シミュレータを用いた運転操作訓練の状況
（写真は自社施設での実施状況，電源喪失時を想定）

- (b) 発電所における訓練実績（平成26年4月～令和2年3月の累計）
- ・ 総合訓練：7回（緊急時対策本部を設置し対応，現場での実模擬操作と連動）
 - ・ 要素訓練：331回（高圧発電機車の操作及びケーブル敷設，大量送水車の移動及びホース展張，タンクローリーの移動及びホース展張 他）



総合防災訓練の状況



高圧発電機車を用いた電源供給訓練の状況
（写真は全交流電源喪失時を想定した電源ケーブル接続作業）



大量送水車による訓練状況
(写真はホース展張とホース接続作業)

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<p>・電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視及び制御である中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失った。</p> <p>このため、有効なツールや手順書がない中で、現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失により、中央制御室の既存の計装設備への交流電源が停止した場合にも、速やかに直流電源を供給し、監視を継続及び制御が可能な構成とする。また、重大事故等対応に必要な新規に設置する計装設備は直流電源による給電とする。 ・中央制御室及び緊急時対策所から操作及び作業の連絡を行うため、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備を整備する。 ・電源喪失時の準備として、避難用の照明とは別に作業用照明を設置し、中央制御室及び機器へのアクセスルート等は非常用電源により照明が使用できるようにするとともに、懐中電灯等の可搬型照明等により、既存の照明設備のない状況での操作及びパトロールを可能とする。 ・発電所内の連絡手段を確保するため、電源機能喪失時の対应用資機材として、無線通信設備、有線式通信設備及び衛星電話設備等を配備する。

3. その他の取組み

2. 項で述べた東京電力福島第一原子力発電所事故における事故対応の運用面の問題点及び対策のほかに、当社として取り組むべき事項を以下のとおり整理し、対応している。

(1) 手順書の整備

a. 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

従来から、当社は手順書を整備し、運転操作ミス（誤操作）の防止に取り組んでいる。重大事故等発生時における対処に係る運転操作に当たって、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、今後は、重大事故等対処設備の運転操作に関わる事項の整備に当たっては、第5表に記載した事項について考慮する。

第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み

1	・設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
2	・適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。

b. その他

上記 a. のほかに、重大事故等時における手順書について、第6表の観点も追加して整備する。

第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）

1	・炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等（ほう酸水注入、海水注入、格納容器ベント）の判断基準をあらかじめ明確化し、当直副長の判断により迅速な操作ができるようにする。
2	・重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

(2) 運用面での改善

従来から、当社では重大事故等の発生時に迅速・的確な事故対応ができるように、原子力防災訓練等の事故対応の教育・訓練を実施している。また、発電所員の事故対応意識の向上のため、安全文化醸成活動を継続的に実施している。このような、運用面での取組みについて、第7表に関する事項について改善を行う。

第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）

1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部長の指揮下に各統括を配置し、各統括の指揮下には各班を設け、従来の本部長に集中する情報を各統括を介しての情報連絡に見直すことにより、整理された情報伝達を可能とし、対応戦略の意思決定等を円滑に行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 各種の情報が本社とも共有可能な情報共有ツール（時系列管理システム、COP（Common Operational Picture））を整備し、電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を関係者で共有できるようにする。
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 社外対応を行う者に対して、モバイルパソコンやタブレット等のツールを活用した情報提供を行う。
4	<ul style="list-style-type: none"> ・ 夜間・休日昼間においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に重大事故等に対処する要員を常時確保する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日昼間を含めて必要な要員を招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。
5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所と中国電力ネットワーク株式会社で系統事故時対応訓練を実施して協力関係を強化する。また、外部電源復旧訓練を中国電力ネットワーク株式会社と合同で実施する等、連携も強化する。
6	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震の揺れに対する防護のため、中央制御室の制御盤に地震時対応用手摺りの取付け及び中央制御室内の什器の固定など、地震を念頭に置いた対策を実施する。
7	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車・けん引及び重機等の免許等について社員の資格取得を継続して計画する。また、資格所有者の管理を実施する。
8	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練シミュレータとは別に、シビアアクシデント時の知識、理解力向上のためプラント挙動等を可視化する研修ツール（卓上PCシステム）を構築しており、プラント挙動を可視化するツールの特徴を活かした事故時の挙動の解説や事故の影響緩和策等の対応策の検討等、教育へ活用する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の
運用面の課題抽出について

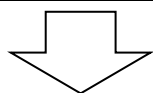
1. 抽出要領

本資料における東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出の概要を以下に示す。

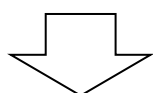
指摘及び提言事項は、調査対象となる報告書の記載を確認して抽出した。抽出された指摘及び提言事項は、重複するものを整理した後に、各部門にて各々の指摘及び提言事項の対応方針を確認し、対応方針が未確立の事項について、本検討の中で改めて対応方針を検討し確立した。この抽出された指摘及び提言事項とその対応方針は、原子力部門戦略会議に報告し、その進捗状況を管理している。

調査対象

	報告書名称	機関
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書（2012年6月）	国会事故調
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書（2012年7月）	政府事故調
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（2012年2月）	民間事故調
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告（2012年6月）	東京電力
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓（2012年8月）	I N P O （原子力発電運転協会）

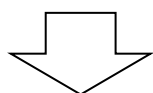


島根原子力発電所2号炉に係る指摘及び提言事項



約440項目

抽出した指摘及び提言事項について、内容が類似の事項を統合

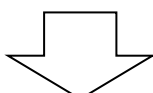


約60項目

統合した指摘及び提言事項のうち、対応が明確である事項を抽出
ただし、以下に示すような他の説明資料で記載される事項は対象外とした。

（他の説明資料で記載されるため対象外とした内容）

- ・ 設備及び資機材の整備に係る事項
- ・ 設備及び資機材の整備に伴って対応する事項
（手順書を整備すること、整備した手順書を用いた訓練を行うこと等）
- ・ 発電所の緊急時対策本部及び本社の緊急時対策総本部の体制や要員の活用等に係る事項
- ・ その他（他の説明資料で記載される内容）



本資料中の下記の表に集約

- ・ 第2表 手順書の整備に関する課題と対策
- ・ 第3表 訓練の充実に関する課題と対策
- ・ 第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る課題及び現状

1. はじめに

原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」（以下「事故分析検討会」という。）において取りまとめられた「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（以下「中間取りまとめ」という。）に記載された事項から課題を抽出し、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した。

中間取りまとめは、事故分析検討会において、2021 年 3 月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を取りまとめたもので、今後、引き続き調査・分析を継続することとされており、事故時の現象に関する未解明のメカニズム等については最終報告を確認する必要があるが、東京電力福島第一原子力発電所事故から可能な限り教訓を得る観点から、対応すべき課題を抽出した。

2. 抽出された課題及び現状

中間取りまとめから抽出された課題に対して、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した結果を第 1 表に示す。

今後も、事故分析検討会における検討状況を注視し、新たな知見が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要となった課題については対策を講じていく。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（1 / 6）

	課題	現状	備考
1	<p>ラプチャードディスクの破壊設定圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 2号機ラプチャードディスクは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと判断する。【P. 11】 ラプチャードディスクの破壊圧力が0.528MPa(abs)という高い圧力に設定されていたことがあり、ラプチャードディスクの破壊圧力の設定の妥当性について検討することが重要である。【P. 29】 	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントラインのラプチャードディスク (0.45MPa[gage]) は撤去することとしている。 格納容器ファルタベント系のラプチャードディスク (圧力開放板) の設計破壊圧力は、十分に低い圧力 (0.08MPa[gage]) に設定することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p> <p>補足資料(2) 参照</p>
2	<p>ウェットウエルベント時の除染係数</p> <ul style="list-style-type: none"> 従来、1号機と3号機では、3号機の方がサブレシジョンチェンバ (S/C) の内部水の温度が飽和温度に近かったことよって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、この水の状態によりスクラビングによる除染係数 (DF) が著しく低くなった可能性があるとの考えが示されてきた。【P. 15】 1号機及び3号機のベント時に想定されるサブレシジョンチェンバ (S/C) 内の水位や水温の条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ (スクラビング時の水位 (サブマージェンス)) が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得たことから、この考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。【P. 15】 	<ul style="list-style-type: none"> サブレシジョン・プール沸騰時のスクラビング効果について、電力共同研究にて実験を行っており、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果は同等程度であることを確認している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(3) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（2／6）

	課題	現状	備考
3	<p>真空破壊弁の機能不全によるスクラビング・バイパス説</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレッシュヨ Cheneyバ (S/C) に接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウエル (D/W) 中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘された。【P. 16】 福島第二原子力発電所において、真空破壊弁のガスケットずれが確認された。【P. 16】 BWRの確率論的リスク評価 (PRA) 手法の改善等の観点から、今後とも検討すべき項目であると考えられる。【P. 16】 	<p>真空破壊装置のガスケットはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 真空破壊装置のガスケットは、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造であり、単純には外れにくい構造としている。 仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、ドライウエル側からの圧力が掛かっている状態においてはサブレッシュヨ・ Cheneyバに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、ドライウエル側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。 真空破壊装置故障は、現状の許認可モデルとして考慮していないが、今後、PRAモデルの高度化の一環で真空破壊装置故障による影響を考慮することとしている。 	<p>補足資料(4) 参照</p> <p>補足資料(5) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（3／6）

	課題	現状	備考
4	<p>ベントガスの自号機への逆流及び他号機への流入</p> <ul style="list-style-type: none"> 1号機及び3号機のいずれにおいても、自号機への相当量のベントガスの逆流があったと判断する。【P.16】 3号機への逆流量は4号機への流入量の2倍程度【P.17】 1号機への自号機逆流は2号機への流入量の数倍【P.17】 1/2号機及び3/4号機のスタックがそれぞれ共用されており、SGTS配管もスタックの手前で合流する系統構成となっている。【P.151】 系統構成中、SGTSフィルタトレイン前後に設置されている隔離弁は電源喪失時に全開となること、逆流防止のためのグラビティダンパは仕様上、一定の漏えい（逆流）が生じることが確認されている。【P.151】 	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントラインの非常用ガス処理系からの分岐箇所を変更し、非常用ガス処理系との接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 耐圧強化ベントラインは他号機と共用しておらず、排気管は単独で排気筒頂部まで設置している。 非常用ガス処理系フィルタ出口側の隔離弁は電動駆動弁（フェールアズイズ）で、グラビティダンパはフィルタ入口側（排風機出口側）に設置している。 なお、格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置し、排気管は単独で原子炉建物頂部まで設置しているため、自号機への逆流及び他号機への流入はない設計としている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p>
5	<p>シールドプラグの下面の汚染</p> <ul style="list-style-type: none"> 1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）の線量率の測定結果等を分析した結果、原子炉格納容器（PCV）の上部に設置されているシールドプラグの下面の汚染の程度が高いことが確認された。【P.17】 1号機のシールドプラグの歪みの形状からは、シールドプラグが下に向かって大きな力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。【P.20】 	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> シールドプラグは、5分割されたブロックを組み合わせたラビリンス構造としている。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(6) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（4／6）

	課題	現状	備考
6	<p>3号機の水素爆発現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする「多段階事象説」が有力との認識に至った。【P. 22】 3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部の雰囲気は、水素、（可燃性）有機化合物、水蒸気及び空気が混合したものであったと考えられる。【P. 24】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	
7	<p>オペフロ（5階）以外における水素爆発の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷が判明した。【P. 25】 4階の水素爆発によって、300～500kPaの圧力が20～40msかかること、大梁の変形が生じうるとの見解を得た。【P. 25】 	<ul style="list-style-type: none"> 水素を含む高温のガスは上昇することを想定し、オペフロに静的触媒式水素処理装置（PAR）を設置することとしている。 漏えい想定箇所であるハッチ等のシール材を改良EPDM製シール材へ変更することとしている。 ハッチ等の付近には水素濃度計を設置することとしている。 原子炉建物水素濃度2.5vol%到達で格納容器ベントを実施する手順を整備することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(7) 参照</p> <p>補足資料(8) 参照</p> <p>補足資料(9) 参照</p>
8	<p>3号機及び4号機における爆燃現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の破損状況について、少なくともいくつかの箇所では、爆轟現象ではなく圧力上昇（爆燃現象）が生じた結果であることを示唆していると考えられる。【P. 26】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（5／6）

	課題	現状	備考
9	<p>主蒸気逃がし安全弁（SRV）の不安定動作</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失（SBO）条件下で、アキユムレータの窒素が消耗し、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が完全閉にも完全閉にもならない不十分な開閉が反復している状態（以下「中途開閉状態」という。）に至ると、原子炉压力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開閉信号の解除圧力を下回っても中途開閉状態の状態が継続される。【P. 27】 原子炉压力容器（RPV）圧力の小刻みな変動は、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の弁体押さえバネの温度が上昇した影響により、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が所定の設定圧力よりも低い圧力において、安全弁機能として動作したものと考えられる。【P. 27】 窒素の不足のみならず、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明の要素があるとの結論に至った。【P. 27】 	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、窒素不足が発生しないよう予備のガスボンベを配備することとしている。 SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の温度低下が可能な設計としている。 SRVの駆動用窒素の不足に関しては、現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 中間開閉状態が解除されずに継続したメカニズムに関する未解明の要素については、今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(10)参照</p> <p>補足資料(11)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（6／6）

	課題	現状	備考
10	<p>設計上予定されないADS作動</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機ベント成功は、状況が推移する中で必ずしも設計上予定されていたわけではないが、自動減圧系(ADS)の作動条件が揃い、それによって生じたサブレーションチェンバ(S/C)圧力の急上昇がラプチャードイスクの破壊とベントの成功に繋がった【P.29】(S/Cの圧力上昇をRHRポンプの吐出圧確立と誤検知) 	<ul style="list-style-type: none"> ADSの作動条件として、ポンプ出口圧力信号ではなく、ポンプ遮断器閉信号を設定している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(12)参照</p>
11	<p>RPVからの輻射を考慮したPCV過温破損の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器(PCV)上部は、原子炉圧力容器(RPV)との距離も近く、原子炉圧力容器(RPV)が高温になった場合、輻射などの影響で蒸気温度を超えて原子炉格納容器(PCV)温度が上昇するとの指摘もある。【P.34】 大量の水蒸気が存在する条件における過温破損のメカニズムについて検討を要する。【P.34】 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備を用いたシビアアクシデント対応により、RPVからの輻射によりPCVが過温破損に至るような事故シナジェンシとならないことを確認している。 自主対策設備として、原子炉炉ウェル注水設備を設置することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(13)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

3. 補足資料

- (1) 耐圧強化ベントラインについて
- (2) 圧力開放板の信頼性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1抜粋)
- (3) サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料12抜粋)
- (4) 改良E PDM製シール材の適用性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (5) 真空破壊装置の構造について
- (6) シールドプラグの構造について
- (7) 原子炉格納容器の漏えい想定箇所について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3及び
島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (8) 原子炉建物水素濃度監視設備について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (9) 水素漏えい時の対策について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (10) 逃がし安全弁窒素ガス供給系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 3.3抜粋)
- (11) S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料30抜粋)
- (12) 自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料42抜粋)
- (13) 原子炉ウェル代替注水系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 補足説明資料 53条抜粋)

耐圧強化ベントラインについて

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備である耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものである。

