島根原子力発電所２号炉 審査資料	
資料番号	EP-060 改 51(2)(比)
提出年月日	令和２年６月 16 日

島根原子力発電所２号炉

重大事故等対処設備について

比較表

令和２年６月

中国電力株式会社

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。

※：本改訂（改 51(2)）による変更箇所の頁番号に r1 を付しています。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20版）	東海第二発電所　（2018.9.18版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

比較表において，相違理由を類型化したものについて以下にまとめて記載する。下記以外の相違については，備考欄に相違理由を記載する。

相違No.	相違理由
①	島根２号炉は可搬型設備により，原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする
②	ＰＡＲ型式の相違により，触媒カートリッジ設置枚数が異なる
③	島根２号炉はMark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，設計圧力が相違すること及び事故時条件の相違により，格納容器ベント実施基準到達時間が異なる
④	燃料装荷量の相違により，水素発生量が異なる
⑤	島根２号炉はMark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，格納容器容積が相違すること及び水素発生量の相違によりガス組成が異なる
⑥	漏えい率算出式には，格納容器圧力，ガス組成等を入力するが，これらの条件が相違することにより，漏えい率が異なる
⑦	②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる。また，水素処理容量及び，水素発生量の相違によりＰＡＲ設置個数が異なる
⑧	水素発生量の相違により，ＰＡＲ設置個数が異なる
⑨	島根２号炉は，静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため，非常用ガス処理系は，水素処理設備としての重大事故等対処設備としない
⑩	島根２号炉では，感度解析として，柏崎6/7のケース３に相当する条件で解析を実施しており，2.2.3（4)項にて記載
⑪	島根２号炉では，微小漏えいケースとして設計漏えい率とそれ以下の２種類の漏えい率で解析を実施し，対流効果が抑制されても成層化しないことを確認している
⑫	島根２号炉は，ベントケースとRHARケースの２条件に対して，原子炉ウェル注水を模擬した解析を行っている。 なお，島根２号炉では蒸気による影響を確認するために，原子炉ウェル沸騰の有無両方の条件で解析を実施している。
⑬	ＰＡＲ仕様が異なるため参照する文献が異なる
⑭	島根２号炉では，検出方式の異なる２種類の検出器を採用

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
別添資料－３ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について	53－7　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について	別添資料－３ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ＜目　次＞ 1.　基本方針 1.1 要求事項の整理 1.2 適合のための設計方針 2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 2.1 概要 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について 2.2.1 静的触媒式水素再結合器の設計方針について 添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて 添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について 添付 3 PAR 製作誤差による処理能力への影響 添付 4 PAR の検査・点検について 添付 5 水素処理容量に関する説明について 添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について 2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について 添付 7 原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について 添付 8 原子炉建屋内における成層化について 添付 9 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について 添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価	目　次 1.　基本方針 1.1 要求事項の整理 1.2 適合のための設計方針 2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 2.1 水素濃度制御設備 2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様 2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針 2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様 2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動	第 53 条：水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 ＜目　次＞ 1.　基本方針 1.1 要求事項の整理 1.2 適合のための設計方針 2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 2.1 概要 2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について 2.2.1 静的触媒式水素処理装置の設計方針について 添付１　浜岡原子力発電所４/５号機で発生したＯＧ系トラブルについて 添付２　静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について 添付３　ＰＡＲ製作誤差による処理能力への影響 添付４　ＰＡＲの検査・点検について 添付５　水素処理容量に関する説明について 添付６　ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止について 2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析 添付７　原子炉棟における成層化について 添付８　運用面を考慮した場合の原子炉棟の水素挙動及び対策について 添付９　局所エリアにおける水素爆発防止対策について	・各項目の相違点については，本文，添付資料及び参考資料を参照

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について		2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について	
添付 11 国内容器試験について		添付１０　国内容器試験について	
添付 12 静的触媒式水素再結合器動作監視装置について		添付１１　静的触媒式水素処理装置 動作監視装置について	
添付 13 原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について			
添付 14 SNL 試験，THAI 試験の試験データ適用性について		添付１２　ＫＡＬＩ試験，ＳＮＬ試験の試験データ適用性について	
2.3 水素濃度監視設備について	2.2 原子炉建屋水素濃度	2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について	
2.3.1 水素濃度監視設備の設計方針について	2.2.1 概要 2.2.2 主要仕様	2.3.1 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について	
添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について		添付１３　原子炉建物水素濃度監視設備の適用性について	
2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について		2.4 原子炉ウェル代替注水系(自主対策設備)について	
2.4.1 格納容器頂部注水系の設計方針について		2.4.1 原子炉ウェル代替注水系の設計方針について	
2.4.2 格納容器頂部注水系の効果について		2.4.2 原子炉ウェル代替注水系の効果について	
2.4.3 格納容器頂部注水による格納容器への影響について		2.4.3 原子炉ウェル代替注水による格納容器への影響について	
2.4.4 格納容器頂部注水系の監視方法について		2.4.4 原子炉ウェル代替注水系の監視方法について	
2.5 参照文献	2.3 参考文献	2.5 参照文献	
	別紙 1 ＰＡＲの性能確認試験について 別紙 2 反応阻害物質ファクタについて 別紙 3 ＰＡＲの動作監視について 別紙 4 ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止 別紙 5 局所エリアの漏えいガスの滞留 別紙 6 格納容器頂部注水系について 別紙 7 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について 別紙 8 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動 別紙 9 原子炉建屋水素濃度の適用性について 別紙 10 ＰＡＲの性能維持管理について 別紙 11 触媒基材（アルミナ）について 別紙 12 原子炉建屋水素爆発防止対策		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
参考資料 1 福島第一原子力発電所 1 号機現地調査状況 参考資料 2 PAR による再結合反応の律速段階について 参考資料 3 GOTHIC コードについて	参考 1 原子炉建屋原子炉棟 6 階大物搬入口ハッチについて 参考 2 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのＧＯＴＨＩＣコードの適用性 参考 3 原子炉建屋ガス処理系の健全性について	参考資料１　漏えい箇所の選定について 参考資料２　燃料取替階大物搬入口及びトーラス室上部ハッチについて 参考資料３　ＰＡＲによる再結合反応の律速段階について 参考資料４　ＧＯＴＨＩＣコードについて 参考資料５　重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について 参考資料６　ＰＡＲ設置箇所の考え方について 参考資料７　粒子状物質の触媒性能への影響について	
＜概　　要＞ 1. において，設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉における適合性を示す。 2. において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。	＜概　要＞ 1. において，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。 2. において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について，要求事項に対する適合性について説明する。	〈概要〉 1. において，設置許可基準規則，技術基準規則の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する島根原子力発電所２号炉における適合性を示す。 2. において，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する基準適合性について説明する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1-1 に示す。

表 1-1 設置許可基準規則第 53 条，技術基準規則第 68 条要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則

技術基準規則　　：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

1.　基本方針

1.1 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項を第 1－1 表に示す。

第 1－1 表　「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項

「設置許可基準規則」 第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	「技術基準規則」 第 68 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）	備考
発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

島根原子力発電所　２号炉

1.　基本方針

1.1 要求事項の整理

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に関する設置許可基準規則第 53 条の要求事項並びに当該要求事項に該当する技術基準規則第 68 条の要求事項を表 1.1-1 に示す。

表 1.1-1　設置許可基準規則第 53 条，技術基準規則第 68 条要求事項

設置許可基準規則 第 53 条	技術基準規則 第 68 条	備考
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	—

設置許可基準規則：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

技術基準規則　　：実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

備考

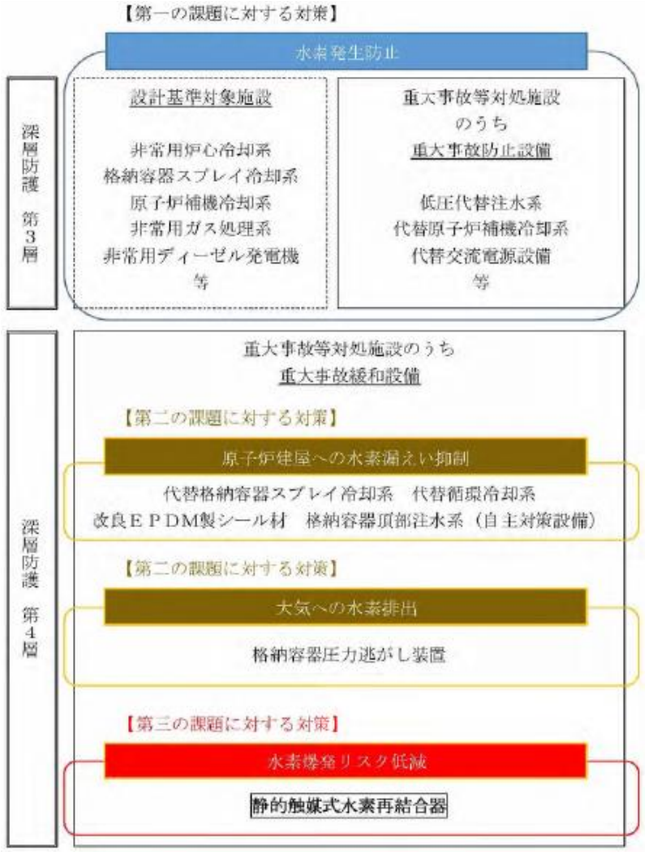
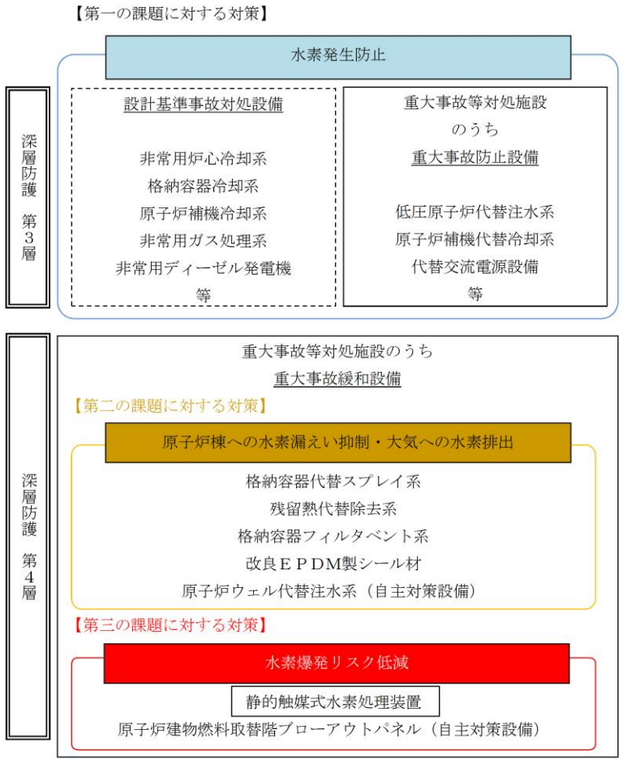
・記載方針の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1.2　適合のための設計方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。	1.2 適合のための設計方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設ける。	1.2 適合のための設計方針 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設置する設計とする。	
水素濃度制御設備としては原子炉建屋運転床（以下「原子炉建屋オペレーティングフロア」という。）に静的触媒式水素再結合器（以下，「PAR」とう。）を設置し，重大事故等時に原子炉格納容器（以下，「格納容器」という。）から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。また，PAR は運転員による起動操作を行うことなく，水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し，起動操作に電源が不要な設計とする。なお，PAR の動作確認を行うために PAR の入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。	(1) 水素濃度制御設備 水素濃度制御設備として静的触媒式水素再結合器（以下「ＰＡＲ」という。）を設置し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。ＰＡＲは，触媒カートリッジ及びハウジングで構成し，駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。 ＰＡＲには，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「ＰＡＲ動作監視装置」という。）を設置する。ＰＡＲ動作監視装置は，中央制御室にて監視可能であり，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。	水素濃度制御設備としては，原子炉建物４階（燃料取替階）に静的触媒式水素処理装置（以下，「ＰＡＲ」という。）を設置し，重大事故等時に原子炉格納容器（以下，「格納容器」という。）から原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し，水素爆発を防止する設計とする。また，ＰＡＲは運転員による起動操作を行うことなく，水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し，起動操作に電源が不要な設計とする。なお，ＰＡＲの動作確認を行うためにＰＡＲの入口側及び出口側に温度計を設置する設計とする。 また，ＰＡＲ入口温度及びＰＡＲ出口温度は，中央制御室にて監視可能であり，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，監視場所及び電源構成について記載
水素濃度監視設備としては，原子炉建屋内に水素濃度計を設置し，想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお，当該水素濃度計については，代替電源設備から給電可能な設計とする。	(2) 水素濃度監視設備 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋水素濃度を設置し，想定される重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，中央制御室にて監視可能であり，原子炉建屋原子炉棟６階に設置するものについては，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，原子炉建屋原子炉棟６階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。	水素濃度監視設備としては，原子炉棟内に水素濃度計を設置し，想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で監視できる設計とする。なお，当該水素濃度については，中央制御室にて監視可能であり，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給電可能な設計とする。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，監視場所及び電源構成について記載 ・設備の相違 【東海第二】 使用する電源設備が異なる
これらの設備に加え，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するための自主対策設備として，原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し，原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために格納容器頂部注水系を設置する。	上記の設備に加え，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための自主対策設備として格納容器頂部注水系を設置し，原子炉格納容器頂部の過温破損を防止し，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する設計とする。格納容器頂部注水系には，常設と可搬型がある。	これらの設備に加え，水素爆発による当該原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備として，ドライウェル主フランジの過温破損を防止し，原子炉棟への水素漏えいを抑制するために原子炉ウェル代替注水系を設置する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は可搬型

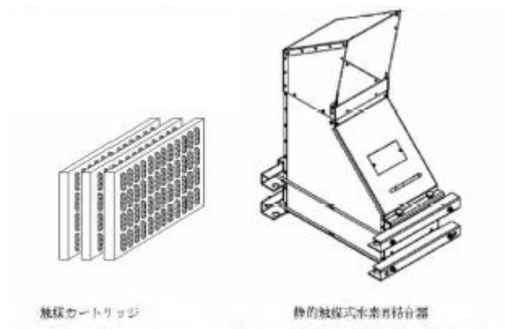
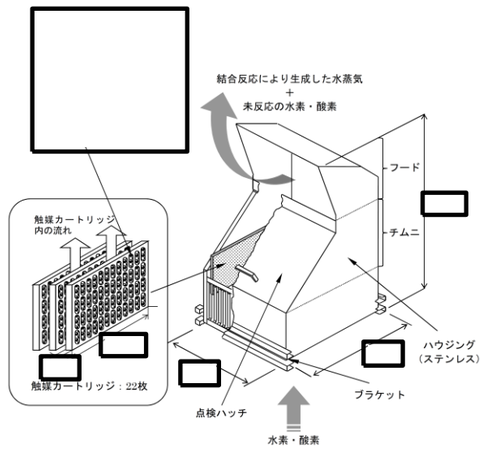
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
			設備により，原子炉ウェルへの注水が可能な設計とする （以下，①の相違） ・設備の相違 【東海第二】 ①の相違
	格納容器頂部注水系（常設）は，重大事故等時において，常設低圧代替注水系ポンプにより代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。		
格納容器頂部注水系は，重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（防火水槽又は淡水貯水池）の水，若しくは海水を可搬型代替注水ポンプにより原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを冷却できる設計とする。	格納容器頂部注水系（可搬型）は，重大事故等時において，原子炉建屋外から代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。	原子炉ウェル代替注水系は，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）の水，若しくは海水を大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。	・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は海水も注水可能な運用とする

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 2.1　概要 福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は，第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム－水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと，第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと，第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため，水素爆発防止のためには，これら３つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。 第一の課題である大量の水素発生の防止については，炉心損傷を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉は，設計基準事故対処設備に加えて，重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために，高圧注水機能の強化，原子炉減圧機能の強化，低圧注水機能の強化，格納容器冷却機能の強化等を行い，炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。 第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については，上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお，重大事故等時に備え，格納容器の破損を防止することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉は，格納容器過温破損防止設備として代替格納容器スプレイ冷却系，改良ＥＰＤＭ製シール材，格納容器頂部注水系，格納容器過圧破損防止設備として格納容器圧力逃がし装置並びに代替循環冷却系を設置する設計とする。これらの対策により，原子炉建屋への水素漏えいを抑制し，あるいは原子炉建屋を経由せず大気に水素ガスを排出する。 第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については，格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお，格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから，重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋内に漏えいした場合に備え，原子炉建屋内において水素ガスを処理することが対策となる。柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉は，水素濃度制御設備としてPARを原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。この対策により，漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ，水素爆発リスクを低減する。	2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	2.　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 2.1 概要 東京電力（株）福島第一原子力発電所事故において発生した水素爆発は，第一に電源喪失に伴う注水・除熱機能の喪失によって炉心損傷が起こりジルコニウム－水反応による大量の水素発生に至ってしまったこと，第二に除熱機能の喪失によって格納容器破損が起こり大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまったこと，第三に原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段がなかったことによって起こったものである。そのため，水素爆発防止のためには，これら３つの課題に対してそれぞれ対策を施す必要がある。 第一の課題である大量の水素発生の防止については，炉心損傷を防止することが対策となる。島根原子力発電所２号炉は，設計基準事故対処設備に加えて，重大事故等が発生した状況において炉心の著しい損傷を防止するために，高圧注水機能の強化，原子炉減圧機能の強化，低圧注水機能の強化，格納容器冷却機能の強化等を行い，炉心損傷による大量の水素発生を防止する設計とする。 第二の課題である大量の水素ガスの原子炉建屋への漏えいの防止については，上述の炉心損傷防止対策を踏まえてもなお，重大事故等時に備え，格納容器の破損を防止することが対策となる。島根原子力発電所２号炉は，格納容器過温破損防止設備として格納容器代替スプレイ系，改良ＥＰＤＭ製シール材，原子炉ウェル代替注水系，格納容器過圧破損防止設備として格納容器フィルタベント系並びに残留熱代替除去系を設置する設計とする。これらの対策により，原子炉棟への水素漏えいを抑制し，あるいは原子炉棟を経由せず大気に水素ガスを排出する。 第三の課題である原子炉建屋に漏えいした水素ガスに対する対応手段の確保については，格納容器過温・過圧破損防止対策を踏まえてもなお，格納容器には設計上漏えい率を考慮していることから，重大事故時に格納容器内で発生した水素ガスが原子炉棟内に漏えいした場合に備え，原子炉棟内において水素ガスを処理することが対策となる。島根原子力発電所２号炉は，水素濃度制御設備としてＰＡＲを原子炉建物４階（燃料取替階）に設置する。この対策により，漏えいした水素ガスと空気中の酸素を再結合させ，水素爆発リスクを低減する。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，別紙 12 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
なお，格納容器からの異常な漏えいが発生し，大量の水素ガスが原子炉建屋に漏えいしてしまった場合にも，PAR は効力を発揮し，水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を遅らせ，設備の復旧や対応手段の検討に必要な時間の確保に寄与できる。その間，例えば，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うことで，原子炉建屋への水素漏えいを抑制し，PAR の効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。 以上，第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより，福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2-1 に整理する。 本章では，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策のうち，設置許可基準規則第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。 最初に第三の課題に対する対策である PAR に関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について」で示す。 また，原子炉建屋の水素濃度を監視するために，原子炉建屋に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。 さらに，第二の課題に対する自主対策設備である格納容器頂部注水系に関する説明を「2.4 格納容器頂部注水系（自主対策設備）について」で示す。格納容器頂部注水系は，重大事故等時に原子炉格納容器トップヘッドフランジの過温破損を防止し，原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これは原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが，一方で原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を耐環境性に優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更する対策も施しており，閉じ込め機能を強化している。したがって，格納容器頂部注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが，シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり，水素漏えい抑制対策として効果的である。		なお，格納容器からの異常な漏えいが発生し，大量の水素ガスが原子炉棟に漏えいしてしまった場合にも，ＰＡＲは効力を発揮し，水素濃度が可燃限界に至るまでの時間を遅らせ，設備の復旧や対応手段の検討に必要な時間の確保に寄与できる。その間，例えば，格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを行うことで，原子炉棟への水素漏えいを抑制し，ＰＡＲの効果とあいまって水素濃度を低減させることが可能である。 以上，第一から第三の課題それぞれに対する対策を施すことにより，福島第一原子力発電所事故において発生した原子炉建屋の水素爆発を防止する。これらの対策の関係を図 2.1-1 に整理する。 本章では，島根原子力発電所２号炉の原子炉建物水素爆発防止対策のうち，設置許可基準規則第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に該当する設備の基準適合性を説明する。 最初に第三の課題に対する対策であるＰＡＲに関する説明を「2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について」で示す。 また，原子炉棟の水素濃度を監視するために，原子炉棟に設置する水素濃度監視設備に関する説明を「2.3 水素濃度監視設備について」で示す。 さらに，第二の課題に対する自主対策設備である原子炉ウェル代替注水系に関する説明を「2.4 原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）について」で示す。原子炉ウェル代替注水系は，重大事故等時にドライウェル主フランジの過温破損を防止し，原子炉棟への水素漏えいを抑制するために設置するものである。これはドライウェル主フランジのシール材の高温劣化を防ぐ目的であるが，一方でドライウェル主フランジシール材を耐環境性に優れた改良ＥＰＤＭ製シール材に変更する対策も施しており，閉じ込め機能を強化している。したがって，原子炉ウェル代替注水系は更なる水素漏えい抑制対策という位置づけであるが，シール材の熱劣化要因を低減することが可能であり，水素漏えい抑制対策として効果的である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図２－１　水素対策の観点で整理した深層防護第３層・第４層設備		 図 2.1-1　水素対策の観点で整理した深層防護第３層・第４層設備	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2　水素濃度制御設備（静的触媒式水素再結合器）について 炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは，比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても，格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し，原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋水素爆発防止対策として，原子炉建屋オペレーティングフロアに，水素濃度上昇を抑制することができる PAR を水素濃度制御設備として設置する。	2.1 水素濃度制御設備 2.1.1 水素濃度制御設備の主要仕様 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため，水素濃度制御設備としてＰＡＲを設置する。 なお，設置するＰＡＲは，国際的な性能試験の実績があり，欧米で納入実績があるＮＩＳ社製のＰＡＲを採用する。 ＰＡＲは，触媒反応を用いて可燃性ガス（水素及び酸素）を再結合させ，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり，触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。 触媒カートリッジは，ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填し，空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用し，表面には疎水コーティングを施すことにより，高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素及び酸素を触媒に接触し易くしている。 ハウジングは，ステンレス鋼製であり，触媒カートリッジを内部に収納し，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持することで，水素処理に適切なガスの流れとなるように設計されている。 ＰＡＲは，周囲の水素の濃度上昇に応じて再結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を再結合させ，その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し，再結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び再結合反応により生じた水蒸気は，ＰＡＲの上方の排気口から空間内に拡散する。 したがって，ＰＡＲは，電源及び起動操作を必要とせず，水素及び酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。	2.2 水素濃度制御設備（静的触媒式水素処理装置）について 炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉棟内に漏えいした水素ガスは，比重の関係等で原子炉建物４階（燃料取替階）まで上昇し，原子炉建物４階（燃料取替階）に滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても，格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し，原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている。この事故知見を踏まえて，島根原子力発電所２号炉の原子炉建物水素爆発防止対策として，原子炉建物４階（燃料取替階）に，水素濃度上昇を抑制することができるＰＡＲを水素濃度制御設備として設置する。	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2 (1) 項にて記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2 (3) 項及び 2.2 (4) 項にて記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2 (2) 項にて記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2 (1) 項及び 2.2 (2) 項にて記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2 (1) 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1) PAR について 静的触媒式水素再結合器 PAR は Passive Autocatalytic Recombiner の略であり，触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス，酸素ガス）を再結合させて，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備である。PAR は触媒反応により受動的に運転される設備であり，電源及び起動操作は必要とせず，水素ガス，酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。 PAR は，概要図を図 2-2 で示している通りハウジングと触媒カートリッジで構成されており，PWR や BWR のシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。NISPAR の納入実績は表 2-1 の通り。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉については，国内 BWR プラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国の NIS 社製 PAR を採用している。なお，NIS 社が製造する PAR は，国際的な性能試験，さまざまな国の性能試験をパスしており，欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。  図 2－2　静的触媒式水素再結合器（PAR）の概要図		(1) ＰＡＲについて 静的触媒式水素処理装置ＰＡＲは Passive Autocatalytic Recombiner の略であり，触媒反応を用いて可燃性ガス（水素ガス，酸素ガス）を再結合させて，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備である。ＰＡＲは触媒反応により受動的に水素処理する設備であり，電源及び起動操作は必要とせず，水素ガス，酸素ガスがあれば自動的に反応を開始する設備である。 ＰＡＲは，構造図を図 2.2-1 で示しているとおりハウジングと触媒カートリッジで構成されており，ＰＷＲやＢＷＲのシビアアクシデント時に発生する水素対策として世界的に広く採用されている設備である。島根原子力発電所２号炉については，国内ＢＷＲプラント適用に向けた被毒物質影響の知見が得られている独国のＮＩＳ社製ＰＡＲを採用している。ＮＩＳ社製ＰＡＲの納入実績は表 2.2-1 のとおりである。 なお，ＮＩＳ社が製造するＰＡＲは，国際的な性能試験，さまざまな国の性能試験をパスしており，欧米をはじめ世界的に性能が確認されている。  図 2.2-1　静的触媒式水素処理装置（ＰＡＲ）の構造図	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.1 項にて記載 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

図 2-3　PAR－11 写真

表 2－1　NIS PAR の納入実績

No.	国名	発電所名	炉型	備考
1				
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

図 2.2-2　ＰＡＲ写真

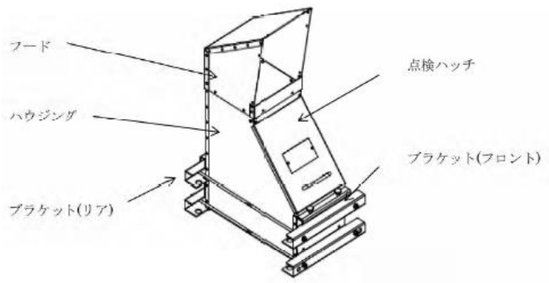
表 2.2-1　ＮＩＳ　ＰＡＲの納入実績

No.	国　名	発電所名	炉型	備考
1	USA	Indian Point	ＰＷＲ	
2	USA	Surry	ＰＷＲ	
3	Germany	Gundremmingen	ＢＷＲ	
4	Germany	Philippsburg	ＰＷＲ	
5	Germany	Biblis	ＰＷＲ	
6	Hungary	Paks	ＰＷＲ	
7	USA	Vogtle	ＰＷＲ	
8	Slovenia	KRSKO	ＰＷＲ	
9	日本	柏崎刈羽	ＢＷＲ	
10	日本	島根	ＢＷＲ	
11	Brazil	Angra	ＰＷＲ	
12	Czech Republic	Temelin	ＰＷＲ	
13	日本	志賀	ＢＷＲ	
14	日本	女川	ＢＷＲ	
15	Spain	Asco	ＰＷＲ	
16	Ukraine	Zaporizhia	ＶＶＥＲ	ロシア型 加圧水型原子炉

備考

・設備の相違
・記載方針の相違
【東海第二】

・記載方針の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) PAR ハウジング PAR のハウジングは図 2-4 に構造を示しているが，箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており，以下の機能を持っている。 － 触媒カートリッジを内部に設置すること。 － ガスを誘導すること。		(2) ＰＡＲハウジング ＰＡＲのハウジングは図 2.2-1 に構造を示しているが，箱型のステンレス鋼板によるフレーム構造を採用しており，以下の機能を持っている。 ・触媒カートリッジを内部に設置すること。 ・ガスを誘導すること。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.1 項にて記載
 図 2-4 PAR ハウジングの構造			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，図 2.2-1 にて記載
PAR ハウジングは，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し，水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。 ハウジング前面の点検ハッチは，触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外，取付を容易にするものであり，通常運転時は，点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。 ハウジングに固定されているブラケットは，PAR 本体を設置する構造物，又は支持架台に固定するために用いられる。 ハウジング上部に設置されるフードは，PAR の上部に位置する構築物に，水素処理を行った PAR 出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために，ガス流れ方向を変える役割をもつ。		ＰＡＲハウジングは，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持し，水素処理に適切なガス流れとなるよう設計されている。 ハウジング前面の点検ハッチは，触媒カートリッジの点検及び性能試験時に取外し，取付けを容易にするものであり，通常運転時は，点検ハッチをハウジング本体に固定して使用する。 ハウジングに固定されているブラケットは，ＰＡＲ本体を設置する構造物，又は支持架台に固定するために用いられる。 ハウジング上部に設置されるフードは，ＰＡＲの上部に位置する構築物に，水素処理を行ったＰＡＲ出口ガスの排熱が直接当たらないようにするために，ガス流れ方向を変える役割をもつ。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 触媒 NIS 社製 PAR の触媒はパラジウムであり，基盤となる材料が酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2-5 に示しているが，基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており，直径約 [redacted] mm の球状の形をしている。また，疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素ガス，酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。 また，球状に触媒が存在するため，水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴であり，よう素等の被毒物質が流入した際に，球状であることから全表面が被毒物質で覆われ難い構造になっている。これら触媒粒の量は，PAR の水素処理容量に合わせて調整され，触媒カートリッジに充填される。 [redacted] 図 2－5　触媒の概要図		(3) 触媒 ＮＩＳ社製ＰＡＲの触媒はパラジウムであり，基盤となる材料は酸化アルミニウム（アルミナ）である。概要図を図 2.2-1 に示しているが，基盤となる材料をパラジウムの溶液に浸透させてシェル状の触媒を形作っており，直径約 [redacted] mm の球状の形をしている。また，疎水コートにより高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素ガス，酸素ガスが触媒に接触し易くする構造になっている。 また，球状に触媒が存在するためカートリッジ内部に隙間空間ができ，さらに触媒が多孔質なため，水素ガスと酸素ガスが触れる表面積が大きいことが特徴である。さらに，よう素等の触媒性能阻害物質は分子量が大きいことから拡散が遅く，カートリッジ内部の隙間空間や多孔質の粒子内部に到達し難いため，触媒全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。触媒粒の量は，ＰＡＲの水素処理容量に合わせて調整され，触媒カートリッジに充填される。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.1 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4) 触媒カートリッジ 触媒カートリッジは，図 2-2 で示す形状をしており，カートリッジ内部に触媒を充填しており，原子炉建屋オペレーティングフロアの空気を触媒と接触させるために多数の長穴が開けられている。この触媒カートリッジには，PAR の水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数，適切な間隔でPARハウジング内に取付けることでPARは完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプの PAR が，1 台あたりの水素処理容量が多いが，その分サイズも大きくなる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジが PAR1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプ（図 2-3 参照）を採用している。		(4) 触媒カートリッジ 触媒カートリッジは，図 2.2-1 で示す形状をしており，カートリッジ内部に触媒を充填しており，原子炉建物４階（燃料取替階）の空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。また，カートリッジが内側の触媒を保護することで触媒の全表面が触媒性能阻害物質で覆われ難い構造になっている。この触媒カートリッジには，ＰＡＲの水素処理容量に合わせた触媒量が充填される。完成した触媒カートリッジを必要数，適切な間隔でＰＡＲハウジング内に取付けることでＰＡＲは完成品となる。触媒カートリッジが多いタイプのＰＡＲの方が，１台あたりの水素処理容量が多いが，その分サイズも大きくなる。島根原子力発電所２号炉においては，触媒カートリッジがＰＡＲ１台につき 22 枚設置されるＰＡＲ－22 タイプ（図 2.2-2 参照）を採用している。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.1 項にて記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ＰＡＲ型式の相違により，触媒カートリッジ設置枚数が異なる （以下，②の相違）
(5) PAR の主要仕様 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では NIS 社製 PAR（PAR-11 タイプ）を採用しており，表 2-2 で主要仕様を示す。	ＰＡＲ主要仕様を第 2.1.1－1 表に，ＰＡＲ概要図を第 2.1.1－1 図に示す。	(5) ＰＡＲの主要仕様 島根原子力発電所２号炉ではＮＩＳ社製ＰＡＲ（ＰＡＲ－22 タイプ）を採用しており，表 2.2-2 で主要仕様を示す。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 採用しているＰＡＲ型式が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-2 主要仕様（PAR-11 タイプ１台）

静的触媒式水素再結合器		
種　　類		触媒反応式
水素処理容量 （添付５に詳細記載）		約 0.25kg/h/個以上 （水素濃度４vol%，大気圧，温度 100℃）
最高使用温度		300℃
ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	高　さ	
	幅	
	奥　行	
質　　量		
触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等小物部品	
寸法	幅	
	高　さ	
	厚　さ	
質量	触媒カートリッジ全質量	
	触媒材質の充填質量	
カートリッジ枚数		11 枚
触媒の材料		
基盤材		酸化アルミニウム
触媒材質		パラジウム
表面積		
形　状		球状
直　径		
充填密度		

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 2.1.1－1 表　ＰＡＲ主要仕様

ａ．ハウジング

全　　高
幅
奥　　行
材　　料　　ステンレス鋼

ｂ．触媒カートリッジ

全　　高
幅
奥　　行
材　　料　　ステンレス鋼
数　　量　　22 枚（ＰＡＲ１基当たり）

ｃ．触　　媒

触媒基材　　アルミナ
触　　媒　　パラジウム

ｄ．水素処理容量　　約 0.50kg／h（１基当たり）
（水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃において）

ｅ．最高使用温度　　300℃

島根原子力発電所　２号炉

表 2.2-2　主要仕様（ＰＡＲ－22 タイプ１台）

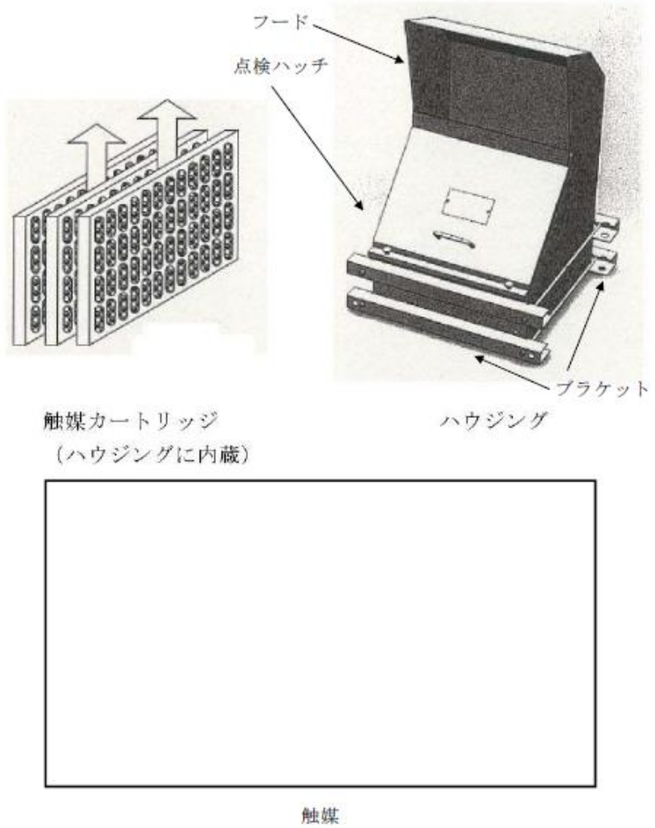
静的触媒式水素処理装置		
種類		触媒反応式
水素処理容量 （添付５に詳細記載）		約 0.50kg/h/個 （水素濃度４vol%，大気圧，温度 100℃）
最高使用温度		300℃
ハウジング		
材料	ハウジング	
	ブラケット	
寸法	高さ	
	幅	
	奥行	
質量		
触媒カートリッジ		
材料	外装パーツ	
	リベット等小物部品	
寸法	幅	
	高さ	
	厚さ	
質量	触媒カートリッジ全質量	
	触媒の充填質量	
カートリッジ枚数		22 枚
触媒の材料		
基盤材		酸化アルミニウム
触媒		パラジウム
表面積		
形　状		球状
直　径		
充填密度		