耐圧強化ベントラインの系統概要図を第1図に示す。

耐圧強化ベントラインに関するアクシデントマネジメント対策実施当時からの変更点は以下のとおり。

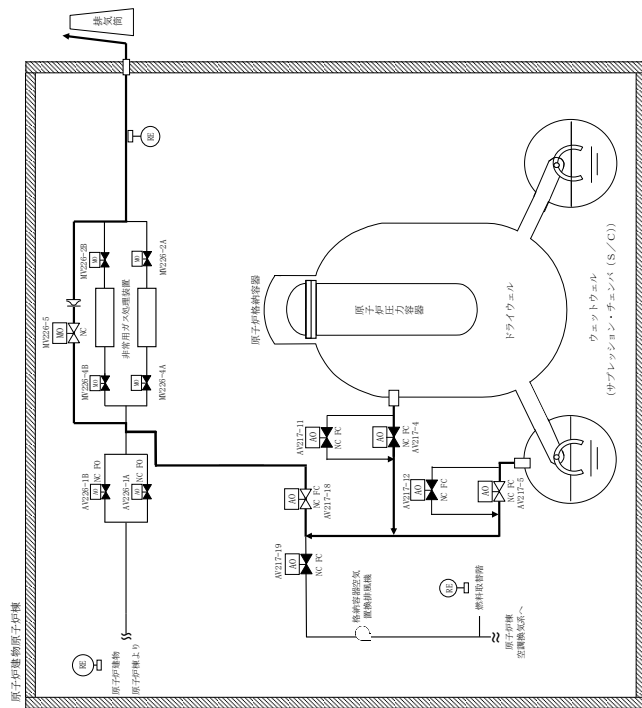
- ・ラプチャーディスクの撤去
- ・MV226-5の撤去
- ・耐圧強化ベントラインの分岐位置の変更
- ・AV226-11, 12, MV226-15, 16, MV217-20の追設
(格納容器フィルタベント系の他系統との隔離弁について2重で設置)
- ・AV217-4, 5, 18 (ベント弁第1弁及び第2弁)を電動駆動弁に変更
- ・MV217-23の追設 (ベント弁第2弁の多重化)

耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様を第1表に示す。

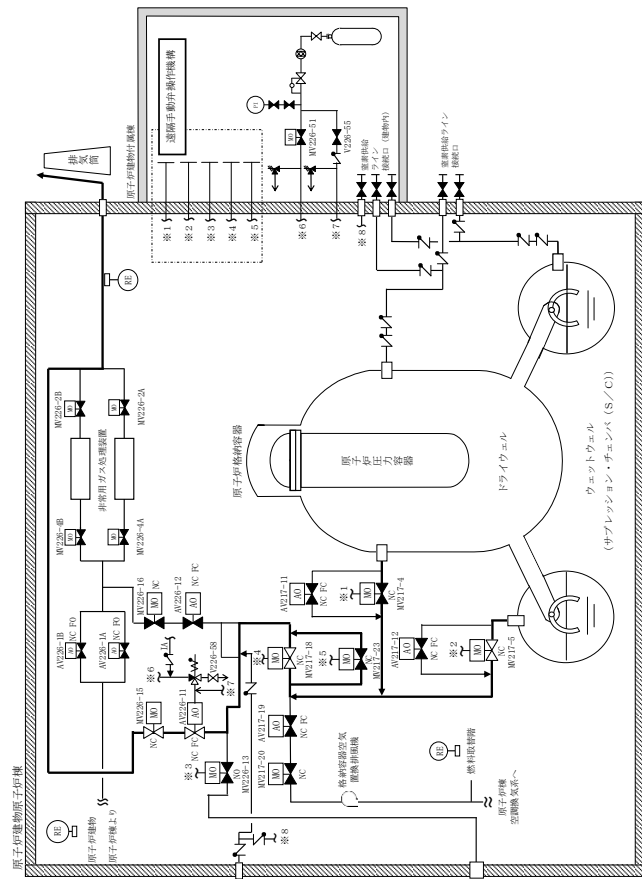
AV226-11, 12及びMV226-15, 16については、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃、2Pd環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念が無い。

MV226-2A, 2Bは弁シート部にEPTゴムを使用しており、耐熱温度は150℃であるが、有効性評価のうち高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の最大温度は約153℃であるため、炉心損傷前の格納容器ベント実施時の当該弁シート部の温度は耐熱温度である150℃以下となると考えられる。高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移を第2図に示す。また、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、当該弁の全閉を確認する手順を整備している。

アクシデントマネジメント対策実施当時



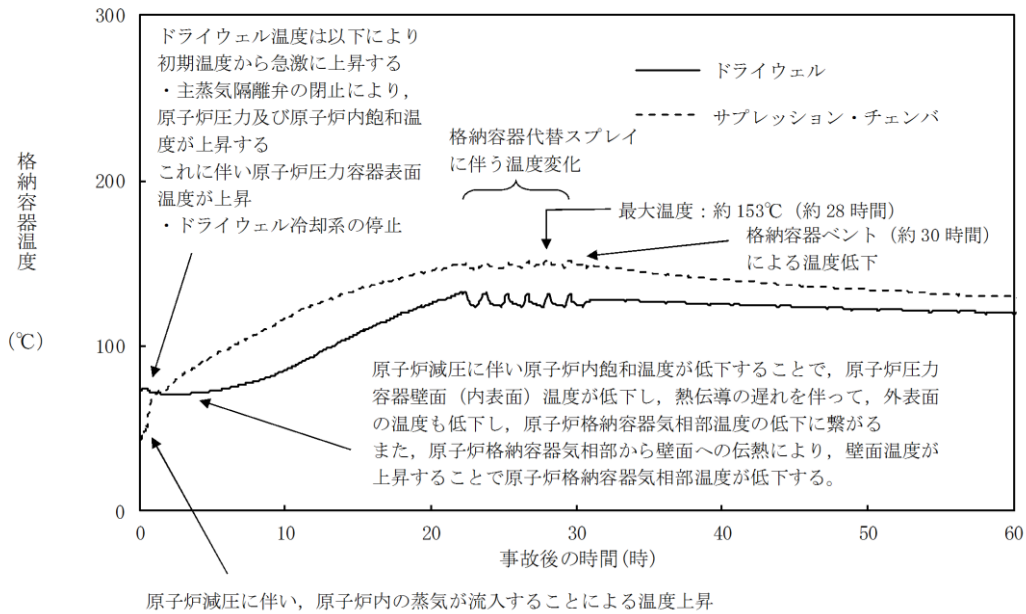
現状



第1図 耐圧強化ベントラインの系統概要図

第1表 耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様

	耐圧強化ベントラインの隔離弁		非常用ガス処理系との接続配管の隔離弁		非常用ガス処理系フィルタ出口の隔離弁	
弁番号	AV226-11	MV226-15	AV226-12	MV226-16	MV226-2A	MV226-2B
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	電動駆動	電動駆動
シート材	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	EPT ゴム	EPT ゴム
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FAI	NC・FAI



第2図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（約 384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

操作実施後、圧力開放板が動作したことを第 2 表に示すパラメータの指示傾向を監視し判断する。

第 2 表 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

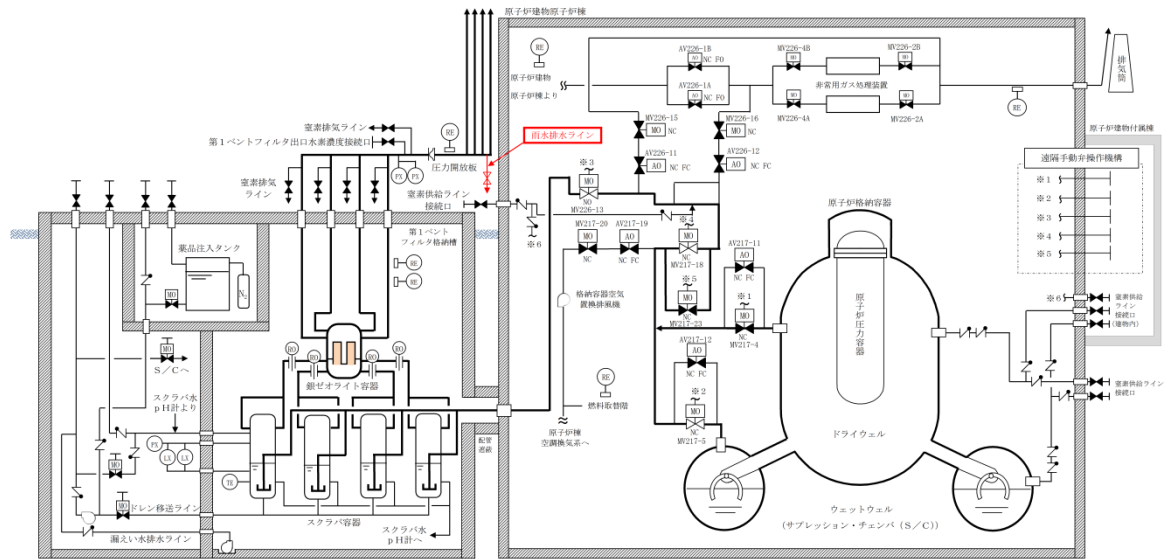
確認パラメータ	指示傾向
格納容器圧力	指示値が下降する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値が一旦上昇し、その後下降する。
第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	指示値が上昇する。

2. 圧力開放板の凍結による影響について

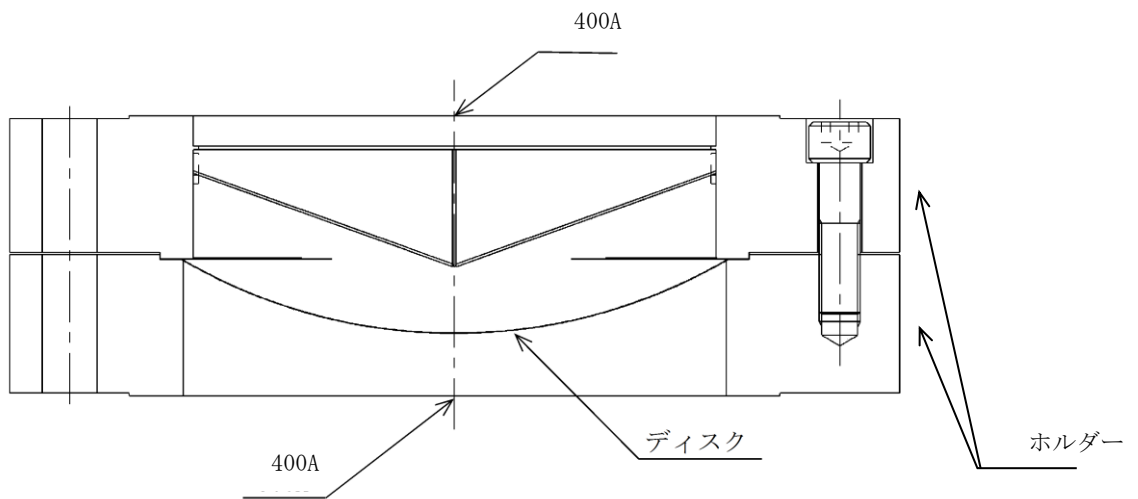
圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が浸入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。

銀ゼオライト容器下流側の圧力開放板出口側は第 3 図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器フィルタベント系の出口配管の頂部放出端から雨水が流入した場合、圧力開放板まで流入する。そのため、圧力開放板の下流側配管に雨水排水ラインを設けることにより、流入した雨水は圧力開放板下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出することができ、配管内で凍結することはない。

一方で、圧力開放板の出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合には圧力開放板表面で水分が凍結する可能性がある。圧力開放板表面が凍結することによる設定圧力での作動影響については、圧力開放板表面を意図的に凍結させ、凍結状態を模擬した破裂試験を実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。



第3図 雨水排水ライン系統図



第4図 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらないよう、プラント通常運転中は開運用とする。そのため、雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はスクラバ容器に回収され、格納容器に移送することが可能である。

3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

圧力開放板の試験内容を第3表に示す。ホルダーについて耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認しており、ディスクについては複数（実機取付用、破裂試験用、予備）製作しロット管理を行い、気密試験、耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から、系統に設置する圧力開放板を選定することとしており、破裂圧力の許容差を考慮し80kPa～110kPaで圧力開放板が確実に動作すると考えている。

第3表 ラプチャディスク試験内容

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	ディスク 2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	ディスク 2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が80～110kPaの範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力427kPa以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

有効性評価の「添付資料 3.1.3.3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について”は、サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAPコード内(SUPRA評価式)で考慮している。

事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

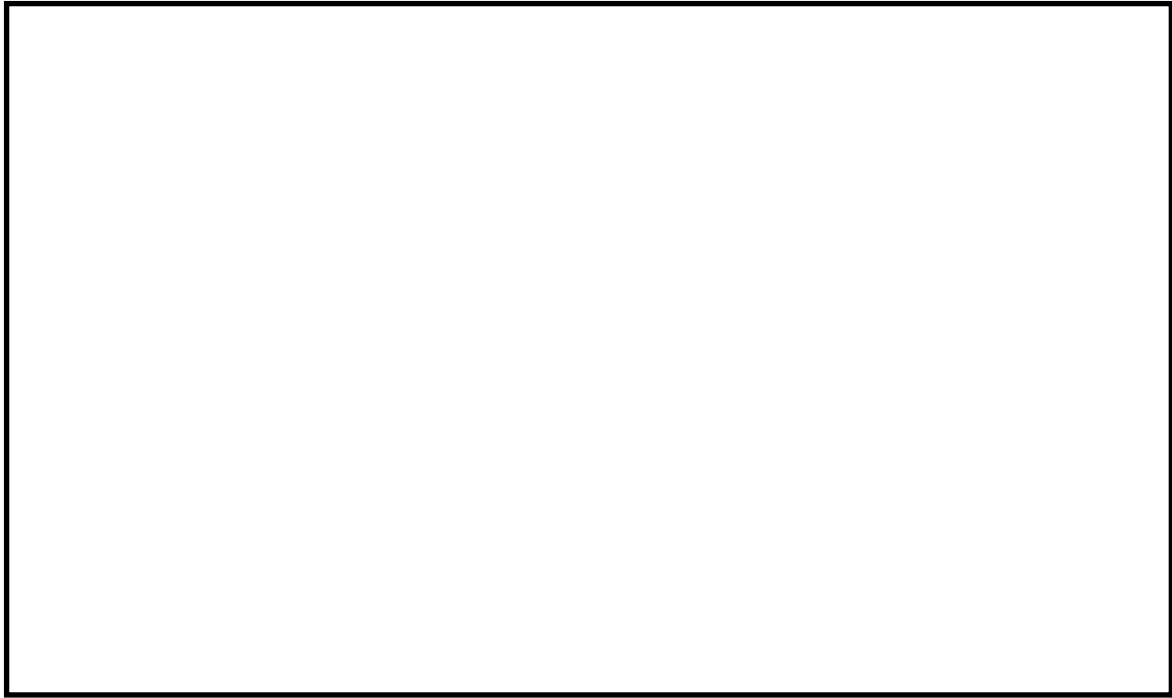
ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。