備考

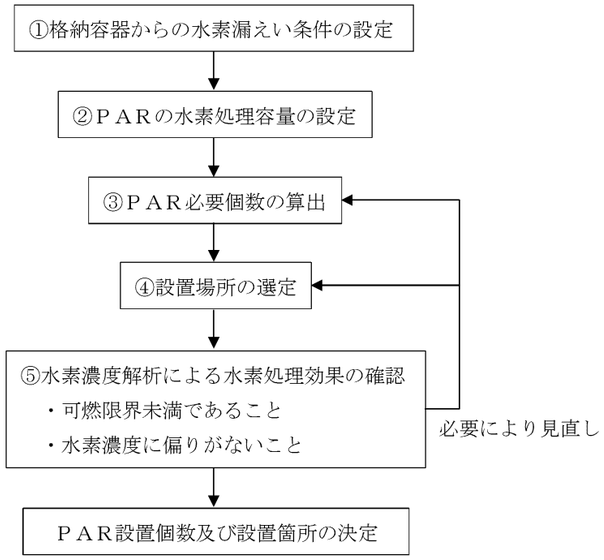
・設備の相違

【柏崎 6/7】

②の相違により，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第2.1.1－1図　ＰＡＲ概要図		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図2.2-1 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2.1　静的触媒式水素再結合器の設計方針について 2.2.1.1　基本設計方針 PAR は，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉建屋に水素ガスが漏えいした際に，原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが，重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉建屋へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを PAR の設計における必要条件としている。これは，炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で，格納容器圧力・温度が高い値で推移し，かつその状態が格納容器ベントを実施する約 38 時間後まで継続することから，格納容器から原子炉建屋への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。 この必要条件を満たした上で，当社は，さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して，PAR の基本設計方針を以下の通り定める。	2.1.2 水素濃度制御設備の設計方針 ＰＡＲは，炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする過酷な状態を想定した場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。 原子炉格納容器からの水素の漏えい量は，事故シナリオに依存するが，有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大ＬＯＣＡ）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で，更に過酷な条件を想定して，ＰＡＲの設計を実施する。	2.2.1 静的触媒式水素処理装置の設計方針について 2.2.1.1 設計方針 ＰＡＲは，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器から原子炉棟に水素ガスが漏えいした際に，原子炉棟の水素濃度の上昇を抑制し，水素爆発を防止するための設備である。水素ガスの量は事故シナリオに依存するが，重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて原子炉棟へ漏えいする水素ガスの量を考慮した場合においても，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界未満に抑制できることをＰＡＲの設計における必要条件としている。これは，炉心損傷に伴う水素発生が想定される事故シナリオの中で，格納容器圧力・温度が高い値で推移し，かつその状態が格納容器ベントを実施する約 32 時間後まで継続することから，格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えい量が多くなるためである。 この必要条件を満たした上で，当社は，さらに厳しい条件下での水素漏えいを想定して，ＰＡＲの設置個数・場所の設定を図 2.2.1.1-1 に示すとおり定める。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，設計圧力が相違すること及び事故時条件の相違により，格納容器ベント実施基準到達時間が異なる（以下，③の相違）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図2.2.1.1-1　ＰＡＲの設計フロー	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.2.1.2 (4)項にて記載。東海第二は，2.1.3 (4)項にて記載
(1) PAR による水素処理容量について（PAR の必要台数について） 下表に示す条件で格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素，酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること。すなわち，この水素処理機能が確保できる PAR 台数を定め，事故環境下における触媒被毒による性能低下を考慮し，必要台数に余裕を持たせた台数とする。表 2-3 で示す通り，PAR 設計条件は有効性評価シナリオ（格納容器過圧・過温破損シナリオ）で想定する格納容器漏えい率，水素発生量，水素漏えい終了時間より十分保守的に設定しており，原子炉建屋水素爆発防止対策を強化している。	(1) 水素漏えい条件 水素漏えい条件は，第 2.1.2－1 表に示すとおり，有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。	(1) 水素漏えい条件 水素漏えい条件は表 2.2.1.1-1 に示すとおり，有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-3 PAR 設計条件（水素漏えい）

No	項目	設計条件	（参考）格納容器過圧・過温破損シナリオ
1	格納容器漏えい率	10%/日	約 1.0%/日：AEC 式（2Pd 時）
2	水素発生量	AFC（燃料有効部被覆管）100%相当の水素発生量：約 1600kg	約 600kg（AFC 約 39%相当の水素発生量）
3	水素漏えい終了時間（格納容器ベント）	ー（格納容器ベントなし）	約 38 時間後

①格納容器漏えい率（10%/日）について

重大事故等時で格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率を AEC(Atomic Energy Commission）の式を用いて求める。格納容器漏えい率は格納容器圧力に応じて変化するが，重大事故等時には，格納容器圧力が設計圧力の 2 倍（以下，2Pd）を超えないよう運用するため，2Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時におけるガス組成（水素濃度包絡条件，水素ガス 33vol％：窒素ガス 21vol％:水蒸気 46vol％）を踏まえると AEC の式から約 1.0%/日となる。この値は重大事故等対策の有効性評価のシナリオにおける最大値であることから，これに余裕を見て，10%/日と設定する。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 2.1.2－1 表　ＰＡＲ設計条件における水素漏えい条件

項　目	ＰＡＲ設計条件	【参考】有効性評価結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
水素発生量	約 1,400kg（ＡＦＣ（燃料有効部被覆管）100%相当）	約 700kg（ジルコニウム－水反応，金属腐食，水の放射線分解考慮）
原子炉格納容器漏えい率	10%/日（一定）	約 1.3%／day（最大）

島根原子力発電所　２号炉

表 2.2.1.1-1　ＰＡＲ設計条件における水素漏えい条件

項　目	ＰＡＲ設計条件	【参考】有効性評価を踏まえた条件	
		格納容器ベントケース	ＲＨＡＲケース
水素発生量	ＡＦＣ※100%相当（約 1,000kg）	ＡＦＣ※20%相当（約 200kg）	ＡＦＣ※20%相当（約 200kg）
格納容器漏えい率	10%/日（一定）	約 1.3%/日（最大）	約 0.87%/日（最大）
水素漏えい終了時間	ー（格納容器ベント無し）	約 96 時間後	ー（格納容器ベント無し）

※ＡＦＣ：燃料有効部被覆管

① 格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の格納容器漏えい率は以下のＡＥＣ（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等時は，格納容器圧力が設計圧力の２倍（以下，「２Pd」という。）を超えないよう運用するため，２Pd における格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時条件として 200℃，２Pd，ＡＦＣ100%相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：17%，窒素：16%，水蒸気：67%）を踏まえるとＡＥＣの式から約 1.3%/日となるが，さらに過酷な条件として 10%/日を仮定し，ＰＡＲを設計する。

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
燃料装荷量の相違により，水素発生量が異なる（以下，④の相違）

・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，2.1.2 ②項にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，格納容器容積が相違すること及び水素発生量の相違によりガス組成が異なる。（以下，⑤の相違）
また，漏えい率算出式には，格納容器圧力，ガス組成等を入力するが，これらの条件が相違することにより，漏えい率が異なる（以下，⑥の相違）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$ L0：設計漏えい率 Pt：事故時の格納容器圧力 Pb：設計圧力 Pa：格納容器設計圧力 Rt：事故時の気体定数* （*事故時の気体の平均分子量が小さい程 Rt は大きくなる） Rb：空気の気体定数 Tt：事故時の格納容器内温度 Tb：設計格納容器内温度		（ＡＥＣの式） $L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$ L　：格納容器漏えい率 L_0　：設計漏えい率 P_t　：格納容器内圧力 P_a　：格納容器外圧力 P_b　：格納容器設計圧力 R_t　：事故時の気体定数 R_b　：空気の気体定数 T_t　：格納容器内温度 T_b　：格納容器設計温度	
②水素発生量（AFC100%）について 重大事故等対策の有効性評価のシナリオのうち，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量は，表 2-3 の通り約 600kg(AFC 約 39%相当の水素発生量）であるが，水素発生の主要因であるジルコニウム水反応に着目し，余裕を見た水素発生量を設定する。ジルコニウム水反応は 900℃以上で活発になることから，加熱源である燃料有効部の被覆管全て（AFC100%）が反応すると仮定することで，保守的な水素発生量を評価することが可能である。 この場合の水素発生量は，表 2-3 の通り約 1600kg であり，格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて発生する水素ガスの量と比較して，格納容器からの水素漏えい量の観点から保守的な設定となっていることが確認できる。	① 水素発生量について 有効性評価シナリオ(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))では，事象発生 25 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始し，直ちに炉心が冷却されるため，発生水素量は，ジルコニウム－水反応，金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約 700 kgとなるが，更に過酷な条件として約 1,400 kg（ＡＦＣ(燃料有効部被覆管) 100%相当）が発生するものとしてＰＡＲを設計する。	② 水素発生量について 有効性評価結果を踏まえた条件（大ＬＯＣＡシナリオ）では，事象発生 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始し，直ちに炉心は冷却されるため，発生水素量はＡＦＣ20%相当となるが，さらに過酷な条件として，ＡＦＣ全量（ＡＦＣ100%相当（全炉心内のジルコニウム量の約 40%相当））が水素発生の主要因であるジルコニウム－水反応すると仮定し，ＰＡＲを設計する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違
なお，これらの条件を用いて設定した PAR 設計条件は，重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち，格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。 水素燃焼シナリオの評価においては，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内のジルコニウム量の		なお，これらの条件を用いて設定したＰＡＲ設計条件は，重大事故等対策の有効性評価シナリオのうち，格納容器内での水素燃焼による影響に着目した水素燃焼シナリオと比較しても保守的な設定であることを確認している。 水素燃焼シナリオの評価においては，「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載されている「全炉心内	・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
75%が水と反応」した場合（水素発生量約 2700kg）と MAAP コードによる評価結果（水素発生量約 600kg）を比較し，格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ，水素燃焼の観点から厳しい評価結果となる MAAP コードによる評価結果を用いている。 いずれのケースも格納容器は健全であることから，格納容器漏えい率は，格納容器過圧・過温破損シナリオ同様に格納容器圧力が 2Pd に到達したと仮定し，かつ①で示したガス組成のうち水蒸気分が全て水素ガスに置き換わったと仮定した場合の約 1.5%/日を下回る。 以上から，水素燃焼シナリオにおける格納容器内水素発生量は PAR 設計条件である約 1600kg(AFC100%相当の水素発生量であり，全炉心内のジルコニウム量の約 45%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 2700kg となる場合もあるが，格納容器漏えい率は PAR 設計条件の方が 6 倍以上（約 1.5%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため，最終的に原子炉建屋内に漏えいする単位時間あたりの水素量は，PAR 設計条件の方が多くなる。したがって，PAR 設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。 (2) PAR の設置場所について 炉心の著しい損傷が発生し，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは，比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し，原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される。福島第一原子力発電所事故においても，格納容器から漏えいした水素ガスが原子炉建屋内に蓄積し，原子炉建屋オペレーティングフロアを中心として大規模な水素爆発を起こしている（参考資料 1 参照）。この事故知見を踏まえて，PAR は水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する。		のジルコニウム量の 75%が水と反応」した場合（水素発生量約 1,900kg）とＭＡＡＰコードによる評価結果（水素発生量約 200kg）を比較し，格納容器内の酸素濃度や圧力挙動を踏まえ，水素燃焼の観点から厳しい評価結果となるＭＡＡＰコードによる評価結果を用いている。 いずれのケースも格納容器は健全である（200℃，２Pd を超えない）ことから，格納容器漏えい率は，設計漏えい率を基に，格納容器圧力が２Pd に到達したと仮定して評価した約 1.3%/日を下回る。 以上から，水素燃焼シナリオにおける格納容器内の水素発生量は，ＰＡＲ設計条件である約 1,000kg（ＡＦＣ100%相当の水素発生量であり，全炉心内のジルコニウム量の約 40%が水と反応した場合の発生量に相当）を上回る約 1,900kg となる場合もあるが，格納容器漏えい率はＰＡＲ設計条件の方が７倍以上（約 1.3%/日に対して 10%/日）大きくなる。このため，最終的に原子炉棟内に漏えいする単位時間あたりの水素量は，ＰＡＲ設計条件の方が多くなる。したがって，ＰＡＲ設計条件は水素燃焼シナリオと比較しても十分保守的であると判断できる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は， 2.2.1.2 (3)項にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>② 原子炉格納容器漏えい率について
重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は，以下のＡＥＣ（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等時は，格納容器圧力が設計圧力の２倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため，2Pd における原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時条件として 200℃，2Pd，ＡＦＣ100％相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：39vol％，窒素：21vol％，水蒸気：40vol％）を踏まえると，ＡＥＣの式から約 1.4％／day となる。この値は，有効性評価結果を包含した条件であるが，更に過酷な条件として 10％／day の漏えい率を仮定し，ＰＡＲを設計する。

（ＡＥＣの式）
$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$
L　：原子炉格納容器漏えい率
L_0　：設計漏えい率
P_t　：原子炉格納容器内圧力
P_a　：原子炉格納容器外圧力
P_b　：原子炉格納容器設計圧力
R_t　：事故時の気体定数
R_b　：空気の気体定数
T_t　：原子炉格納容器内温度
T_b　：原子炉格納容器設計温度</td><td></td><td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，
2.2.1.1 ①項にて記載</td></tr>
<tr><td>2.2.1.2　設計仕様
PAR の基本設計方針に基づき，設計仕様は表 2-4 の通りとする。設計仕様の根拠を次に述べる。</td><td>2.1.3 水素濃度制御設備の設計仕様
水素濃度制御設備の設計方針に基づき設定したＰＡＲの設計仕様を第 2.1.3－1 表に示す。</td><td>2.2.1.2 設計仕様
ＰＡＲの設計方針に基づき設定したＰＡＲの設計仕様を表 2.2.1.2-1 に示す。</td><td></td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表 2-4 PAR 設計仕様

項目	６号炉	7 号炉
水素処理容量（PAR1 個あたり）	0.250 kg/h/個	0. 250 kg/h/個
PAR 必要台数（設置台数）	54 台以上（56 台）	54 台以上（56 台）

（１）水素処理容量（PAR1 個あたり）の設定根拠

①PAR の基本性能評価式

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉においては，設置場所に配慮して，触媒カートリッジが PAR1 台につき 11 枚設置される PAR-11 タイプを採用する。メーカによる開発試験を通じて，NIS 社製 PAR の 1 個あたりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力，雰囲気温度に対して，以下の式で表される関係にあることを示している。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$$ ・・・・（式 1）

DR　：水素処理容量（kg/h/個）
A　：定数 [redacted]
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%）
P　：圧力（10^5Pa）
T　：温度（K）
SF　：スケールファクター

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 2.1.3－1 表　ＰＡＲ設計仕様

項　目	仕　様
水素処理容量	約 0.50kg／h（1 基当たり）
設置基数	24 基
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟 6 階（オペレーティングフロア）

(1) 水素処理容量について

ＰＡＲの水素処理容量は，以下の基本性能評価式で表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3{,}600 \times SF$$ ・・・・式（2.1）

DR　：水素処理容量［kg/h/基］
A　：定数［[redacted]］
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度［vol%］
P　：圧力［10^5Pa］
T　：温度［K］
SF　：スケールファクタ［－］

島根原子力発電所　２号炉

表 2.2.1.2-1　ＰＡＲ設計仕様

項　目	仕　様
水素処理容量	約 0.50kg/h/個
ＰＡＲ設置個数	18 個
設置箇所	原子炉建物４階（燃料取替階）

(1) 水素処理容量について

ＰＡＲの水素処理容量は，以下の基本性能評価式によって表される。

（ＰＡＲの基本性能評価式）

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF$$ ・・・・・・（式 2.2.1-1）

DR　：再結合効率（kg/h/個）
A　：定数 [redacted]
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度(vol%)
P　：圧力(10^5Pa)
T　：温度(K)
SF　：スケールファクタ

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】
②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる。
また，水素処理容量及び水素発生量の相違によりＰＡＲ設置個数が異なる
（以下，⑦の相違）
【東海第二】
水素発生量の相違により，ＰＡＲ設置個数が異なる
（以下，⑧の相違）

・設備の相違
【柏崎 6/7】
②の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>スケールファクターSF について，当社は PAR-11 タイプを採用するため，PAR には各々11 枚の触媒カートリッジが装荷されるため「11/88」となる。スケールファクターの妥当性については「2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について」で示す。
これらに以下の条件を想定し，PAR の水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H2}
水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に低減するため，4vol%とする。

・圧力 P
重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（1.01325 bar）とする。

・温度 T
保守的に 100℃（373.15 K）とする。

以上により，PAR1 個あたりの水素処理容量は，0.250 kg/h/個（水素濃度 4vol%,
大気圧＝1.01325 bar，温度 100℃＝373.15K）となる。</td>
<td>式（2.1）は，メーカによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は，単位時間当たりＰＡＲ内部を通過し，酸素と再結合し水蒸気になる水素の重量を示している。
スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88 枚）に対して実機で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数は，22 枚であり，スケールファクタは，22／88（＝0.25）となる（別紙 1）。

これらに第 2.1.3－2 表の条件を設定し，ＰＡＲ1 基当たりの水素処理容量は，0.50kg／h／基（水素濃度 4vol％，大気圧，100℃）とする。

第 2.1.3－2 表　水素処理容量設定根拠
<table><tr><th>項　目</th><th>設定根拠</th></tr><tr><td>水素濃度　C_{H2}</td><td>水素の可燃限界濃度 4vol％未満に低減するため，4vol％とする。</td></tr><tr><td>圧力　P</td><td>重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（101,325Pa）とする。</td></tr><tr><td>温度　T</td><td>保守的に 100℃（373.15K）とする。</td></tr></table></td>
<td>（式 2.2.1-1）は，メーカによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は単位時間当たりＰＡＲ内部を通過し，酸素と結合し水蒸気になる水素の重量を示している。
スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88 枚）に対して，実機で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。島根原子力発電所２号炉で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数は 22 枚であり，スケールファクタは「22/88」となる。スケールファクタの妥当性については「2.2.3　静的触媒式水素処理装置の性能試験について」で示す。
これらに以下の条件を想定し，ＰＡＲの水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H2}
水素ガスの可燃限界濃度４vol％未満に低減するため，４vol％とする。

・圧力 P
重大事故等時の原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（101,325 Pa）とする。

・温度 T
保守的に 100℃（373.15 K）とする。

以上により，ＰＡＲ1 個あたりの水素処理容量は，約 0.50kg/h/個（水素濃度４vol％，大気圧，温度 100℃）となる。</td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
②の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（２）　個数の設定根拠 ①実機設計における性能評価式 実機設計（PAR の個数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクターを乗じた式（2）を用いる。反応阻害物質ファクターとは，重大事故時に PAR の設置場所である原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するガス状よう素による，PAR の性能低下を考慮したものであり，Battelle Model Containment の試験結果（参照文献（c）），並びに重大事故時に柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋オペレーティングフロアにて想定されるガス状よう素の濃度より，保守的に「0.5」とする。なお，ガス状よう素による PAR の性能低下については，2.2.3（2）①に詳述する。 $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO2}$ ・・・・・・・・・・・・（式 2） DR ：水素処理容量（kg/h/個） A ：定数[redacted] C_{H2} ：PAR 入口水素濃度(vol%) P ：圧力(10^5Pa) T ：温度(K) SF ：スケールファクター $F_{inhibit}$ ：反応阻害物質ファクター(-) F_{lowO2} ：低酸素ファクター(-)	(2) ＰＡＲ設置基数 ＰＡＲの実機設計においては，ＰＡＲの設置環境を踏まえ，式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（Ｆｉ）を乗じた式（2.2）を用いる。 反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素によるＰＡＲの性能低下を考慮したものであり，東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は，ＰＡＲの水素処理容量（0.50kg／h／基）に 0.5 を乗じた 0.25kg／h／基とする（別紙 2）。 $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3{,}600 \times SF \times F_i$ ・・・・式（2.2） DR ：水素処理容量［kg/h/基］ A ：定数［[redacted]］ C_{H2} ：ＰＡＲ入口水素濃度［vol%］ P ：圧力［10^5Pa］ T ：温度［K］ SF ：スケールファクタ［＝0.25］ F_i ：反応阻害物質ファクタ［＝0.5］	(2) ＰＡＲ設置個数 ＰＡＲの実機設計においては，ＰＡＲの設置環境を踏まえ，（式 2.2.1-1）に反応阻害物質ファクタ（F_i）を乗じた（式 2.2.1-2）を用いる。 反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に格納容器内に存在するガス状よう素によるＰＡＲの性能低下を考慮したものであり，島根原子力発電所２号炉の実機設計における水素処理容量は，ＰＡＲの水素処理容量（0.50kg/h/個）に保守的に 0.5 を乗じ，0.25kg/h/個とする。 なお，ガス状よう素によるＰＡＲの性能低下については 2.2.3(5)に詳述する。 （実機設計における性能評価式） $DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF \cdot F_i$ ・・(式 2.2.1-2) DR ：水素処理容量（kg/h/個） A ：定数[redacted] C_{H2} ：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P ：圧力（10^5Pa） T ：温度（K） SF ：スケールファクタ（-） F_i ：反応阻害物質ファクタ（-）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため，低酸素ファクタは考慮しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1）必要個数の計算 格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し，これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては，静的触媒式水素再結合器の水素処理容量に重大事故時の反応阻害物質ファクターとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。	これに第 2.1.2－1 表で設定したＰＡＲ設計条件を踏まえ，ＰＡＲを 24 基設置する。	これに表 2.2.1.1-1 で設定した水素漏えい条件を踏まえ，必要個数を以下のとおり算出する。	・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違
・水素の発生量：約 1600 kg ・原子炉格納容器の漏えい率：10％／日 ・反応阻害物質ファクター $F_{inhibit}$ ＝ 0.5 ・水素処理量 ＝ 0.250 kg/h/個 × 0.5 ＝ 0.125 kg/h/個			・設備の相違 【柏崎 6/7】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる
・必要個数 ＝(約 1600 kg×10%/日)/(24 h/日)/0.125 kg/h/個 ＝53.3 個	ＰＡＲ必要基数＝水素発生量×原子炉格納容器漏えい率／24［h／day］／設計水素処理容量 ＝1400［kg］×10［%／day］／24［h／day］／0.25［kg／h／基］ ＝23.3［基］	必要個数　＝水素発生量×格納容器漏えい率/24(h/日)/設計水素処理容量 ＝1,000(kg)×10(%/日)/24(h/日)/0.25（kg/h/個） ＝16.7 個	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ④の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違
これより，PAR の必要台数は 54 台以上を設置台数とする。なお，実際の PAR 設置台数は，余裕を見込み 6 号炉に 56 台，7 号炉に 56 台設置する。		ＰＡＲの必要個数は 17 個以上となり，余裕を考慮して設置個数を 18 個と仮設定する。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>2）原子炉建屋が可燃限界未満になることの確認
基本設計方針が，「格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいする事象で，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素，酸素濃度が可燃限界未満となる水素処理機能を有すること」であるため，PAR の個数が上記算定結果の 54 個において，原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界未満であることの確認を次の通り実施する。

①評価方法
原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度等は図 2-6 に示すモデルにより評価する。モデルでは評価対象の空間内は均一に混合するものとして，質量，エネルギーバランスにより，水素濃度，温度の時間変化を評価する。

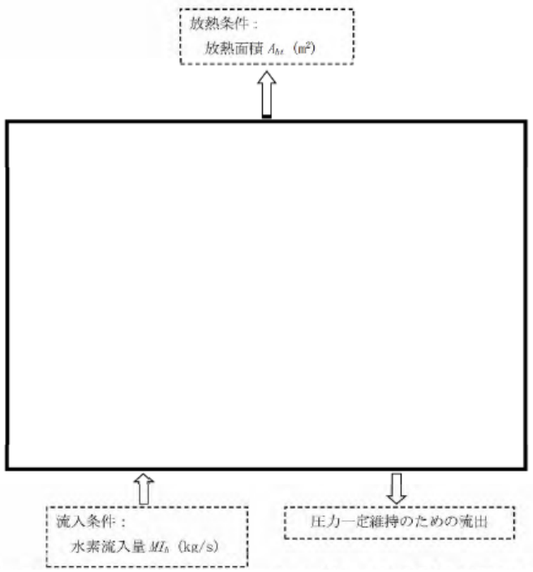
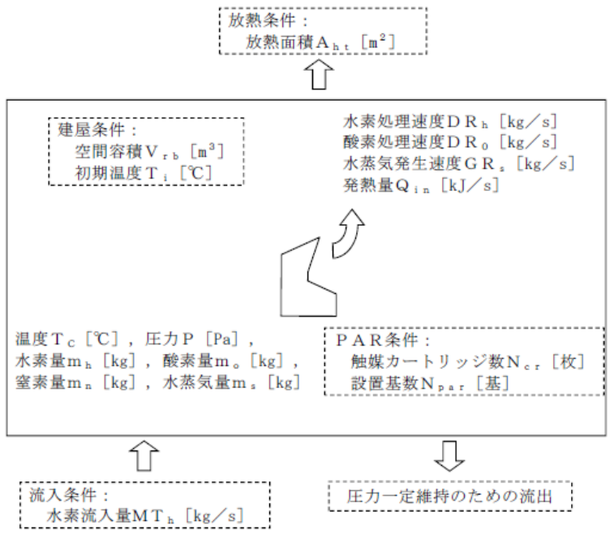
 

図 2-6 原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の評価モデル</td>
<td>また，ＰＡＲの設計方針として原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにＰＡＲを設置することから，上記で設定したＰＡＲ設置基数に対して評価を行った。

① 評価方法
原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係により原子炉建屋原子炉棟６階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟６階に滞留することが予想されるため，原子炉建屋原子炉棟６階に対して評価を実施する。なお，評価に用いるモデルは，第 2.1.3－1 図のとおりである。評価対象の空間内は，均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより，水素濃度及び温度の時間変化を評価する。

第 2.1.3－1 図 評価モデル</td>
<td>また，ＰＡＲの設計方針として原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにＰＡＲを設置することから，上記で設定したＰＡＲ設置個数に対して評価を行った。

① 評価方法
原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係により原子炉建物４階（燃料取替階）まで上昇し，原子炉建物４階（燃料取替階）に滞留することが予想されるため，原子炉建物４階（燃料取替階）に対して評価を実施する。なお，評価に用いるモデルは，図 2.2.1.2-1 のとおりである。評価対象の空間内は，均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより，水素濃度及び温度の時間変化を評価する。

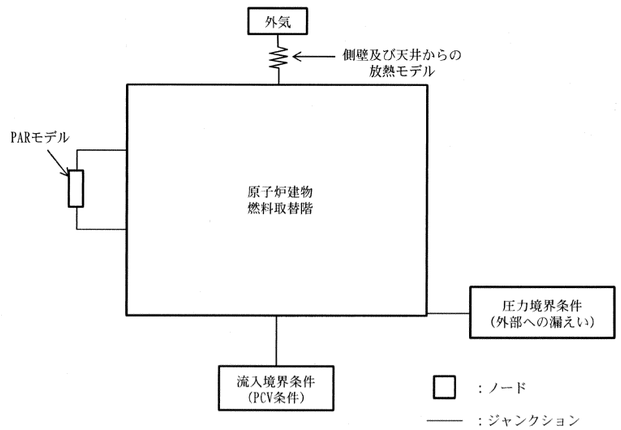
 

図 2.2.1.2-1 評価モデル</td>
<td>・記載方針の相違
【柏崎 6/7】

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>②評価条件
・機能が要求される状態
炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により，炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって，格納容器の健全性が維持されることにより，原子炉建屋への気体の漏えい率は格納容器設計漏えい率（0.4%/day）に維持されることになる。しかしながら，本設備の機能が要求される状態としては，炉心の著しい損傷が発生した場合で圧力上昇による格納容器フランジ開口等の不測の事態を考慮し，格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%/day）の状態で子炉建屋へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件
PAR については以下の条件で評価する。
・水素処理容量：0.250 kg/h/個
・個　　数：54
本評価に使用するその他の条件を表 2-5 に示す。

表 2-5　評価条件
<table><tr><th>分類</th><th>項目</th><th>単位</th><th>条件</th></tr><tr><td>PCV 条件</td><td>PCV 容積</td><td>m³</td><td>13310</td></tr><tr><td></td><td>想定 PCV 漏えい率</td><td>%/day</td><td>10</td></tr><tr><td>PCV 内雰囲気条件
(固定)</td><td>圧力</td><td>kPa</td><td>721</td></tr><tr><td></td><td>温度</td><td>℃</td><td>200</td></tr><tr><td></td><td>水素濃度</td><td>vol%</td><td>33</td></tr><tr><td></td><td>酸素濃度</td><td>vol%</td><td>0</td></tr><tr><td></td><td>窒素濃度</td><td>vol%</td><td>21</td></tr><tr><td></td><td>水蒸気濃度</td><td>vol%</td><td>46</td></tr><tr><td>建屋条件
(初期条件)</td><td>空間容積（評価範囲）</td><td>m³</td><td>42500</td></tr><tr><td></td><td>初期温度</td><td>℃</td><td>40</td></tr><tr><td></td><td>初期圧力</td><td>Pa</td><td>101325</td></tr><tr><td></td><td>初期酸素濃度</td><td>vol%</td><td>19.47</td></tr><tr><td></td><td>初期窒素濃度</td><td>vol%</td><td>73.24</td></tr><tr><td></td><td>初期水蒸気濃度</td><td>vol%</td><td>7.29</td></tr><tr><td>放熱条件</td><td>外気温</td><td>℃</td><td>40</td></tr><tr><td></td><td>放熱面積</td><td>m²</td><td>5200</td></tr><tr><td></td><td>熱通過率</td><td>W/m²/K</td><td>1.36</td></tr><tr><td>PAR 条件</td><td>起動水素濃度</td><td>vol%</td><td>1.5</td></tr><tr><td></td><td>起動酸素濃度</td><td>vol%</td><td>2.5</td></tr><tr><td></td><td>反応阻害物質ファクター</td><td>－</td><td>0.5</td></tr></table></td>
<td>② 評価条件
・機能が要求される状態
重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により，炉心損傷後であっても原子炉格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって，原子炉格納容器の健全性が維持されることにより，原子炉建屋原子炉棟への気体の漏えい率は，原子炉格納容器設計漏えい率（0.5%／day）に維持されることになる。しかしながら，本設備の機能が要求される状態としては，重大事故等時で不測の事態を考慮し，原子炉格納容器設計漏えい率を大きく上回る原子炉格納容器漏えい率（10%／day）の状態で水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件
ＰＡＲについては，以下の条件で評価する。
・水素処理容量：0.5kg／h／（1 基当たり）
・基数：24
本評価に使用するその他の条件を第 2.1.3－3 表に示す。

第 2.1.3－3 表 評価条件
<table><tr><th>分　類</th><th>項　目</th><th>単　位</th><th>条　件</th></tr><tr><td>原子炉格納容器条件</td><td>原子炉格納容器容積
想定格納容器漏えい率</td><td>m³
%／day</td><td>9,800
10</td></tr><tr><td>原子炉格納容器内雰囲気条件</td><td>圧力
温度
水素濃度
酸素濃度
窒素濃度
水蒸気濃度</td><td>kPa［gage］
℃
vol%
vol%
vol%
vol%</td><td>620（2Pd）
200
39
0
21
40</td></tr><tr><td>建屋条件</td><td>空間容積（原子炉建屋原子炉棟６階）
初期温度
初期圧力（大気圧）
初期酸素濃度
初期窒素濃度
初期水蒸気濃度</td><td>m³
℃
kPa［gage］
vol%
vol%
vol%</td><td>29,800
40
0
19.47
73.24
7.29</td></tr><tr><td>放熱条件</td><td>外気温
放熱面積
熱通過率</td><td>℃
m²
W／m²／K</td><td>40
5,000
6</td></tr><tr><td>ＰＡＲ条件</td><td>起動水素濃度
起動酸素濃度
反応阻害物質ファクタ</td><td>vol%
vol%
－</td><td>1.5
2.5
0.5</td></tr></table></td>
<td>② 評価条件
・機能が要求される状態
重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により，炉心損傷後であっても格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって，格納容器の健全性が維持されることにより，原子炉棟への気体の漏えい率は，格納容器設計漏えい率（0.5%／day）に維持されることになる。しかしながら，本設備の機能が要求される状態としては，重大事故等時で不測の事態を考慮し，格納容器設計漏えい率を大きく上回る格納容器漏えい率（10%／day）の状態で水素が原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。

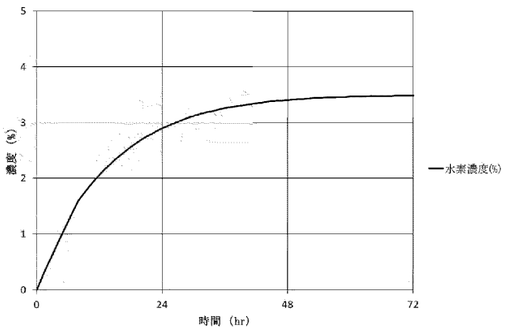
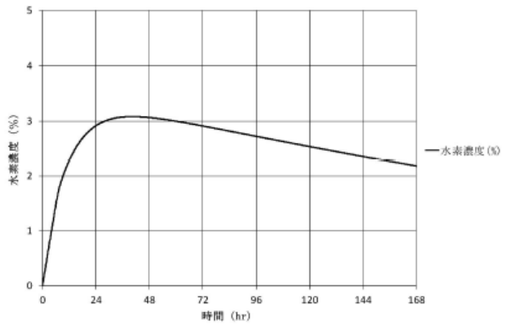
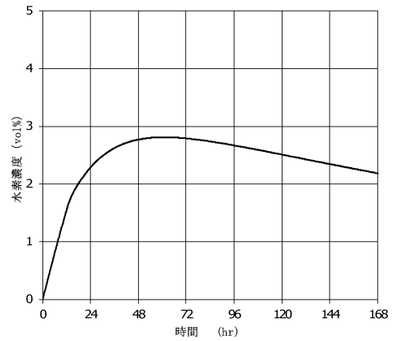
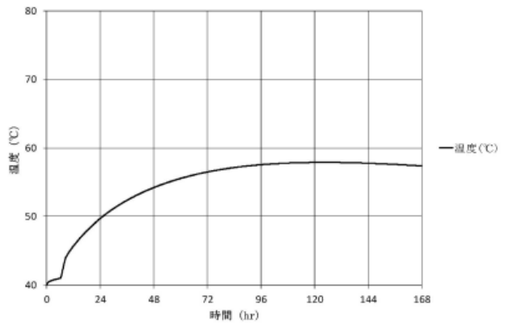
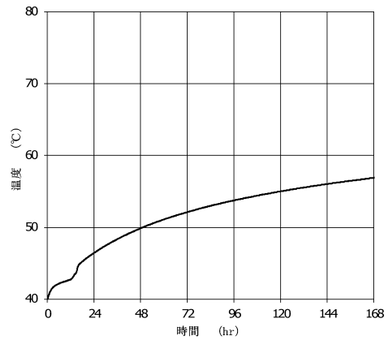
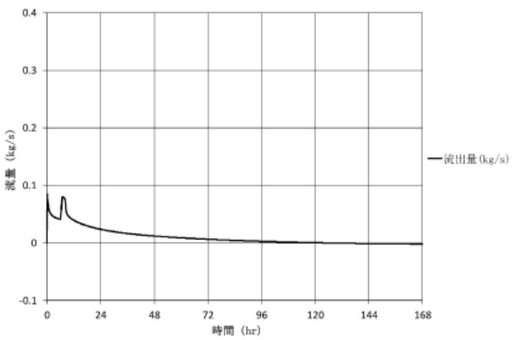
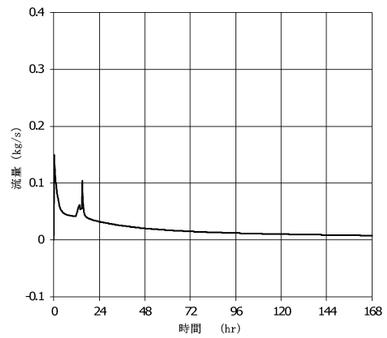
・水素低減性能に関する評価条件
ＰＡＲについては，以下の条件で評価する。
・水素処理容量：0.5kg／h／（1 個当たり）
・個数：18
本評価に使用するその他の条件を表 2.2.1.2-2 に示す。