1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態

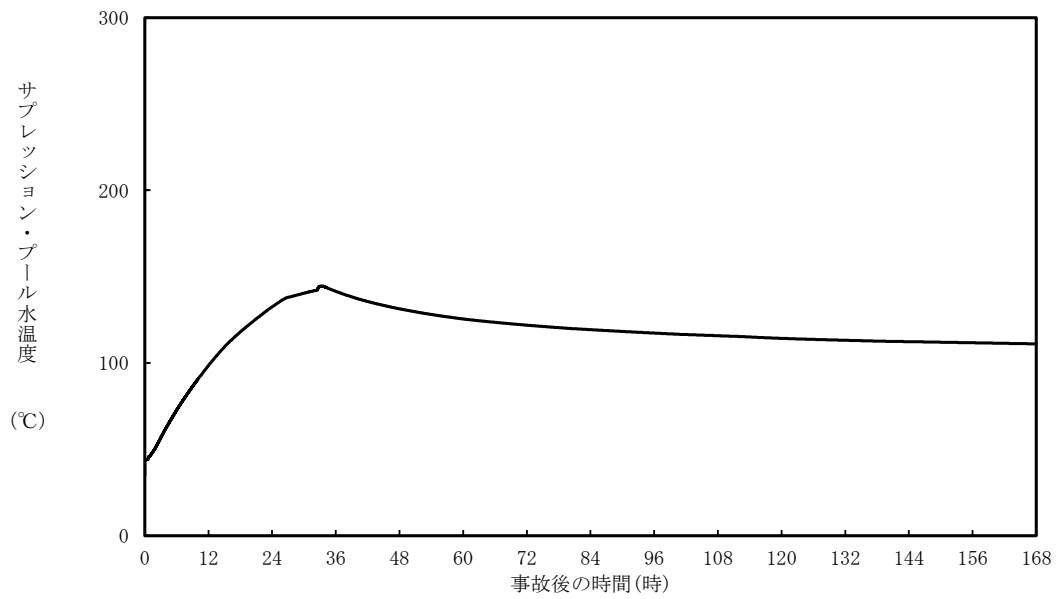
事故発生後、CsI及びCsOHは原子炉圧力容器から原子炉格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は原子炉格納容器内液相部に移行する。MAAP解析により得られた原子炉格納容器内液相部中のCsI及びCsOHの存在割合の時間推移を第5図に、サプレッション・プール水温度の時間推移を第2図に示す。

第5図より、初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により、CsI及びCsOHの大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、第6図より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温度は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大分部のCsI及びCsOHは、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量のCsI及びCsOHが沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。

このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。



第5図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合



第6図 サプレッション・プール水温度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 沸騰時のスクラビング効果

(1) スクラビング効果に関する試験

沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

a. 試験の概要

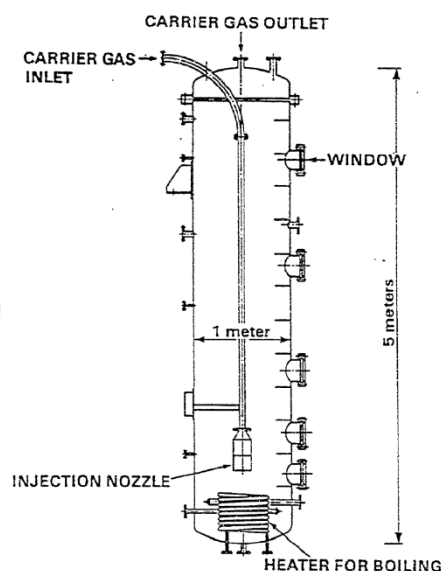
試験装置は直径約1m、高さ5mの第7図に示す円筒状容器であり、第4表に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

b. 試験結果

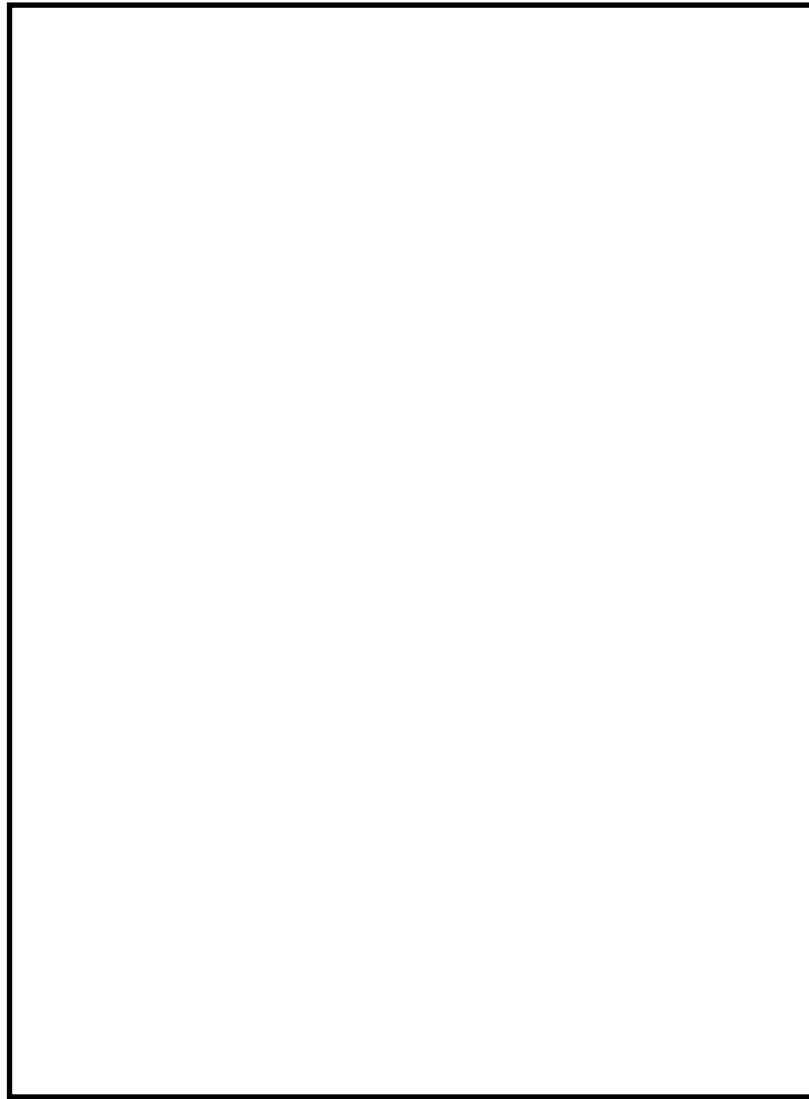
スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を第8図に示す。第8図では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度(約1m)とした場合には、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる(DF=1)ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

第4表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第7図 試験装置の概要



第8図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE2）最終報告書 平成5年3月

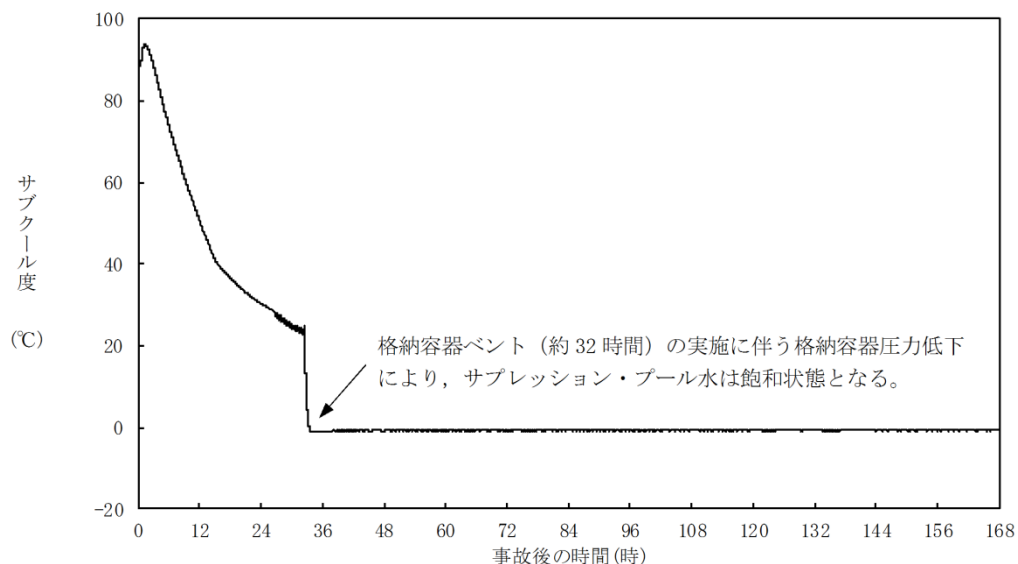
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 沸騰による除去効果への影響について

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合では、第9図のとおり、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。

MAAP評価条件及び評価結果を第5表及び第6表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第6表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。



第9図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

第5表 評価条件

項目	評価条件*	選定理由
蒸気割合	□%	格納容器ベント実施前のD/Wにおける蒸気割合(約89%)相当
格納容器圧力	□ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定(設定上限値)
サプレッション・プール水深	□m	実機では水深3m以上のため、設定上限値を採用
サブクール度	□°C	未飽和状態として設定(設定上限値)
	□°C	飽和状態として設定(設定下限値)
エアロゾルの粒径(半径)	□μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	□μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第6表 評価結果

粒径(半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 □°C)	飽和状態 (サブクール度 □°C)
□ μm	□	
□ μm	□	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

改良E P D M製シール材の適用性について

島根2号炉では、改良E P D M製シール材として [] を採用する計画である。

改良E P D M製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・従来、原子炉格納容器のシール材（ガスケット）として使用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が -60°C ～ $+200^{\circ}\text{C}$ であり、従来のE P D M製シール材の使用温度範囲 -50°C ～ $+150^{\circ}\text{C}$ よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・従来のE P D M製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良E P D M製シール材を開発した。

改良E P D M製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、事故時環境を考慮した条件（放射線量 800kGy を照射した上で 200°C の蒸気環境にて168時間）にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

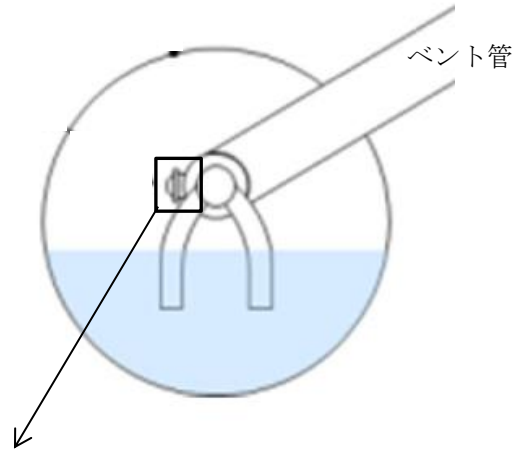
島根2号炉で採用予定の改良E P D M製シール材 [] については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良E P D M製シール材は、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めている型番品 [] として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等を実施し、事故時環境におけるシール機能評価を行うことで、実機フランジへの適用性について確認する。