表 2.2,1.2-2 評価条件
<table><tr><th>分　類</th><th>項　目</th><th>単　位</th><th>条　件</th></tr><tr><td>原子炉格納容器条件</td><td>原子炉格納容器容積
想定格納容器漏えい率</td><td>m³
%／day</td><td>12,600
10</td></tr><tr><td>原子炉格納容器内雰囲気条件</td><td>圧力
温度
水素濃度
酸素濃度
窒素濃度
水蒸気濃度</td><td>kPa［gage］
℃
vol%
vol%
vol%
vol%</td><td>853.179（2Pd）
200
17
0
16
67</td></tr><tr><td>建物条件</td><td>空間容積（原子炉建物４階（燃料取替階））
初期温度
初期圧力（大気圧）
初期酸素濃度
初期窒素濃度
初期水蒸気濃度</td><td>m³
℃
kPa［gage］
vol%
vol%
vol%</td><td>41,300
40
0
19.47
73.24
7.29</td></tr><tr><td>放熱条件</td><td>外気温
放熱面積
熱通過率</td><td>℃
m²
W／m²／K</td><td>40
7,000
5.03</td></tr><tr><td>ＰＡＲ条件</td><td>起動水素濃度
起動酸素濃度
反応阻害物質ファクタ</td><td>vol%
vol%
－</td><td>1.5
2.5
0.5</td></tr></table></td>
<td>・設備の相違
【柏崎 6/7】
格納容器設計漏えい率の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】

・評価条件の相違
【柏崎 6/7，東海第二】</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③評価結果 図 2-7 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度の時間変化，図 2-8 に雰囲気温度の時間変化，及び図 2-9 に原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化を示す。 PCV からのガスの漏えいにより雰囲気温度が上昇するが，外気への放熱とのバランスにより，雰囲気温度は一時的に約 42℃の一定値に近づく。PCV から漏えいする水素ガスにより，原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度は上昇するが，約 8 時間後に 1.5vol%に到達すると，静的触媒式水素再結合器による水素ガスの再結合処理が開始し，水素ガスの再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくとともに，PCV からのガスの漏えい量の約 0.04kg/s に近づく結果となっている。 PCV からの漏えいエネルギー，水素ガスの再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，雰囲気温度は最終的に約 71℃の一定値に近づく。一方，PCV からの水素の漏えい量，水素ガスの再結合処理量，及び原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からの水素ガスの流出量のバランスにより，雰囲気の水素濃度は最終的に約 3.5vol%の一定値に近づく結果となっている。 以上より，静的触媒式水素再結合器 54 台の設置により，本評価条件において原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）雰囲気の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき，原子炉建屋の水素爆発を防止することが出来る。	③ 評価結果 原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度の時間変化を第 2.1.3－2 図に，原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度の時間変化を第 2.1.3－3 図に，原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガスの流出量の時間変化を第 2.1.3－4 図に示す。 原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが，外気への放熱とのバランスにより，一時的に約 41℃の一定値に近づく。原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度は，原子炉格納容器から漏えいする水素により上昇するが，約 6.3 時間後に 1.5vol%に到達すると，ＰＡＲによる水素の再結合処理が開始し，水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガス流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくにつれて，原子炉格納容器からのガスの漏えい量である約 0.05kg／s に近づく結果となる。雰囲気温度は，原子炉格納容器からの漏えいエネルギー，水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，最終的に約 58℃の一定値に近づく。一方，雰囲気の水素濃度は，原子炉格納容器からの水素の漏えい量，水素の再結合処理量及び原子炉建屋原子炉棟 6 階からの水素の流出量のバランスにより，最大値 3.1vol%となった後，減少に転じる結果となっている。 以上より，ＰＡＲ24 基の設置により，本評価条件において，原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。	③ 評価結果 原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度の時間変化を図 2.2.1.2-2 に，原子炉建物４階（燃料取替階）階の雰囲気温度の時間変化を図 2.2.1.2-3 に，原子炉建物４階（燃料取替階）からのガスの流出量の時間変化を図 2.2.1.2-4 に示す。 原子炉建物４階（燃料取替階）の雰囲気温度は，格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが，外気への放熱とのバランスにより，一時的に約 43℃の一定値に近づく。原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度は，格納容器から漏えいする水素により上昇するが，約 12 時間後に 1.5vol%に到達すると，ＰＡＲによる水素の再結合処理が開始し，水素の再結合による発熱で雰囲気温度がさらに上昇する。原子炉建物４階（燃料取替階）からのガス流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくにつれて，格納容器からのガスの漏えい量である約 0.06kg/s に近づく結果となる。雰囲気温度は，格納容器からの漏えいエネルギー，水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，一定値に近づく傾向がみられる（168 時間後において，約 57℃）。一方，雰囲気の水素濃度は，格納容器からの水素の漏えい量，水素の再結合処理量及び原子炉建物４階（燃料取替階）からの水素の流出量のバランスにより，最大値 2.8vol%となった後，減少に転じる結果となっている。 以上より，ＰＡＲ18 個の設置により，本評価条件において，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減でき，原子炉棟の水素爆発を防止することができる。	・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-7　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）水素濃度の時間変化	 第 2.1.3－2 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素濃度の時間変化	 図 2.2.1.2-2　原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度の時間変化	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
[redacted] 図 2-8　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）温度の時間変化	 第 2.1.3－3 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階の雰囲気温度の時間変化	 図 2.2.1.2-3　原子炉建物４階（燃料取替階）の雰囲気温度の時間変化	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
[redacted] 図 2-9　原子炉建屋（原子炉建屋オペレーティングフロア）からのガスの流出量の時間変化	 第 2.1.3－4 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階からのガス流出量の時間変化	 図 2.2.1.2-4　原子炉建物４階（燃料取替階）からのガス流出量の時間変化	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) PAR の設置位置について PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアにある程度散らばりをもたせて PAR を配置することで，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし撹拌され，水素ガスが PAR 全体に行き渡る流れとなる。PAR 配置の散らばりについては，原子炉建屋オペレーティングフロアの壁面に配置しても，中央に配置しても自然対流による撹拌効果により水素ガス濃度に大きな違いは無いことが判っている。また，この撹拌効果を高めるために，PAR の設置高さを全て同じレベルにするのではなく，上下方向 2 段に分けると効果的であることが事前評価で確認できている。よって，PAR の設置位置は，PAR 取付作業性も考慮し，原子炉建屋オペレーティングフロア壁面に全数設置することとし，設置スペースを考慮して極力上下方向 2 段に分けて配置する。	(3) ＰＡＲ設置箇所 炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では，原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟 6 階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟 6 階に滞留することが予想される。 ＰＡＲは，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置する。	(3) ＰＡＲ設置箇所 炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では，原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建物４階（燃料取替階）まで上昇し，原子炉建物４階（燃料取替階）に滞留することが予想される。 ＰＡＲは，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建物４階（燃料取替階）に設置する。ＰＡＲ設置箇所の考え方の詳細は参考資料６に示す。	
	ＰＡＲ概略配置図を第 2.1.3－5 図に，ＰＡＲ設置概要図を第 2.1.3－6 図に示す。 なお，ＰＡＲの動作状況を監視することができるように，2 基のＰＡＲに温度計を設置する（別紙 3）。	設置箇所の平面図を図 2.2.1.2-5，断面図を図 2.2.1.2-6 に示す。 なお，ＰＡＲの動作状況を監視することができるようＰＡＲに温度計を設置する（添付 11）。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】
	【考慮事項】 ・耐震性確保のため，支持構造物に十分な強度を持って固定できる箇所に設置する。 ・十分に性能を発揮できるように，ＰＡＲの給排気に十分な空間を確保できる箇所に設置する。 ・結合反応時に発生する熱の影響により，ＰＡＲの周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。 ・定期検査等において，通行や点検作業の支障とならないように，壁面，隣接するＰＡＲ及び周辺機器と適切な離隔距離を確保した箇所に設置する。	【考慮事項】 ・耐震性確保のため，支持構造物に十分な強度をもって固定できる箇所に設置する。 ・十分に性能を発揮できるよう，ＰＡＲの給排気に十分な空間が確保できる箇所に設置する。 ・結合反応時に発生する熱の影響により，ＰＡＲの周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。 ・定期検査等において，通行や点検作業の支障とならない箇所に設置する。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】

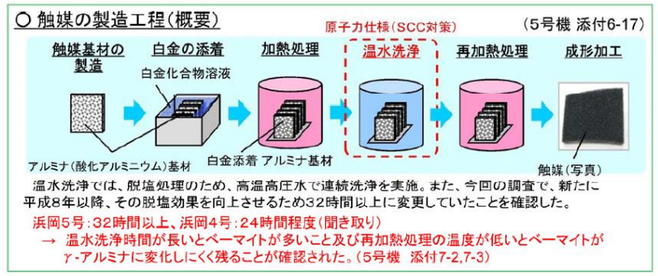
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 2.1.3－5 図　ＰＡＲ概略設置図 第 2.1.3－6 図　ＰＡＲ設置概要図		
(4) PAR 設置の設計フロー 以上のことから，PAR の個数を設定し，現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが，最終的にはこの配置で水素処理効果を評価して，「空間水素濃度に偏りがないこと」，「可燃限界未満となること」を確認する。確認の結果，性能要求が満足できない場合は，PAR の配置変更，台数の再検討を行い，再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。これら PAR 設置の設計フローを図 2-10 に示す。	(4) ＰＡＲ設置の設計フロー ＰＡＲ設置を検討する際には，設置基数を設定し，現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが，最終的には設定した配置で水素処理効果を評価し，空間水素濃度に偏りがないこと及び可燃限界未満となることを確認する。確認の結果，性能要求を満足できない場合には，ＰＡＲの配置変更及び設置基数の再検討を行い，再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。ＰＡＲ設置の設計フローを第 2.1.3－7 図に示す。	(4) 設置箇所・個数の決定 設置個数は(3)設置箇所の方針に基づき，2.2.2 の原子炉棟の水素濃度解析により，ＰＡＲの設置位置を模擬し，原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となること，水素濃度に偏りがないことを確認し 18 個とする。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，設計フローを 2.2.1.1 項にて記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑦の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ⑧の相違
図 2-10 で示す「4.台数・配置決定」は，「2.2.1.2 (2) 個数の設定根拠」で示す通り原子炉建屋オペレーティングフロアが可燃限界未満になる PAR 必要台数を決定し，「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」で示す通り，PAR による気流の撹拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら，この時点では原子炉建屋オペレーティングフロアを１点のモデルとした簡易評価結果による台数，配置決定であるため「仮決定」という位置づけとなる。これら仮決定結果をインプット条件とし，流動解析により空間「空間水素濃度に偏りはないか」，「空間水素/酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか」を確認し，「4.台数・配置決定」の仮決	第 2.1.3－7 図に示す「ＰＡＲ設置基数・配置決定」は，「2.1.3(2) ＰＡＲ設置基数」に示すとおり，原子炉建屋原子炉棟６階が可燃限界未満になるＰＡＲ必要基数を決定し，「2.1.3(3) ＰＡＲ設置箇所」に示すとおり，ＰＡＲによる気流の撹拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら，この時点では原子炉建屋原子炉棟６階を１点のモデルとした簡易評価結果による設置基数及び配置の決定であるため，仮決定の位置付けとなる。この仮決定結果をインプット条件とし，流動解析により「空間水素濃度に偏りはないか？」及び「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持でき	図 2.2.1.1-1 に示す「③ＰＡＲ必要個数の算出及び④設置場所の選定」は，「2.2.1.2(2) ＰＡＲ設置個数」に示すとおり，原子炉建物４階（燃料取替階）が可燃限界未満になるＰＡＲ必要個数を決定し，「2.2.1.2(3) ＰＡＲ設置箇所」に示すとおり，ＰＡＲによる気流の撹拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら，この時点では原子炉建物４階（燃料取替階）を１点のモデルとした簡易評価結果による設置個数及び配置の決定であるため，仮決定の位置付けとなる。この仮決定結果をインプット条件とし，流動解析により「空間水素濃度に偏りはないか」及び「空間水素濃度は可	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
定結果が妥当であるかを示し，最終決定する設計フローとしている。これら設置位置の妥当性については，「2.2.2 静的触媒式水素再結合器の効果について」で PAR の設置位置をモデル化した解析で示す。 これらの検討の結果，最終決定した６号炉のPAR配置を図2-11，7号炉の PAR 配置を図 2-12 に示す。 図 2-10　PAR 設置の設計フロー 図 2-11　６号炉 PAR 配置（①設置高さ，②台数） 図 2-12　７号炉 PAR 配置（①設置高さ，②台数）	るか？」を確認し，「ＰＡＲ設置基数・配置決定」の仮決定結果が妥当であるかを示し，最終決定する設計フローとする。設置位置の妥当性については，「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」でＰＡＲの設置位置をモデル化した解析に示す。 これらの検討の結果，ＰＡＲは，第 2.1.3－5 図及び第 2.1.3－6 図に示すとおりに設置する。 第2.1.3－7図　ＰＡＲ設置の設計フロー	燃限界未満を維持できるか」を確認し，「③ＰＡＲ必要個数の算出及び④設置場所の選定」の仮決定結果が妥当であるかを示し，最終決定する設計フローとする。設置位置の妥当性については，「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」でＰＡＲの設置位置をモデル化した解析に示す。 これらの検討の結果，ＰＡＲは，図 2.2.1.2-5 図及び図 2.2.1.2-6 に示すとおりに設置する。 図 2.2.1.2-5　設置箇所　平面図 図 2.2.1.2-6　設置箇所　断面図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 1 浜岡原子力発電所 4/5 号機で発生した OG 系トラブルについて 浜岡原子力発電所 4 号機及び 5 号機で気体廃棄物処理系（以下，「OG 系」という）の水素濃度が上昇する事象が発生したが，推定原因として，製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンの存在が挙げられており，2 つの要因が重畳した結果，OG 系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し，PAR の触媒は，製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから，浜岡原子力発電所 4 号機，5 号機 OG 系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。 以下に，浜岡原子力発電所で起きた事象概要，推定原因，PAR 触媒への対応の必要性について示す。	別紙 11 触媒基材（アルミナ）について ＮＩＳ社製のＰＡＲは，触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては，熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し，シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで，触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し，反応を阻害する知見※が得られている。 ※「事対 2147･002 中部電力（株）浜岡原子力発電所４・５号機 気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成 21 年７月７日 経済産業省 原子力安全・保安院）」 浜岡原子力発電所の事象では，触媒基材の製造工程において，ＳＣＣ対策として温水洗浄が実施されており，その際，アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第１図参照）。 ＮＩＳ社製のＰＡＲは，触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと，Ｘ線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため，ベーマイト化による触媒の性能低下については，対策済みである。また，シロキサンによる影響は，密閉空間内でＰＡＲ触媒をシロキサン試薬に曝露し，曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより，水素処理性能への影響を確認しており，有意な差はなく，シロキサンに対して被毒による影響がないことを確認している。	添付１ 浜岡原子力発電所４/５号機で発生したＯＧ系トラブルについて 浜岡原子力発電所４号機及び５号機で気体廃棄物処理系（以下「ＯＧ系」という。）の水素濃度が上昇する事象が発生したが，推定原因として，製造段階での触媒担体（アルミナ）のベーマイト化及びシロキサンの存在が挙げられており，２つの要因が重畳した結果，ＯＧ系の排ガス再結合器触媒の性能低下に至ったものと報告されている。これに対し，ＰＡＲの触媒は，製造段階でアルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性が無いことを確認した。このことから，浜岡原子力発電所４号機，５号機ＯＧ系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。 以下に，浜岡原子力発電所で起きた事象概要，推定原因，ＰＡＲ触媒への対応の必要性について示す。	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，添付 11.項以降にて詳細を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
1. 浜岡原子力発電所 OG 系水素濃度上昇事象の概要 (1) 浜岡原子力発電所 5 号機の事象（平成 20 年 11 月 5 日発生） 調整運転開始後に OG 系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され，同系統内の希ガスホールドアップ塔 A 塔にて温度上昇が確認されたため，原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し，調整運転を再開し，出力一定保持していたところ，OG 系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値 2vol%）が点灯し，その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから，原子炉を手動停止した。 (2) 浜岡原子力発電所 4 号機の事象（平成 21 年 5 月 5 日発生） 調整運転開始後，出力一定保持していたところ，OG 系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値 2vol%）が点灯し，水素濃度が可燃限界（4vol%）を超えたため，原子炉を手動停止した。 2. 浜岡原子力発電所 OG 系水素濃度上昇事象の推定原因 水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して，以下の二つの要因が確認された。 (1) 触媒の特性に起因する性能低下 排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図（添付 1-1）※に示す。平成 8 年以降，触媒の製造工程の一部を変更しており（原子力発電所向けのみに，触媒中の塩素に起因する系統機器・配管の応力腐食割れ対策として施される触媒の脱塩処理工程について，温水洗浄の時間を長くした），それにより触媒のアルミナ（酸化アルミニウム；Al_2O_3）基材の結晶形態に変化が生じ，ベーマイト（水和アルミニウム酸化物；AlO(OH) 又は $Al_2O_3 \cdot H_2O$）となる割合が多くなっていることが認められた。また，ベーマイトが多い触媒は，プラントの運転に伴い，アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図（添付 1-2）※）。		1. 浜岡原子力発電所ＯＧ系水素濃度上昇事象の概要 (1) 浜岡原子力発電所５号機の事象（平成 20 年 11 月 5 日発生） 調整運転開始後にＯＧ系で系統内の水素濃度が上昇する事象が確認され，同系統内の希ガスホールドアップ塔Ａ塔にて温度上昇が確認されたため，原子炉を手動停止した。本事象の原因調査と対策検討を実施し，調整運転を再開し，出力を一定保持していたところ，ＯＧ系で水素濃度の上昇を示す警報（設定値２vol%）が点灯し，その後も水素濃度が上昇傾向を示したことから，原子炉を手動停止した。 (2) 浜岡原子力発電所４号機の事象（平成 21 年５月５日発生） 調整運転開始後，出力を一定保持していたところ，ＯＧ系で系統内の水素濃度の上昇を示す警報（設定値２vol%）が点灯し，水素濃度が可燃限界（４vol%）を超えたため，原子炉を手動停止した。 2. 浜岡原子力発電所ＯＧ系水素濃度上昇事象の推定原因 水素濃度上昇の原因となる排ガス再結合器触媒の性能低下に関して，以下の二つの要因が確認された。 (1) 触媒の特性に起因する性能低下 排ガス再結合器触媒の概略製造工程を図１※に示す。平成８年以降，触媒の製造工程において脱塩処理のために行う温水洗浄の時間を長くしたことにより，触媒のアルミナ（酸化アルミニウム：Al_2O_3）基材の結晶形態に変化が生じ，ベーマイト（水和アルミニウム酸化物：AlO（OH）又は $Al_2O_3 \cdot H_2O$）となる割合が多くなっているという特性が認められた。また，ベーマイトが多い触媒は，プラントの運転に伴い，アルミナ表面に添着された白金の活性表面積が減少することを確認した（図２※）。	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>(2) 触媒性能阻害物質による性能低下
実機から取り出した触媒の成分を分析した結果，触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）が存在していることが認められた。シロキサンの発生源を調査した結果，4 号機においては平成 18 年の低圧タービン点検で，5 号機においては平成 19 年以降に低圧タービン等で使用を始めた液状パッキンに含まれるシロキサンが揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。

また，ベーマイトが多い触媒ほどシロキサンの影響が大きいことや，触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し，膜が切れ，白金の活性表面積が増加するため，触媒の性能が回復することも確認された（図（添付 1-3）※）。</td>
<td> 

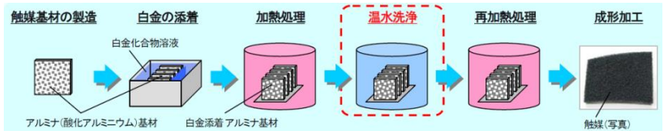
［出典］「事対2147･002　中部電力（株）浜岡原子力発電所４・５号機　気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日　経済産業省　原子力安全・保安院）」
第1図 浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程</td>
<td> 

図１　触媒の製造工程（概要）

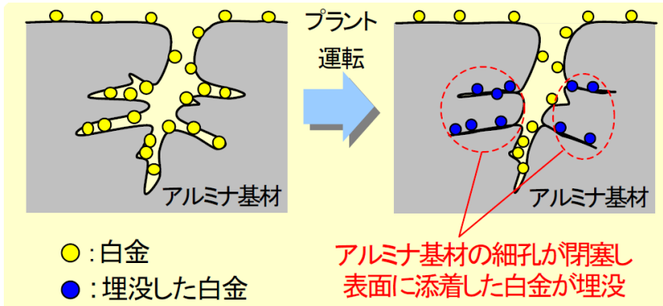
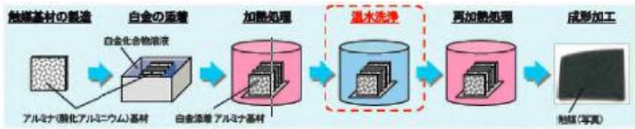
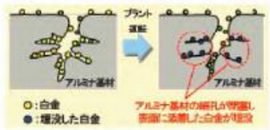
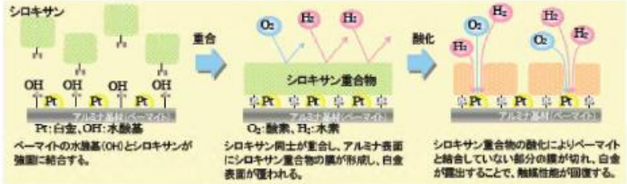
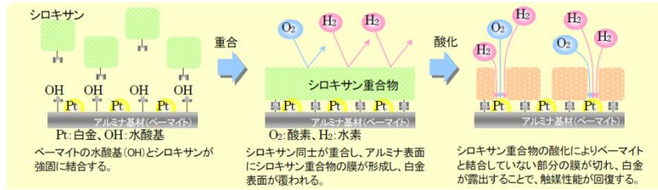
 

図２　ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少（イメージ図）

(2) 触媒性能阻害物質による性能低下
実機から取り出した触媒の成分を分析した結果，触媒の性能を低下させるシロキサン（有機ケイ素化合物）が触媒の表面に存在していることが認められた。シロキサンの使用状況を調査した結果，４号機においては平成 18 年以降に，５号機では平成 19 年以降に低圧タービン等で使い始めた液状パッキンに含まれており，シロキサンが液状パッキンから揮発することで排ガス再結合器に流入する可能性があることが確認された。
また，液状パッキンを用いた再結合器の模擬試験から，温水洗浄時間の長い触媒ほどシロキサンによる触媒の性能低下の影響が大きいことや，触媒の温度が上昇するとシロキサン重合物が酸化し，膜が切れ，白金の活性表面積が増加するため，触媒の性能が回復することも確認された（図３※）。</td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，添付 1 2.(2)項にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，添付 1 2.(2)項にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 1-1）　排ガス再結合器触媒の概略製造工程			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，添付 1 2.(1)項にて記載
 図（添付 1-2）　ベーマイトが多い触媒における白金の活性表面積の減少イメージ			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，添付 1 2.(1)項にて記載
 図（添付 1-3）　シロキサンによる触媒表面の変化状況（イメージ）※　図（添付 1-1～3）は参考文献(a)より引用。 3. PAR 触媒への対応の必要性について 浜岡原子力発電所 4 号機，5 号機 OG 系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という 2 つの原因が重畳した結果発生した。このことから，2 つの原因のうちどちらか 1 つの原因が該当しなければ，同様の事象は起きないと考えられ，以下の確認結果から，浜岡原子力発電所 4 号機，5 号機 OG 系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考える。		 図３　シロキサンによる触媒表面の変化状況（イメージ） ※　図１～３は参考文献１より引用 3.　ＰＡＲ触媒への対応の必要性について 浜岡原子力発電所４号機，５号機ＯＧ系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象は，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という２つの原因が重畳した結果発生した。このことから，２つの原因のうちどちらか１つの原因が該当しなければ，同様の事象は起きないと考えられ，以下の確認結果から，浜岡原子力発電所４号機，５号機ＯＧ系排ガス再結合器で発生したような，触媒の水素処理性能が大きく低下するような事象が発生することは無いと考えられる。	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

(1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所 4 号機，5 号機で使用されている OG 系排ガス再結合器の触媒と PAR の触媒の比較を表（添付 1-1）に示す。触媒の種類は，セラミック触媒と金属触媒で異なっており，触媒貴金属も異なる。OG 系排ガス再結合器で使用されている触媒は，ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し，PAR の触媒は，球状アルミナを担体として使用しており，形状も異なる。ただし，触媒の担体であるアルミナについては，両者ともにγアルミナを使用している。

表（添付 1-1）　PAR と OG 系排ガス再結合器触媒の比較

項目	ＰＡＲ	OG 系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γアルミナ	γアルミナ(ベーマイト含む)
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

浜岡原子力発電所 OG 系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において，触媒の特性に起因する性能低下として，以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

・ベーマイトを多く含む触媒については，使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により，触媒性能が低下しやすい
・ベーマイトが多く含まれた要因は，触媒の製造プロセスにおいて，温水洗浄の時間を長くしていた

</td>
<td></td>
<td>

(1) 触媒の比較

浜岡原子力発電所４号機，５号機で使用されているＯＧ系排ガス再結合器の触媒とＰＡＲの触媒の比較を表１に示す。触媒の種類は，セラミック触媒と金属触媒で異なっており，触媒貴金属も異なる。ＯＧ系排ガス再結合器で使用されている触媒は，ニッケルクロム合金を基材としてその上にアルミナを添着させた板状の担体を用いているのに対し，ＰＡＲの触媒は，球状アルミナを担体として使用しており，形状も異なる。ただし，触媒の担体であるアルミナについては，両者ともにγアルミナを使用している。

表１　ＰＡＲとＯＧ系ガス再結合器触媒の比較

項目	ＰＡＲ	ＯＧ系排ガス再結合器
種類	セラミック触媒	金属触媒
触媒貴金属	パラジウム	白金
担体	γアルミナ	γアルミナ（ベーマイト含む）
製造時の温水洗浄の有無	無し	有り

(2) 触媒の製造プロセスの比較

浜岡原子力発電所ＯＧ系の水素濃度上昇事象に対する原因調査において，触媒の特性に起因する性能低下として，以下の知見（アルミナのベーマイト化）が得られている。

・ベーマイトを多く含む触媒については，使用履歴や触媒毒であるシロキサンの影響により，触媒性能が低下しやすい
・ベーマイトが多く含まれた要因は，触媒の製造プロセスにおいて，温水洗浄の時間を長くしていた

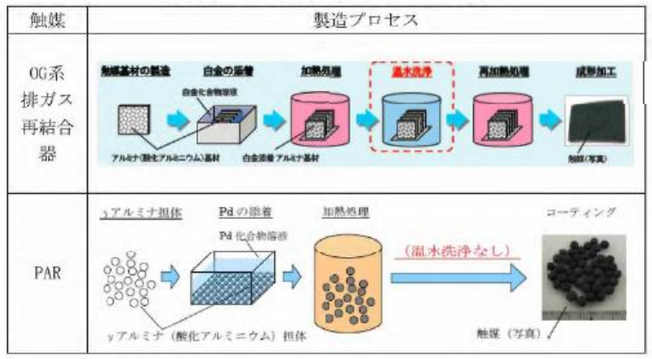
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

浜岡原子力発電所OG系排ガス再結合器の触媒とPARの触媒の製造プロセスの比較を表（添付 1-2）に示す。OG 系排ガス再結合器の触媒は，製造プロセスにおいて，応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄[redacted]を施しており，この温水洗浄の時間を長くしたために，ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では，応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく，PAR の触媒に関しても，温水洗浄の工程は無い。

このため，製造段階において，PAR の触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表（添付 1-2）　触媒の製造プロセスの比較



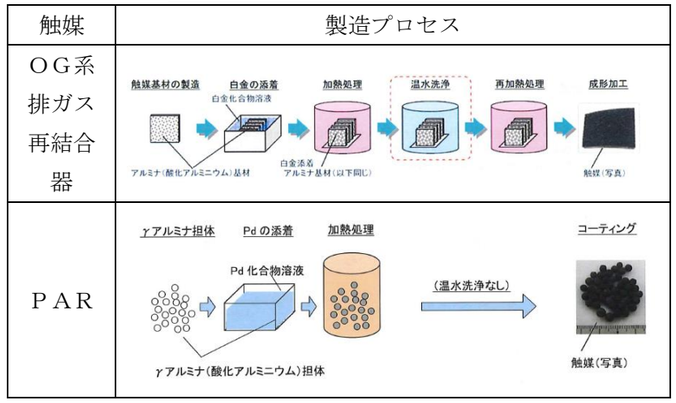
(3) 触媒の成分分析

上記 (2) に記載した理由から，PAR の触媒について，アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが，過去に，NIS 社製 PAR の触媒に対して①X 線回折（XRD）分析，②熱重量分析を実施し，成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果，PAR の触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず，アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

浜岡原子力発電所ＯＧ系排ガス再結合器の触媒とＰＡＲの触媒の製造プロセスの比較を表２に示す。ＯＧ系排ガス再結合器の触媒は，製造プロセスにおいて，応力腐食割れ対策として脱塩素処理のため温水洗浄[redacted]を施しており，この温水洗浄の時間を長くしたために，ベーマイトに変化する量が増えたと推定されている。通常の触媒では，応力腐食割れ対策を考慮する必要がないことから温水洗浄の工程は必要なく，ＰＡＲの触媒に関しても，温水洗浄の工程は無い。

このため，製造段階において，ＰＡＲの触媒担体（アルミナ）のベーマイト化が大きく進行する可能性は無い。

表２　触媒の製造プロセスの比較



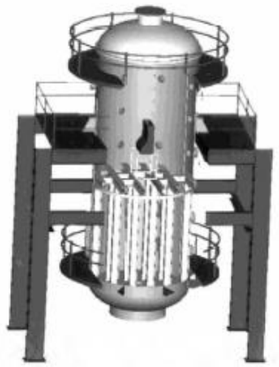
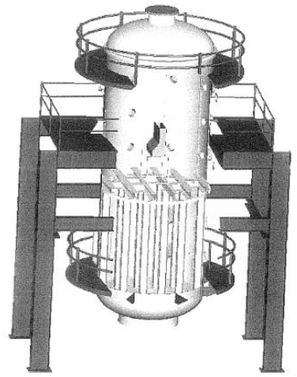
(3) 触媒の成分分析

上記(2)に記載した理由から，ＰＡＲの触媒について，アルミナのベーマイト化が大きく進行する可能性は無いが，過去に，ＮＩＳ社製ＰＡＲの触媒に対してＸ線回折（ＸＲＤ）分析，熱重量分析を実施し，成分分析により触媒中のベーマイトの有無について確認を行っている。成分分析の結果，ＰＡＲの触媒に有意なベーマイト成分は含まれておらず，アルミナのベーマイト化は進行していなかった。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(4) シロキサンの影響について 浜岡原子力発電所４号機，５号機 OG 系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして，有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン（有機ケイ素化合物の一つ）の存在が報告されている。現在，シロキサンの使用は原則禁止しているものの，過去に弁や機器等の点検で使用されていることがわかっている。成分分析の結果より，PAR の触媒については，ベーマイトが検出されなかったため，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という 2 つの原因が重畳せず，同様の事象が発生することは無いと考えるが，過去に，シロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っている。 試験は，密閉空間内で PAR 触媒をシロキサン試薬に曝露し，曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより，水素処理性能への影響を確認しており，シロキサン曝露有無により水素処理性能に有意な差はなかった。このことから PAR 触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認される。		(4) シロキサンの影響について 浜岡原子力発電所４号機，５号機ＯＧ系排ガス再結合器の触媒の水素処理性能が大きく低下した事象の原因の一つとして，有機シリコン系シール材に含まれるシロキサン（有機ケイ素化合物）の存在が報告されている。成分分析の結果より，ＰＡＲの触媒については，ベーマイトが検出されなかったため，アルミナのベーマイト化及びシロキサンの存在という２つの原因が重畳せず，同様の事象が発生することは無いと考えられる。また，過去にシロキサンの触媒性能への影響についても試験を行っており，密閉空間内でＰＡＲ触媒をシロキサン試薬に曝露し，曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより，水素処理性能への影響を確認している。試験の結果，シロキサン曝露有無による水素処理性能に有意な差はなかった。このことからＰＡＲ触媒はシロキサンによる被毒の影響を受けないことが確認されている。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 2 静的触媒式水素再結合器の最高使用温度について 1. はじめに PAR の最高使用温度は 300℃に設定している。以下に，その考え方について示す。 2. 最高使用温度の考え方 最高使用温度は,「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下，設置許可基準規則）において次のように定義されている。 第二条 2 項三十九 「最高使用温度」とは，対象とする機器，支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって，設計上定めるものをいう。 設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として，原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置する。当社としては，原子炉建屋の水素爆発を防止するために，原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に抑えることを設計方針としており，水素濃度を 4vol%以下に抑制することが，静的触媒式水素再結合器の主たる機能である。 よって，静的触媒式水素再結合器は，水素濃度によって温度が異なることが判っているため，主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度 4vol％における温度を最高使用温度と定義する。 3. 最高使用温度 300℃の設定理由 静的触媒式水素再結合器の設置位置は原子炉建屋オペレーティングフロアであるため，雰囲気温度よりも再結合反応時の静的触媒式水素再結合器自体の温度が高くなる。静的触媒式水素再結合器の強度計算として，ハウジング，取付ボルトの強度を評価するために，最高使用温度として 300℃を設定している。		添付２ 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について 1. はじめに ＰＡＲの最高使用温度は 300℃に設定している。以下に，その考え方について示す。 2. 最高使用温度の考え方 最高使用温度は，設置許可基準規則において次のように定義されている。 設置許可基準規則第二条第２項第三十九号 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態において生ずる最高の温度以上の温度であって、設計上定めるものをいう。 設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋等の水素爆発防止対策）の基準適合のための設計方針として，原子炉建物４階（燃料取替階）にＰＡＲを設置する。当社としては，原子炉棟の水素爆発を防止するために，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度を可燃限界未満に抑えることを設計方針としており，水素濃度を４vol％以下に抑制することが，静的触媒式水素処理装置の主たる機能である。 よって，ＰＡＲは，水素濃度によって温度が異なることが判っているため，主たる機能を果たすべき運転状態の最大水素濃度４vol％における温度を最高使用温度と定義する。 3. 最高使用温度 300℃の設定理由 ＰＡＲの設置位置は原子炉建物４階（燃料取替階）で水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。ＰＡＲの設置目的は原子炉建物の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である４vol％時におけるＰＡＲの温度 300℃を最高使用温度とする。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，別紙 1 (5)項にて記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 最高使用温度の設定経緯が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
最高使用温度 300℃の設定については，Sandia National Laboratory(SNL)における試験（参照文献（b））及び OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献（e),(f),(g)）を参照している。		最高使用温度 300℃の設定については，Sandia National Laboratory で行われた試験（ＳＮＬ試験）及び，OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（ＴＨＡＩ試験）を参照している。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる
3.1　SNL 試験 (1) 試験概要 NIS 社製 PAR(PAR-11）を用いた SNL 試験の試験装置概要は図（添付 2-1～2)，試験に用いた PAR を図（添付 2-3）に示す。 図（添付 2-1）The Surtsey vessel　※参考文献(b)より抜粋		3.1 ＳＮＬ試験 (1) 試験概要 ＮＩＳ社製ＰＡＲ（ＰＡＲ－22）を用いたＳＮＬ試験の試験装置概要を図１，試験に用いたＰＡＲを図２に示す。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 採用するＰＡＲ型式が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 2-2）PAR location in the Surtsey vessel ※参考文献(b)より抜粋 図（添付 2-3）　ＳＮＬで行われた試験用ＰＡＲ　概要		 図１　ＳＮＬ試験　試験装置概要 図２　ＳＮＬ試験　試験用ＰＡＲ概要	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性 本試験の試験結果を図（添付 2-4）に示す。図（添付 2-4）は，試験装置の水素濃度と PAR 出入口の温度差ΔT の関係を示している。この結果を参照すると，水素濃度 4vol%のときの PAR 出入口の温度差は約 160℃であることが確認できる。これを目安として，当社の原子炉建屋オペレーティングフロアの雰囲気を最大で 100℃と想定したとしても，水素濃度 4vol%時の PAR 出口温度は 260℃である。これらの結果と，ハウジング及び取付ボルトの位置を踏まえ，最高使用温度として 300℃と設定することは妥当と考えている。 図（添付 2-3）SNL で行われた試験結果 （PAR 温度と水素濃度の関係）		(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性 試験結果を図３に示す。本試験は試験装置の水素濃度とＰＡＲ出入口の温度差ΔＴの関係を示している。この結果を参照すると，水素濃度４vol%のときのＰＡＲ出入口の温度差は 174℃となる。ここで周囲温度を重大事故時の原子炉建物４階（燃料取替階）環境を踏まえ，保守的に 100℃とすれば排ガスの温度は 274℃となり，最高使用温度の 300℃を下回る結果となる。 図３　ＳＮＬで行われた試験結果（ＰＡＲ温度と水素濃度の関係）	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
3.2 THAI 試験
(1)試験概要
THAI 試験装置を図(添付 2-5),試験に使用された PAR を図(添付 2-6)，試験条件を表（添付 2-1）に示す。
表（添付 2-1）：THAI Project での試験条件
<table>
<tr><th>試験番号</th><th>圧力</th><th>温度</th><th>水蒸気濃度</th><th>酸素濃度</th><th>水素注入速度</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr>
</table>
図（添付 2-5）THAI 試験装置　※参考文献(e)より抜粋
図（添付 2-6）試験に使用した NIS PAR　※参考文献(e)より抜粋
</td>
<td></td>
<td>
3.2 ＴＨＡＩ試験
(1) 試験概要
ＴＨＡＩ試験は OECD/NEA の THAI Project にて，各メーカのＰＡＲの性能の確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を図４に示す。
図４　試験装置及び試験体の概要
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性 水素濃度一定状態での PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化が THAI 試験（HR-15）にて得られている。試験結果を図（添付 2-7）に示す。 図（添付 2-7）HR-15 PAR 内部温度，ガス温度の時系列変化　※参考文献(e)より抜粋 図（添付 2-7）において 115～130 分頃の時間帯で水素濃度を一定に保っているが，このとき PAR 内部温度，ガス温度は数分程度の時間遅れはあるものの，ほぼ一定値に保たれていることがわかる。また，水素濃度上昇時には反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時には反応熱は低下するが，各部の放熱速度などの影響により温度低下は遅れる傾向にあることが確認できる。		(2) 試験結果と最高使用温度 300℃の妥当性 図５　試験体の温度計測点 図５に示すとおり，ＴＨＡＩ試験ではＰＡＲ各部の温度を測定しており，ＰＡＲの最高使用温度を設定するうえでは，ＰＡＲ内部を通過するガス温度のうち，触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。 試験では，注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後，水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ，ＰＡＲ各部の温度の時間変化を確認している。図６はＰＡＲ入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので，図７は各部の温度履歴をＰＡＲ入口水素濃度に対して図示したものである。 試験開始から 115～130 分の水素濃度が一定の時は，発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れる。また，水素濃度低下時は反応熱が低下するが，各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
次に，直接，筐体の温度を計測している THAI 試験結果（HR-40）を図（添付 2-8），図（添付 2-9）に示す。図（添付 2-8）が水素注入量と水素濃度の時系列，図（添付 2-9）が筐体温度の時系列をあらわしている。 図（添付 2-8）HR-40 水素注入量と水素濃度の時系列　※参考文献(e)より抜粋 図（添付 2-9）HR-40 筐体温度の時系列　※参考文献(e)より抜粋		図６及び図７より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点 [redacted] でも，水素濃度４vol%の温度は水素濃度低下時においても 300℃を下回っていることが分かる。 したがって，島根原子力発電所２号炉に設置するＰＡＲの最高使用温度を 300℃とすることは妥当と考えられる。 図６　ＰＡＲ温度及び入口水素濃度の時間変化 図７　ＰＡＲ温度及び入口水素濃度の関係	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，メーカから入手可能な HR-14 から HR-16 の試験データにて妥当性を確認している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 2-8）及び図（添付 2-9）より，106 分から 126 分までの約 20 分間は，水素濃度は常時 4vol%を超えているが，126 分時点での水素濃度低下時の水素濃度 4vol%における筐体温度は約 295℃であり，最高使用温度 300℃に対して低い値である。よって，HR-15 及び HR-40 の試験結果を踏まえると，水素濃度 4vol%一定状態での筐体温度は 295℃よりも低いと考えられる。また，本試験においては PAR 入口温度が柏崎刈羽原子力発電所の原子炉建屋オペレーティングフロア環境条件である 100℃よりも高い（*1）ことも考慮すると，最高使用温度が保守的であることが確認できる。 *1：126 分時の PAR 入口温度			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

添付 3

PAR 製作誤差による処理能力への影響

PAR は水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する構造であるため，水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。PAR の水素処理能力は，開発段階から様々な試験によって確認されているが，現在の PAR の製造メーカでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって，表（添付 3-1）に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり，様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理能力は確保できると考える。

表（添付 3-1）PAR 製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認（※）
	触媒に接触する実効的な流路の長さ	・封入される触媒重量の確認 ・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
触媒性能	触媒の品質管理	・封入される触媒の粒径，触媒表面積，材料成分の確認
流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計通りであることを確認

※:PAR の開発時から，触媒カートリッジの高さ及び触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表（添付 3-1）で示すカートリッジ寸法，配置及びハウジング形状については，設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

別紙 10

ＰＡＲの性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降のＰＡＲの性能を維持するため，以下のような検査及び点検を行う。

１．ＰＡＲの性能確保の考え方

ＰＡＲの性能評価式は，ＰＡＲ内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり，流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて，検査又は点検時に確認することでＰＡＲの性能を確保できる。第１表にＰＡＲの性能確保に必要となるパラメータとその確認項目を示す。

第１表　ＰＡＲの性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流　量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	ＰＡＲハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認（材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	・機能確認 ・外観確認

島根原子力発電所　２号炉

添付３

ＰＡＲ製作誤差による処理能力への影響

ＰＡＲは水素ガスと酸素ガスが触媒効果により再結合して水素処理する装置であるため，水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくる。ＰＡＲの水素処理性能は，開発段階から様々な試験によって確認されており，現在のＰＡＲの製造メーカでは開発時から以下に示す製造上の確認項目を原則として変更していない。したがって，表１に示す仕様や製造方法が共通である開発段階からの様々な試験結果が利用可能であり，様々な試験結果を踏まえて決定された性能評価式に基づく水素処理性能は確保できると考える。

表１　ＰＡＲ製造上の確認項目

性能因子	確認項目	確認方法
触媒性能	触媒製造時の品質管理 触媒の劣化	・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認，材料成分の確認 ・検査装置による水素処理機能検査
触媒の接触面積	触媒カートリッジの寸法，配置	・カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認
	触媒に接触する実効的な流路長さ	・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認 ・封入される触媒重量の確認
内部を通過するガス流量	ハウジング形状	・ハウジング形状が設計どおりであることを確認

※：ＰＡＲの開発時から，触媒カートリッジの間隔は変更していない。

表１で示すカートリッジ寸法，配置及びハウジング形状については，設計図で指定された製作誤差範囲であることを確認することにより担保する。触媒単体及び触媒に接触する実効的な流路長さについては以下の品質管理を行うことで性能を担保する。

備考

・記載方針の相違
【東海第二】

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
表（添付 3-2）PAR 製造上の管理値
<table>
<tr><th></th><th>対象</th><th>項目</th><th>管理値</th></tr>
<tr><td rowspan="3">1</td><td rowspan="3">触媒単体</td><td>触媒直径</td><td rowspan="5"></td></tr>
<tr><td>触媒表面積</td></tr>
<tr><td>材料確認</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2</td><td rowspan="3">触媒カートリッジ</td><td>外観</td></tr>
<tr><td>総触媒重量（1枚）</td></tr>
<tr><td>触媒の反応性</td><td>試験の判定基準を満足すること</td></tr>
</table>

よって，上記に示す品質管理を行うことで，製造誤差を考慮しても，PAR 設計仕様の性能に影響を与えないことを確認している。
触媒については、製造メーカが表（添付 3-2）で示す品質管理を行い，これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については，設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径，表面積，材料成分で確認するとともに，触媒カートリッジ 1 枚の総触媒重量を確認することで管理を行っている。
また，触媒量が適切に充填されていることが確認できても，その触媒の製作環境，保管環境により，触媒の酸化（パラジウムの酸化）による機能低下，触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため，触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで，触媒製造 1 ロット分につき 1 枚以上※を，専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し，触媒活性を確認する品質管理を行っている。専用試験装置は添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）で示す通りであり，触媒カートリッジに水素ガス（3.0vol%）を流し，実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり，仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2H_2+0_2 \rightarrow 2H_20$ の発熱反応が生じない，あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって，本試験を工場製作の最終段階で実施することにより，触媒活性の健全性を確認することができる。
</td>
<td></td>
<td>
表２　ＰＡＲ製造上の管理値
<table>
<tr><th></th><th>対象</th><th>項目</th><th>管理値</th></tr>
<tr><td rowspan="3">1</td><td rowspan="3">触媒単体</td><td>触媒直径</td><td rowspan="5"></td></tr>
<tr><td>触媒表面積</td></tr>
<tr><td>材料確認</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2</td><td rowspan="3">触媒カートリッジ</td><td>外観</td></tr>
<tr><td>総触媒重量（1枚）</td></tr>
<tr><td>触媒の反応性</td></tr>
</table>

よって，上記に示す品質管理を行うことで，製造誤差を考慮しても，ＰＡＲ設計仕様の性能に影響を与えないことを確認する。
触媒については，製造メーカが表２で示す品質管理を行い，これを事業者が記録確認することにより性能を担保している。品質管理については，設計上必要な触媒量が適切に充填されていることを触媒単体の直径，表面積，材料成分で確認するとともに，触媒カートリッジ１枚の総触媒重量を確認することで管理を行う。
また，触媒量が適切に充填されていることが確認できても，その触媒の製作環境，保管環境により，触媒の酸化（パラジウムの酸化）による機能低下，触媒被毒による機能低下等で触媒の活性が損なわれる可能性があるため，触媒活性を確認するために触媒カートリッジを抜き取りで，触媒製造１ロット分につき１枚を，専用試験装置にかけて水素ガスと酸素ガスの再結合反応をさせたときの温度上昇を確認し，触媒活性を確認する品質管理を行う。専用試験装置は添付４の図１及び図２で示すとおりであり，触媒カートリッジに水素ガス（3.0vol％）を流し，実際に再結合反応をさせたときの温度が「20 分で 10℃上昇すること」又は「30 分で 20℃上昇すること」を判定基準として触媒活性の有無を確認できる試験であり，仮に触媒活性が著しく低下している場合は $2H_2+0_2 \rightarrow 2H_20$ の発熱反応が生じない，あるいは発熱反応が低下するため判定基準を満足できない結果となる。よって，本試験を工場製作の最終段階で実施することにより，触媒活性の健全性を確認することができる。
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>

２．検査及び点検内容

１．の考え方を踏まえ，以下に示す検査及び点検を実施することで，ＰＡＲの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に，供用開始以降の点検内容を第3表に示す。

第２表 設置段階における検査内容

<table>
<tr><th>対象部位</th><th>分　類</th><th>検査内容</th></tr>
<tr><td rowspan="2">触媒</td><td>仕様確認</td><td>比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。</td></tr>
<tr><td>外観検査</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">触媒カートリッジ</td><td>仕様確認</td><td>触媒充填量について，管理値を満足することを確認する。</td></tr>
<tr><td>外観検査</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。</td></tr>
<tr><td>寸法検査</td><td>主要な寸法について，実測により確認する。</td></tr>
<tr><td>機能検査</td><td>健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">本体（ハウジング）</td><td>外観検査</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。</td></tr>
<tr><td>寸法検査</td><td>主要な寸法について，実測により確認する。</td></tr>
<tr><td>材料検査</td><td>ミルシートにより確認する。</td></tr>
</table>

第３表 供用開始以降の点検内容

<table>
<tr><th>対象部位</th><th>分　類</th><th>検査内容</th></tr>
<tr><td>触媒</td><td>外観点検</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">触媒カートリッジ</td><td>外観検査</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。</td></tr>
<tr><td>機能検査</td><td>健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。</td></tr>
<tr><td>本体（ハウジング）</td><td>外観検査</td><td>有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。</td></tr>
</table>

</td><td></td><td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，添付４1.項にて記載</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
３．触媒の品質管理
触媒は，で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，第４表に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には，規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。
また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜き取り数としては，１ロット当たり触媒カートリッジ１枚を確認することで十分である。

第４表 触媒製作段階における管理項目
<table>
<tr><th>対　象</th><th>項　目</th><th>管理値</th></tr>
<tr><td>触媒カートリッジ</td><td>触媒充填量</td><td rowspan="4"></td></tr>
<tr><td rowspan="3">触媒</td><td>比表面積</td></tr>
<tr><td>直　径</td></tr>
<tr><td>パラジウム含有量</td></tr>
<tr><td></td><td>健全性</td><td>水素を含む試験ガスを通気後，20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，添付３「※触媒性能確認時の抜き取り枚数に対する考え方について」の項にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
そして，工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために，PAR 使用開始前に触媒活性の確認を，添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）に示す専用試験装置で抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス（1.3vol%）を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。なお，工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol%にて試験を行うが，PAR 使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため，国内の一般的な水素ボンベ（水素濃度 1.3vol%）を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり，水素処理能力が低い（触媒温度上昇が低い状態で試験を行うことになるが，判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol%時と同じ判定値を用い性能管理を行う。 また，使用開始後について，PAR を設置する原子建屋内の雰囲気は空気であり，触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸，塩のようなその他の化学的薬剤もなく，温度は室温であり，PAR に機械的荷重をかけることもないので，雰囲気環境は触媒にとって良好であり，雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら，事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために，定期的に添付 4 の図（添付 4-1），図（添付 4-2）に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法は PAR 使用開始前の試験と同様に，触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス(1.3vol%)を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。 ※抜き取り率に対する考え方について 工場における触媒性能試験は，触媒製造 1 ロット分につき 1 枚のカートリッジを抜き取りで性能確認することで品質確認可能である。触媒粒の製造方法は，[redacted]すプロセスである。これらのプロセスは触媒粒 1 バッチにつき 1 プロセスで製造される。この製造方法は，触媒粒が均一的に製造されることが確認された方法であり，触媒製造メーカによる検査，	４．触媒の健全性 工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが，使用開始前においてもＰＡＲの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また，ＰＡＲを設置する原子炉建屋原子炉棟６階の雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，触媒にとって良好な環境条件であるが，供用開始後の経年劣化の有無を評価するため，触媒の健全性を確認する必要がある。 触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを供給し，水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで，メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し，触媒の健全性を確認する。工場製作時，使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件，判定基準を第５表に，試験装置の概要を第１図に示す。 工場製作時においては，メーカ標準の試験条件として水素濃度 3vol％の試験ガスを通気するが，国内で実施する使用開始前，供用開始後の健全性確認は，国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol％）を用いて実施する。工場製作時に比べて，低い水素濃度条件で行うため，水素処理能力が低く，温度上昇も小さい状態となるが，工場製作時と同じ判定基準を用いるため，保守的な性能管理となる。	そして，工場出荷後に事業者として触媒活性の健全性を確認するために，ＰＡＲ使用開始前に触媒活性の確認を，添付４の図１，図２に示す専用試験装置にて抜き取りで実施する。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス（1.3vol％）を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（ＮＩＳ社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。なお，工場における性能試験については国外で実施されるため水素濃度 3.0vol％にて試験を行うが，ＰＡＲ使用開始前の触媒活性確認は国内で行うため，国内の一般的な水素ボンベ（水素濃度 1.3vol％）を用いて試験を行う。国外の工場試験よりも水素濃度が低い条件であり，水素処理能力が低い（触媒温度上昇が低い）状態で試験を行うことになるが，判定基準は保守的に水素濃度 3.0vol％時と同じ判定値を用い性能管理を行う。 また，使用開始後について，ＰＡＲを設置する原子炉建物４階（燃料取替階）内の雰囲気は空気であり，触媒を化学変化させるような強い酸化剤や酸，塩のようなその他の化学的薬剤もなく，温度は室温であり，ＰＡＲに機械的荷重をかけることもないので，雰囲気環境は触媒にとって良好であり，雰囲気環境による触媒活性の低下は無いものと考えている。しかしながら，事業者として触媒活性の低下がないことを確認するために，定期的に添付４の図１，図２に示す専用試験装置により抜き取りで触媒活性の健全性を確認する運用とする。測定方法はＰＡＲ使用開始前の試験と同様に，触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガス（1.3vol％）を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇率（ＮＩＳ社による推奨判定値：10℃/20分もしくは20℃/30分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。 ※触媒性能確認時の抜き取り枚数に対する考え方について 触媒カートリッジは，触媒粒の製造とカートリッジへの充填という工程にて製造されており，工場における触媒性能試験は，触媒粒１ロット分につき１枚のカートリッジを抜き取り性能確認することで品質確認可能である。根拠は以下に示すとおりである。触媒粒は[redacted]工程で製造され，触媒粒が均一的に製造されることを触媒製造メーカで保証していることか	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，別紙 10 3. 項にて記載

<table>
<tr>
<th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th>
<th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th>
<th>島根原子力発電所　２号炉</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>証明書で品質確認された触媒粒は，同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきはないと考えている。

また，触媒カートリッジを製造する際は，同じロットで製造された触媒粒をランダムに採取し，触媒カートリッジ１枚ずつに充填していくことから，同じロットで製造された触媒カートリッジの性能は同様であると考えられるため，触媒性能試験は触媒製造１ロット分につき１枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお，PAR 使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。</td>
<td>なお，使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。

第５表 触媒の健全性確認試験条件

<table><tr><th>項　目</th><th>工場製作時</th><th>使用開始前</th><th>供用開始後</th></tr><tr><td>試験条件</td><td>水素濃度：3vol%
試験流量：1500L／h</td><td>水素濃度：1.3vol%
試験流量：1500L／h</td><td>水素濃度：1.3vol%
試験流量：1500L／h</td></tr><tr><td>判定基準</td><td>10℃以上／20分
又は
20℃以上／30分</td><td>10℃以上／20分
又は
20℃以上／30分</td><td>10℃以上／20分
又は
20℃以上／30分</td></tr></table>

第１図 検査装置概要図</td>
<td>ら，触媒製造メーカによる検査，証明書で品質確認された触媒粒は，同じロットで製造されたものについて大きな性能のバラつきがないと考えられる。
そして，触媒カートリッジを製造する際は，同じロットで製造された触媒粒のみを用いてカートリッジに充填していくことから，同一ロットの触媒で製造された触媒カートリッジ性能は同様であると考えられる。そのため，触媒性能試験は製造時の触媒１ロット分毎につき１枚の触媒カートリッジを抜き取り確認することで十分である。

なお，ＰＡＲ使用開始前の試験及び使用開始後の試験の抜き取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。</td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，添付４2.項にて記載</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

添付 4

PAR の検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することにより PAR 性能の維持管理を行うことが可能である。

(1) PAR の性能確保に必要な確認項目

PAR の水素処理性能は，内部を通過する水素量（流量）と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することで PAR 性能を維持管理できると考える。表（添付 4-1）に PAR の性能確保に必要となる確認項目と確認方法を示す。

表（添付 4-1）PAR の性能確保に必要となる確認項目

<table>
<tr><th>性能因子</th><th>確認項目</th><th>確認方法</th></tr>
<tr><td rowspan="2">接触面積</td><td>触媒カートリッジの寸法，配置</td><td>・カートリッジ寸法，配置が設計通りであることを確認</td></tr>
<tr><td>触媒に接触する実効的な流路長さ</td><td>・封入される触媒重量の確認
・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認</td></tr>
<tr><td>触媒性能</td><td>・触媒製造時の品質管理
・触媒の劣化</td><td>・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認
・検査装置による水素処理機能検査</td></tr>
<tr><td>流量</td><td>ハウジング形状</td><td>・ハウジング形状が設計通りであることを確認</td></tr>
</table>

(2) 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図（添付 4-1），系統概略図を図（添付 4-2）に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 1500 ℓ/h 供給し，再結合反応による温度上昇率（NIS 社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，PAR 製造メーカの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計通りであることを

</td>
<td></td>
<td>

添付４

ＰＡＲの検査・点検について

設置段階及び供用開始以降，以下に示す項目を確認することによりＰＡＲ性能の維持管理を行うことが可能である。

1. ＰＡＲの性能確保に必要な確認項目

ＰＡＲの水素処理性能は，内部を通過するガス流量と触媒自体の性能，及びガス流れと触媒の接触面積によって決まってくるため，これらに影響を与える各パラメータについて，検査・点検時に確認することでＰＡＲ性能を維持管理できると考える。表１にＰＡＲの性能確保に必要となる確認項目と確認方法を示す。

表１　ＰＡＲの性能確保に必要となる確認項目

<table>
<tr><th>性能因子</th><th>確認項目</th><th>確認方法</th></tr>
<tr><td>触媒性能</td><td>触媒製造時の品質管理
触媒の劣化</td><td>・封入される触媒の粒径，触媒表面積の確認，材料成分の確認
・検査装置による水素処理機能検査</td></tr>
<tr><td rowspan="2">触媒の接触面積</td><td>触媒カートリッジの寸法，配置</td><td>・カートリッジ寸法，配置が設計どおりであることを確認</td></tr>
<tr><td>触媒に接触する実効的な流路長さ</td><td>・外観上，触媒粒がカートリッジ満杯であることを確認
・封入される触媒重量の確認</td></tr>
<tr><td>内部を通過するガス流量</td><td>ハウジング形状</td><td>・ハウジング形状が設計どおりであることを確認</td></tr>
</table>

2. 水素処理機能検査

水素処理機能検査用の検査装置の外観を図１，系統概略図を図２に示す。触媒カートリッジを検査装置内にセット後，水素ガスを含む試験ガスを流量 1,500 ℓ/h で供給し，再結合反応による温度上昇率（ＮＩＳ社による推奨判定値：10℃/20 分もしくは 20℃/30 分）を計測することで，性能低下の有無を確認する。この判定値は，ＰＡＲ製造メーカの既往の試験，経験を踏まえて，触媒に要求される活性を有すると判断できる基準として設定したものである。このように触媒活性を有することを確認し，併せてハウジング形状が設計どおりであることを確認することで，設計で

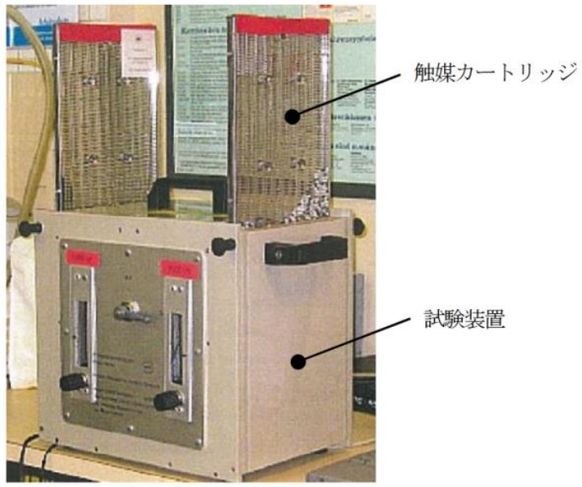
</td>
<td>

・資料構成の相違

【東海第二】

東海第二は，別紙 10 にて記載

</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
確認することで，設計で定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。 図（添付 4-1）検査装置外観 図（添付 4-2）検査装置系統概略図		定める水素処理容量が確保できることが確認可能である。  図１　検査装置外観 図２　検査装置系統概略図	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 5 水素処理容量に関する説明について 主要仕様である水素処理容量 0.250kg/h/個（水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃）は，PAR 設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において，PAR 入口水素濃度が 4vol%の際に，PAR により水素処理できる能力を示している。よって，その条件における PAR 入口水素濃度と出口水素濃度の差から，PAR１個あたり 0.250kg/h で水素処理できる能力があることを示している。		添付５ 水素処理容量に関する説明について 主要仕様である水素処理容量約 0.50kg/h/個（水素濃度４vol%，温度 100℃，大気圧）は，ＰＡＲ設置環境が大気圧で温度 100℃の条件において，ＰＡＲ入口水素濃度が４vol%の際に，ＰＡＲにより水素処理できる能力を示している。よって，その条件におけるＰＡＲ入口水素濃度と出口水素濃度の差から，ＰＡＲ１個あたり約 0.50kg/h で水素処理できる能力があることを示している。	・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違より，ＰＡＲ１個当たりの水素処理容量が異なる
この値は，NIS 社製 PAR の性能評価式（式 1）に水素濃度 4vol%，大気圧，温度 100℃及びスケールファクター11/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。PAR の性能評価式で示す通り，水素処理容量は水素濃度，圧力，温度により変動するため，主要仕様として記載する容量は，表（添付 5-1）に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。 $DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ ・・・・（式 1） DR　：水素処理容量（kg/h/個） A　：定数 [redacted] C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） SF　：スケールファクター		この値は，ＮＩＳ社製ＰＡＲの性能評価式（式１）に水素濃度４vol%，大気圧，温度 100℃及びスケールファクタ 22/88 を入力した際に得られる水素処理容量である。ＰＡＲの性能評価式で示すとおり，水素処理容量は水素濃度，圧力，温度により変動するため，主要仕様として記載する容量は，表１に示す理由で設定した環境条件における水素処理容量を定格値として定めている。 $DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF$ ・・・（式１） *DR*　：再結合効率（kg/h/個） A　：定数 [redacted] C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） SF　：スケールファクタ	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ②の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表（添付 5-1）容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度（CH2）	4vol%	水素ガスの可燃限界濃度 4vol%未満に抑制することを目的とした設備であるため，水素濃度抑制上限値である 4vol%を設定
圧力（P）	大気圧（1.01325 bar）	重大事故時の原子炉建屋の圧力は原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧(1.01325 bar)とする。
温度（T）	100℃（373.15 K）	重大事故時の原子炉建屋環境を踏まえ，保守的に 100℃(373.15 K)とする。

なお，式１で示す性能評価式は，NRC による SNL 試験で妥当性が確認されているものである。SNL 試験の試験装置概要を図（添付 5-1）に示しているが，PAR 入口水素濃度と PAR 出口水素濃度を測定しており，その水素濃度差から水素処理容量（kg/h/個）を試験データとして得ている。これら試験データをもとに，式 1 で示す性能評価式の妥当性が確認されている。

図（添付 5-1）SNL で行われた試験の計測位置　＜基本式入力値＞

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

表１　容量算出の条件設定理由

項目	設定値	設定理由
水素濃度 C_{H2}	４vol％	水素の可燃限界濃度４vol％未満に低減するため４vol％とする
圧力 P	大気圧（101,325Pa）	重大事故時の原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（101,325Pa）とする。
温度 T	100℃（373.15K）	重大事故時の原子炉棟環境を踏まえ，保守的に 100℃（373.15K）とする。

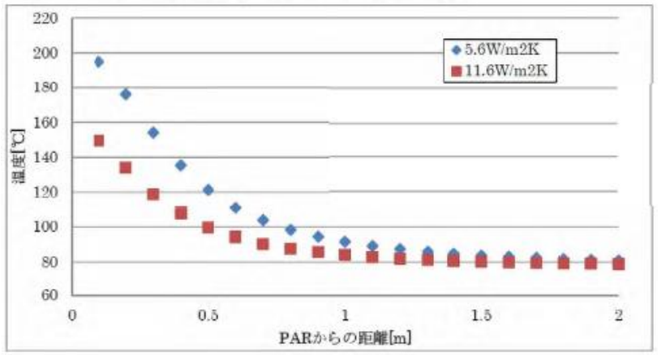
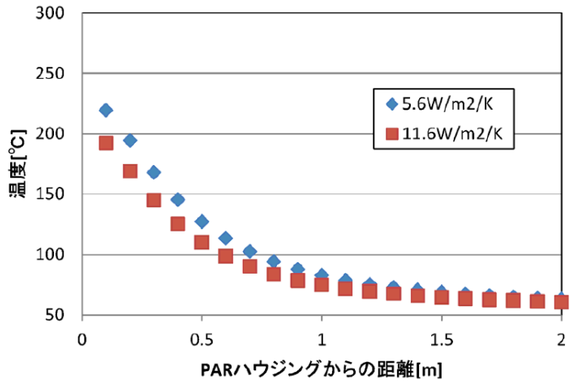
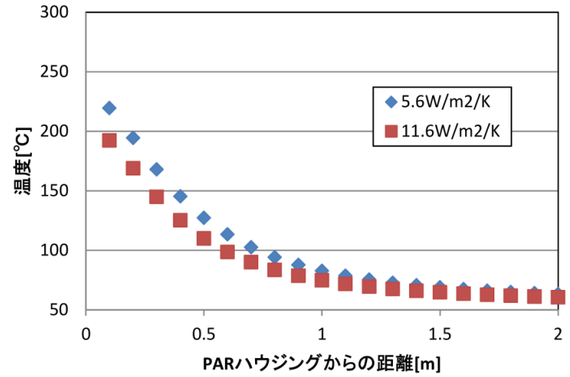
なお，式１で示すＰＡＲの性能評価式は，ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）とＥＤＦ（Electricite de France）により，Cadrache 研究所のＫＡＬＩ/H2 施設で行われたＫＡＬＩ試験で妥当性が確認されているものである。ＫＡＬＩ試験の試験装置概要を図１に示しているが，ＰＡＲ入口水素濃度とＰＡＲ出口水素濃度を測定しており，その水素濃度差から水素処理容量（kg/h/個）を試験データとして得ている。これら試験データをもとに，式１で示すＰＡＲの性能評価式の妥当性が確認されている。

図１　ＫＡＬＩ試験の計測位置

備考

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉のＰＡＲは，延長チムニがなく，延長チムニがない試験である KALI 試験を参照している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 6 PAR 周辺機器に対する悪影響防止について PAR は水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与えないための PAR 設置方針を検討した。PAR の温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②PAR 排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。 ① PAR ハウジングからの熱輻射による熱影響評価 PAR ハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を図（添付 6-1）に示す。 温度は，原子炉建屋オペレーティングフロアの対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率 h は，ユルゲスの式より気流速度 v≦5m/s の場合には h=5.6+4.0v で示される。原子炉建屋オペレーティングフロアの気流速度は，図 2-32 で示す流速ベクトル（最大値 0.58m/s）を踏まえて，v＝0～1.5m/s と仮定しユルゲスの式に代入すると，h=5.6～11.6 W/m^{2}K となる。したがって対流熱伝達率は 5.6W/m^{2}K 及び 11.6W/m^{2}K の 2 ケースで評価を行った。 評価の結果から，周囲機器の温度が 100℃となるのは，対流熱伝達率が 5.6W/m^{2}K の場合は 0.77m，対流熱伝達率が 11.6W/m^{2}K の場合は 0.50m であり，PAR より 1ｍ離すことで熱影響は 100℃以下となる。	別紙 4 ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止について ＰＡＲは，水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与えないためのＰＡＲの設置方針を検討した。ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与える項目としては，「①ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「②ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。 ① ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価 ＰＡＲハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。 周辺機器の温度は，原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は，以下のユルゲスの式より計算する。 ｈ＝5.6＋4.0ｕ ここで，ｕ［m／s］は，気流速度である。ＰＡＲが起動する設計条件の10％／dayのケースにおける気流速度の最大値が約0.6m／sであることを踏まえて，想定する気流速度の範囲を0～1.5m／sと仮定し，熱伝達率を計算すると5.6～11.6W／(m^2・K)となる。したがって，熱伝達率は，5.6W／(m^2・K)及び11.6W／(m^2・K)の2ケースで評価を行った。 評価結果を第１図に示す。いずれのケースもＰＡＲから 0.1m 離れると周辺機器の表面温度は，最高使用温度である 300℃を十分下回ることから，隣接するＰＡＲに対して悪影響を与えることはない。また，評価結果の厳しい 5.6W／（m２・K）の場合であっても，ＰＡＲから 0.8m 離れたところで 100℃を下回り，1m の地点では 83℃まで低下する。さらに，2m の地点でＰＡＲの輻射熱の影響はほぼなくなることから，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，ＰＡＲ周囲（排気口方面除く）には，2m 以上の離隔距離を設けることとする。	添付６ ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止について ＰＡＲは水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与えないためのＰＡＲ設置方針を検討した。ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与える評価項目としては「①ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価」と「②ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。 ① ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価 ＰＡＲハウジングが最高使用温度である 300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した結果を図１に示す。 温度は，原子炉建物４階（燃料取替階）の対流熱伝達率により結果が異なる。対流熱伝達率ｈは，ユルゲスの式より気流速度 v≦５m/s の場合には h=5.6+4.0v で示される。原子炉建物４階（燃料取替階）の気流速度は，ＰＡＲが起動するＰＡＲ設計条件（漏えい率：10％/日）のケースにおける最大流速（約 0.35m/s）を踏まえて，v=0～1.5m/s と仮定しユルゲスの式に代入すると，h=5.6～11.6W/m^{2}K となる。したがって対流熱伝達率は 5.6W/m^{2}K 及び 11.6W/m^{2}K の２ケースで評価を行った。 評価の結果から，いずれの対流熱伝達率においてもＰＡＲより１ｍ離すことで熱影響は 100℃以下となる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 6-1）　PAR 熱輻射による温度影響と距離の関係について ② PAR 排気ガスによる熱影響評価 PAR の排気口については，再結合による熱量によって暖められた空気の放出による熱影響を考える必要がある。排気口からの距離に対する排気温度変化として，THAI 試験の HR-40 テスト時のデータを参考とする。図（添付 6-2）に HR-40 テスト時の水素濃度を示したグラフを示す。今回，温度データを参考とする条件として，図（添付 6-3～5）の青枠で示す測定点を選択する。 図（添付 6-2）　HR-40 テスト時の水素濃度	 第１図 周辺機器のＰＡＲからの距離と温度の関係 ② ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価	 図１　ＰＡＲ輻射熱による温度影響と距離の関係について ② ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，ＰＡＲ出口のフードによる排気ガスの流れに着目し周囲への熱影響の程度を評価している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 6-3）　THAI 試験温度測定点（その１） 図（添付 6-4）　THAI 試験温度測定点（その２）			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 6-5）　THAI 試験温度測定点（その３） 表（添付 6-1）　HR-40 テストにおける水素濃度 4vol%の場合の各点の測定温度 表（添付 6-1）より，126.4 分の場合についてみると，ハウジング上部の測定点 364（チムニー出口からの距離約 985mm）において温度が 145℃程度となっている。その周囲の測定点（360,831,833）の温度もほぼ同様の温度になっており，チムニー出口温度（811,812）が 290℃程度であることを考慮すると，排気口から 1m 程度離れれば温度が 150℃程度低下していることがわかる。THAI 試験条件と柏崎刈羽原子力発電所原子炉建屋オペレーティングフロアにおける条件は異なるため，一概に同様の温度低下となるとは言えないが，原子炉建屋オペレーティングフロア条件の方が雰囲気温度が低いことを考慮すると，PAR 排気口から数メートル離れれば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。	ＰＡＲの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが，ＰＡＲハウジング上部にはフードが設置されており，出口ガスの流れ方向を変えており，ＰＡＲの上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また，高温の出口ガスが排出される排気口からは，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，3m 以上の離隔距離を設けることとする。	ＰＡＲの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが，ＰＡＲハウジング上部にはフードが設置されており，出口ガスの流れ方向を変えていることから，ＰＡＲ上方に位置する構築物に直接排気の影響を与えることはないため，排気口から数メートル離れれば排気による熱影響は十分に小さくなると考えられる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
上記①，②の結果から，PAR 配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。 ＜PAR 周辺機器への熱影響防止の方針＞ ・PAR 周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。 ・PAR 排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。 以上の方針から，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置する重大事故等対処設備については PAR による熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，原子炉建屋オペレーティングフロア天井付近に設置しており，PAR 設置位置から 10m 以上離れているため，PAR の温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。	上気①，②の結果から，ＰＡＲ配置検討に当たっては，以下を考慮することとしている。 ＜ＰＡＲ周辺機器への熱影響防止の方針＞ ・ＰＡＲ周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。 ・ＰＡＲ排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。 以上により，原子炉建屋原子炉棟６階に設置する重大事故等対処設備については，ＰＡＲによる熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。 水素濃度監視設備については，原子炉建屋原子炉棟６階天井付近に設置することとしており，ＰＡＲ設置位置から 10m 以上離れているため，ＰＡＲの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。	上記①，②の結果から，ＰＡＲ配置検討にあたっては以下を考慮することとしている。 ＜ＰＡＲ周辺機器への熱影響防止の方針＞ ・ＰＡＲ周辺（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを熱影響評価結果を踏まえて確認する。 ・ＰＡＲ排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。 以上の方針から，原子炉建物４階（燃料取替階）に設置する重大事故等対処設備についてはＰＡＲによる熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。水素濃度監視設備については，原子炉建物４階（燃料取替階）の上部壁面に設置しており，ＰＡＲ設置位置から 10m以上離れているため，ＰＡＲの温度上昇による水素濃度監視機能への影響はない。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2.2　静的触媒式水素再結合器の効果について 2.2.1 に基づき設置した PAR の効果について，7 号炉を代表に解析コードを用いて確認した結果を示す。	2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動 ＰＡＲの効果について，ＧＯＴＨＩＣコードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。 また，東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合，中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系（以下「ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ」という。）の効果に期待することとしており，より現実的な解析条件としてＦＲＶＳ／ＳＧＴＳが起動している場合の水素挙動を確認する。	2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析 ＰＡＲの効果について，水素濃度解析を実施し，ＰＡＲ設計条件における原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満となることを確認する。 また，有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉棟の水素濃度の挙動についても併せて確認する。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，静的触媒式水素処理装置により水素爆発損傷防止対策が可能であることを確認しているため，非常用ガス処理系は，水素処理設備としての重大事故等対処設備としない （以下，⑨の相違）
2.2.2.1 解析コード，解析モデル 解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC（Ver.7.2a）を使用する。 [redacted] 図 2-13　7 号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル		(1) 解析コード 汎用熱流動解析コードＧＯＴＨＩＣ（Ver.8.1）を使用する。	・記載方針の相違 【東海第二】