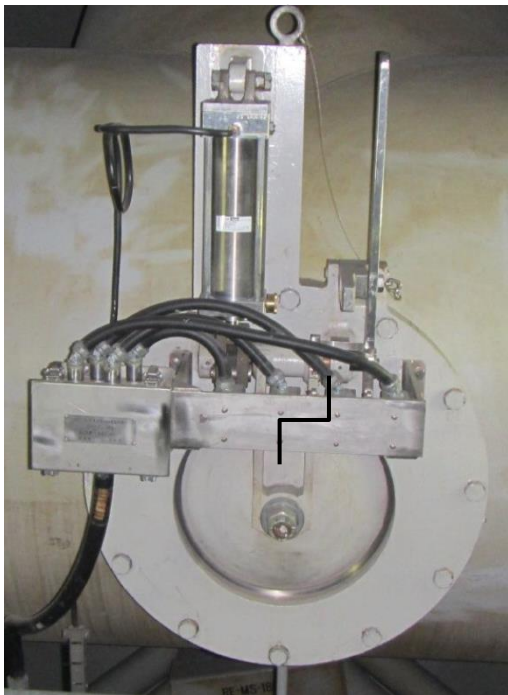
真空破壊装置の構造について

以下に真空破壊装置の構造を示す。

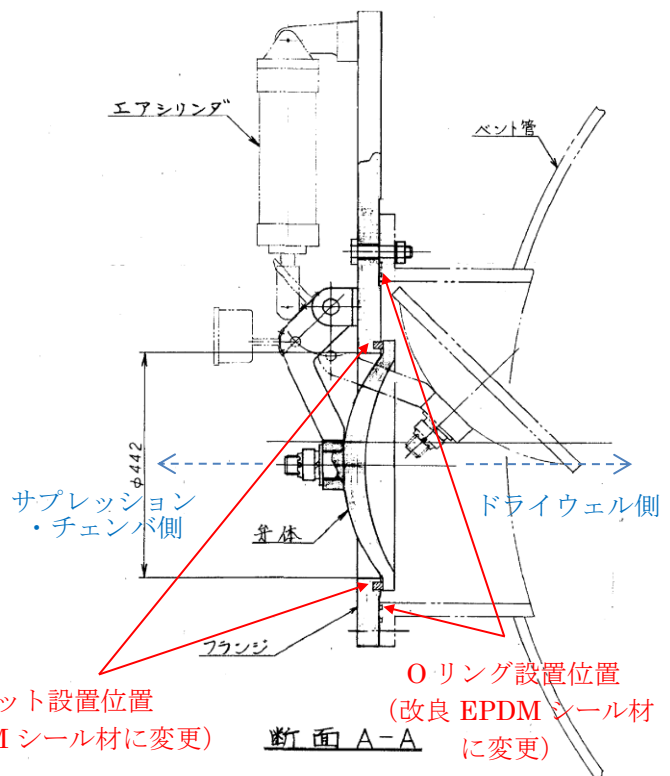


名称	種類	口径 (mm)	材料	駆動方法	個数	取付箇所
a. 真空破壊装置	逆止め弁	44.2	SGV49	-	8	ベント管

A ←



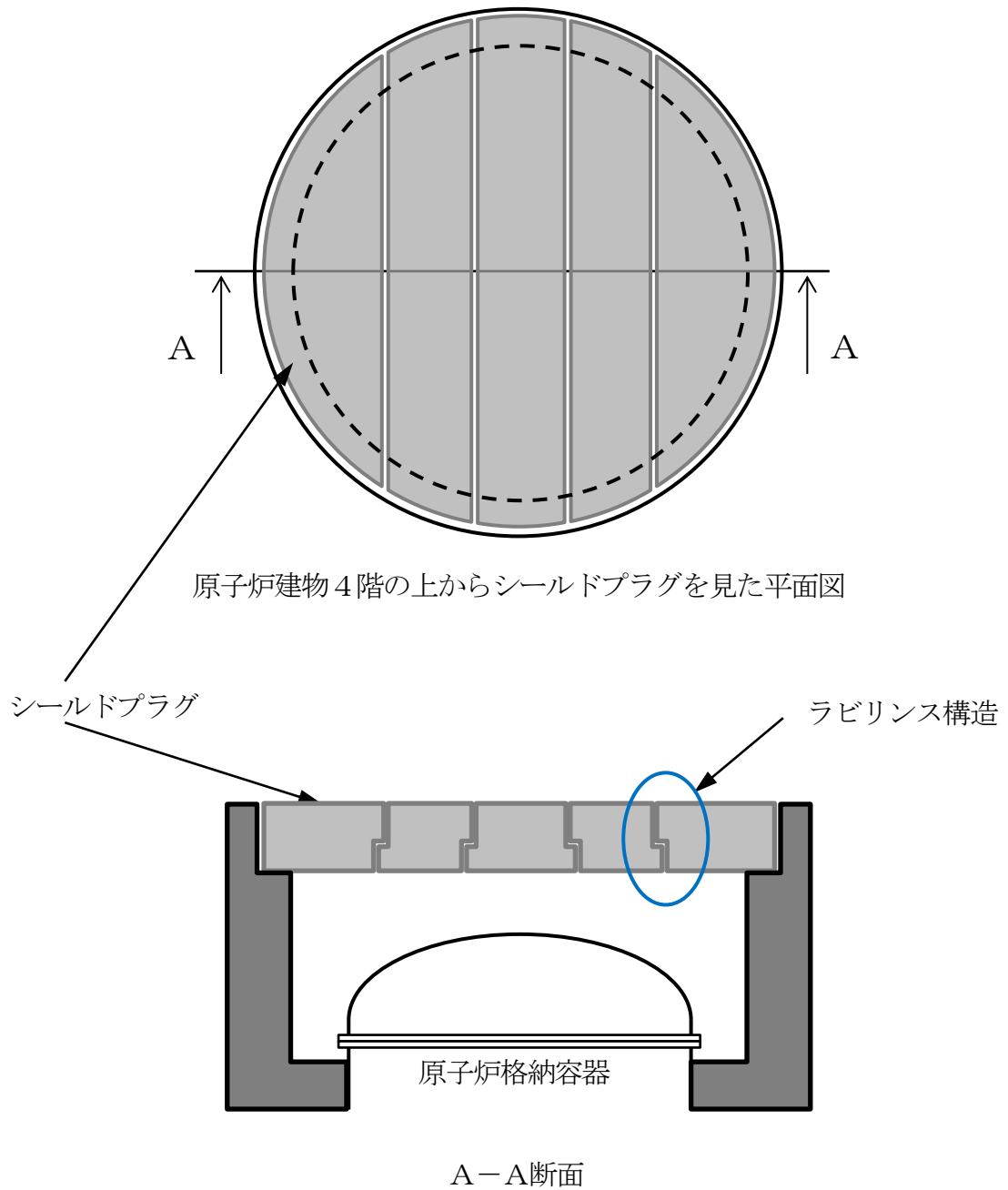
A ←



第 10 図 真空破壊装置構造図

シールドプラグの構造について

以下にシールドプラグの概略構造を示す。



第11図 シールドプラグ概略構造図

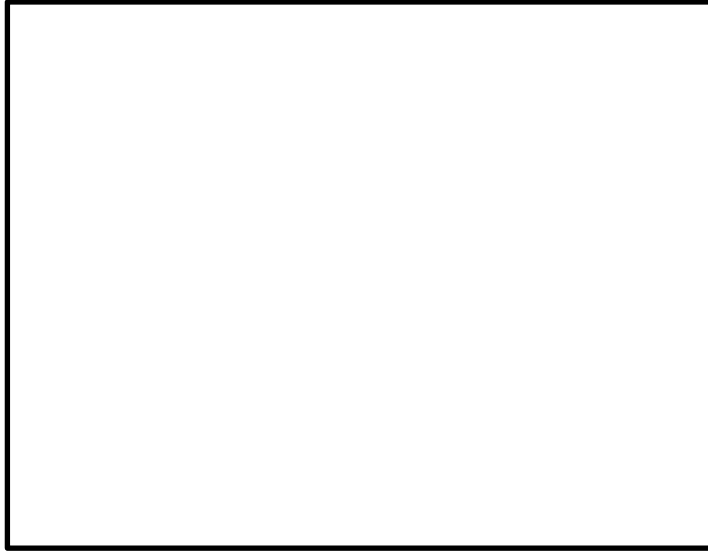
原子炉格納容器の想定漏えい箇所について

1. 想定漏えい箇所

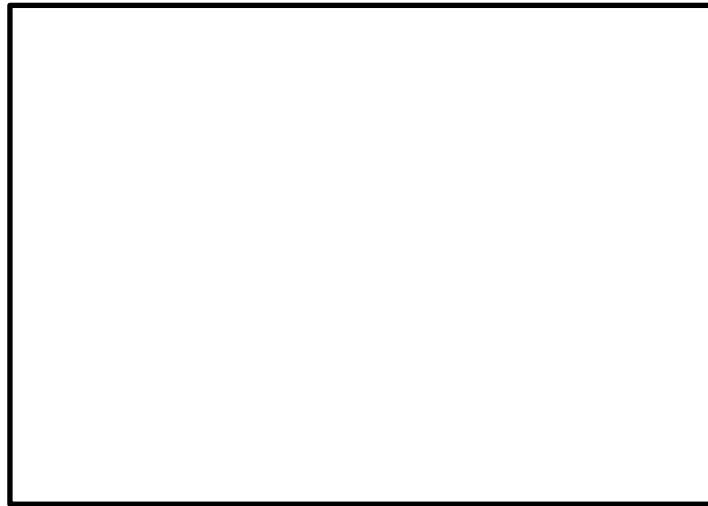
原子炉格納容器の想定漏えい箇所を第7表に示す。PARの設計条件では格納容器バウンダリ構成部ハッチ類シール部8箇所のうち口径及び許容開口量に対する裕度から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジから全量漏えいすることを想定する。有効性評価結果を踏まえた条件では当該8箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。

第7表 想定漏えい箇所

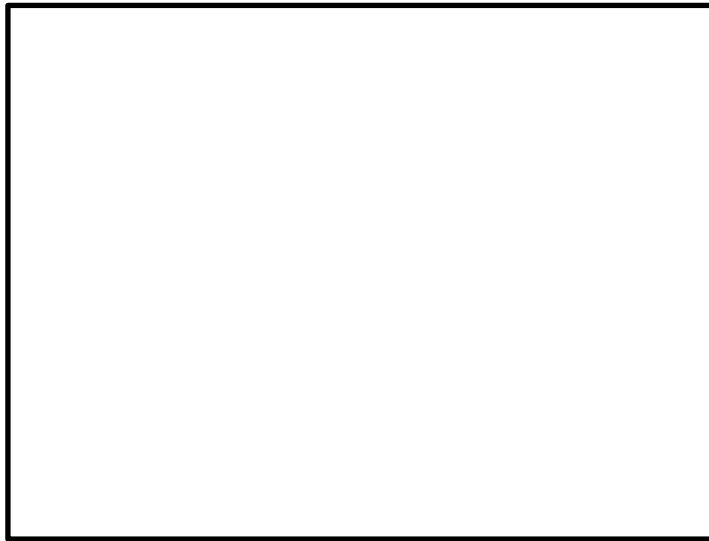
フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件
原子炉建物 原子炉棟4階	ドライウェル主フランジ (1箇所)	○	○
原子炉建物 原子炉棟2階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)		○
原子炉建物 原子炉棟1階	機器搬入口 (2箇所) 所員用エアロック (1箇所) 制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)		○ ○ ○
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバ アクセスハッチ (2箇所)		○



第12図 評価対象部位位置図（原子炉建物4階）



第13図 評価対象部位位置図（原子炉建物2階）



第14図 評価対象部位位置図（原子炉建物1階）



第15図 評価対象部位位置図（原子炉建物地下階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり重大事故環境下で健全性が確認されたシール材に変更する。

第8表 原子炉格納容器バウンダリに使用されているシール材の変更

バウンダリ箇所		部品	変更前部材	変更後部材
原子炉格納容器 本体・ハッチ類	ドライウエル 主フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	機器搬入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
		均圧弁シート	フッ素樹脂	P E E K材
		電線貫通部シール	フッ素樹脂	黒鉛
	ハンドル軸貫通部 Oリング		フッ素ゴム	改良E P D M
	逃がし安全弁 搬出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
制御棒駆動機構搬 出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M	
配管貫通部	貫通部フランジ (X-7A, B)	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-23A～E)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-107)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
原子炉格納容器 隔離弁	窒素ガス制御系 バタフライ弁	弁座シート	E P ゴム	改良E P D M
	T I P ボール弁	弁座シート	フッ素樹脂	改良E P D M
		グラウンドシール	フッ素樹脂	改良E P D M
		弁ふたシール	フッ素ゴム フッ素樹脂	改良E P D M
	T I P パージ弁	弁体シート	E P ゴム	改良E P D M
		グラウンドシール	E P ゴム	改良E P D M
		弁ふたシール	E P ゴム	改良E P D M

原子炉建物水素濃度監視設備について

1. 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建物水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

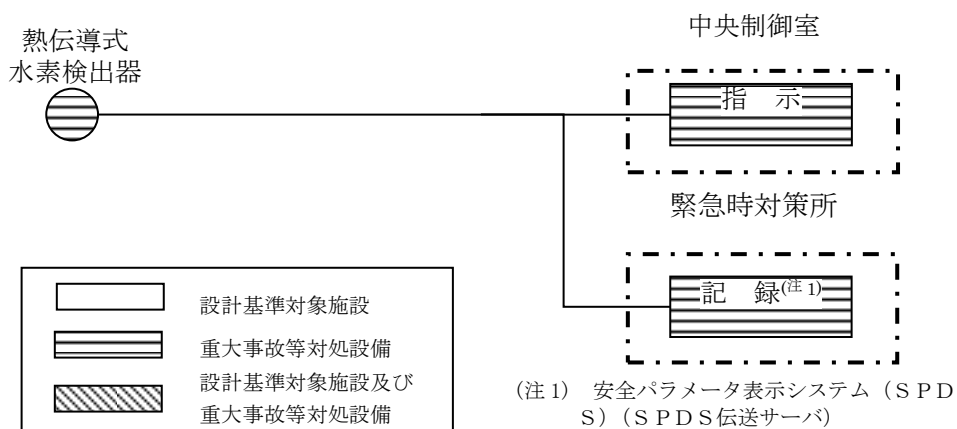
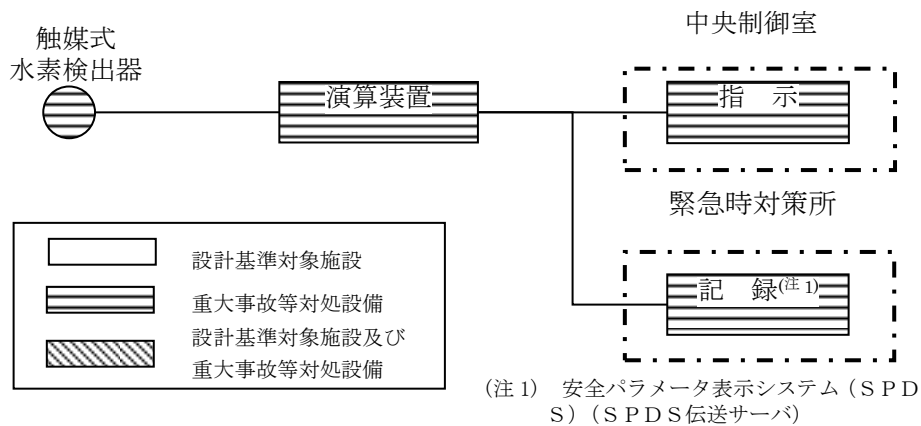
原子炉建物水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建物原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 主要仕様

原子炉建物水素濃度の主要仕様を第9表に示す。原子炉建物水素濃度は原子炉建物原子炉棟の水素濃度を触媒式または熱伝導式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号を演算装置にて水素の濃度信号に変換した後、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。第16図に概略構成図を示す。

第9表 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階 ・ トーラス室：1個
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階 ・ 床から5m：1個 ・ 天井から-1m：1個
				原子炉建物原子炉棟2階 ・ 非常用ガス処理系吸込配管近傍：1個 ・ S R V補修室：1個
				原子炉建物原子炉棟1階 ・ C R D補修室：1個 ・ 所員用エアロック室：1個

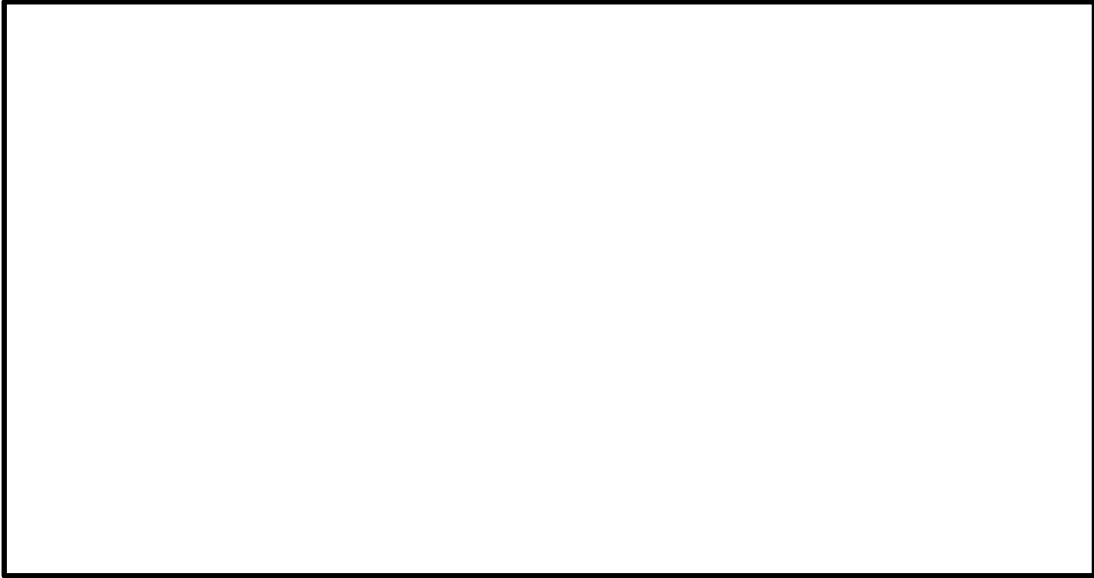


第 16 図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

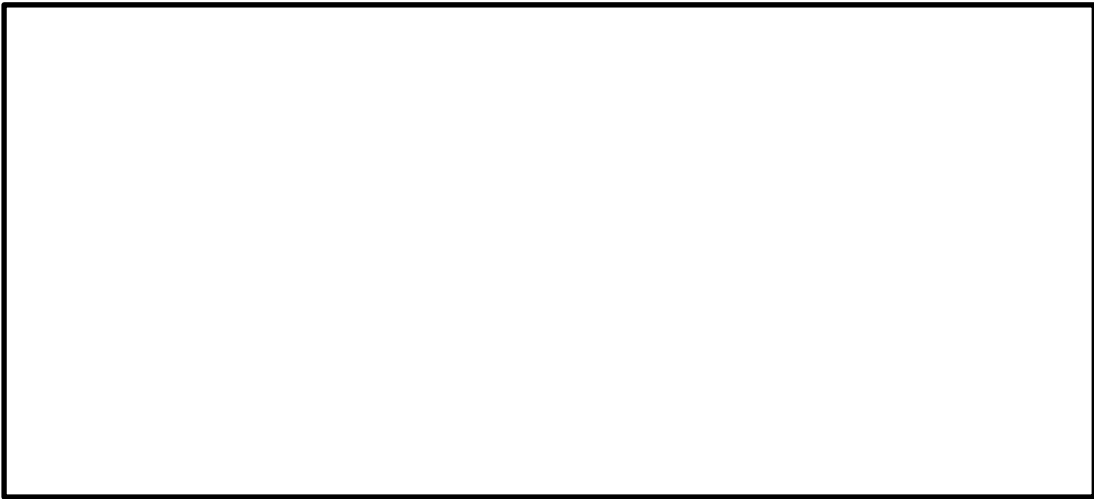
(3) 設置場所

原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を第 17 図から第 20 図に示す。

なお、局所エリア (SRV 補修室, CRD 補修室及び所員用エアロック室) 及びトーラス室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟 4 階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。なお、トーラス室の水素ガスの挙動としては、格納容器から漏えいした高温の気体による上昇流 (エネルギーとしては 1kW 程度) と、上昇した気体が天井および側壁にて冷却されることで発生する下降流により、トーラス室の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度はほぼ均一になると考えられるため、第 20 図に示す設置場所に 1 台設置する。



第 17 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 4 階）



第 18 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 2 階）



第 19 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 20 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

水素漏えい時の対策について

有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、局所エリアを含めて水素濃度が可燃限界未満となること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いこと、格納容器ベント実施により水素発生源を断ち、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できることを確認している。