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

表 2-6　格納容器内ガス漏えい想定箇所

漏えいフロア	漏えい箇所
4 階	原子炉格納容器トップヘッドフランジ
2 階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI 用ハッチ
地下 1 階	S/C 出入口
地下 2 階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

</td>
<td></td>
<td>

(2) 想定漏えい箇所

各解析における想定漏えい箇所を表 2.2.2-1 及び図 2.2.2-1 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６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６箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。

漏えい箇所の選定の考え方については参考１に示す。

表 2.2.2-1　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４階（燃料取替階）	ドライウェル主フランジ（１箇所）	○	○
原子炉建物２階	逃がし安全弁搬出ハッチ（１箇所）		○
原子炉建物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）		○
原子炉建物地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ（２箇所）		○

図 2.2.2-1　想定漏えい箇所

</td>
<td>

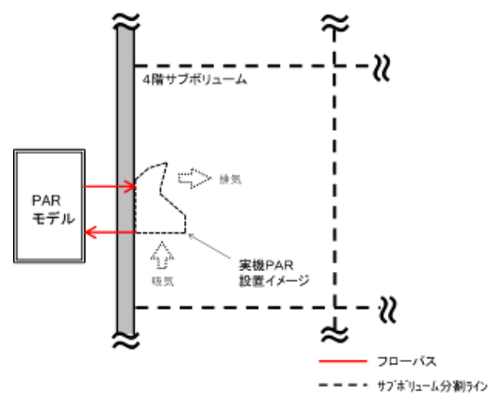
・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，2.1.4.1 (2)項にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器であり納容器の構造の相違により，水素の漏えい想定箇所の位置が異なる

・記載方針の相違
【東海第二】

</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	解析条件を第 2.1.4－1 表から第 2.1.4－4 表に，原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第 2.1.4－1 図及び第 2.1.4－2 図に，解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟 6 階のＰＡＲの配置を第 2.1.4－3 図に示す。 ＰＡＲを設置している 6 階においては，132 個のサブボリュームに分割し，設置位置に該当する各ボリュームにＰＡＲを模擬したモデルを設定している。 大物搬入口及び各階段領域については，自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。	(3) 解析モデル 解析モデルを図 2.2.2-2 に示す。各フロア（地下～４階）をそれぞれ１ボリュームとし，１階～４階については大物搬入口の領域を介して，地下階及び１階についてはトーラス室上部ハッチの領域を介して連結している。 ＰＡＲを設置している原子炉建物４階（燃料取替階）においては，90 個のサブボリュームに分割し，設置位置に該当する各サブボリュームにＰＡＲを模擬したモデルを設定している。（図 2.2.2-3） 大物搬入口及びトーラス室上部ハッチの領域については，各フロアと同様に１ボリュームとしており，各フロア間の自然対流を模擬するためいくつかのサブボリュームに分割している。 図 2.2.2-2　解析モデル	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 2-14　7 号炉原子炉建屋オペレーティングフロアのサブボリューム分割イメージ 図 2-15　7 号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係		図 2.2.2-3　解析モデル  図 2.2.2-4　各サブボリュームとＰＡＲモデルの関係	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td></td>
<td>(4) 水素漏えい量の分配条件
表 2.2.2-2 にフロアにおける漏えい量の分配比率を示す。
設計条件では，格納容器漏えい率 10%/日でドライウェル主フランジから全量漏えいするとしているため，全量原子炉建物４階（燃料取替階）に流入する。
有効性評価結果を踏まえた条件では，格納容器からの漏えい量を各想定漏えい箇所の周長比に応じて按分し，そのフロアで合計した値をそのフロアの流入量とする。

表 2.2.2-2　各フロアの漏えい量の比率
<table><tr><th rowspan="2">フロア</th><th rowspan="2">想定漏えい箇所</th><th rowspan="2">個数</th><th rowspan="2">口径
[mm]</th><th rowspan="2">周長
[mm]</th><th colspan="2">漏えい量の分配比率</th></tr><tr><th>設計条件</th><th>有効性評価結果を踏まえた条件</th></tr><tr><td>４階</td><td>ドライウェル主フランジ</td><td>1</td><td rowspan="7"></td><td rowspan="7"></td><td>1</td><td rowspan="7"></td></tr><tr><td>２階</td><td>逃がし安全弁搬出ハッチ</td><td>1</td><td>0</td></tr><tr><td rowspan="3">１階</td><td>機器搬入口</td><td>2</td><td rowspan="3">0</td></tr><tr><td>所員用エアロック</td><td>1</td></tr><tr><td>制御棒駆動機構搬出ハッチ</td><td>1</td></tr><tr><td>地下階</td><td>サプレッション・チェンバアクセスハッチ</td><td>2</td><td>0</td></tr></table></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-10 にて記載。東海第二は，2.1.4.1 (2)項にて記載</td>
</tr>
<tr>
<td>2.2.2.2 解析条件
(1) PCV 漏えい条件
PCV から原子炉建屋への漏えい条件として，「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」，「②設計条件」，「③循環冷却シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。</td>
<td></td>
<td>(5) 格納容器漏えい条件
格納容器から原子炉棟への漏えい条件として，「①設計条件（ベント無し）」，「②設計条件（ベント有り）」，「③有効性評価結果を踏まえた条件（過圧・過温，残留熱代替除去系を使用しない場合）」（以下，ベントケースとする。），「④有効性評価結果を踏まえた条件（過圧・過温，残留熱代替除去系を使用する場合）」（以下，ＲＨＡＲケースとする。）のいずれかを用いる。</td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，2.1.4.1 項にて記載</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>① 有効性評価代表シナリオ包絡条件
PCV からの漏えい条件を表 2-7 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破損防止対策の有効性評価（ベント時刻変更後）の MAAP 解析結果である図 2-16，図 2-17，図 2-18（図中でのベント時刻の包絡条件は 48 時間）から決定した。
圧力は，PCV ベント想定時刻（38 時間）までは格納容器限界圧力(620kPa[g])，PCV ベント想定時刻以降は，格納容器最高使用圧力×0.5（155kPa[g]）を想定する。
温度は，PCV ベント想定時刻までは，格納容器限界温度（200℃），PCV ベント想定時刻以降は，格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。
ガス組成について，PCV ベント想定時刻までは，保守的に②設計条件と同じとし，PCV ベント想定時刻以降は，PCV 内は全て蒸気と仮定し，蒸気のみの漏えいが継続するものとする。
PCV ベント想定時刻までの格納容器漏えい率は，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値に対し，マージンを加えて 1.5%/day とする。PCV ベント想定時刻以降は，AEC の式より算出した 0.5%/day とする。</td><td></td><td></td><td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.2.2 (5) ③項にて記載</td></tr>
<tr><td>② 設計条件
PCV からの漏えい条件を表 2-8 に示す。PCV ベントは想定せず，また，PCV 漏えい率 10%/day が一定で漏えいする保守的な条件を設定する。</td><td></td><td>① 設計条件（ベント無し）
格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-3，表 2.2.2-4 に示す。格納容器ベントは想定せず，また，保守的に漏えい率は 10%/日で一定とする。

表 2.2.2-3　格納容器漏えい条件（設計条件，ベント無し）
<table><tr><td>圧力(kPa[gage])</td><td>853
(2.0Pd)</td></tr><tr><td>温度(℃)</td><td>200</td></tr><tr><td>漏えい率(%/日)</td><td>10</td></tr></table></td><td>・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，2.1.4.1 (1) a.項にて記載

・設備の相違
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-8 にて記載。東海第二は第 2.1.4.1－1 表にて記載</td></tr>
</table>

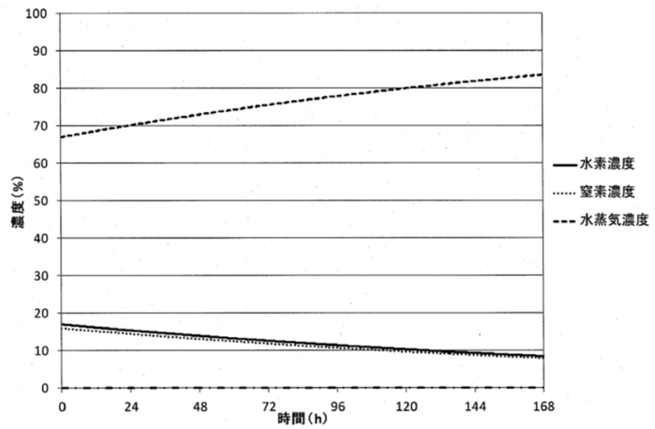
<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td></td>
<td>
表 2.2.2-4　ガス組成（設計条件，ベント無し）
<table>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>17 ※1</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>16 ※1</td><td rowspan="2">図 2.2.2-5</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度(vol%)</td><td>67 ※1</td></tr>
</table>
※１：初期条件を示す。


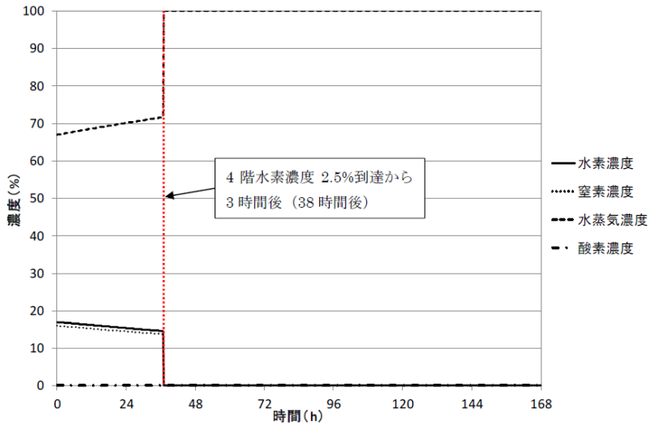
図 2.2.2-5　漏えいガス組成の時間変化（設計条件，ベント無し）
</td>
<td>
・設備の相違
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-8 にて記載。東海第二は第 2.1.4.1－1 表にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，格納容器から原子炉建物への漏えい量に応じて，時間の経過で格納容器内のガス組成が変化する条件としている
・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，第 2.1.4.1-1 図にて記載
</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>
② 設計条件（ベント有り）
格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-5，表 2.2.2-6 に示す。本ケースでは，「①設計条件（ベント無し）」と同じ条件で格納容器ベントの実施を想定する。具体的には，格納容器ベント実施タイミングを，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度が 2.5%に到達した時刻から，格納容器ベントの想定操作時間である３時間が経過した時点とする。また，格納容器ベント実施後の条件については，「③ベントケース」に記載しているベント実施後の条件を設定する。

表 2.2.2-5　格納容器漏えい条件（設計条件，ベント有り）
<table>
<tr><td>事故後経過時間(hr)</td><td>0～38</td><td>38～168</td></tr>
<tr><td>圧力(kPa[gage])</td><td>853
(2.0Pd)</td><td>85.3（0.2Pd）</td></tr>
<tr><td>温度(℃)</td><td>200</td><td>171</td></tr>
<tr><td>漏えい率(%/日)</td><td>10.0</td><td>0.5</td></tr>
</table>

表 2.2.2-6　ガス組成（設計条件，ベント有り）
<table>
<tr><td>事故後経過時間(hr)</td><td>0～38</td><td>38～168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>17 ※1</td><td>0</td><td rowspan="3">図
2.2.2-6</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>16 ※1</td><td>0</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度(vol%)</td><td>67 ※1</td><td>100</td></tr>
</table>
※１：初期条件を示す。
</td><td>
・記載方針の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉では，原子炉格納容器からの漏えいに伴い格納容器ベントを実施した場合の効果を確認するため，2.2.2 (5) ①項の解析と同じ条件で，格納容器ベントを実施する解析を記載
</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-6　漏えいガス組成の時間変化（設計条件，ベント有り） ③ ベントケース 格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-7 から表 2.2.2-9 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破壊防止対策の有効性評価のＭＡＡＰ解析結果である図 2.2.2-7 から図 2.2.2-10 より決定している。 圧力は，事故発生後から解析上の格納容器ベント想定時刻である 96 時間まではＭＡＡＰ解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には，事故発生後から 15 時間までは最高使用圧力（427kPa[gage]），15 時間から 96 時間までは，格納容器限界圧力（853kPa[gage]），96 時間以降は最高使用圧力×0.2（85.3kPa[gage]）を想定する。 温度は，解析上の格納容器ベント想定時刻までは，格納容器限界温度（200℃），それ以降は格納容器最高使用温度（171℃）を想定する。 ガス組成については，事故発生後から 96 時間まではＭＡＡＰ解析結果の水素ガス濃度を包絡するように条件を設定する。また，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。96 時間以降は，格納容器内はすべて水蒸気と仮定し，水蒸気のみ漏えいが継続するものとする。 格納容器漏えい率について，事故後 96 時間までの間は上記の圧力，温度，ガス組成を用いてＡＥＣの式より算出し	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.2.2.2 (1) ①項にて記載。東海第二は，2.1.4.1 (1) b. 項にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>
<u>た値に対して保守的に切り上げした値を設定する。96 時間以降は水蒸気のみの漏えいとなるため，ＡＥＣの式より算出した値とする。</u>

<u>表 2.2.2-7　格納容器漏えい条件（ベントケース）</u>

<table>
<tr><td>事故後経過時間
(hr)</td><td>0～15</td><td>15～96</td><td>96～168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>圧力(kPa[gage])</td><td>427
(1.0Pd)</td><td>853
(2.0Pd)</td><td>85.3
(0.2Pd)</td><td>図
2.2.2-7</td></tr>
<tr><td>温度(℃)</td><td colspan="2">200</td><td>171</td><td>図
2.2.2-8</td></tr>
<tr><td>漏えい率(%/日)</td><td>0.5</td><td>1.3</td><td>0.5</td><td>－</td></tr>
</table>

<u>表 2.2.2-8　D/W 内ガス条件（ベントケース）</u>

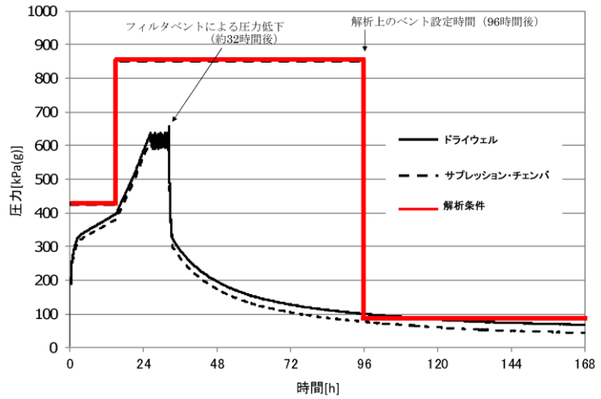
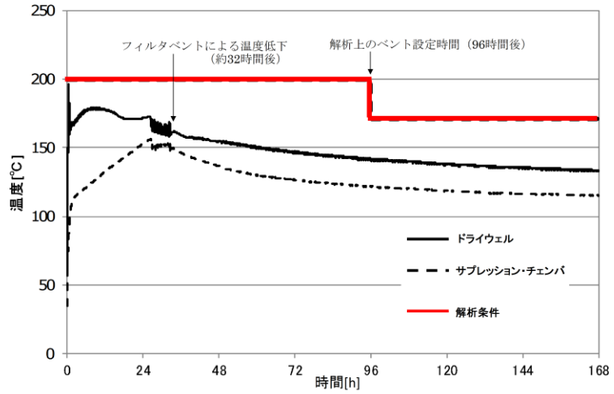
<table>
<tr><td>事故後経過時間
(hr)</td><td>0～2</td><td>2～40</td><td>40～
96</td><td>96～
168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>10</td><td>4</td><td>8</td><td>0</td><td rowspan="3">図
2.2.2-9</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>0</td><td>0</td><td>0</td><td>0</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度
(vol%)</td><td>90</td><td>96</td><td>92</td><td>100</td></tr>
</table>

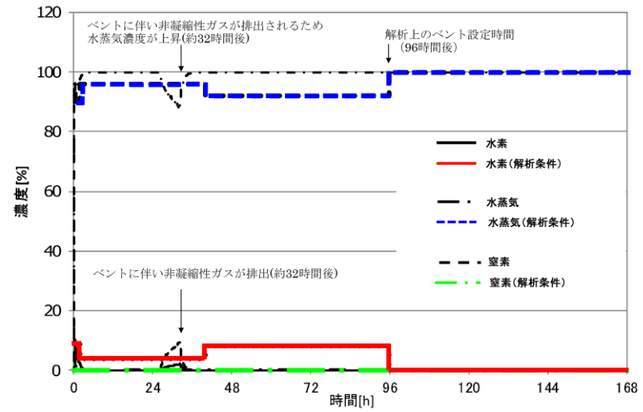
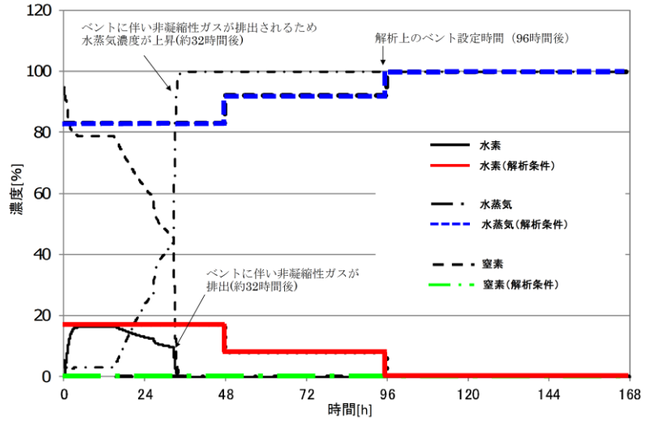
<u>表 2.2.2-9　S/C 内ガス条件（ベントケース）</u>

<table>
<tr><td>事故後経過時間
(hr)</td><td>0～48</td><td>48～96</td><td>96～168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>17</td><td>8</td><td>0</td><td rowspan="3">図
2.2.2-10</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>0</td><td>0</td><td>0</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度
(vol%)</td><td>83</td><td>92</td><td>100</td></tr>
</table>
</td><td>
・設備の相違
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-7 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載

・設備の相違
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載

・設備の相違
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載
</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-7　格納容器圧力条件（ベントケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-16 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－3 図にて記載
		 図 2.2.2-8　格納容器温度条件（ベントケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-17 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－5 図にて記載

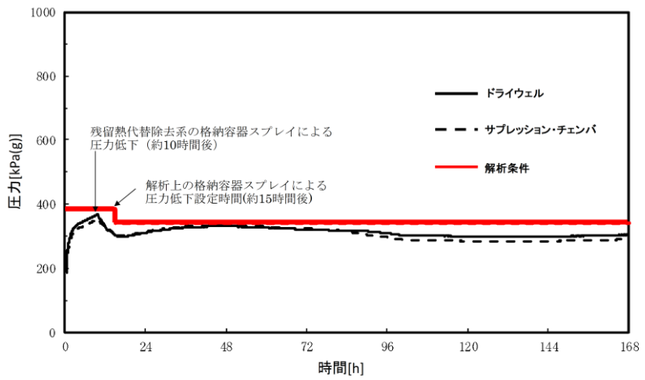
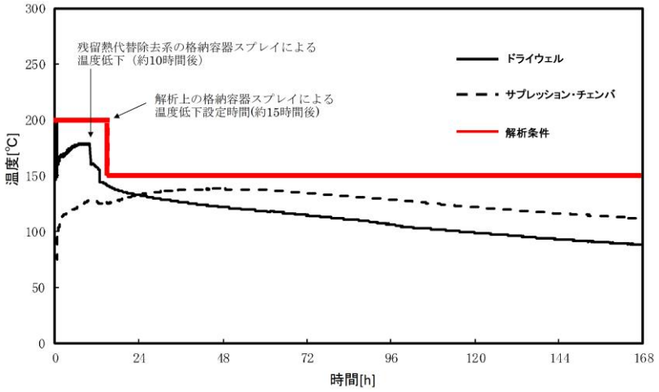
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-9　D/W 内ガス条件（ベントケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-18 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－7 図にて記載
		 図 2.2.2-10　S/C 内ガス条件（ベントケース）	・設備の相違 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，第 2.1.4.1－9 図にて記載

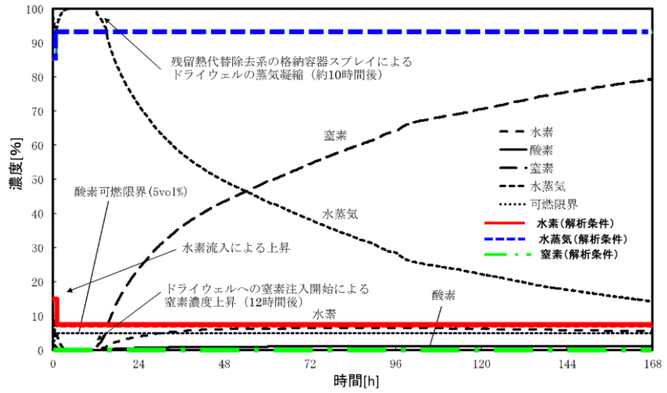
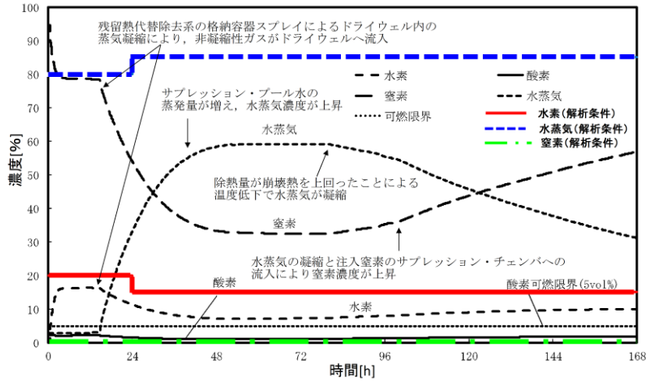
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③　循環冷却シナリオ包絡条件 PCV からの漏えい条件を表 2-9 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破損防止対策の有効性評価シナリオに対して代替循環冷却ラインを用いた除熱を考慮した場合の MAAP 解析結果である図 2-19，図 2-20，図 2-21，図 2-22 から決定した。 圧力は，24 時間までは格納容器限界圧力（620kPa[g]）とし，その後は段階的に 465kPa[g]，格納容器最高使用圧力 310kPa[g] と低下することを想定する。 温度は，84 時間までは格納容器限界温度（200℃）とし，その後は格納容器最高使用温度（171℃）に低下することを想定する。 ガス組成については，水素濃度を MAAP 結果包絡値で一定とし，窒素濃度を事象発生前の全量が PCV 内に残っていると仮定して算出し，残りを全て水蒸気とする。 格納容器漏えい率は，上記の圧力，温度，ガス組成を用いて AEC の式より算出した値を包絡する値である 1.5%/day（0～24 時間），1.0%/day（24～84 時間），0.75%/day（84 時間以降）とする。		④ ＲＨＡＲケース 格納容器からの漏えい条件を表 2.2.2-10 から表 2.2.2-12 に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，格納容器破壊防止対策の有効性評価シナリオに対して残留熱代替除去系を使用した除熱を考慮した場合のＭＡＡＰ解析結果である図 2.2.2-11 から図 2.2.2-14 より決定している。 圧力は，ＭＡＡＰ解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には，残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる圧力低下が想定される時刻である事故後 15 時間までは 384.3kPa[gage]，15 時間以降は 341.6kPa[gage]を想定する。 温度は，ＭＡＡＰ解析結果を包絡するよう条件を設定する。具体的には，事故発生後から 15 時間までは格納容器限界温度（200℃），それ以降は残留熱代替除去系の格納容器スプレイによる温度低下を考慮し 150℃を想定する。 ガス組成については，ＭＡＡＰ解析結果の水素ガス濃度を包絡するように条件を設定する。また，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。 格納容器漏えい率については，上記の圧力，温度，ガス組成を用いてＡＥＣの式より算出した値に対して保守的に切り上げした値としている。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.4.1（1）b.項にて記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため設計圧力が異なる。また，MAAP 解析結果の相違により，事故時の格納容器圧力，温度，ガス組成が異なる

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td></td>
<td>
表 2.2.2-10　格納容器漏えい条件（ＲＨＡＲケース）
<table>
<tr><td>事故後経過時間
(hr)</td><td>0～1</td><td>1～15</td><td>15～24</td><td>24～
168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>圧力
(kPa[gage])</td><td colspan="2">384.3
(0.9Pd)</td><td colspan="2">341.6
(0.8Pd)</td><td>図
2.2.2-1
1</td></tr>
<tr><td>温度(℃)</td><td colspan="2">200</td><td colspan="2">150</td><td>図
2.2.2-1
2</td></tr>
<tr><td>D/W 漏えい率
(%/日)</td><td>0.85</td><td>0.82</td><td colspan="2">0.73</td><td rowspan="2">－</td></tr>
<tr><td>W/W 漏えい率
(%/日)</td><td colspan="2">0.87</td><td>0.78</td><td>0.76</td></tr>
</table>
表 2.2.2-11　D/W 内ガス条件（ＲＨＡＲケース）
<table>
<tr><td>事故後経過時間(hr)</td><td>0～1</td><td>1～168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>15</td><td>7</td><td rowspan="3">図 2.2.2-13</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>0</td><td>0</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度(vol%)</td><td>85</td><td>93</td></tr>
</table>
表 2.2.2-12　S/C 内ガス条件（ＲＨＡＲケース）
<table>
<tr><td>事故後経過時間(hr)</td><td>0～24</td><td>24～168</td><td>図番号</td></tr>
<tr><td>水素濃度(vol%)</td><td>20</td><td>15</td><td rowspan="3">図
2.2.2-14</td></tr>
<tr><td>窒素濃度(vol%)</td><td>0</td><td>0</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度(vol%)</td><td>80</td><td>85</td></tr>
</table>
</td>
<td>
・設備の相違
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-9 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載

・設備の相違
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，表 2-9 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載

・設備の相違
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，第 2.1.4.1－2 表にて記載
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-11　格納容器圧力条件（ＲＨＡＲケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-19 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－2 図にて記載
		 図 2.2.2-12　格納容器温度条件（ＲＨＡＲケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-20 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－4 図にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-13　D/W 内ガス条件（ＲＨＡＲケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-21 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－6 図にて記載
		 図 2.2.2-14　S/C 内ガス条件（ＲＨＡＲケース）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-22 にて記載。東海第二は，第 2.1.4.1－8 図にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

(2) 漏えい箇所

漏えい箇所として，4 階（原子炉建屋オペレーティングフロア）のみから漏えいする条件と，4 階，2 階，地下 1 階，地下 2 階の各フロアから表 2-10 に示す割合で漏えいする条件の 2 条件とする。表 2-10 で示す割合とは，リークポテンシャルであるフランジ部，エアロックの開口部周長の割合を示している。これら 2 条件の全漏えい量は同じとする。

表 2-7　PCV からの漏えい条件
（有効性評価代表シナリオ包絡条件）

<table>
<tr><th rowspan="2">項目</th><th colspan="2">解析条件</th></tr>
<tr><th>ベント想定時刻(38h)まで</th><th>ベント想定時刻以降</th></tr>
<tr><td>圧力</td><td>620 kPa[g]
(2Pd)</td><td>155 kPa[g]
(0.5Pd)</td></tr>
<tr><td>温度</td><td>200 ℃</td><td>171 ℃</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率</td><td>46 %</td><td>100 %</td></tr>
<tr><td>水素分率</td><td>33 %</td><td>0 %</td></tr>
<tr><td>窒素分率</td><td>21 %</td><td>0 %</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率</td><td>1.5 %/day
(1.0 %/day)</td><td>0.5 %/day
(0.5 %/day)</td></tr>
</table>

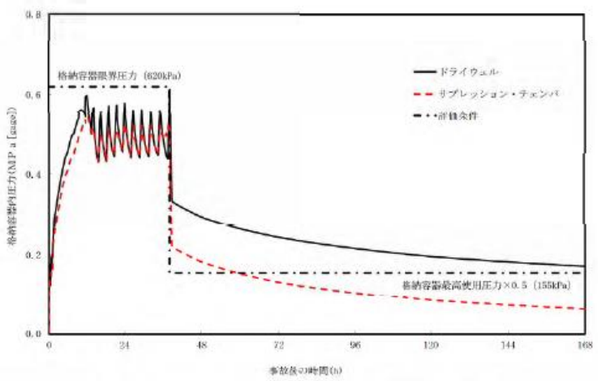
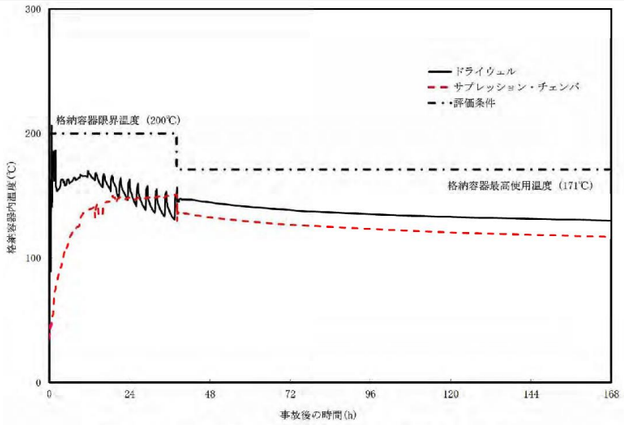
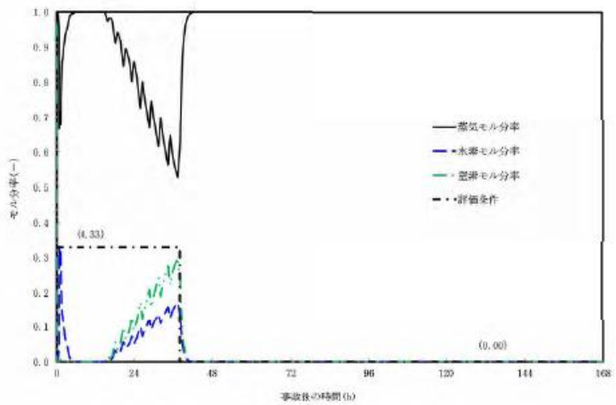


図 2-16　PCV 圧力（格納容器過圧・過温シナリオ）

</td>
<td></td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.2.2 (4)項にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，表 2.2.2-7 にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，図 2.2.2-7 にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-17　PCV 温度（格納容器過圧・過温シナリオ）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，図 2.2.2-8 にて記載
 図 2-18　PCV ガス組成（格納容器過圧・過温シナリオ）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，図 2.2.2-9 にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>

表 2-8 PCV からの漏えい条件（設計条件）

項目	解析条件
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)
温度	200 ℃
水蒸気分率	46 %
水素分率	33 %
窒素分率	21 %
格納容器漏えい率	10 %/day

表 2-9　PCV からの漏えい条件（循環冷却シナリオ包絡条件）

項目	D/W			S/C		
	0～24h	24～84h	84～168h	0～24h	24～84h	84～168h
圧力	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)	620 kPa[g] (2 Pd)	465 kPa[g] (1.5 Pd)	310 kPa[g] (1 Pd)
温度	200 ℃		171 ℃	200 ℃		171 ℃
水蒸気分率	46 %	41 %	33 %	40 %	35 %	27 %
水素分率	33 %			39 %		
窒素分率	21 %	26 %	34 %	21 %	26 %	34 %
格納容器漏えい率	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day	1.5%/day	1.0%/day	0.75%/day
備考	4 階、2 階の漏えい条件			地下 1 階、地下 2 階の漏えい条件		

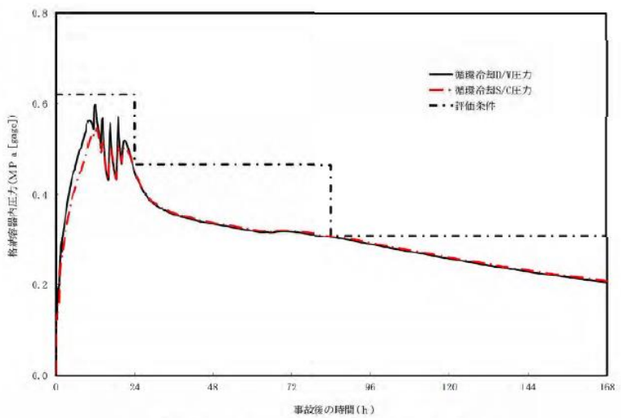
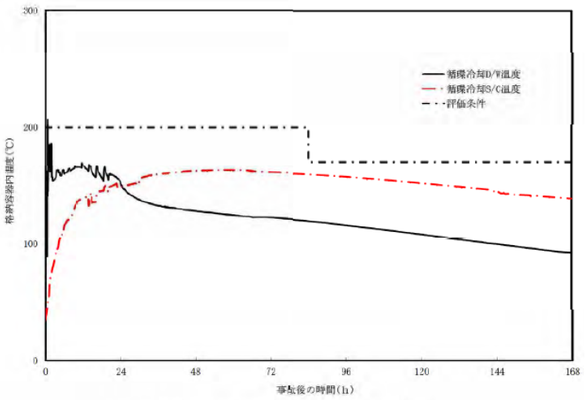
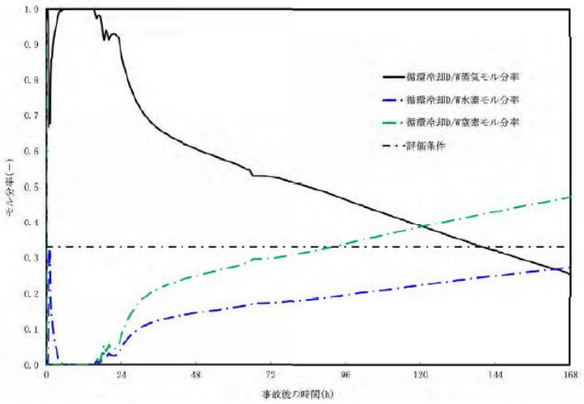