また、PAR設計条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、PARによる水素処理による原子炉建物原子炉棟の水素上昇を抑制できること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いことを確認している。

これらの解析結果を踏まえ、格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また、局所エリアへ設置する水素濃度計により格納容器からの水素漏えいを早期に検知することが可能であり、原子炉建物原子炉棟4階に設置する水素濃度計とともに原子炉建物原子炉棟内全体での水素影響を把握することが可能である。自主対策設備も含めた水素漏えい時の対策の全体フローを第21図に、フローに記載している判断基準の考え方を以下に示す。

【判断基準の考え方】

① 異常な漏えいを抑制するため格納容器ベントを実施

水素濃度が 1.5vol% を超えると P A R の作動、水素処理による水素濃度上昇の抑制効果を見込むことができ、また、格納容器の設計漏えい率を超えた状態では水素とともに放射性物質も漏えいする可能性が高いため、早期に格納容器ベント操作へ移行する方が有効と考え、水素濃度 2.5vol% に到達した時点でベント実施を判断する。また、ベント実施基準の 2.5vol% に対し、運転操作の余裕時間 (0.4vol%=3 時間) を踏まえ、水素濃度 2.1vol% に到達した時点でベント準備を判断する。

② 非常用ガス処理系の停止

非常用ガス処理系は、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ、水素を大気へ放出することで原子炉建物原子炉棟の水素濃度上昇を抑制でき、また、水素の成層化を防ぐ換気効果を有することから、運転可能な場合は使用する。ただし、非常用ガス処理系は防爆仕様ではないため、系統内での水素爆発のリスクを回避する必要があるため、可燃限界を下回る水素濃度 1.8vol%* を非常用ガス処理系の停止基準とする。

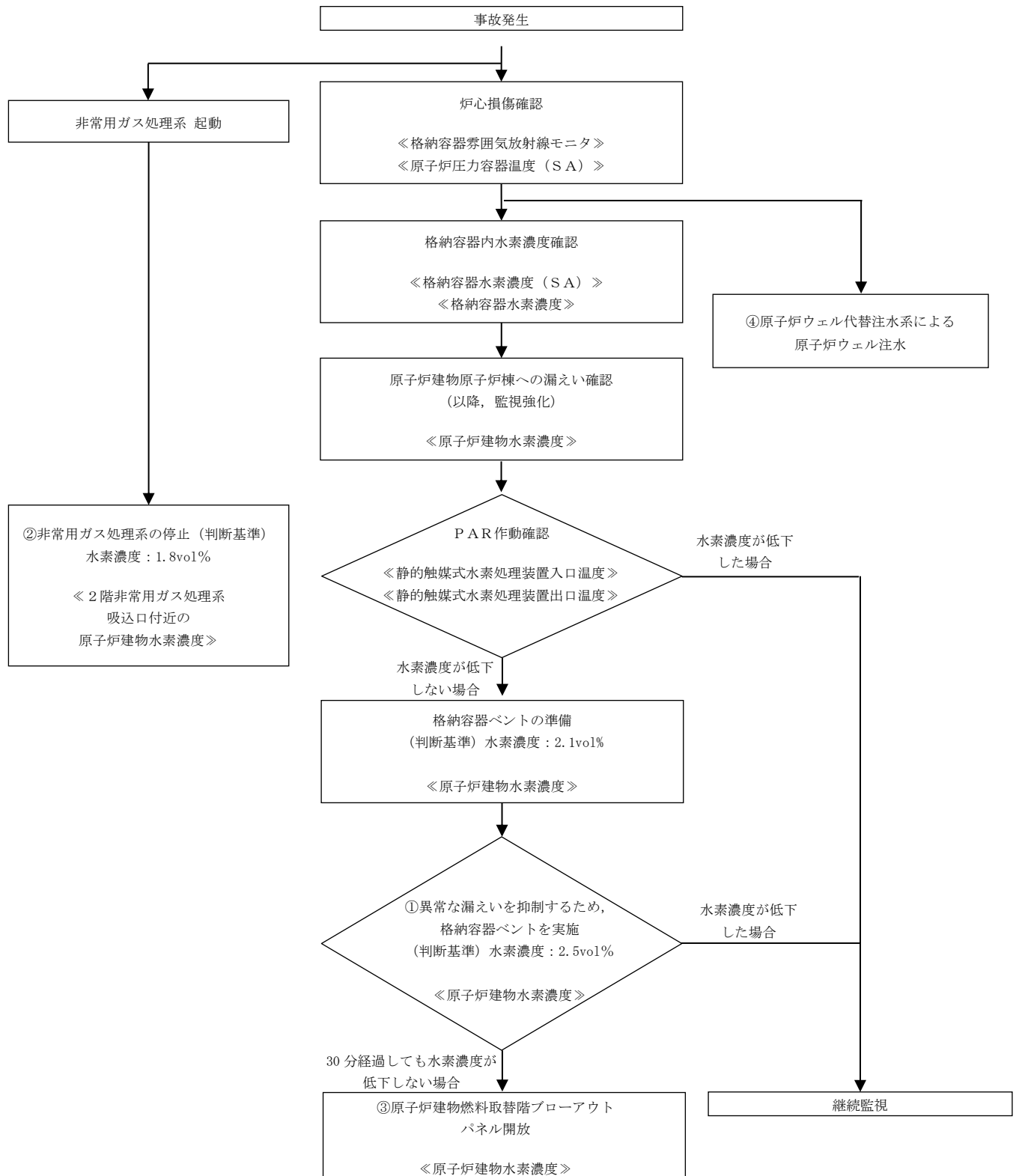
※非常用ガス処理系内の蒸気凝縮による水素濃度上昇 (約 1.36 倍) を考慮し、水素濃度計の計器誤差 ($\pm 1.1\%$) を加味した上で、可燃限界の 4 vol% に到達しない基準として設定 ($4 / 1.36 - 1.1 \div 1.8\text{vol}\%$)

③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

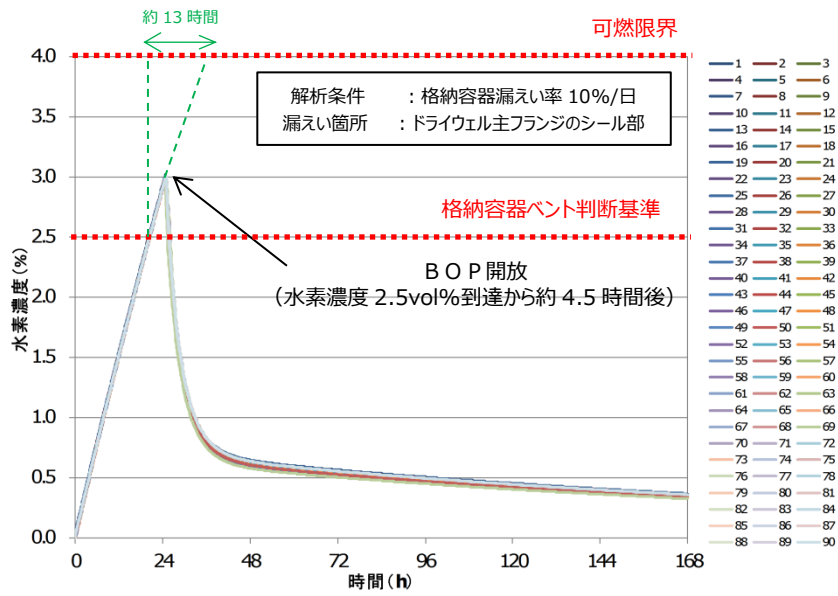
P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素処理にも関わらず、原子炉建物原子炉棟への水素が漏洩する場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより水素濃度上昇を抑制する。P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素上昇の抑制効果を考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放は格納容器ベントを実施してもなお水素濃度が低下しない場合に実施する。なお、第 22 図に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による燃料取替階の水素濃度の時間変化を示すが、格納容器ベントの判断基準である水素濃度 2.5vol% から、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の判断及び準備時間を踏まえても、可燃限界到達までには十分に時間的余裕があることから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放操作は可能であり、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放後は燃料取替階の水素濃度の低減が期待できる。

④ 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエル注水

ドライウエル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続し、171℃に到達した場合において、原子炉ウエル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水を実施する。



第 21 図 水素漏えい時の対策フロー



第 22 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素濃度の時間変化 (PAR 及び格納容器ベント不作動時)

逃がし安全弁窒素ガス供給系について

1. 設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

本系統は、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁のアクチュエータのピストンへ供給する。

なお、逃がし安全弁窒素ガス供給系の各系列には使用側及び待機側の2系列の逃がし安全弁用窒素ガスポンベが設置されており、ポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統圧力は、逃がし安全弁の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）においても全開可能な圧力に設定変更可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統概要図を第23図に、重大事故等対処設備一覧を第10表に示す。

第 10 表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁【常設】 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備（補助）※1	A D S 用 N 2 ガス減圧弁二次側圧力【常設】 N 2 ガスボンベ圧力【常設】

※ 1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

2. 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個数	:15（予備 15）
容量	:約 47L/個
充填圧力	:約 15MPa[gage]
設置場所	:原子炉建物附属棟 2 階
保管場所	:原子炉建物附属棟 2 階

S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて

1. 概要

S R Vの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、S R V駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「S R V用電磁弁」及び「S R Vシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、S R V用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたS R V開操作が可能な設計とする。

ここで、自圧式切替弁をS R V用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時に示すと通りの切替操作が可能な設計とする。

(1) 通常運転時 (S R V待機時)

自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、S R Vピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。

(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時

自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、S R V閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。

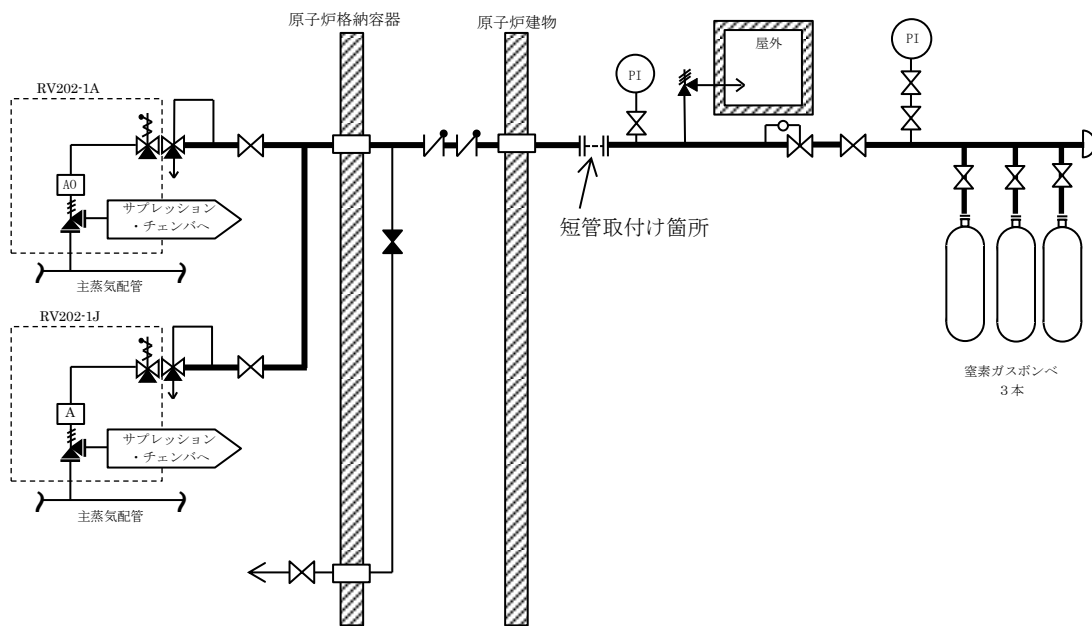
(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時

自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペからS R Vピストンまでの流路を確保する。

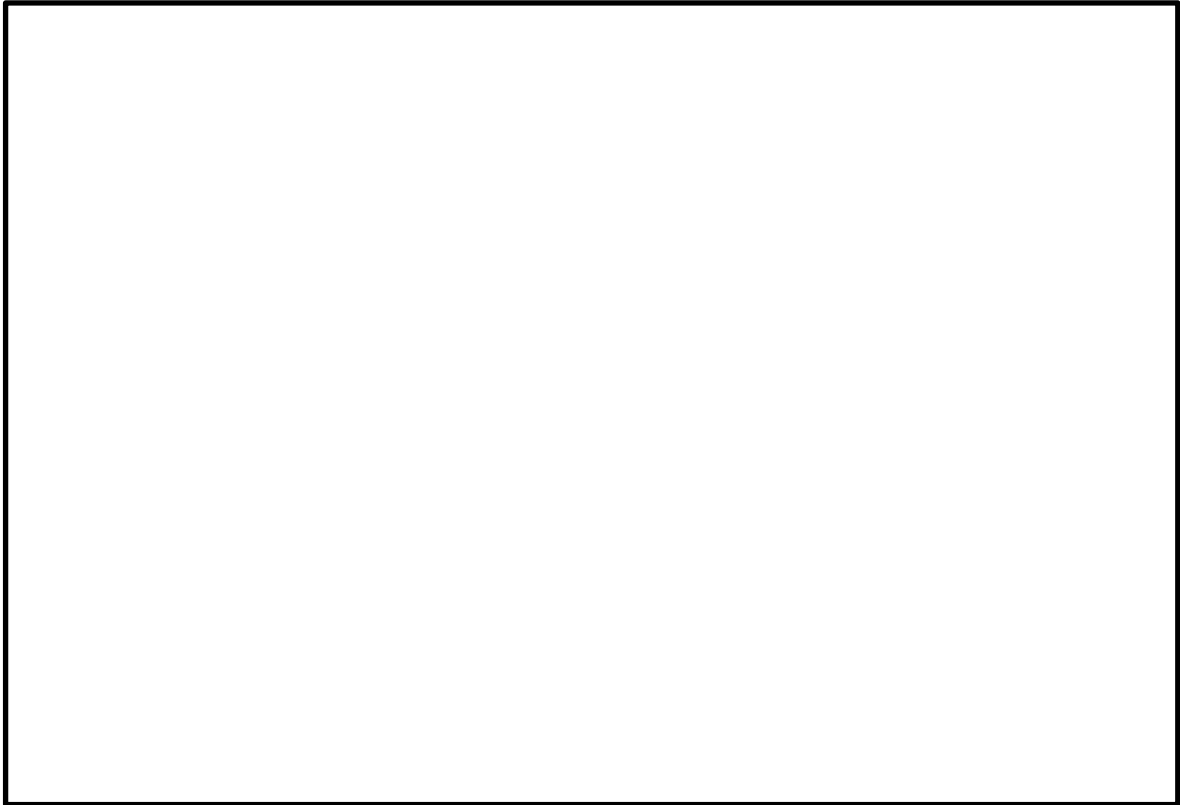
また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本システムは、A D S機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペの窒素ガスの供給を行う設計とする。