図 2-19　PCV 圧力（循環冷却シナリオ）

</td><td></td><td></td><td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，表 2.2.2-3 及び表 2.2.2-4 にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，表 2.2.2-10 から表 2.2.2-12 にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，図 2.2.2-11 にて記載</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-20　PCV 温度（循環冷却シナリオ）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，図 2.2.2-12 にて記載
 図 2-21　PCV（D/W）ガス組成（循環冷却シナリオ）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，図 2.2.2-13 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

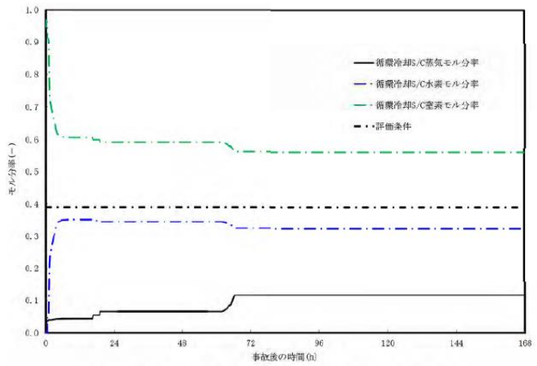


図 2-22　PCV（S/C）ガス組成（循環冷却シナリオ）

表 2-10 水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア	漏えい箇所	口径[mm]	周長[mm]※1	周長割合※2	漏えい量割合※3
4F	PCV主フランジ				
2F	所員用エアロック				
	ISI用ハッチ				
	機器搬入用ハッチ				
B1F	S/C出入口				
B2F	機器搬入用ハッチ				
	所員用エアロック				

※1 所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他は，漏えい個所の口径[mm] から周長[mm]（口径[mm]×円周率）を算出する。
※2 周長割合＝漏えい箇所の周長/各漏えい箇所の周長合計値。
※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。「ＭＡＡＰ包絡」の漏えい量に漏えい割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，図 2.2.2-14 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

(3) PAR 解析条件

PAR の解析条件を表 2-11 に纏める。

表 2-11　PAR の解析条件

No	項目	説明	入力値
1	PAR の性能 (NIS 製 PAR-11) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　:水素処理容量（kg/h/個） A　：定数[redacted] CH2　：PAR 入口水素濃度（vol%） P　：圧力(10⁻⁵Pa) T　：温度(K) SF　：スケールファクター	—
	(2)反応阻害物質 ファクター $F_{inhibit}$	プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 （事故初期より一定）
	(3)低酸素 ファクターF_{lowO2}	低酸素ファクターは以下の通りとする。ただし 1 以上の場合は全て 1，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.742\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.609\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.704\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}　：酸素濃度(vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C_{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%とする。感度解析のため 1.0vol%の条件でも実施する。	1.5vol% 又は 1.0vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O2on}	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない	—
2	PAR 個数（1 ノード）	56 個：実際の設置個数	56 個
3	PAR 設置位置	サプボリューム分割モデルに使用。 PAR 取付位置図より該当するノード内に設置する。	—

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合，この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり，起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素ガスの処理が開始するものとすれば，水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし，水素濃度変化は水素ガスの漏えい量と PAR の処理量がバランスする濃度に向かって漸近していくため，反応開始後の

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 2.1.4－1 表　ＰＡＲの解析条件

No.	項　目	説　明	入力値
1	ＰＡＲの性能 (NIS 製 PAR－22) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　：水素処理容量　(kg／h／基) A　：定数[redacted](m³／h) C_{H2}　：水素濃度　(vol%) P　：圧力　(10⁵Pa) T　：温度　(K) SF　：スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質 ファクタ F_{inhibi}	製造上の性能のばらつき，プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素ファクタ F_{lowO}	低酸素ファクタは，以下のとおりとする。ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}　：酸素濃度　(vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C_{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O2on}	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない。	—
2	ＰＡＲ基数	実際の設置基数	24 基
3	ＰＡＲ設置位置	第 2.1.4－3 図参照	—

島根原子力発電所　２号炉

(6) ＰＡＲ解析条件

ＰＡＲの解析条件を表 2.2.2-13 に示す。また，その他の解析条件を表 2.2.2-14 に示す。

表 2.2.2-13　ＰＡＲの解析条件

No	項目	説明	入力値
1	ＰＡＲの性能（ＮＩＳ製ＰＡＲ－22） (1)体積流量Q	「NUCLEAR TECHNOLOGY VOL.112」の式(1)を使用。（ＰＡＲ１個あたり） $Q = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^b \cdot 3600$ Q　：体積流量（m³/hr/個） a　：定数（m³/s）　※ＰＡＲ-22 の場合：　0.67　×(22/88)=　0.1675 C_{H2}　：水素濃度（vol%） b　：定数（0.307）	—
	(2)ＰＡＲ処理性能ファクタ η	「NUCLEAR TECHNOLOGY VOL.112」の式(3)に示す η の値を使用。	0.846
	(3)反応阻止物質ファクタ	製造上の性能のばらつき，プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5（事故初期より一定）
	(4)低酸素ファクタ	低酸素ファクタは以下のとおりとする。ただし，1 以上の場合は全て 1，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}　：酸素濃度(vol%)	—
	(5)起動水素濃度	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値として 1.5vol%とする。	1.5vol%
	(6)起動酸素濃度	同上。	2.5vol%
	(7)起動遅れ	考慮しない。	—
	(8)再結合効率	$W_{H2} = \eta \cdot F_{inhibit} \cdot F_{lowO2} \cdot Q \cdot \min(N_{H2}, 2N_{O2}) \cdot M_{H2}$ $= F_{inhibit} \cdot F_{lowO2} \cdot \min(N_{H2}, 2N_{O2})/N_{H2} \cdot DR$ W_{H2}　：再結合率（kg/hr/個） N_{H2}　：単位体積あたりの水素モル数（mol/m³） N_{O2}　：単位体積あたりの酸素モル数（mol/m³） M_{H2}　：水素分子量（kg/mol） DR　：反応阻害物質と低酸素条件を考慮しない再結合効率（kg/hr/個）	—
2	ＰＡＲ個数	18 個：実際の設置個数	18 個
3	ＰＡＲ設置位置	ＰＡＲ取付位置図より該当するサプボリューム内に設置する。	—

※時間遅れ（保守的な条件）を考慮した場合の反応熱による温度影響

反応開始を想定している水素濃度 1.5vol%到達以前の発熱量がある場合，この発熱量は水素の再結合が生じた結果であり，起動の時間遅れを無視して水素濃度上昇開始時に水素の処理が開始するものとすれば，水素濃度は低めに推移するものと考えられる。ただし，水素濃度時間変化は水素の漏えい量とＰＡＲの処理量がバランスする濃度に向かって漸近していくため，反

備考

・設備の相違

・記載方針の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。PAR 自体の処理量の観点からは，反応開始時の PAR 内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので，当初は処理量が増加する側に働くが，吸入ガス量の増加に伴って PAR 内部も冷却されるため，時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので，反応開始時の反応熱の水素処理量への影響は小さい。

(4) その他解析条件

表 2-12 に原子炉建屋の条件，圧力境界条件，流出条件及び放熱条件を示す。

表 2-12　解析条件

No	項目	解析条件	備考
1	原子炉建屋の条件		
	(1) 圧力（初期条件）	大気圧条件	
	(2) 温度（初期条件）	40℃	
	(3) 組成（初期条件）	相対湿度 70%の空気	
	(4) 空間容積（固定）	4 階：36100m³ 3 階：3400m³ 2 階：2200m³ 1 階：3900m³ 地下 1 階：1200m³ 地下 2 階：7100m³ 地下 3 階：6100m³	原子炉建屋オペレーティングフロア(4 階)の容積は，低減率 0.85 とする。(躯体分，機器配管分を差し引いた値) 原子炉建屋オペレーティングフロア以外の容積は，二次格納施設内の区画の床面積×高さにより算出
	(5)ハッチ開口面積（固定）	4 階-3 階：44.5m² 3 階-2 階：60.6m² 2 階-1 階：57.5m² 1 階-地下 1 階：11.02m² 地下 1 階-地下 2 階：7.25m² 地下 2 階-地下 3 階：4.05m²	原子炉建屋のハッチ寸法より算出
2	圧力境界条件 (1) 圧力（固定） (2) 温度（固定） (3) 酸素濃度（固定） (4) 窒素濃度（固定）	 101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	 大気圧 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 (1)位置	4 階	原子炉建屋の気密性を考慮し設定
4	放熱条件 (1) 内壁熱伝達率 （原子炉建屋オペレーティングフロア壁面） (2) 壁厚さ（固定） (3) 壁内熱伝導率（固定） (4) 壁の比熱（固定） (5) 壁の密度（固定） (6) 外壁熱伝達率（壁面－外気） (7) 外気温（固定） (8) 放熱面積（固定）	 凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮 下部壁：[redacted]m 上部壁：[redacted]m 天井：[redacted]m 1.5W/m/K 1kJ/kg/K 2400kg/m³ 5W/m²/K 40℃ 下部壁：514.8m² 上部壁：2281.6m² 天井：2360.16m²	 コンクリートの物性 同上 同上 原子炉建屋の外壁面における自然対流熱伝達率を想定

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 2.1.4－2 表 マルチノードモデルの解析条件（1／2）

No	項　目	入力値	備　考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件		
	(1)圧力(初期条件)	大気圧	6 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし，他階は 6 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2)温度(初期条件)	40℃	想定される高めの温度として設定
	(3)組成(初期条件)	相対湿度 100%の空気	同上
	(4)空間容積(固定)	6 階:22,330m³ 5 階(西側):2,070m³ 5 階(東側):2,490m³ 4 階(西側):2,410m³ 4 階(東側):3,660m³ 3 階(西側):2,610m³ 3 階(東側):2,970m³ 2 階(西側):1,260m³ 2 階(東側):2,130m³ 1 階(西側):1,510m³ 1 階(東側):1,480m³ 地下 1 階(西側):1,560m³ 地下 1 階(東側):1,500m³ 地下 2 階(西側):1,210m³ 地下 2 階(北東側):390m³ 地下 2 階(南東側):380m³	入力値は，容積×0.7 とする。（躯体分，機器配管分を差し引いた値）
	(5)開口面積(固定)	第 2.1.4－3 表参照	垂直方向の開口として模擬する箇所は，大物搬入口及び各階段とする。
2	圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1)圧力(固定)	 101.325kPa	 大気圧
	(2)温度(固定)	40℃	想定される高めの温度として設定
	(3)酸素濃度(固定)	21vol%	乾燥空気の組成
	(4)窒素濃度(固定)	79vol%	同上
3	流出条件(外部への漏えい) (1)位置	 6 階	

島根原子力発電所　２号炉

応開始後の水素濃度のトレンドや最大濃度には反応開始のタイミングの影響は小さいと考えられる。ＰＡＲ自体の処理量の観点からは，反応開始時のＰＡＲ内部の温度上昇は内部のガスの浮力を増加させて吸入ガス量を増加させるので，当初は処理量が増加する側に働くが，吸入ガス量の増加に伴ってＰＡＲ内部も冷却されるため，時間遅れを伴って定常状態の処理量に漸近するので，反応開始時の反応熱の水素処理への影響は小さい。

表 2.2.2-14　その他の解析条件

分類	項目	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件 ベントケース	 ＲＨＡＲケース	備考
格納容器条件	空間容積	12,600m³			
原子炉棟条件	圧力	0kPa[gage] ※1			
	温度	40℃ ※1			
	組成	水素　：0vol% ※1 酸素　：19.47vol% ※1 水蒸気　：7.29 vol% ※1 窒素　：73.24 vol% ※1			湿度 100%の空気
	空間容積	４階　：41,300m³ ３階　：9,000m³ ２階　：10,900m³ １階　：13,700m³ 地下階：18,400m³			
	開口面積	４階－３階　：39m² ３階－２階　：39m² ２階－１階　：39m² １階－地下階：3.24m²			
外気条件	圧力	0kPa[gage]			
	温度	40℃			想定最高温度
	組成	酸素：21 vol% 窒素：79 vol%			乾燥空気
流出条件	位置	４階			原子炉棟の気密性を考慮
放熱条件	内壁熱伝達率	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮			
	壁厚さ	４階下部壁：[redacted] ４階上部壁： ４階天井壁：			
	壁面熱伝導率	1.5W/m/K			コンクリートの物性値
	壁の比熱	1kJ/kg/K			同上
	壁の密度	2,400kg/m³			同上
	外壁熱伝達率	5W/m²/K			自然対流熱伝達を考慮
	外気温	40℃			
	放熱面積	４階下部壁：478.82m²,474.37m² ４階上部壁：634.84m²,470.82m² ４階天井壁：2146.62m²,720.92m²			

※１：初期条件を示す。

備考

・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

第 2.1.4－2 表 マルチノードモデルの解析条件（2／2）

No.	項　目	入力値	備　考
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床－壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	ＧＯＴＨＩＣコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル：ＤＬＭ－ＦＭ ・自然対流熱伝達モデル：垂直平板(壁)，水平平板(天井)
	(2)壁厚さ(固定)	壁：[redacted]mm 天井：[redacted]mm	躯体図より算出
	(3)壁内熱伝導率(固定)	1.5W／m／K	コンクリートの物性
	(4)壁の比熱（固定）	1kJ／kg／K	同上
	(5)壁の密度(固定)	2,400kg／m^3	同上
	(6)外壁熱伝達率 (壁面－外気)	6W／m^2／K	建物内温度 200℃(流入気体温度)，外気温 40℃における自然対流熱伝達率を使用
	(7)外気温(固定)	40℃	同上
	(8)放熱面積(固定)	東西壁:1,579.4m^2 南北壁:1,475.2m^2 天井:1,933.8m^2	躯体図より算出

第 2.1.4－3 表 開口面積

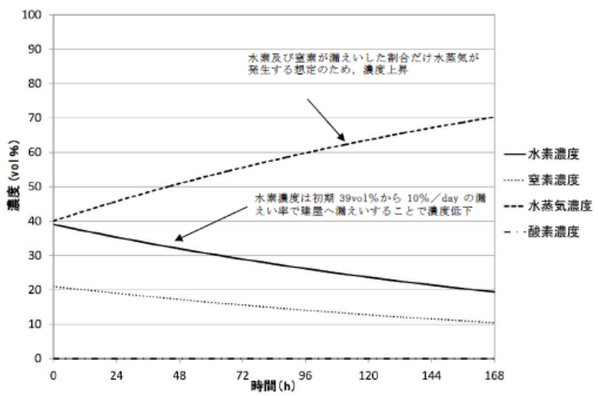
（単位：m^2）

フロア	大物搬入口	北東部階段	北西部階段	西部階段	西部階段1	北部階段	南西部階段	東部階段	南部階段
6階床	[redacted]								
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 2.1.4－4 表 ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの解析条件 フロア ／ ＦＲＶＳ吸込み（排気）流量 [m³／h] ／ ＦＲＶＳ戻り（給気）流量 [m³／h] 6階 ／ 4,250 ／ 4,765 5階（西側） ／ — ／ 497 5階（東側） ／ — ／ 315 4階（西側） ／ — ／ 664 4階（東側） ／ — ／ 1,152 3階（西側） ／ — ／ 580 3階（東側） ／ 4,250 ／ 493 2階（西側） ／ — ／ 1,024 2階（東側） ／ 4,250 ／ 935 1階（西側） ／ — ／ 261 1階（東側） ／ — ／ 261 地下1階（西側） ／ — ／ 782 地下1階（東側） ／ 4,250 ／ 782 地下2階（西側） ／ — ／ 445 地下2階（北東側） ／ — ／ 335 地下2階（南東側） ／ — ／ 141 合計※ ／ 17,000 ／ 13,430 ※　ＦＲＶＳ吸込み流量と戻り流量の差分がＳＧＴＳ単体の定格流量（17,000 － 13,430 ＝ 3,570m³／h） 第 2.1.4－1 図 ＧＯＴＨＩＣ解析モデル ノーディング図		・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 2.1.4－2 図 6 階サブボリューム分割図 第 2.1.4－3 図 ＰＡＲ設置箇所		

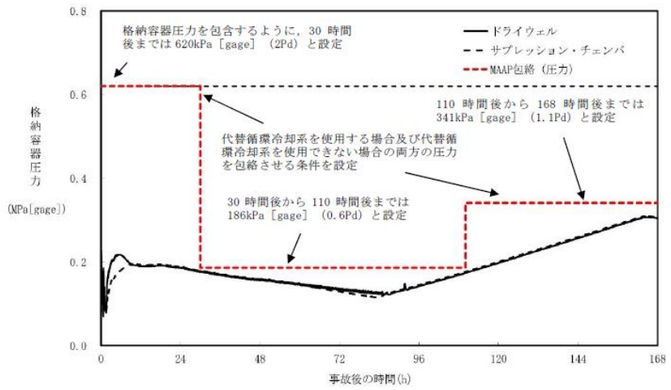
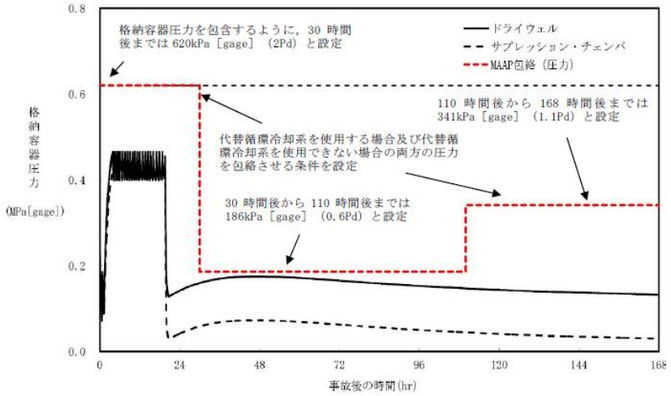
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	2.1.4.1 解析条件 (1) 原子炉格納容器漏えい条件 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として「ａ．設計条件」又は「ｂ．有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2.2 (5)項にて記載
	ａ．設計条件 原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1－1 表に示す。原子炉格納容器ベントは，想定せず，原子炉格納容器漏えい率は，10%／day とする。漏えいするガスの組成は，原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第 2.1.4.1－1 図に示す。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2.2 (5) ①項に記載
	ｂ．有効性評価シナリオ包絡条件 原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1－2 表に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，第 2.1.4.1－2 図から第 2.1.4.1－9 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力，格納容器温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。 漏えい量については，格納容器圧力，格納容器温度及びガス濃度から，ＡＥＣの式を用いて設定する。ガス濃度については，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお，漏えい率が 1.0%／day を超過する場合は，これを包絡する 1.5%／day を設定し，1.0%／day 未満である場合には，1.0%／day を設定する。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.2.2 (5)③項及び 2.2.2 (5) ④項にて記載

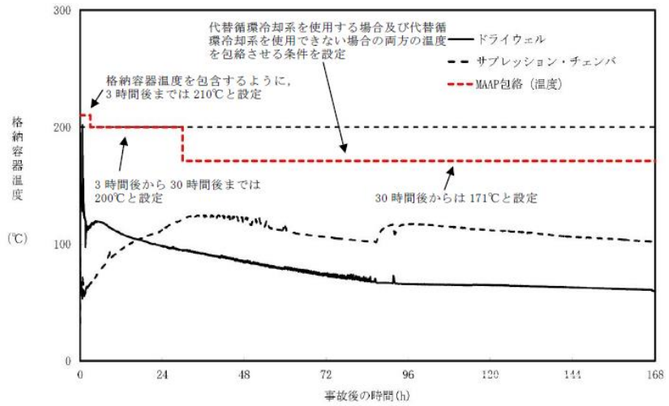
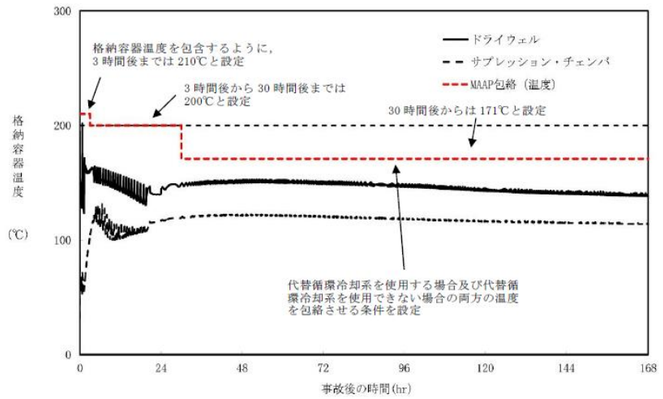
<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
<u>第 2.1.4.1－1 表 設計条件における漏えい条件</u>
<table>
<tr><th>項　目</th><th>解析条件</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>圧力［kPa［gage］］</td><td>620</td><td></td></tr>
<tr><td>温度［℃］</td><td>200</td><td></td></tr>
<tr><td>水素分率［vol%］</td><td>39</td><td rowspan="3">原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，全て水蒸気に置き換わる条件とする。</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率［vol%］</td><td>40</td></tr>
<tr><td>窒素分率［vol%］</td><td>21</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器漏えい率［%／day］</td><td>10</td><td></td></tr>
</table>
<u>第 2.1.4.1－2 表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件</u>
<table>
<tr><th rowspan="2">項　目</th><th colspan="4">ドライウェル</th><th colspan="4">サプレッション・チェンバ</th></tr>
<tr><th>0～3h</th><th>3～30h</th><th>30～110h</th><th>110～168h</th><th>0～3h</th><th>3～30h</th><th>30～110h</th><th>110～168h</th></tr>
<tr><td>圧力［kPa［gage］］</td><td colspan="2">620 (2Pd)</td><td>186 (0.6Pd)</td><td>341 (1.1Pd)</td><td colspan="2">620 (2Pd)</td><td>186 (0.6Pd)</td><td>341 (1.1Pd)</td></tr>
<tr><td>温度［℃］</td><td>210</td><td>200</td><td colspan="2">171</td><td>210</td><td>200</td><td colspan="2">171</td></tr>
<tr><td>水素分率［vol%］</td><td>41</td><td>28</td><td>34</td><td>29</td><td colspan="2">30</td><td colspan="2">11</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率［vol%］</td><td>59</td><td>72</td><td>66</td><td>71</td><td colspan="2">70</td><td colspan="2">89</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器漏えい率［%／day］※</td><td colspan="2">1.5</td><td colspan="2">1.0</td><td colspan="2">1.5</td><td colspan="2">1.0</td></tr>
<tr><td>備　考</td><td colspan="4">６階及び２階の漏えい条件</td><td colspan="4">地下１階の漏えい条件</td></tr>
</table>
※　漏えい率は，ＡＥＣの式より算出


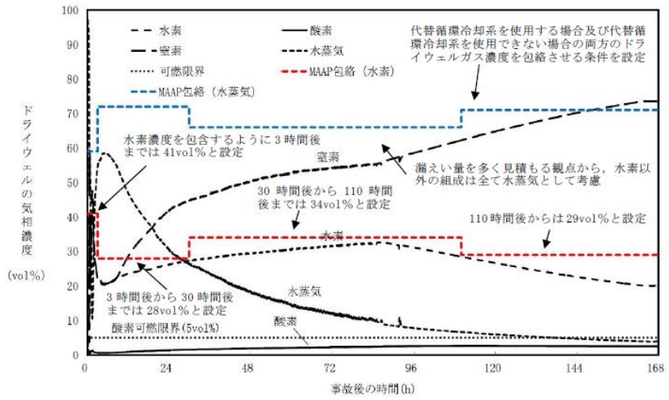
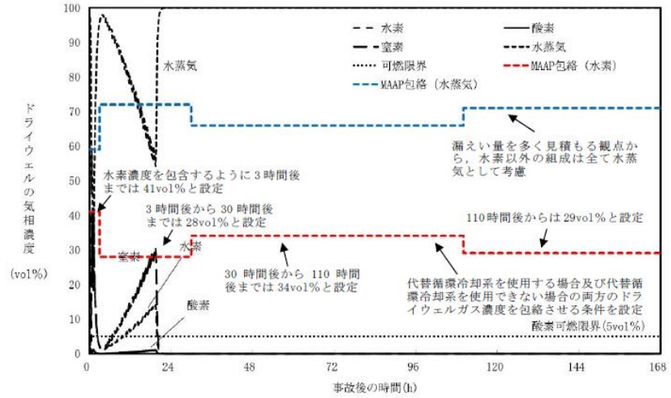
<u>第 2.1.4.1－1 図 漏えいガス組成の時間変化（設計条件）</u>
</td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，表 2.2.2-3 及び表 2.2.2-4 にて記載

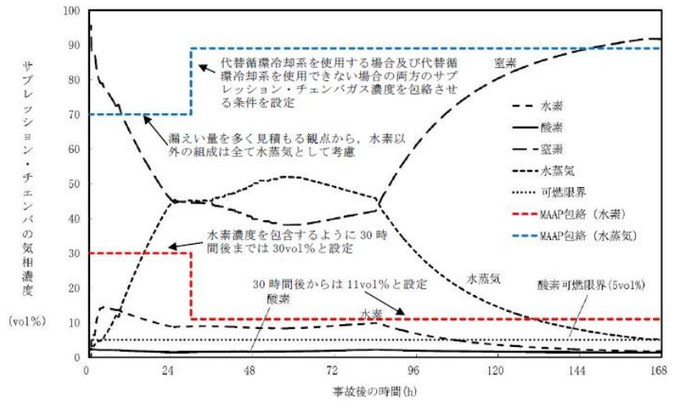
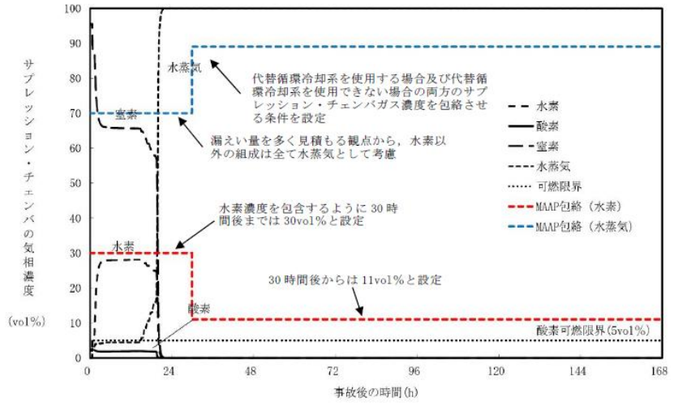
・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，表 2.2.2-7 から表 2.2.2-12 にて記載

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，図 2.2.2-5 にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 2.1.4.1－2 図 格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件） （代替循環冷却系を使用する場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-11 にて記載
	 第 2.1.4.1－3 図 格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件） （代替循環冷却系を使用できない場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-7 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 2.1.4.1－4 図 格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-12 にて記載
	 第 2.1.4.1－5 図 格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用できない場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-8 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 2.1.4.1－6 図 ドライウェルガス濃度 （有効性評価シナリオ包絡条件） （代替循環冷却系を使用する場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-13 にて記載
	 第 2.1.4.1－7 図 ドライウェルガス濃度 （有効性評価シナリオ包絡条件） （代替循環冷却系を使用できない場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-9 にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 2.1.4.1－8 図 サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-14 にて記載
	 第 2.1.4.1－9 図 サプレッション・チェンバガス濃度 （有効性評価シナリオ包絡条件） （代替循環冷却系を使用できない場合）		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，図 2.2.2-10 にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
(2) 漏えい箇所
漏えい箇所は，以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。
・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟６ 階）
・ドライウェル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟２階西側）
・ＣＲＤ搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟２ 階西側）
・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟２ 階東側）
・サプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下１ 階西側）
６ 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合，各フロアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1－4 表に示す。
部屋の位置を第 2.1.4.1－10 図，第 2.1.4.1－11 図に示す。

第 2.1.4.1－4 表 水素漏えい量の分配条件
<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">漏えいフロア</th><th rowspan="2">漏えい箇所</th><th rowspan="2">口径［mm］</th><th rowspan="2">周長※1［mm］</th><th colspan="2">周長割合※2</th><th colspan="2">漏えい量割合※3</th><th rowspan="2">漏えいの対象とする局所エリア</th></tr>
<tr><th>全フロア</th><th>ウェル注水想定時</th><th>全フロア</th><th>ウェル注水想定時</th></tr>
<tr><td colspan="2">６階</td><td>原子炉格納容器トップヘッドフランジ</td><td colspan="6"></td><td>―</td></tr>
<tr><td rowspan="3">２階</td><td rowspan="2">西側</td><td>ドライウェル機器ハッチ</td><td colspan="6" rowspan="3"></td><td rowspan="2">ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋</td></tr>
<tr><td>ＣＲＤ搬出ハッチ</td></tr>
<tr><td>東側</td><td>所員用エアロック</td><td>所員用エアロックのある部屋</td></tr>
<tr><td>地下１階</td><td>西側</td><td>サプレッション・チェンバ　アクセスハッチ</td><td colspan="6"></td><td>サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋</td></tr>
</table>
※1 所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は，漏えい箇所の口径［mm］から周長［mm］（口径［mm］×円周率）を算出する。
※2 周長割合＝漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値。
※3 各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とす
</td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，2.2.2 (2)項にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	る。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また，6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については，漏えい量割合を 1 とする。 第 2.1.4.1－10 図 原子炉建屋原子炉棟 2 階 第 2.1.4.1－11 図 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階		

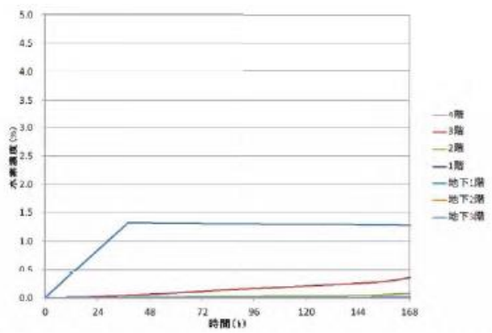
<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>2.2.2.3　解析結果
2.2.2.2 で示した解析条件の組み合わせから，表 2-13 に示す 4 ケースを選定し，解析を行った。なお，ケース 1 については，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%とした場合の解析も実施した。

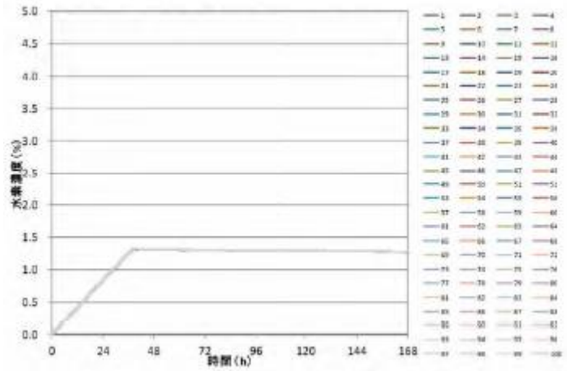
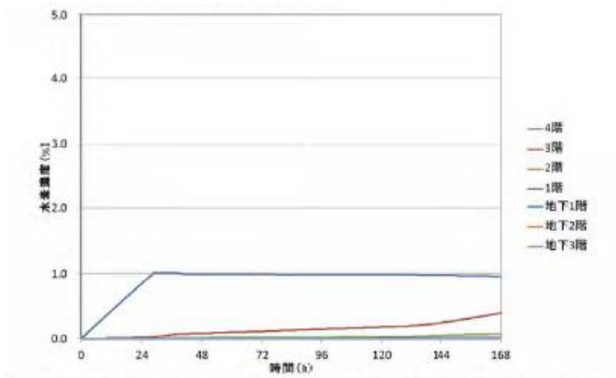
表 2-13　解析ケース
<table><tr><th></th><th>ケース１
（漏えい箇所としてオペフロのみを想定）</th><th>ケース２
（漏えい箇所としてオペフロと下層階を想定）</th><th>ケース３
設計裕度の確認</th><th>ケース４
代替循環冷却ライン使用時の影響確認</th></tr><tr><td>モデル</td><td colspan="4">原子炉建屋　全階を模擬したモデル</td></tr><tr><td>シナリオ</td><td colspan="2">有効性評価シナリオ
（PCV 過圧・過温）</td><td>シナリオレス
（保守的評価）</td><td>循環冷却シナリオ
（PCV 過圧・過温）</td></tr><tr><td>漏えい箇所</td><td>オペフロのみ</td><td>オペフロ＋下層階</td><td>オペフロのみ</td><td>オペフロ＋下層階</td></tr><tr><td>格納容器漏えい率</td><td>1.5%/day
（AEC 式:約 1.0%）</td><td>1.5%/day
（AEC 式:約 1.0%）</td><td>10%/day</td><td>1.5%/day</td></tr><tr><td>PAR 反応開始濃度</td><td>1.0vol% & 1.5vol%</td><td>1.5vol%</td><td>1.5vol%</td><td>1.5vol%</td></tr></table>※表中のオペフロは原子炉建屋オペレーティングフロアを示す。これらの解析ケースは以下の観点で選定を行った。
ケース１：2.2.1.1 において PAR の設計における必要条件とした格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認する。</td>
<td>2.1.4.2 解析結果
2.1.4.1 に示した解析条件の組合せから，第 2.1.4.2－1 表に示すケースを選定し，解析を行った。

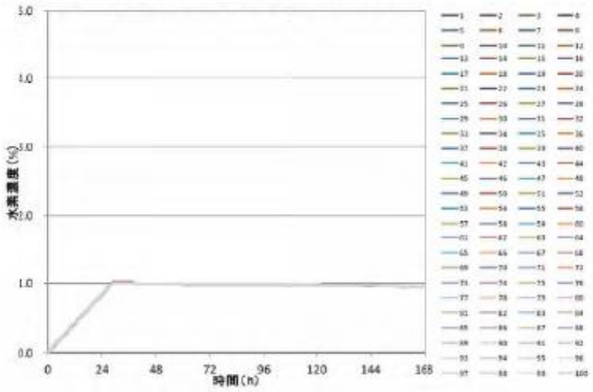
第 2.1.4.2－1 表 解析ケース
<table><tr><th></th><th>ケース１
（重大事故等時の建屋水素濃度確認）</th><th>ケース２
（設計裕度の確認）</th></tr><tr><td>モデル</td><td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟　全階を模擬したモデル</td></tr><tr><td>シナリオ</td><td>有効性評価シナリオ</td><td>設計条件</td></tr><tr><td>漏えい箇所</td><td>６階，２階，地下１階</td><td>６階</td></tr><tr><td>原子炉格納容器漏えい率</td><td>ＡＥＣの式から設定</td><td>10%／day</td></tr><tr><td>ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ</td><td>２時間後から起動</td><td>停止</td></tr></table></td>
<td>(7) 解析結果</td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，感度解析として，柏崎 6/7 のケース３に相当する条件で解析を実施しており，2.2.3 (4) 項にて記載
（以下，⑩の相違）

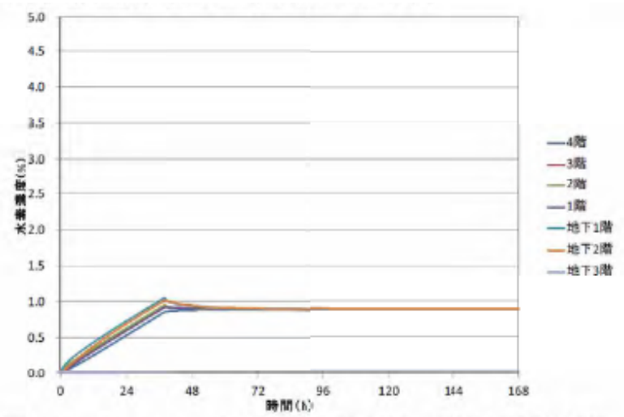
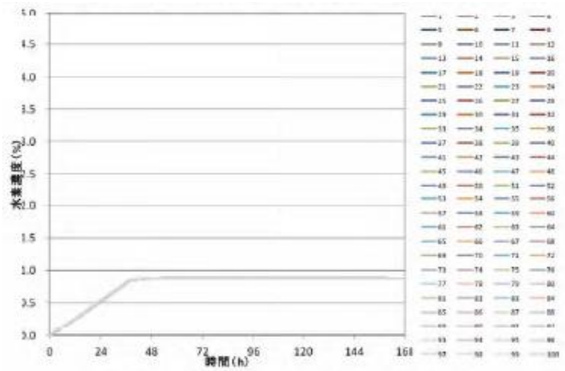
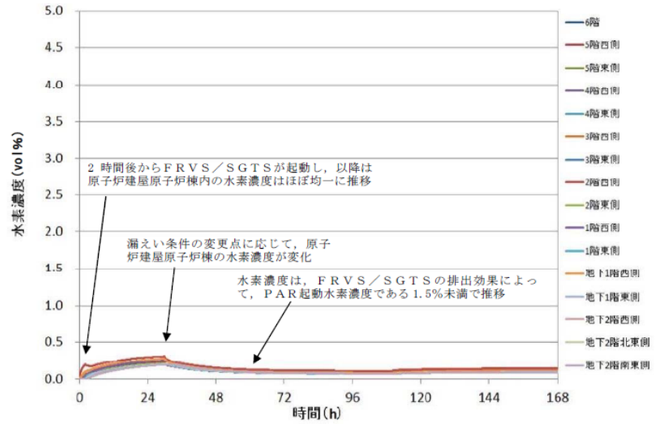
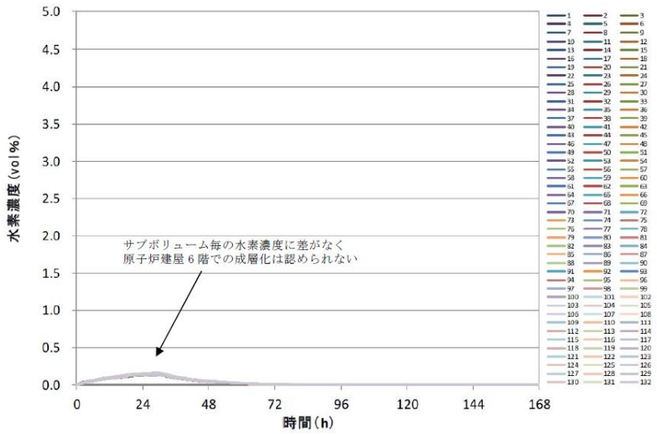
・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，2.2.2 (5)項にて記載

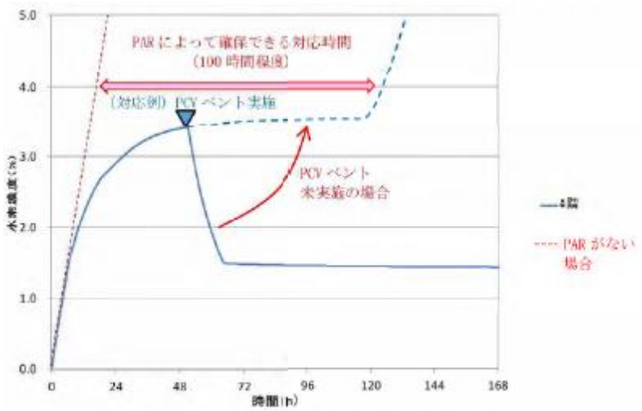
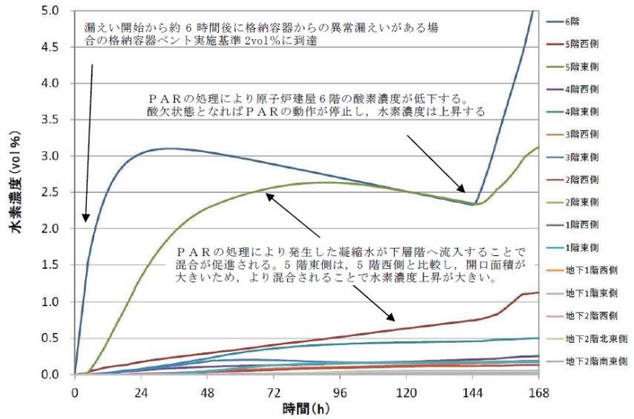
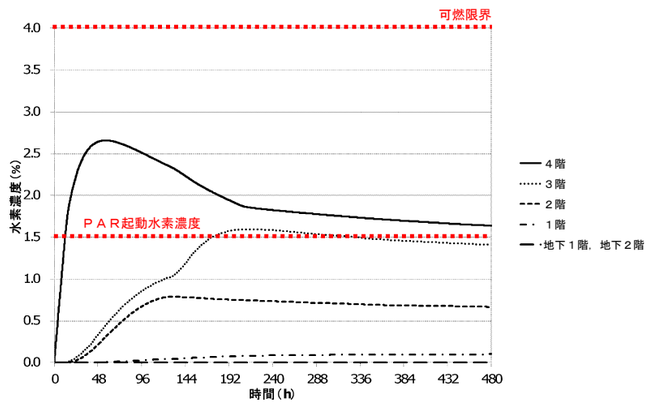
・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
⑩の相違</td>
</tr>
</table>

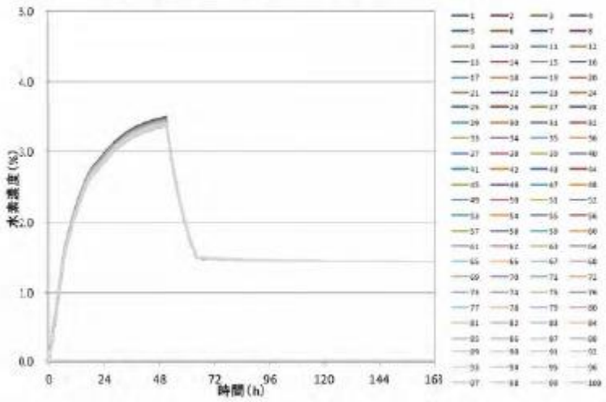
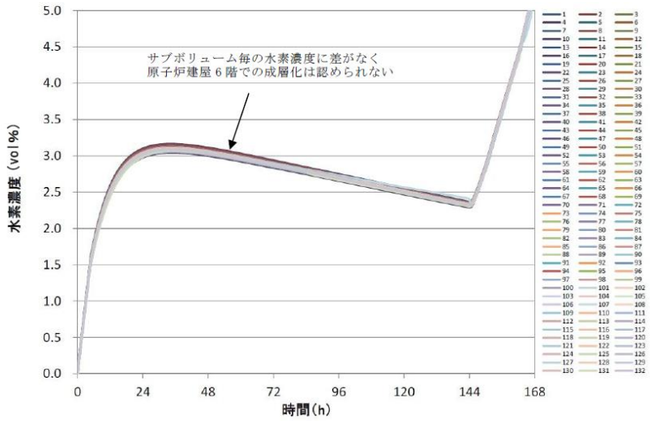
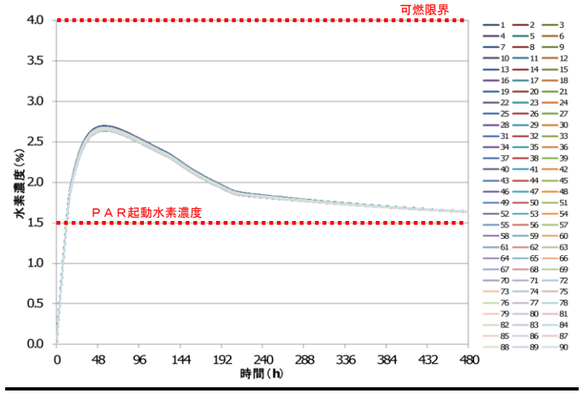
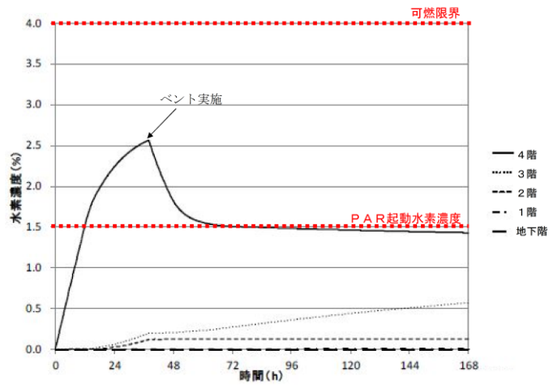
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
ケース２：ケース１と同様のシナリオにおいて，原子炉建屋オペレーティングフロアのみに PAR を設置することが妥当であることを確認する。	ケース１：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟６階及び下層階（2 階及び地下１階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は，第 2.1.4.1－2 表に示す有効性評価包絡条件とし，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳが事象発生 2 時間後から起動することを想定する。		・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，2.2.2(5)項にて解析ケースを記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違
ケース３：ケース１・２のシナリオを超え，PAR の設計条件に相当する水素発生量・格納容器漏えい率となった場合には，格納容器からの異常な漏えいが発生している状態であることから，格納容器ベントを実施することが基本的な戦略となる。このような対応を行うための十分な時間を確保できることを確認する。 ケース４：新たに導入を決定した代替循環冷却ライン使用時の原子炉建屋水素濃度に対する影響を確認する。	ケース２：ＰＡＲの設計裕度の確認を行うため，ケース１のシナリオに対して十分保守的に設定したＰＡＲ設計条件（10％／day）を用いて，全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟６階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの効果も期待しない。		・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違
(1)　ケース１－１ 有効性評価代表シナリオ（格納容器過圧・過温シナリオ）における PAR の効果を確認するため，漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）のみとして，より多くの水素ガスが PAR 設置エリアに直接到達する条件とした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-23，図 2-24 に示す。  図 2-23　ケース１－１　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）			

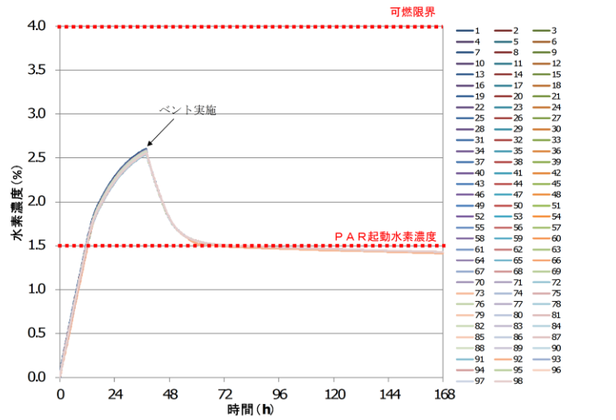
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-24　ケース１－１　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア） （サブボリューム別） 本ケースにおいては，水素濃度が PAR 反応開始濃度に到達する前に PCV ベント時刻となったため，PAR が起動しないまま事象収束となった。 (2) ケース１－２ ケース１－１において PAR が起動しなかったことから，感度解析として PAR 反応開始水素濃度を 1.0vol%に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-25，図 2-26 に示す。  図 2-25　ケース１－２　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 ⑩の相違

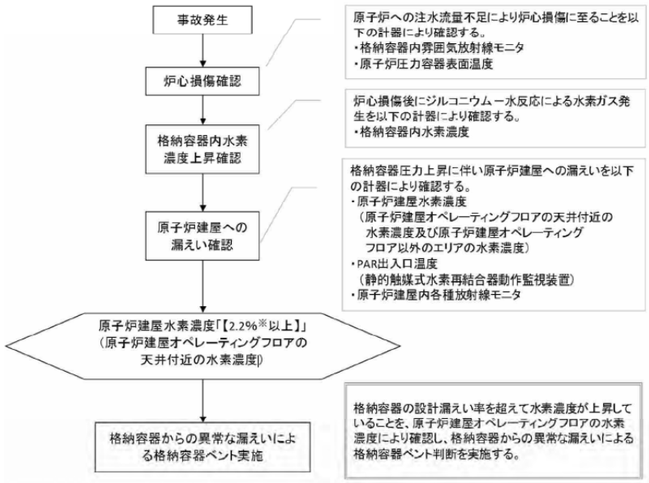
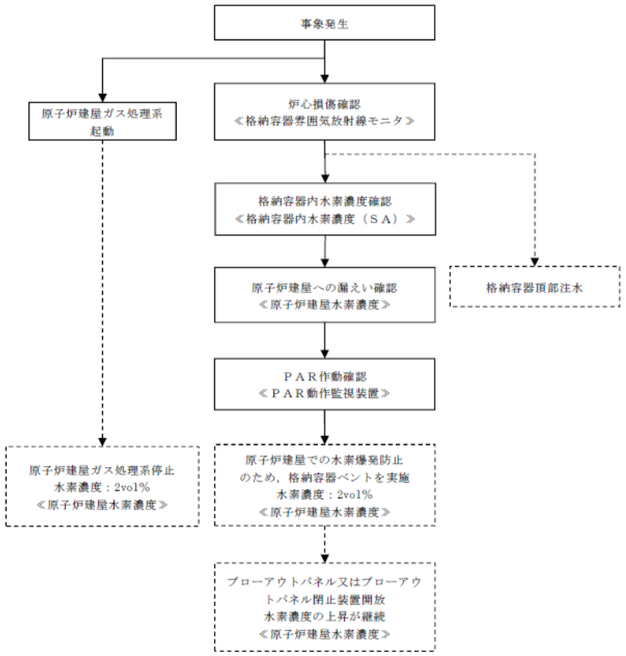
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-26　ケース１－２　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア） （サブボリューム別） 本ケースにおいては，水素濃度が 1.0vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。 (3) ケース２ 下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，ケース１－１において漏えい箇所を原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）及び下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）に変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-27，図 2-28 に示す。	(1) ケース１ 有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2－1 図に示す。 また，原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素の成層化を確認するため，原子炉建屋原子炉棟 6 階を 132 個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2－2 図に示す。		・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，2.2.2 (7) ③項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-27　ケース２　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）  図 2-28　ケース２　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア） （サブボリューム別） 図 2-28 から，下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。 なお，本解析においては原子炉建屋オペレーティングフロア以外の階を１ノードとして設定しているが，下層階の小部屋にて水素漏えいが発生した場合においても，当該区画は通路部又は原子炉建屋オペレーティングフロアとダクト等にて繋がっていること	 第 2.1.4.2－1 図　ケース１ 水素濃度の時間変化 （原子炉建屋原子炉棟全域）  第 2.1.4.2－2 図　ケース１ 水素濃度の時間変化 （サブボリューム別） 下層階から漏えいした水素は，大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの排出効果によって，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は，ＰＡＲ起動水素濃度である 1.5vol%未満となる結果となった。		

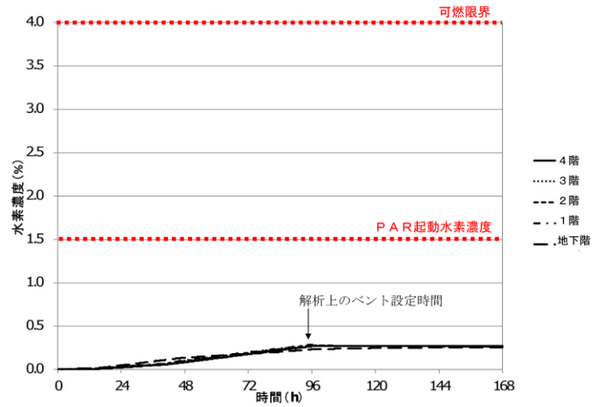
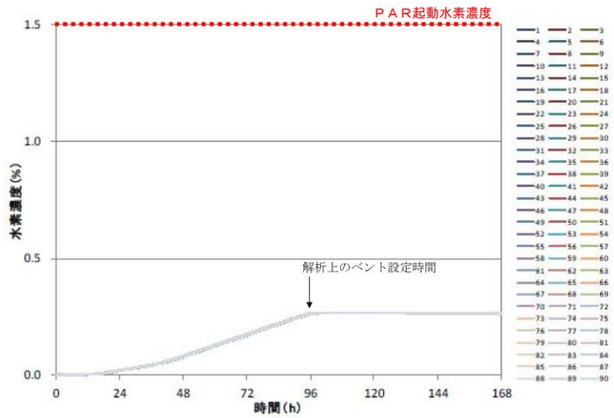
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
を確認しており，時間遅れは発生しうるものの，本解析と同様の挙動を示すものと考える。 (4) ケース３ 設計裕度の確認を行うため，有効性評価シナリオに対して十分保守的に設定した仮想的な条件である PAR 設計値（水素発生量 AFC100%相当及び格納容器漏えい率 10%/day）を用いて評価した水素ガスが全量 PAR 設置エリアである原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）のみから漏えいするとして，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-29，図 2-30 に示す。  図 2-29　ケース３　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア）	(2) ケース２ 設計裕度の確認を行うため，格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件であるＰＡＲ設計値（水素発生量ＡＦＣ100%相当及び原子炉格納容器漏えい率 10%／day）を用いて評価した水素が全量ＰＡＲ設置エリアである原子炉建屋原子炉棟 6 階のみから漏えいするとして水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2－3 図に示す。 また，サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2－4 図に示す。  第 2.1.4.2－3 図 ケース２ 水素濃度の時間変化 （原子炉建屋原子炉棟全域）	① 設計条件（ベント無し）における解析結果 各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-15 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。 原子炉建物４階（燃料取替階）については，ドライウェル主フランジからの漏えいにより，雰囲気の水素濃度が急激に上昇するが，ＰＡＲによる処理量が増加するため，水素濃度の上昇は次第に鈍化し，事故後 57 時間付近で水素濃度は約 2.7%をピークとして，その後減少し続ける。 ３階以下の下層階については，直接格納容器からの流入はないが，大物搬入口の領域を通じて原子炉建物４階（燃料取替階）から水素が流入してくることにより，水素濃度が上昇する傾向を示すが，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度の減少に漸近しながら上昇は次第に鈍化し，２階の水素濃度については，やがて減少に転じる。また，３階の水素濃度については，事象発生から約 192 時間までは水素濃度が上昇傾向を示しているが，約 192 時間以降は上昇傾向が緩やかになり，次第に減少傾向に変わる。 原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-16 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。  図 2.2.2-15　各フロアの水素濃度の時間変化 （設計条件，ベント無し）	・設備の相違

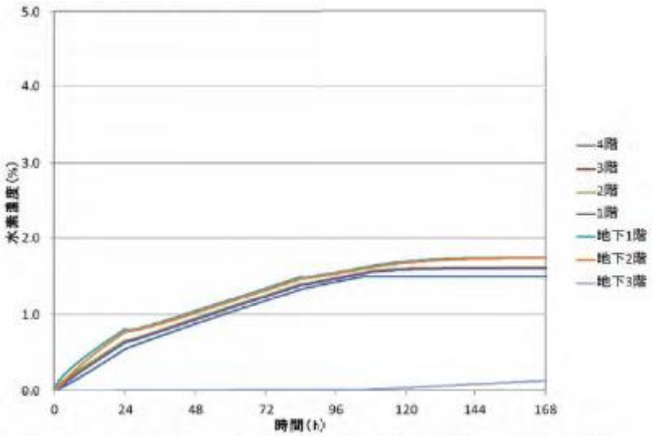
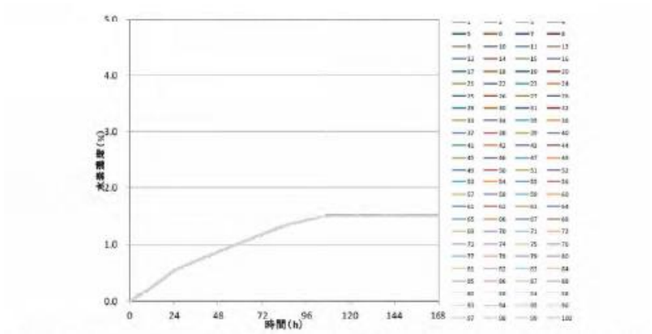
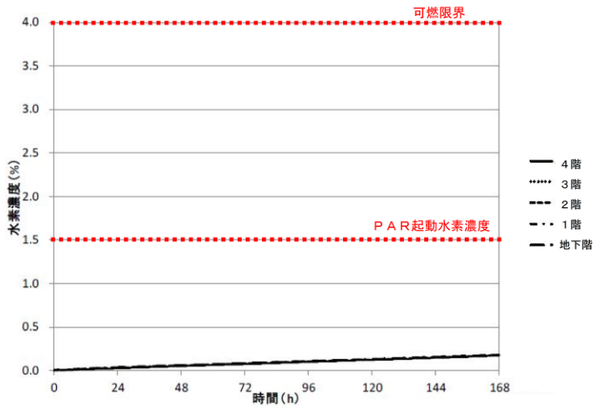
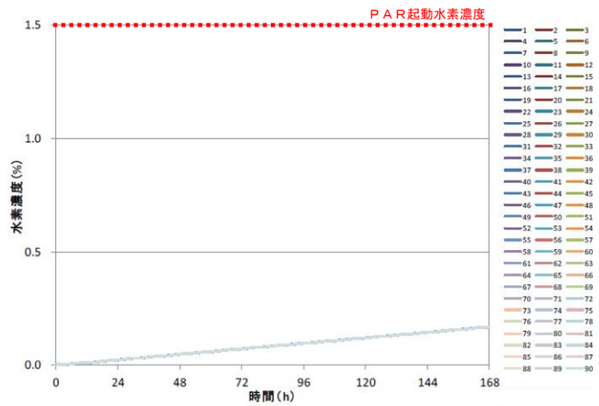
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-30　ケース３　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア） （格納容器ベント実施ケース，サブボリューム別）	 第 2.1.4.2－4 図　ケース２ 水素濃度の時間変化 （サブボリューム別）	 図 2.2.2-16　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント無し） ② 設計条件（ベント有り）における解析結果 設計条件において格納容器ベントを実施した場合の解析結果を図 2.2.2-17，図 2.2.2-18 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。 原子炉建物４階（燃料取替階）については，格納容器ベント実施後，ＰＡＲによる水素処理によって水素濃度が 1.5%まで急速に低下する。このため，異常な漏えいが発生している状態において格納容器ベントを行うことで，水素濃度を低減させることが可能である。  図 2.2.2-17　各フロアの水素濃度の時間変化 （設計条件，ベント有り）	・設備の相違 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，原子炉格納容器からの漏えいに伴い格納容器ベントを実施した場合の効果を確認するため，2.2.2 (5) ①項の解析と同じ条件で，格納容器ベントを実施する解析を記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 2.2.2-18　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント有り）	
図 2-29，図 2-30 から，設計条件の水素発生量に対して PAR による水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。また，図 2-29 に示したとおり，PAR の設置によって水素濃度が 4vol%に到達するまでの時間は 100 時間程度延びていることから，設備の復旧や対応手段の検討を実施する時間を確保できることも確認できた。10%/day という格納容器漏えい率は格納容器からの異常な漏えいが発生している状態を意味しているため，例えば，この時間の中で格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベントを行うことで，水素濃度を低減させることが可能である。格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作の概要を図 2-31 に示す。	設計条件の水素発生量に対してＰＡＲによる水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの，事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し，ＰＡＲの起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり，水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても，酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。さらに，第 2.1.4.2－5 図に示すとおり，原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vol%に到達した場合，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており，格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで，水素濃度が可燃限界に到達することはない。 また，第 2.1.4.2－4 図に示すとおり，原子炉建屋原子炉棟 6 階は，均一化されており，成層化しないことが確認された。		・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，添付 8 3.項にて記載 ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため，酸欠状態とはならない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 ※格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は，可燃限界（水素濃度 4%）に計器誤差（±1%），運転操作の余裕（0.8%=約６時間）を見込んだ値として設定。 図 2-31　格納容器からの異常な漏えいによる格納容器ベント操作概要 なお，図 2-29 の格納容器ベント未実施ケースにおいて，事象発生後 120 時間程度から原子炉建屋オペレーティングフロアでいるが，これは大量に発生した水素ガスを処理し続けた結果，酸素が欠乏したことにより，PAR の反応開始酸素濃度を下回ってしまい，PAR による水素処理が停止したことで起こっているものである。この状態においても酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。	 第 2.1.4.2－5 図 建屋水素対策フロー		・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は原子炉建物内に十分な量の酸素が存在しているため，酸欠状態とはならない

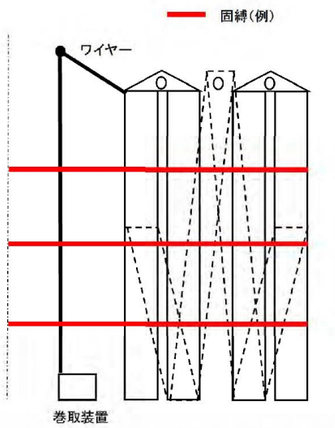
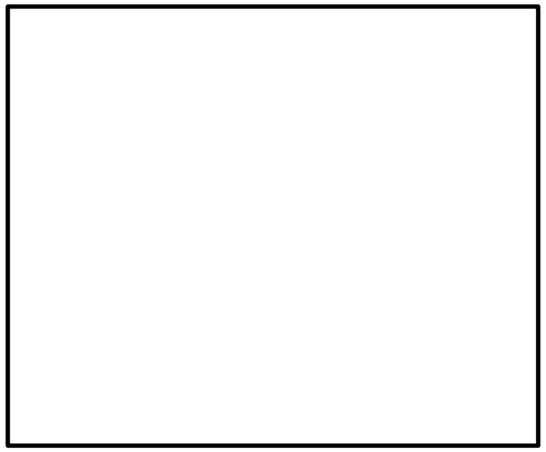
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
また，本ケースにおいては，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域で水素ガスが撹拌され，フロア全域で水素処理が行われていることを確認するため，流速ベクトルを評価した。解析結果を図 2-32 に示す。 図 2-32　ケース３　原子炉建屋オペレーティングフロア流速ベクトル 図 2-32 から，PAR による水素処理によって上昇流が発生し，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が撹拌されることを確認できた。			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，グラフを添付していないが，原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度が均一に変化していることから，フロア全域で水素ガスが撹拌されていることを説明している

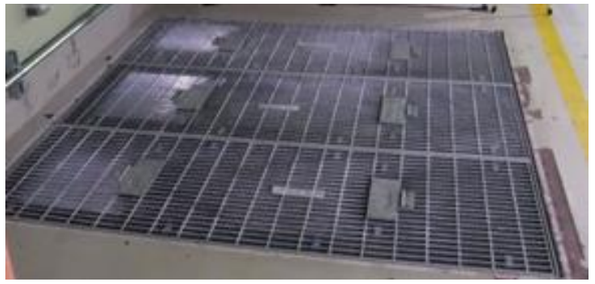
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		③ ベントケースにおける解析結果 各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-19 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。 また，原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-20 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお，本ケースにおいてＰＡＲは起動しない結果となった。  図 2.2.2-19　各フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース）  図 2.2.2-20　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース）	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.2.2.3 (3)項にて記載。東海第二は，2.1.4.2 (1)項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(5) ケース４ 代替循環冷却ライン使用時の影響確認を行うため，ケース２の評価シナリオを循環冷却シナリオに変更して，水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を図 2-33，図 2-34 に示す。  図 2-33　ケース４　水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）  図 2-34　ケース４　水素濃度の時間変化（原子炉建屋オペレーティングフロア）（サブボリューム別）		④ ＲＨＡＲケースにおける解析結果 各フロアの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-21 に示す。全フロアにおいて可燃限界未満であることを確認した。 また，原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を図 2.2.2-22 に示す。全てのサブボリュームにおいて水素濃度はほぼ均一に推移する。なお，本ケースにおいてＰＡＲは起動しない結果となった。  図 2.2.2-21　各フロアの水素濃度の時間変化（ＲＨＡＲケース）  図 2.2.2-22　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ＲＨＡＲケース）	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.1.4.2 (1)項にて記載 （東海第二はベントケースと RHAR ケースの両方を包絡した条件を設定している） ・設備の相違 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
本ケースにおいても，水素濃度が 1.5vol%に到達した時点で PAR による水素処理が開始されることにより，原子炉建屋内の水素濃度上昇が抑制され，可燃限界に至ることなく事象収束することを確認できた。		(8) 解析まとめ ＰＡＲ設計条件では，原子炉建物４階（燃料取替階）に設置した 18 個のＰＡＲで，原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認した。 なお，有効性評価を踏まえた条件においても原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが，区画されたエリアに格納容器からの想定漏えい箇所があるＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室及び所員用エアロック室について，個別に解析を行い，水素濃度が可燃限界未満となることを確認している。（添付９）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付７ 原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの構造について 柏崎刈羽原子力発電所６号炉及び７号炉の原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口用ハッチカバーは，４分割伸縮折畳式ハッチカバーである。代表で６号炉のハッチカバーの外観を図（添付 7-1），構造を図（添付 7-3）に示す。ハッチカバーは片側からワイヤーで引っ張ることで開動作，緩めることで閉動作する構造であり，開状態においてはストッパーピンを入れておくことで意図しない閉動作を防止する構造になっている。なお，今後は地震動によるワイヤーの切断，ストッパーピンの破断がおきた場合においても，原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの開状態を維持できるよう，ハッチカバーの固縛，あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。固縛の例を図（添付 7-2）に示しているが，詳細評価を行った上で最終的な耐震性確保のための措置を決定する。 なお，原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチは「実用発電用原子炉の設置，運転に関する規則」別表第一で示す「7 原子炉格納施設」の「工事計画の認可を要するもの」及び「工事計画の事前届出を要するもの」に該当する設備ではないことから，工事計画手続きの対象設備には該当しない。 ただし，原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチが地震により閉動作しないことの評価結果の説明については，工事計画書添付資料の「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書」にて記載する。 ＜原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチの設計方針＞ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から漏えいした水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアに導くために，通常運転時は原子炉建屋オペレーティングフロア大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。なお，地震によりハッチが閉動作することを防止するため，地震力を受けても開状態を維持できるものとし，必要に応じてハッチカバーの固縛，あるいはその他開状態維持可能な措置を講じることとする。	参考１ 原子炉建屋原子炉棟６階大物搬入口ハッチについて 重大事故等発生時に格納容器から漏えいした水素を原子炉建屋原子炉棟６階に導くために，通常運転時は，原子炉建屋原子炉棟６階大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。大物搬入口ハッチカバーは，二分割の折り畳み式カバーであり，電動チェーンブロックにより開閉する。また，電動チェーンブロックにより全開状態で固定するとともに，開状態においてはストッパーピンを入れておくことで，意図しない閉動作を防止する。（第１図及び第２図参照） なお，今後は必要に応じて固縛等を実施する。	参考資料２ 燃料取替階大物搬入口及びトーラス室上部ハッチについて 島根原子力発電所２号炉の原子炉建物４階（燃料取替階）の大物搬入口はグレーチングであり，通常運転中に地震が発生しても閉鎖することはない。原子炉建物４階（燃料取替階）平面図を図１に，グレーチング敷設状況を図２に示す。 また，トーラス室上部ハッチは内部溢水対策によりグレーチングに変更したため，大物搬入口と同様に通常運転中に閉鎖することはない。原子炉建物１階平面図を図３に，トーラス室上部ハッチ開口状況を図４に示す。 なお，原子炉建物大物搬入口及びトーラス室上部ハッチに係る記載については，詳細設計段階において検討する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチをグレーチングとしていることから地震によって閉鎖しないため地震による閉鎖は考慮しない ・記載方針の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチをグレーチングとしていることから地震によって閉鎖しないため地震による閉鎖は考慮しない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 7-1）　ハッチカバー外観  図（添付 7-2）　ハッチカバー固縛例 水素処理容量に関する説明について	 第１図 大物搬入口ハッチの閉状態 第2図 大物搬入口ハッチの開状態	 図１原子炉建物４階（燃料取替階）　平面図 図２　大物搬入口外観	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 7-3）　ハッチカバー構造図		図３　原子炉建物１階　平面図  図４　トーラス室上部ハッチ外観	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>添付８
原子炉建屋内における成層化について

2.2.2.3 (4) において，PAR による水素処理によって上昇流が発生し，原子炉建屋オペレーティングフロア内全域が撹拌されることを確認しているが，格納容器からの漏えい量が小さい場合にPAR 起動前の対流が発生せず，原子炉建屋オペレーティングフロア内で成層化することがないか確認を行うため，格納容器漏えい率を設計漏えい率である 0.4%/day（一定）とした場合の評価をGOTHIC にて実施した。格納容器漏えい率以外の条件は 2.2.2.3 (4) と同様である。水素濃度の解析結果を図（添付 8-1)に示す。</td>
<td>別紙８
小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟６階における水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において，水素が成層化しないことを解析により確認する。
格納容器ベントまでの漏えい率を，格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%／day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は，第 2.1.4.2－1 表のケース２と同様である。水素濃度の解析結果を第１図に示す。</td>
<td>添付７
原子炉棟内における成層化について

格納容器漏えい率を 10%/日とした設計条件における解析では，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素濃度は，ほぼ均一となる（漏えいした水素が空間内で成層化しない）ことを確認している。ここでは，成層化しやすい条件として表１のケースにおける空間内の水素挙動を確認する。
解析モデルは，本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」にて使用した解析モデルを使用する。解析モデルを図１に示す。

表１　解析ケースの概要
<table><tr><th>解析ケース</th><th>解析ケースの概要</th></tr><tr><td>①微小漏えいケース</td><td>ドライウェル主フランジからの微小漏えい（漏えい率：0.5%/日，0.05%/日）を想定する。
《考慮した保守性》
・原子炉建物４階（燃料取替階）への流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。</td></tr><tr><td>②全蒸気凝縮ケース</td><td>格納容器から漏えいした瞬間，全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。
《考慮した保守性》
・凝縮した水蒸気分，漏えいガスの流入速度が小さくなるため対流効果が抑制される。</td></tr></table></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉では，微小漏えいケースとして設計漏えい率とそれ以下の２種類の漏えい率で解析を実施し，対流効果が抑制されても成層化しないことを確認している。
（以下，⑪の相違）
また，水蒸気による撹拌の影響を確認するために全蒸気凝縮ケースの解析を実施している</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>

図１（本文図2.2.2-2）　解析モデル

1. 微小漏えいケース

(1) 解析条件

本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」に示している設計条件における解析に対し，表２に示すとおり，より小さい格納容器漏えい率として 0.5%/日，0.05%/日を条件として設定する。

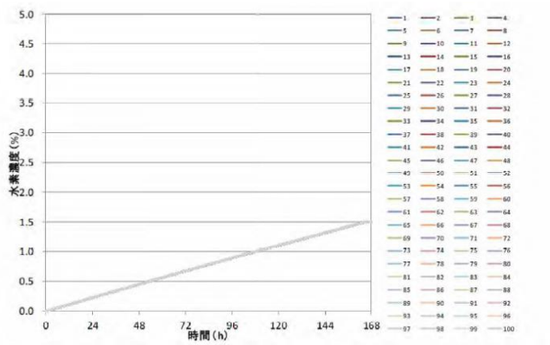
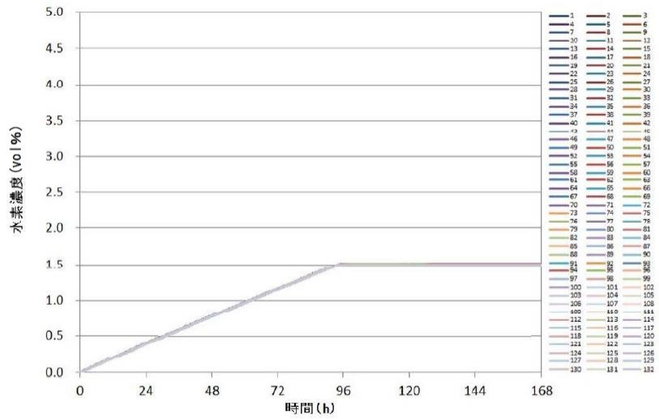
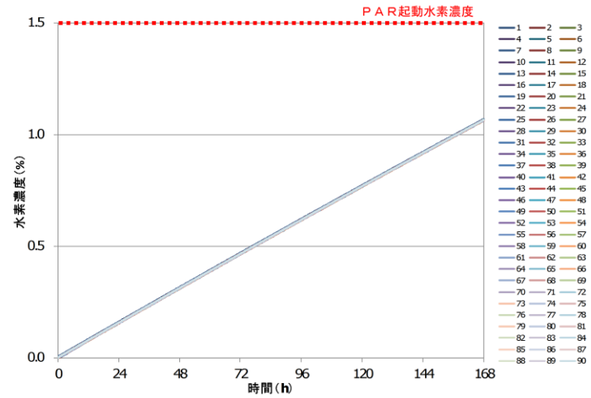
表２　主要な解析条件