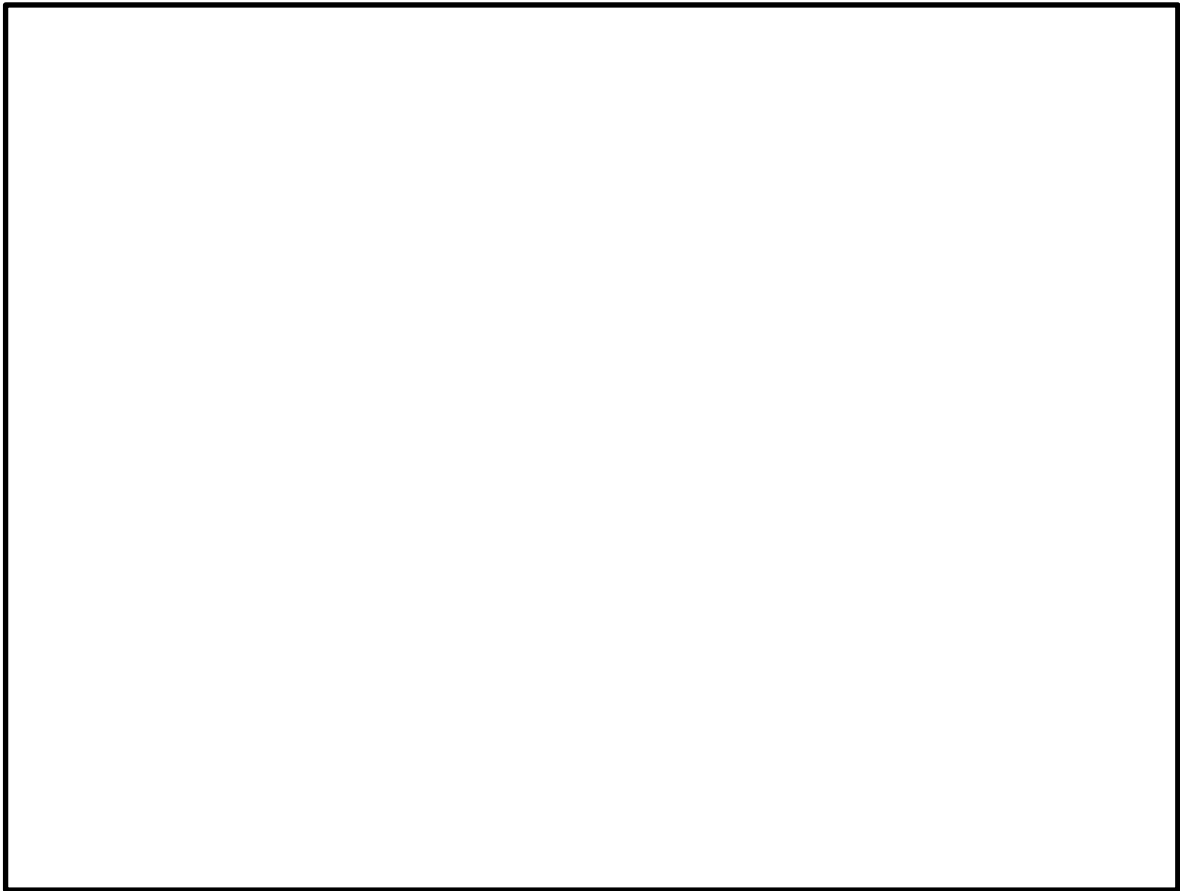
ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を第24図に、S R V本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を第25図に、自圧式切替弁の構造図を第26図に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を第27図に示す。



第 24 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図

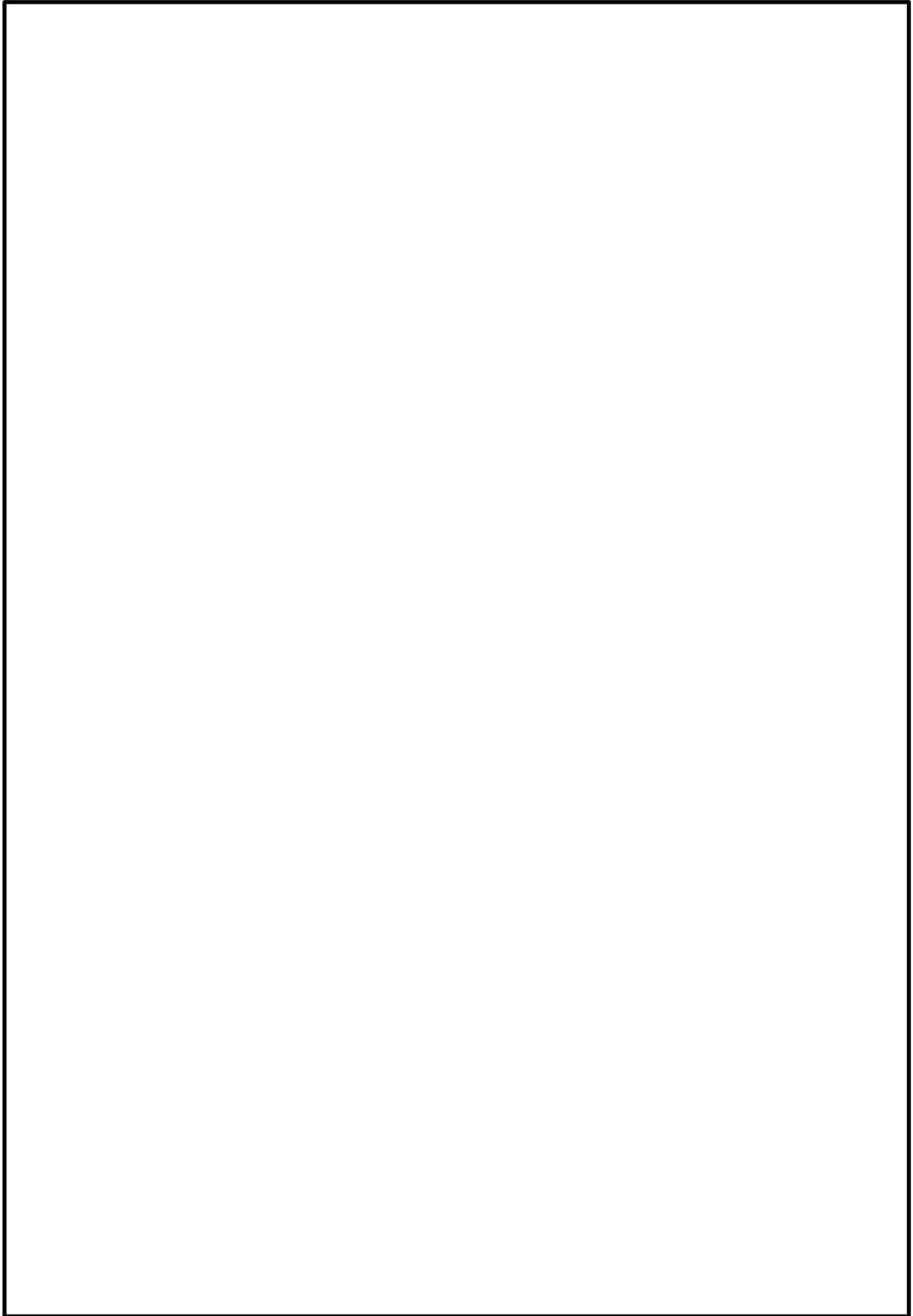


第 25 図 S R V 本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図



第 26 図 自圧式切替弁 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 27 図 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. S R V用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について

(1) 試験目的

S R Vの機能向上させるための更なる安全対策として、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。

(2) 試験体概要

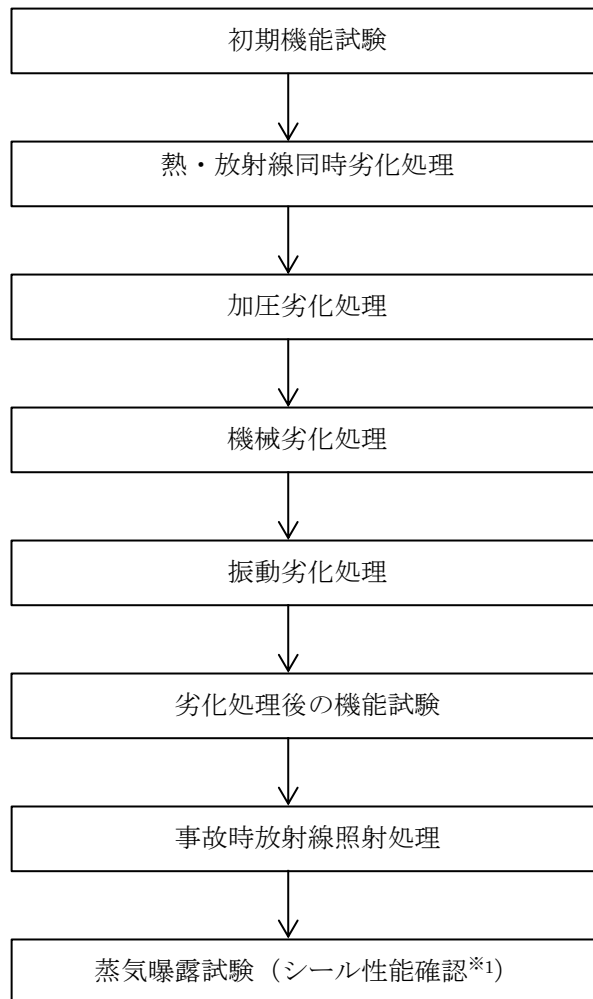
試験体であるS R V用電磁弁の概要並びに改良E P D M材の採用箇所を第28図に示す。



第28図 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

(3) 試験手順及び項目

本試験で実施する試験項目を第 29 図に示す。



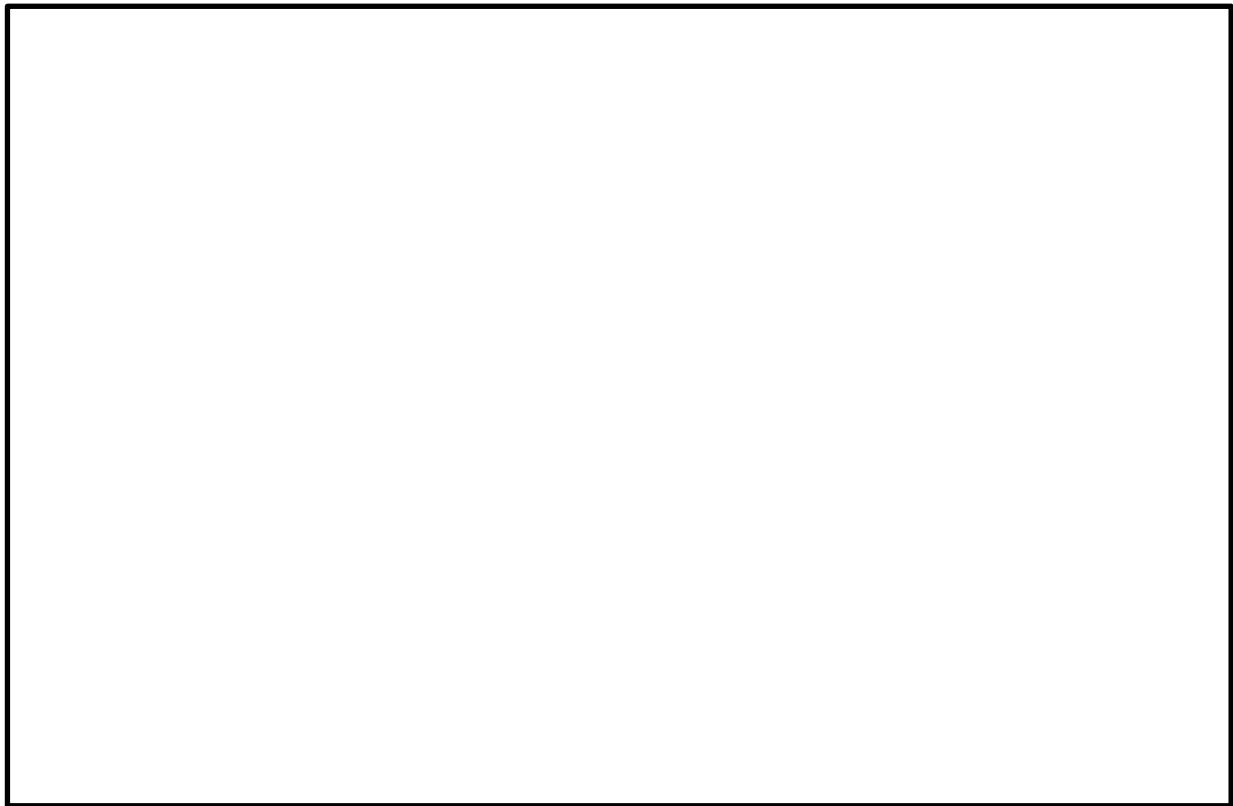
第 29 図 試験手順及び項目

※ 1 シール性確認の判定基準

- ・ 排気 (E X H) ポート側圧力に供給 (S U P) ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・ 無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件

本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を第 30 図に示す。また、重大事故環境試験条件を第 11 表及び蒸気曝露試験条件を第 31 図に示す。

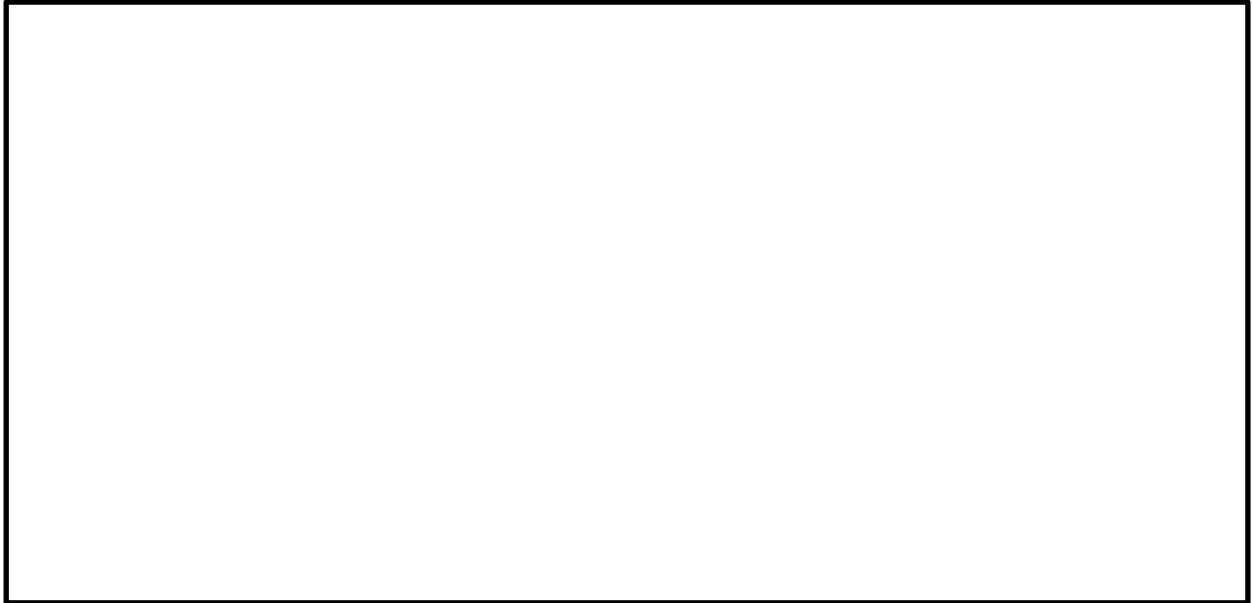


第 30 図 蒸気曝露試験装置の概要

第 11 表 重大事故環境試験条件

項目	条件	
	0～168 時間	168～175 時間
時間(経過)	0～168 時間	168～175 時間
圧力(kPa[gage])	710	854
温度(°C)	171	178
雰囲気	蒸気	蒸気
放射線量(MGy)		※1

※1：事象発生から 7 日間の累積放射線量を示す。



第 31 図 蒸気曝露試験条件

(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果

蒸気曝露試験の結果, 蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく, 分解調査の結果, 僅かな変形, 軟化が確認されたものの, 従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して, より長時間(第 28 図参照)にわたって, S R V 駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

蒸気曝露試験後の S R V 用電磁弁を分解し, 主弁, ピストン弁シート部及び主弁シート部 U パッキン(第 28 図参照)シール部分について, 健全品との比較調査を行った。第 12 表にシール部分の分解調査結果(主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分)を示す。

外観及び寸法確認の結果, 主弁シート部シール部分については, シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また, 従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部 U パッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。

第 12 表 シール部分の分解調査結果
(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)

--

(6) 今後の方針

S R V 駆動部 (シリンダ) へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから, S R V の機能向上させるための更なる安全性向上対策として, 全ての S R V 用電磁弁について改良 E P D M 材を採用した電磁弁に交換する。

3. S R V シリンダ改良の進捗及び今後の方針について

(1) 設計方針

S R V シリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良E P D M材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。

ここで、既設シリンダの概要図を第32図に、改良シリンダの概要図を第33図に示す。

なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、S R V 組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。



第 32 図 既設シリンダ概要図



第 33 図 改良シリンダ 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 健全性確認試験

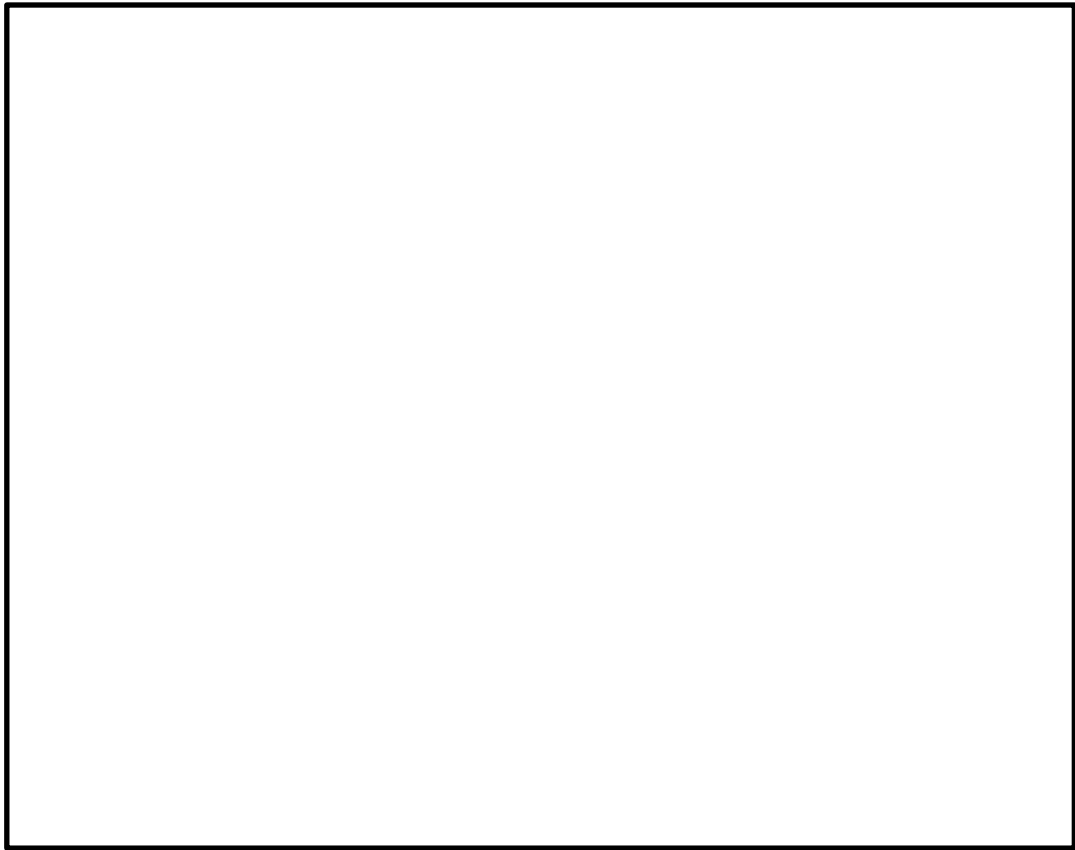
改良シリンダの健全性確認試験として、放射線劣化試験後（放射線量：約 MGy），下記の第 13 表に示すシリンダ単体試験，SRV 組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し，SRV 動作に対して影響がないことの確認を実施した。

第 13 表 改良シリンダの健全性確認試験内容

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ 単体試験	駆動部作 動試験		円滑に作動すること	良
	駆動部漏 えい試験		漏えいがないこと	良
SRV組 合せ試験	最小作動 圧確認試 験		全開操作可能なこと	良 ^{※1}
	逃がし弁 機能試験		アキュムレータ容量 (<input type="text"/> L) で全開作動 すること <input type="text"/> 回全開操作 ^{※2} 可能な こと 入力信号から <input type="text"/> 秒以 内 ^{※2} に全開動作可能な こと	良
蒸気曝露 試験	開保持確 認		168 時間連続開保持可 能なこと	良

※ 1 : 最小作動圧力 MPa で動作可能なことを確認

※ 2 : 設計基準事故対処設備の ECCS 機能 (ADS 機能) としての系統設計
要求事項



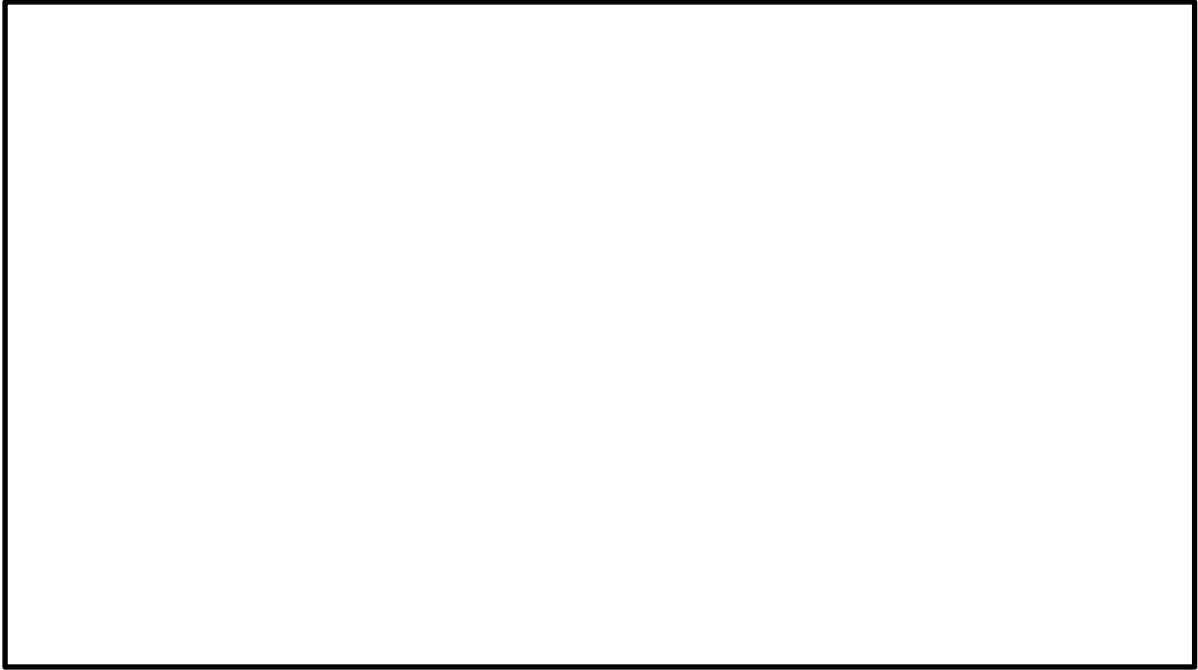
第 34 図 蒸気曝露試験装置の概要

(3) 今後の対応

S R Vシリンダの改良は，D B A時のS R V動作に影響を与える変更^{※1}となることから，信頼性確認試験^{※2}を実施し，プラント運転に影響を与えないこと及び200℃／0.854MPa[gage]／168hrの環境下において開保持可能できることを確認した。試験条件を第35図（緑線）に示す。また，耐環境性試験（200℃／0.854MPa[gage]／168hr）前後のシリンダピストン部の外観写真を第36図に示す。

- ※1：改良シリンダは，S R V本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する
- ※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験，放射線劣化試験，熱劣化試験，加振試験，耐震試験，水力学的動荷重試験，事故時放射線試験，蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる

今後は，更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし，実機への導入準備が整い次第，至近のプラント停止中に設置する。



第 35 図 試験条件



(a) 耐環境試験前

(b) 耐環境試験後

第 36 図 耐環境性試験前後のシリンダピストン部の外観写真

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. シール材の健全性について

SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。

- ①フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表14に示す。

第14表の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが[]に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大[]であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。

第14表 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験※		
				24h	72h	168h
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃			

※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②改良E P D M製シール材の性能確認試験について

上記の①で示すシール材特性試験に加え，改良E P D M製シール材のシール機能を確認するために，小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ，性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy，格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し，格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える MPa 加圧時において漏えいがないことを確認した。

なお，改良E P D M製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良E P D Mシール材の試験について」で示す。

改良EPDMシール材の試験について

改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を第37図、外観を第38図に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

①高温曝露

熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。

②蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を第39図に、試験体設置状況を第40図に示す。

③He機密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した機密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を第41図、第42図に、試験結果を第15表に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

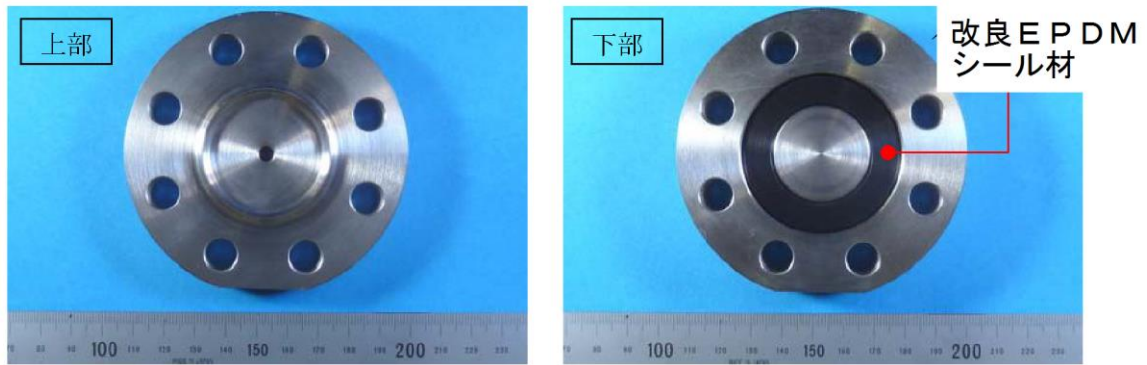
④試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を第43図に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



第37図 試験治具寸法

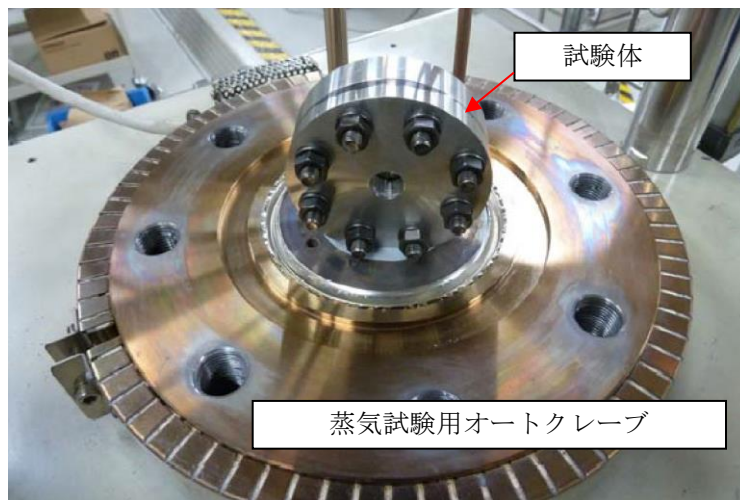
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 38 図 試験治具及びシール材外観



第 39 図 蒸気用オートクレーブ系統図

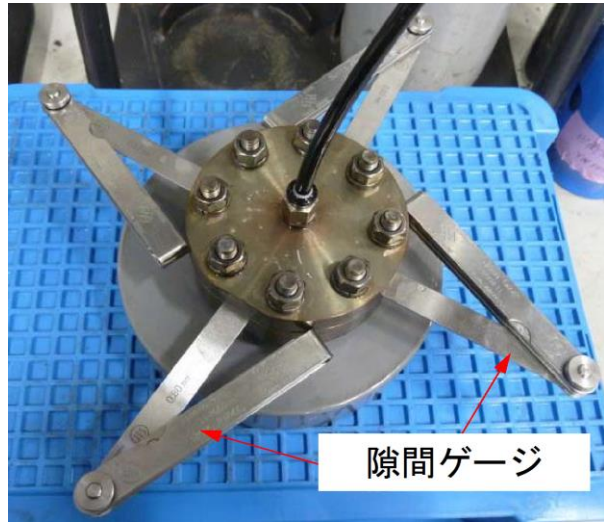


第 40 図 蒸気曝露試験体設置状況

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 41 図 He 気密確認試験状況

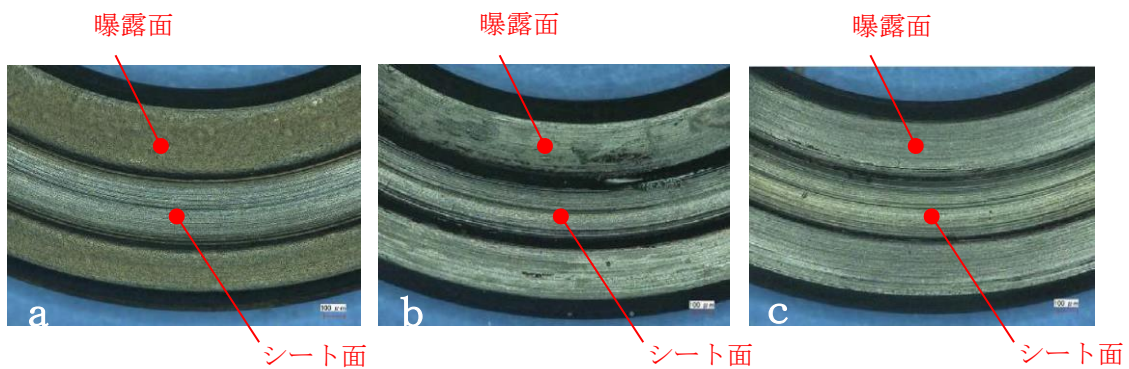


第 42 図 He 気密試験時開口模擬（隙間ゲージ使用）

第 15 表 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	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	○	○	○

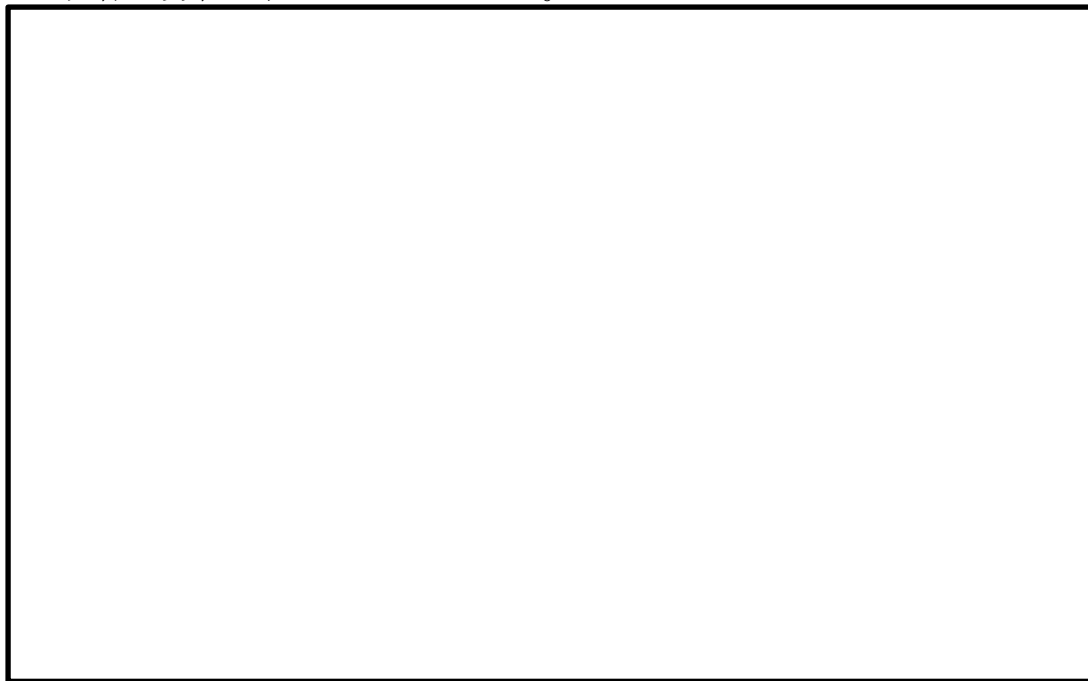
○：リーク及び圧力降下なし



第 43 図 試験後外観観察結果
(a:乾熱 200°C, 168h b, c:蒸気 250°C, 168h)

⑤ F T - I R 分析

試験後のシール材の F T - I R 分析結果を第 44 図, 第 45 図に示す。F T - I R は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して, 試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置 (曝露面) では, ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが, その他の分析位置, 曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



第 44 図 F T - I R 分析結果 (曝露面)

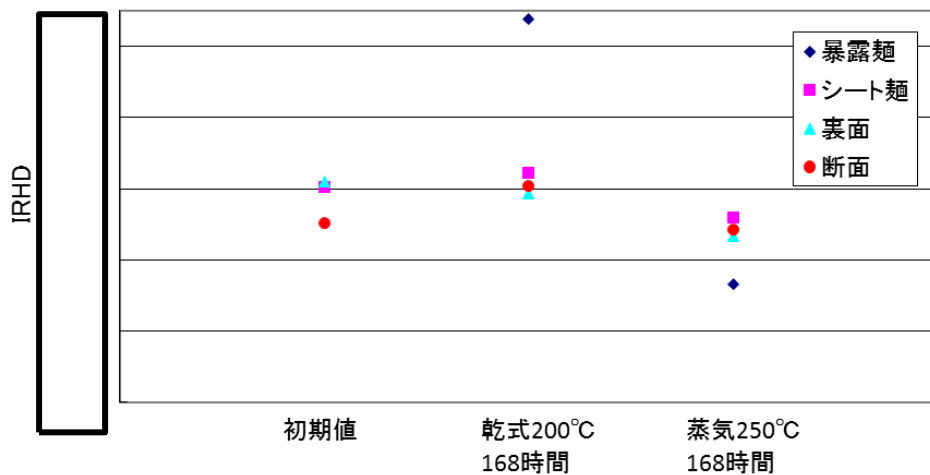


第 45 図 F T - I R 分析結果 (シート面)

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

⑥硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を第 46 図に示す。曝露面, シート面, 裏面, 断面の硬さを測定した。曝露面において, 乾熱 200℃, 168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位, 条件では, 蒸気 250℃, 168h 条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外, 硬さは初期値近傍であり, 顕著な劣化は確認されなかった。



第 46 図 硬さ測定結果

以上の試験結果から, 200℃, 2 Pd, 168h の条件下では, 改良 EPDM シール材を使用した場合は, 圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について

1. 自動減圧機能の論理回路について

自動減圧機能は、設計基準事象（中小破断LOCA）の際に、自動的に原子炉を減圧し、低圧炉心注水を促進させることを目的とした設備であり、事象条件としては中小破断LOCA＋外部電源喪失＋高圧炉心スプレイ系の単一故障を想定し、ドライウェル圧力高と原子炉水位低（レベル1，3）のAND条件及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

また、上記想定では、高圧炉心スプレイ系以外の非常用炉心冷却系（低圧ECCS）は作動するが、低圧ECCSが全て作動しなかった場合は、減圧しても冷却水が注入されずインベントリが急減する恐れがあることから、低圧ECCSポンプ1台以上が運転中であれば作動する回路とし、自動減圧までに120秒の時間遅れをもたせ、自動減圧機能の阻止スイッチを設置することで、低圧ECCSが全て作動していない場合には、自動減圧を阻止する手順としている。

逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に、手動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで自動減圧機能は手動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

2. 代替自動減圧機能の論理回路について

代替自動減圧機能は、低圧ECCSの多重故障も想定し、低圧ECCSポンプが全台故障している場合には減圧しないよう原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

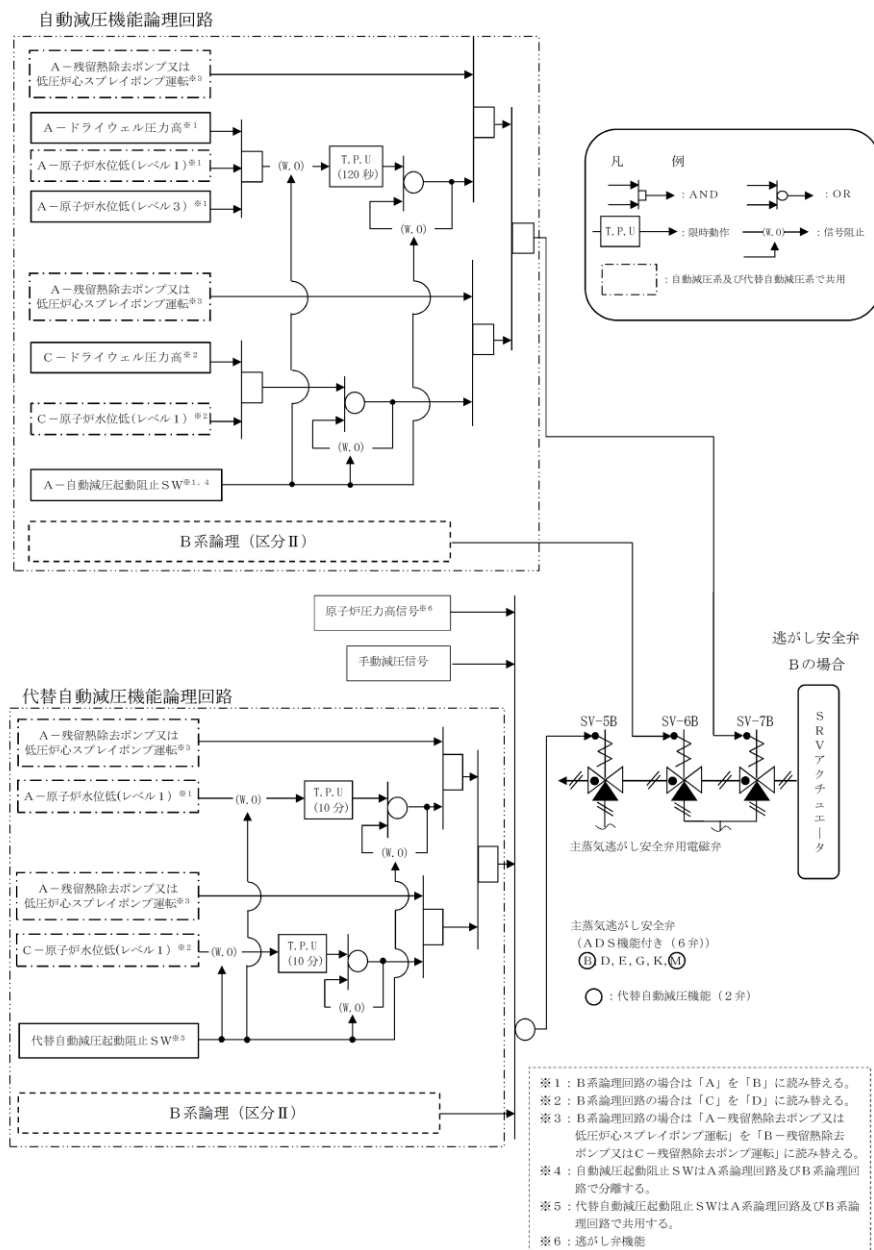
逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、代替自動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで代替自動減圧機能は自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

なお、TQUXにおけるSRV手動開放失敗の想定については、手動操作の不確実性を考慮しており、SV-5B弁は健全性を有している想定としている。

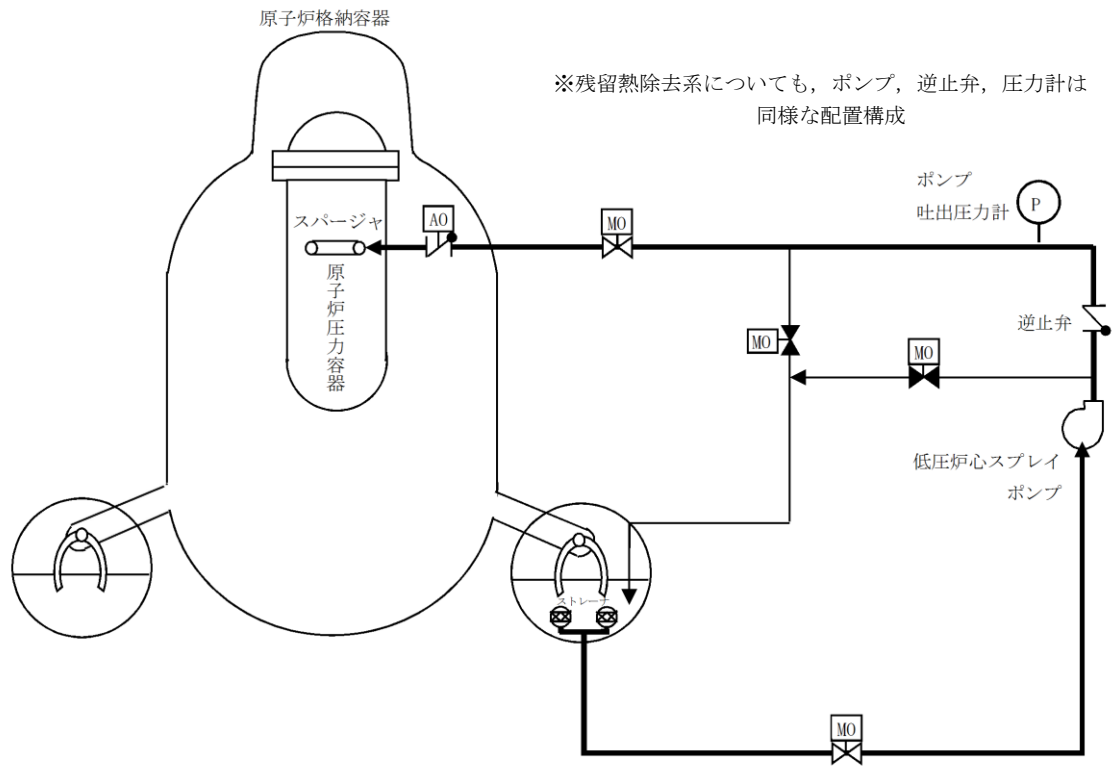
3. 低圧ECCSポンプ運転信号の検出方法について

低圧ECCSポンプ運転状態は、ポンプ遮断器「閉」信号又はポンプ吐出圧力高信号で検出可能である。島根2号炉では、第48図のとおりポンプの吐出圧力計をポンプ下流の逆止弁後段にのみ設置しており、ポンプ起動後に異常停止しても残圧により、ポンプ運転状態を正確に判別することができない可能性があることから、ポンプが起動していることを正常に検出可能な遮断器「閉」信号を採用している。

電動機の制御回路には機械的な異常を検知する過電流継電器が設置されており、軸固着等の機械的な異常時でも遮断器が開放され、ポンプ不動作を検知可能である。他の過電流を生じない何らかの機械的な異常によりポンプが正常に運転できていない可能性はあるが、低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態（電氣的に正常かつ機械的に異常）となる可能性は極めて低い。低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態の場合でも、中央制御室のポンプ吐出圧力計等の確認により運転員がポンプの異常を判断し、従来から整備している低圧ECCSポンプ全台故障時の自動減圧を手動で阻止する手順により対処可能である。



第47図 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図



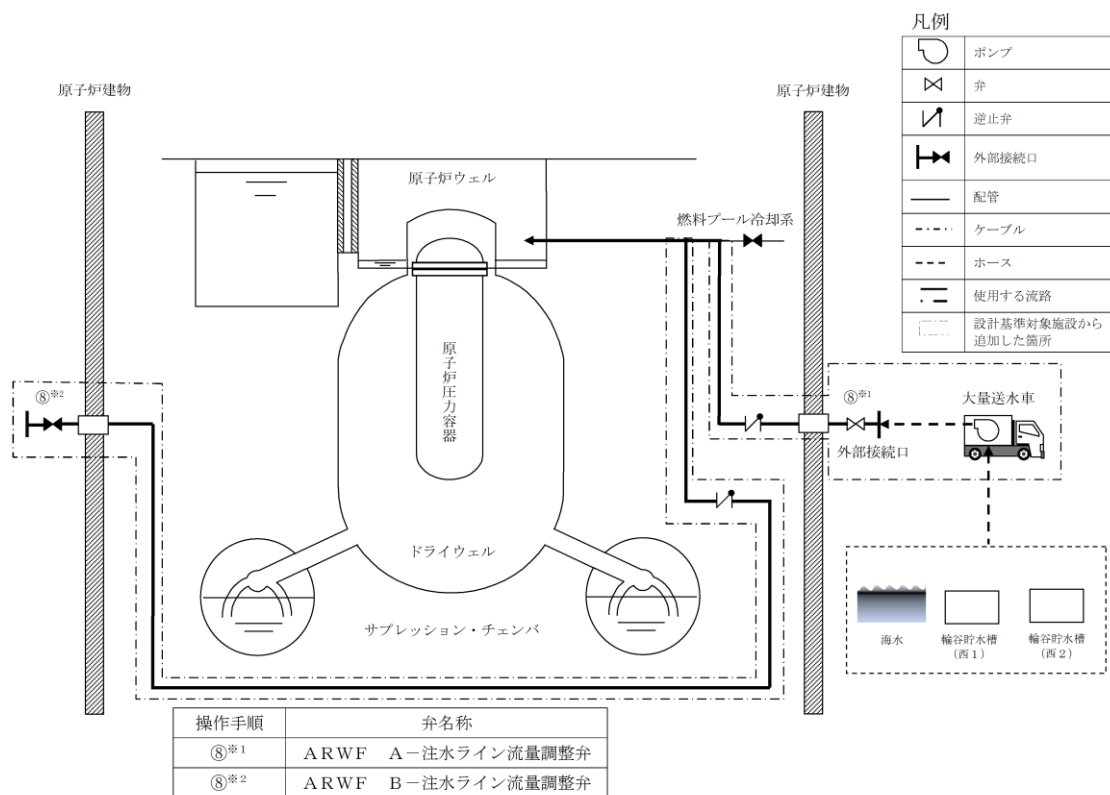
第48図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

原子炉ウエル代替注水系について

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウエル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウエル主フランジは第 49 図に示すように、原子炉ウエルに注水することで、ドライウエル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウエル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。



記載例○ : 操作手順番号を示す。

○^{※1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 49 図 原子炉ウエル代替注水系 概略図

原子炉ウエル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウエルに注水することでドライウエル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウエル温度（SA）（ドライウエル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウエル主フランジが冷却できていることを確認可能である。