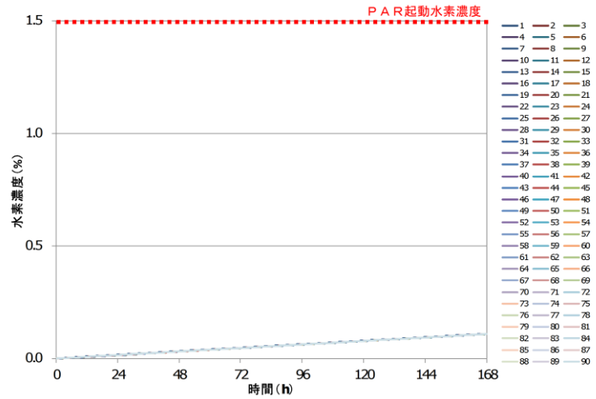
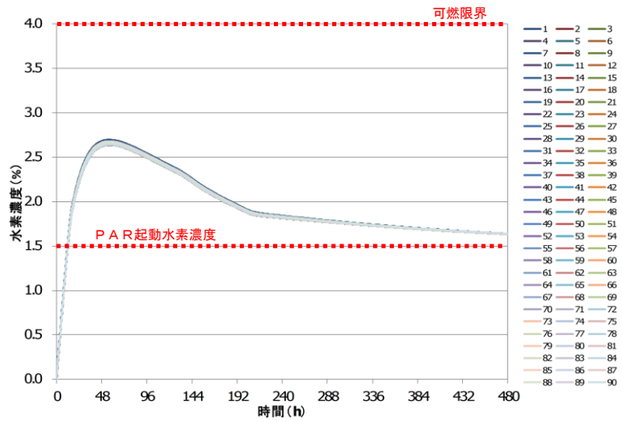
<table>
<tr><th></th><th colspan="2">実施ケース</th><th>設計条件</th></tr>
<tr><td>漏えい率（%/日）</td><td>0.5</td><td>0.05</td><td>10</td></tr>
</table>

</td><td>・記載方針の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
⑪の相違

・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
⑪の相違</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 8-1）　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア）（サブボリューム別） 図（添付 8-1）から，PAR 起動前においてもサブボリューム毎の水素濃度の差はほとんどなく，漏えい量を設計漏えい率相当まで小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認できた。このことから，原子炉建屋オペレーティングフロア内での対流は，漏えいガスの運動に起因した流動ではなく，高温ガスが流入することで発生する温度差による対流が支配的であると推定できる。 したがって，格納容器から漏えいするガスが高温である限り対流は発生し，成層化は起こらないと考える。	 第１図 小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟６ 階水素挙動 （サブボリューム） ＰＡＲ起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく，漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。	(2) 解析結果 図２及び図３に格納容器漏えい率（0.5%/日及び 0.05%/日）における原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す（参考として，設計条件（格納容器漏えい率 10%/日）の解析結果を再掲する）。水素濃度は格納容器漏えい率に関わらずほぼ均一に分布し，成層化は見られない。  図２　原子炉建物４階（燃料取替階）のサブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，格納容器漏えい率 0.5%/日）	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】⑪の相違 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図３　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，格納容器漏えい率 0.05%/日）	・設備の相違
		 【参考】本文図 2.2.2-16　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（設計条件，ベント無し）	・設備の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>
2. 全蒸気凝縮ケース
(1) 解析条件
格納容器からの漏えい条件は表３に示すとおり，本文「2.2.2　原子炉棟の水素濃度解析」のベントケースと同じ条件とする。ただし，保守的な評価を行うため，格納容器から漏えいした瞬間，全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが100℃で流入することとする。

表３　格納容器漏えい条件
<table>
<tr><th>分類</th><th>項目</th><th>有効性評価結果を
踏まえた条件</th></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器条件</td><td>圧力
温度
漏えい率</td><td>本文表 2.2.2-7</td></tr>
<tr><td>水素濃度
窒素濃度
水蒸気濃度</td><td>D/W：本文表 2.2.2-8
S/C：本文表 2.2.2-9</td></tr>
</table>

(2) 解析結果
図４に全蒸気凝縮ケースにおける原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化を示す。水素濃度は４vol%を下回る。また，ほぼ均一に分布し，成層化は見られない。

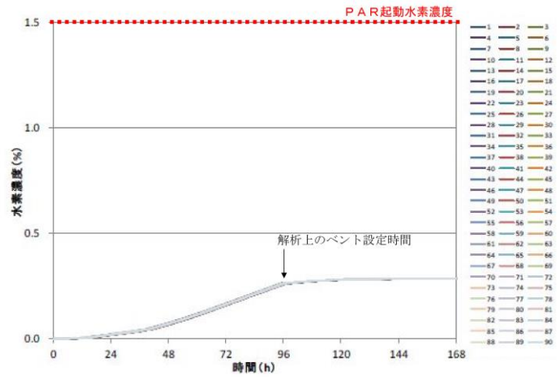
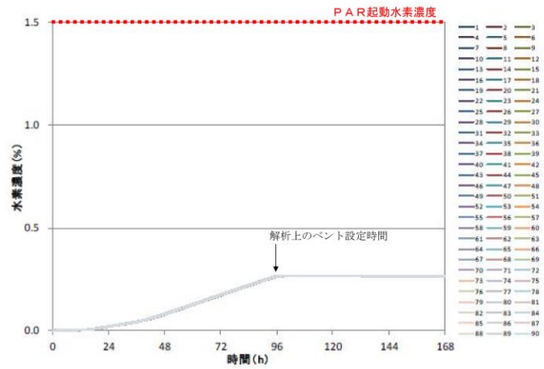
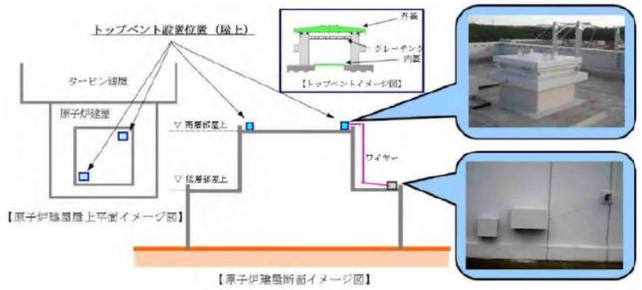
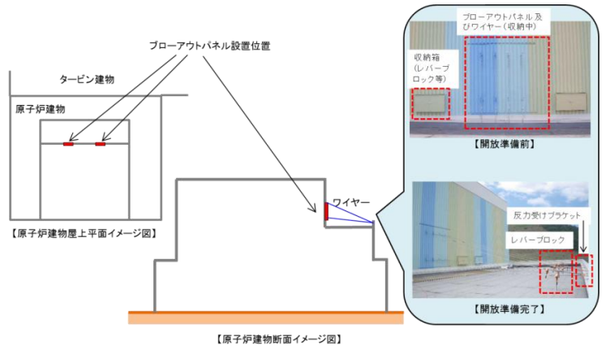


図４　原子炉建物４階（燃料取替階）全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース，全蒸気凝縮）
</td><td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉では水蒸気による撹拌の影響を確認するために全蒸気凝縮ケースの解析を実施している</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 【参考】　図 2.2.2-20　原子炉建物４階（燃料取替階）の全サブボリュームの水素濃度の時間変化（ベントケース）	
それでもなお，仮に成層化が発生してしまった場合には，PAR を設置していない原子炉建屋オペレーティングフロア天井部にて水素濃度が上昇するものと考えられることから，水素濃度監視設備及び PAR 動作監視装置にて発生の可能性を判断する。天井部に設置した水素濃度監視設備における水素濃度が PAR 起動確認濃度 1.5vol%を上回っているにも関わらず，PAR 動作監視装置にて PAR の動作を確認できない場合には，天井部付近の水素ガスが PAR 設置位置まで到達していないこととなるため，成層化が発生している可能性があると判断できる。 成層化が発生している可能性があると判断した場合の対応としては，水素発生源を断つための格納容器ベント操作（格納容器ベント実施基準：オペレーティングフロア天井部付近の水素濃度監視設備にて水素濃度 2.2%※1)，外気を取り込み対流の発生を促すための大物搬入口等の原子炉建屋１階外扉の開放操作，水素ガスを排出するための自主設備である原子炉建屋トップベント（図（添付 8-2）参照）の開放操作※2 が挙げられる。		それでもなお，仮に成層化が発生してしまった場合には，ＰＡＲを設置していない原子炉建物４階（燃料取替階）の天井付近にて水素濃度が上昇するものと考えられる。このことから，天井付近に設置した水素濃度監視設備における水素濃度がＰＡＲ起動確認濃度 1.5vol%を上回っているにも関わらず，ＰＡＲ動作監視装置にてＰＡＲの動作を確認できない場合には，天井部付近の水素ガスがＰＡＲ設置位置まで到達していないこととなるため，成層化が発生している可能性があると判断できる。 成層化が発生している可能性があると判断した場合の対応としては，水素発生源を断つための格納容器ベント操作(格納容器ベント実施基準:原子炉建物４階（燃料取替階）天井部付近の水素濃度監視設備にて水素濃度 2.5vol%※1)，水素ガスを排出するための自主対策設備である原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル(図５参照)の開放操作※2 が挙げられる。	・記載方針の相違 【東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 計器誤差及び運転操作の余裕時間の相違から格納容器ベント実施基準値が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用する

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
※1 格納容器ベント実施基準とする原子炉建屋水素濃度 2.2%は，可燃限界（水素濃度 4%）に計器誤差（±1%），運転操作の余裕（0.8%= 約６時間）を見込んだ値として設定。		※１格納容器ベント実施基準とする原子炉棟水素濃度 2.5vol%は，可燃限界（４vol%）に計器誤差（±1.1vol%）及び運転操作の余裕（0.4vol% ＝３時間）を考慮した値として設定。	・運用の相違 【柏崎 6/7】 計器誤差及び運転操作の余裕時間の相違から格納容器ベント実施基準値が異なる
※2 原子炉建屋トップベントは格納容器ベント後にも原子炉建屋内水素濃度に低下傾向が見られない（めやす 30 分）場合，速やかに実施。		※２格納容器ベントを実施しても原子炉棟水素濃度が低下しない場合	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用する
格納容器ベント操作については，格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（310kPa[g]）・最高使用温度（171℃）を上回っており，かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で，格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから，遅滞なく準備を実施し，成層化が発生している可能性があると判断した段階においては速やかに行うこととなる。		格納容器ベント操作については，格納容器の圧力・温度が最高使用圧力（427kPa[gage]）・最高使用温度（171℃）を上回っており，かつ水素濃度監視設備において水素濃度の上昇傾向を捉えた段階で，格納容器の閉じ込め機能の劣化兆候を示していると考えられることから，遅滞なく準備を実施し，成層化が発生している可能性があると判断した段階においては速やかに行うこととなる。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，設計圧力が異なる
一方，外扉開放操作及び原子炉建屋トップベント開放操作については，原子炉建屋の閉じ込め機能を損なう対応でもあることから，水素濃度の時間変化や炉心・格納容器の冷却状況を各種パラメータによって確認しつつ，各対策の準備状況や津波襲来の可能性等の外部条件を踏まえて行うこととなる。			・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを使用するため，原子炉建物１階の外扉等の開放は行わない

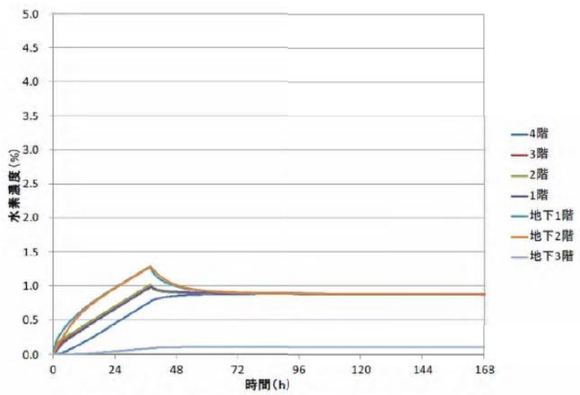
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
なお，非常用ガス処理系による換気は，水素ガスを排出できるという点では有用であるが，系統内での水素爆発の可能性を否定できないことから，水素濃度が高い環境下では使用しない。系統内の気体温度が水素着火温度である約 500℃になることは考えられないが，福島第一原子力発電所事故における水素爆発も雰囲気温度が約 500℃になって起こったとは考えられない。福島第一原子力発電所事故では，可燃限界濃度を超える水素ガスが存在する環境であったと想定され，機器の動作時などの金属摩擦や貴金属の触媒作用，静電気の放電，電気設備・機器からの漏電等の要因で着火した可能性が高いと考えられる。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の非常用ガス処理系は，これらの状況を踏まえ，原子炉建屋オペレーティングフロア吸込口付近に水素濃度計を設置することで水素濃度監視を強化するとともに，原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度による起動/停止判断手順を整備することで，水素濃度が高い環境下で非常用ガス処理系は使用しない運用としている。  図（添付 8-2）　原子炉建屋トップベント		なお，非常用ガス処理系による換気は，水素ガスを排出できるという点では有用であるが，系統内での水素爆発の可能性を否定できない。そのため，島根原子力発電所２号炉の非常用ガス処理系は，原子炉建物２階吸込口付近に水素濃度計を設置することで水素濃度監視を強化するとともに，２階吸込口付近の原子炉建物水素濃度による起動/停止判断手順を整備することで，水素濃度が高い環境下で非常用ガス処理系は使用しない運用としている。  図５　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，非常用ガス処理系の吸込口付近である原子炉建物２階に水素濃度計を設置する ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 9 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について 2.2.2.3（3）において，下層階にて水素ガスが漏えいした場合の建屋内挙動を確認したが，2.4 に示す自主対策設備である格納容器頂部注水系の効果等により原子炉建屋オペレーティングフロアに直接水素ガスが漏えいしなくなった場合の建屋内挙動を確認するため，漏えい箇所を下層階（2 階，地下 1 階，地下 2 階）のみとし，PCV 主フランジを除く周長割合で全漏えい量を分配した場合の評価を GOTHIC にて実施した。漏えい箇所以外の条件は 2.2.2.3（3）と同様である。水素濃度の解析結果を図（添付 9-1）に示す。	別紙 7 格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について 格納容器頂部注水系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。 格納容器頂部注水系の効果によって，格納容器トップヘッドフランジからの漏えいがなくなり，原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため，漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳについては，水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から，停止とした。漏えい箇所及びＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ停止以外の条件は，第 2.1.4.2－1 表のケース１と同様である。第 1 図に解析結果を示す。	添付８ 運用面を考慮した場合の原子炉棟の水素挙動及び対策について 有効性評価結果を踏まえた条件では，「冷却材喪失（大ＬＯＣＡ）」時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」をベースに条件設定しているが，運用面を考慮したパラメータスタディとして，表１に示す２ケースを想定し原子炉棟の水素挙動を確認する。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，添付８1.項にて記載 ・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，添付８1.項にて記載
		また，原子炉棟の水素解析結果をもとに，自主対策設備も含めた格納容器からの水素漏えい時の対策フローを示す。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，図 2-31 にて記載。東海第二は第 2.1.4.2－5 図にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>表１　実施ケース
<table><tr><th>実施ケース</th><th>実施ケースの想定</th><th>有効性評価を踏まえた条件での想定</th></tr><tr><td>原子炉ウェル注水ケース
①ベントケース
②ＲＨＡＲケース</td><td>原子炉ウェル注水によりドライウェル主フランジから漏えいしない</td><td>原子炉ウェル注水は期待せず，ドライウェル主フランジから漏えいする</td></tr><tr><td>格納容器ベント遅延ケース</td><td>格納容器ベントが遅延し，限界温度・圧力が継続する</td><td>事象発生 32 時間後を包絡する 96 時間後に格納容器ベントを実施する</td></tr></table>
1．原子炉ウェル注水ケース
有効性評価結果を踏まえた条件に対し，以下の条件をパラメータとして設定する。
(1) 漏えい量の分配条件
有効性評価結果を踏まえた条件に対し，表２に示すとおり，ドライウェル主フランジからの漏えい量が他の漏えい箇所に分配されるよう設定する。</td><td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，ベントケースと RHAR ケースの２条件に対して，原子炉ウェル注水を模擬した解析を行っている。なお，島根２号炉では蒸気による影響を確認するために，原子炉ウェル沸騰の有無両方の条件で解析を実施している
（以下，⑫の相違）
・記載方針の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
格納容器ベント実施の影響を確認するために，格納容器ベントが遅延した場合を想定したケースの解析を実施している

・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は添付９の冒頭段落にて記載。東海第二は別紙７の第２段落にて記載</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>



図（添付 9-1）水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）

</td>
<td></td>
<td>

表２　各フロアの漏えい量の比率

フロア	想定漏えい箇所	漏えい量の分配比率	
		原子炉ウェル注水ケース	有効性評価結果を踏まえた条件
４階	ドライウェル主フランジ		
２階	逃がし安全弁搬出ハッチ		
１階	機器搬入口		
	所員用エアロック		
	制御棒駆動機構搬出ハッチ		
地下階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ		

(2) 解析結果

① ベントケース

各フロア水素濃度の時間変化を図１に示す（参考として，有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する）。

全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。

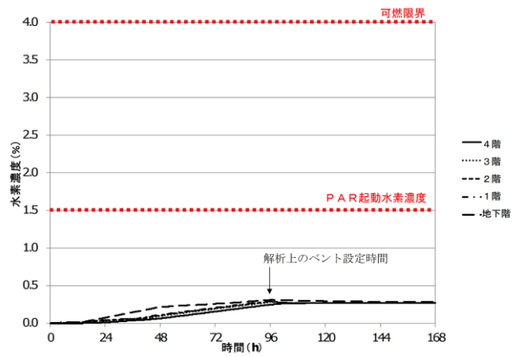


図１　各フロアの水素濃度の時間変化
（ベントケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰なし）

</td>
<td>

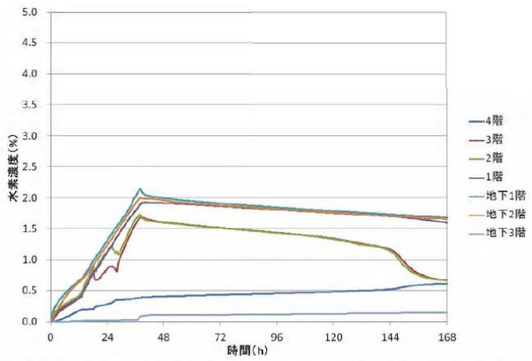
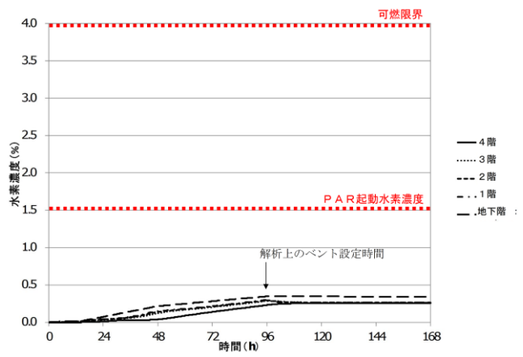
・記載方針の相違

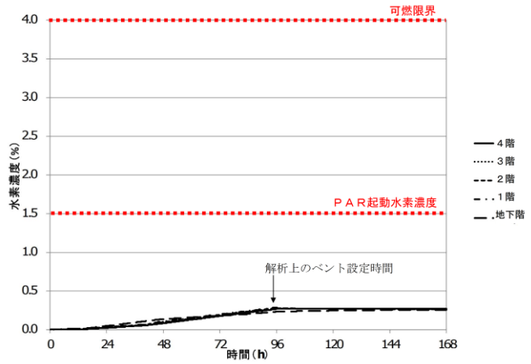
・記載方針の相違
【東海第二】

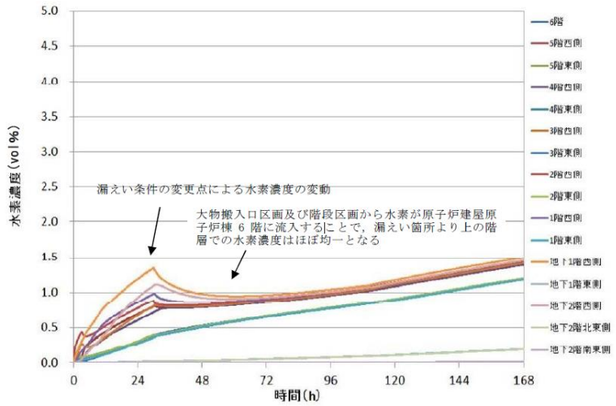
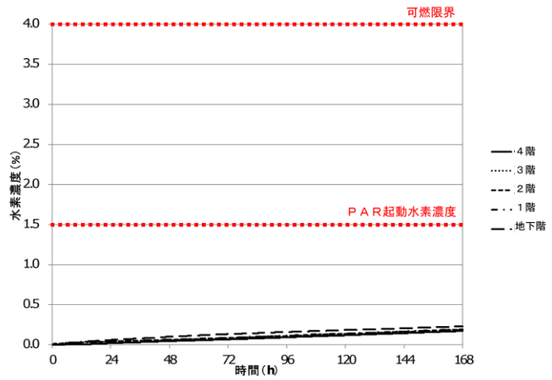
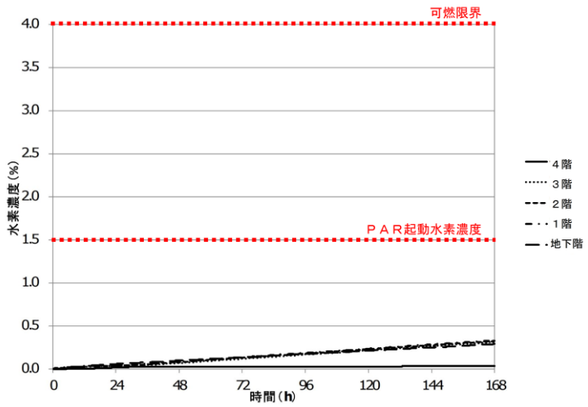
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】

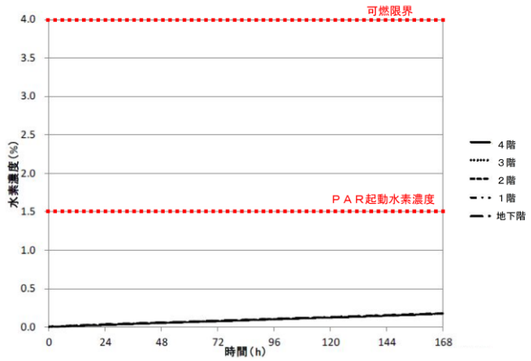
・設備の相違

</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 9-1）から，下層階のみから水素ガスが漏えいした場合においても，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化され，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）まで水素ガスが到達することを確認できた。 さらに，格納容器頂部注水系の効果により，ウェルに溜まった水が蒸発し，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）に水蒸気が追加で流入した場合の水素挙動の影響を確認するため，格納容器頂部注水系の機能を期待できる 12 時間後から原子炉ウェルの水が蒸発し，原子炉建屋オペレーティングフロア(4 階）に水蒸気が流入するとした場合の評価を GOTHIC にて実施した。水蒸気追加流入以外の条件は図（添付 9-1）に示した解析と同様である。水素濃度の解析結果を図（添付 9-2）に示す。  図（添付 9-2）　水素濃度の時間変化 （原子炉建屋全域，原子炉ウェル蒸発）		また，原子炉ウェルへの注水に伴い，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し，原子炉建物４階（燃料取替階）へ水蒸気が流入した場合の原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため，蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図２に示す。なお，原子炉建物４階（燃料取替階）への水蒸気流入条件以外は，図１に示した解析と同条件である。  図２　各フロアの水素濃度の時間変化 （ベントケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰あり）	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は，添付 8 2.項の最終段落にて記載 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 【参考】図 2.2.2-19　フロアの水素濃度の時間変化（ベントケース）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】
図（添付 9-2）から，原子炉ウェルの水が蒸発して水蒸気の追加流入が発生した場合においては，原子炉建屋オペレーティングフロア（4 階）への水素流入は緩やかになるものの，大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋３階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界に至ることはないことを確認できた。 ただし，上述の通り原子炉建屋オペレーティングフロア（４階）への水素流入を緩やかにする効果があることを確認できたため，自主対策設備である格納容器頂部注水系の運用については，この効果を加味して改善していく予定である。		図１及び図２より，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することにより，原子炉建物４階（燃料取替階）への水素流入は緩やかになるが，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチを通じて原子炉建物３階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界未満となることを確認した。	・記載方針の相違 【東海第二】
		② ＲＨＡＲケース	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】
		各フロア水素濃度の時間変化を図３に示す。全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。	・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第１図 水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域） （漏えい箇所：下層階のみ）	 図３　各フロアの水素濃度の時間変化 （ＲＨＡＲケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰なし） また①と同様，原子炉ウェルへの注水に伴い，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し，原子炉建物４階（燃料取替階）へ水蒸気が流入した場合の原子炉棟内の水素挙動への影響を確認するため，蒸気発生を考慮した場合の評価結果を図４に示す。なお，原子炉建物４階（燃料取替階）への水蒸気流入条件以外は，図３に示した解析と同条件である。  図４　各フロアの水素濃度の時間変化 （ＲＨＡＲケース，原子炉ウェル注水あり，沸騰あり）	・設備の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 ⑫の相違 ・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 【参考】図 2.2.2-21　各フロアの水素濃度の時間変化（ＲＨＡＲケース）	・記載方針の相違 【東海第二】
	下層階のみから水素が漏えいし，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの効果に期待しない場合においても，大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟６階に流入することにより，下層階で水素が滞留することはなく，可燃限界に到達しない結果となった。	図３及び図４より，①と同様，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発し水蒸気として流入することにより，原子炉建物４階（燃料取替階）への水素流入が緩やかになるが，大物搬入口及びトーラス室上部ハッチを通じて原子炉建物３階以下で水素濃度が均一化される効果と相まって，可燃限界未満となることを確認した。	・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違
		2．格納容器ベント遅延ケース ベントケースに対し，格納容器条件を表３に示すとおり設定する。なお，解析上のベント設定時間（事故後 96 時間）直前の格納容器条件が，96 時間以降についても継続する条件としている。 (1) 解析条件 圧力，温度及び D/W・S/C ガス組成を図５から図８に示す。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 格納容器ベント実施の影響を確認するために，格納容器ベントが遅延した場合を想定したケースの解析を実施している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表３　解析条件

分類	項目	格納容器ベント遅延ケース		有効性評価結果を踏まえた条件
		96h 以降	0～96h	
格納容器条件	圧力（kPa[gage]） 温度（℃） 漏えい率（%/日）	853 200 1.3	本文表 2.2.2-7	
	水素濃度（vol%） 窒素濃度（vol%） 水蒸気濃度（vol%）	8 0 92	D/W：本文表 2.2.2-8 S/C：本文表 2.2.2-9	

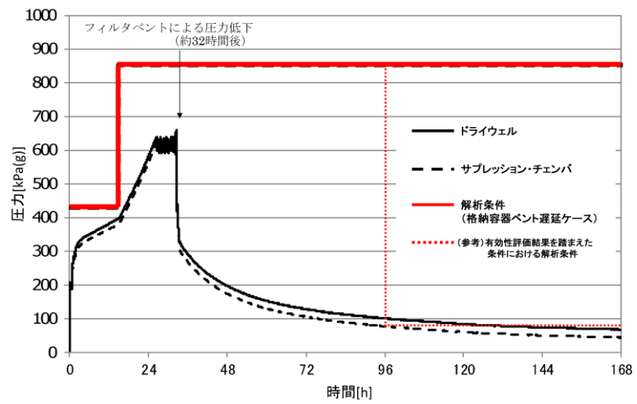


図５　格納容器圧力条件（格納容器ベント遅延ケース）

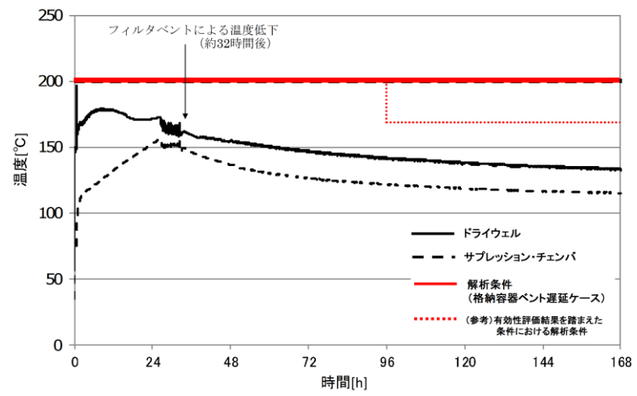
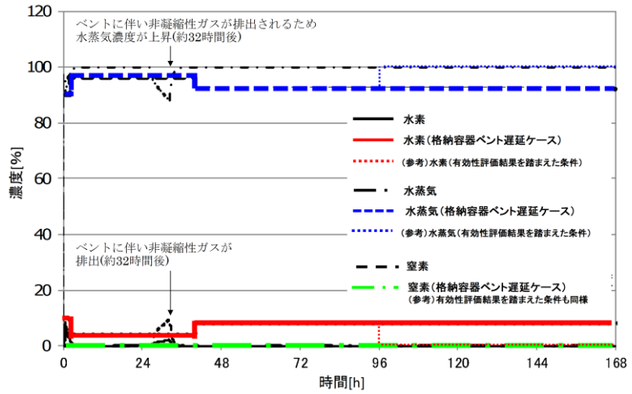
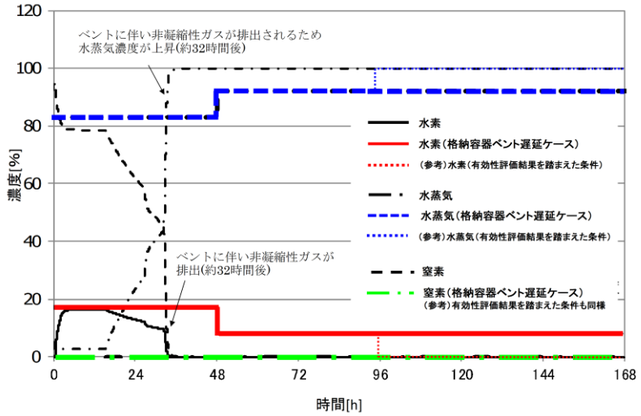
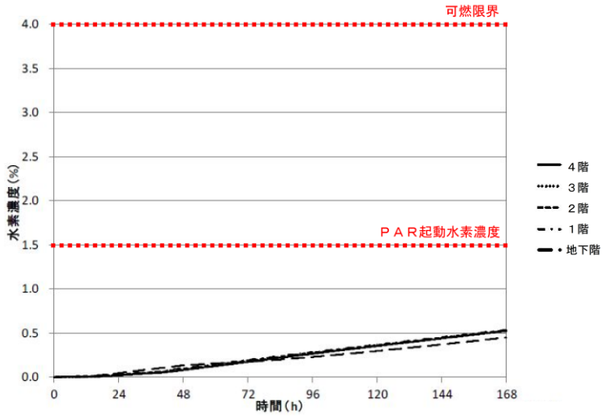
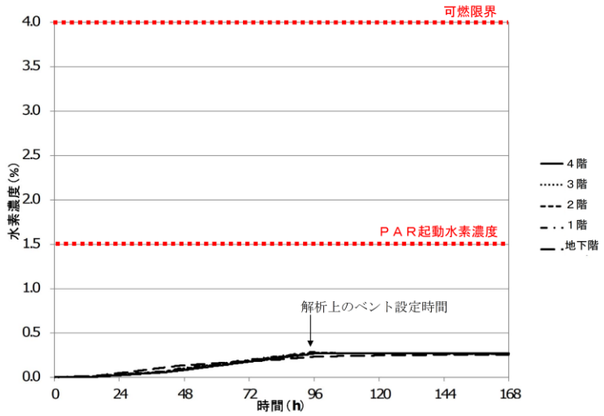


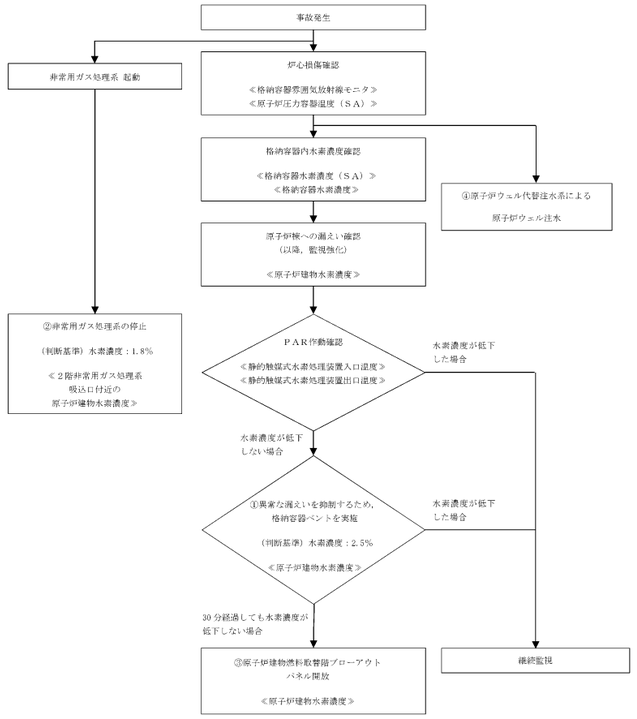
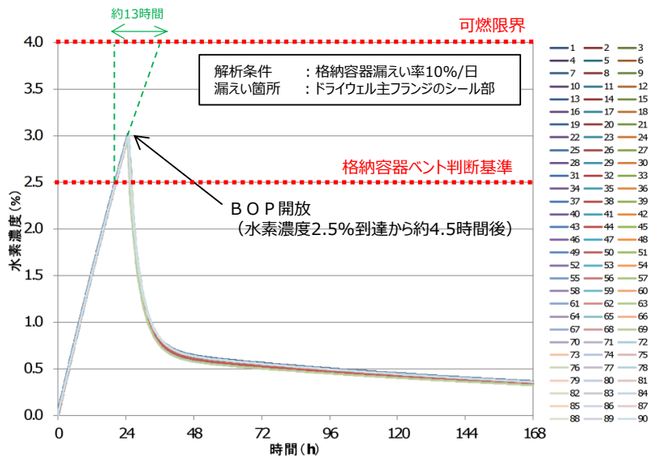
図６　格納容器温度条件（格納容器ベント遅延ケース）

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図７　D/W 内ガス条件（格納容器ベント遅延ケース）  図８　S/C内ガス条件（格納容器ベント遅延ケース） (2) 解析結果 各フロアの水素濃度の時間変化を図９に示す（参考として，有効性評価結果を踏まえた条件の解析結果を再掲する）。 全フロアにおいて水素濃度は可燃限界未満であることを確認した。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図９　各フロアの水素濃度の時間変化 （格納容器ベント遅延ケース）  【参考】図 2.2.2-19　各フロアの水素濃度の時間変化 （ベントケース） 3．水素漏えい時の対策 有効性評価結果を踏まえた条件における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４階（燃料取替階）の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りがないこと，格納容器ベント実施により水素発生源を断ち，原子炉棟への水素漏えいを抑制できることを確認	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.2.2.3 (4)項にて記載。東海第二は，2.1.4.2（2）項にて記載

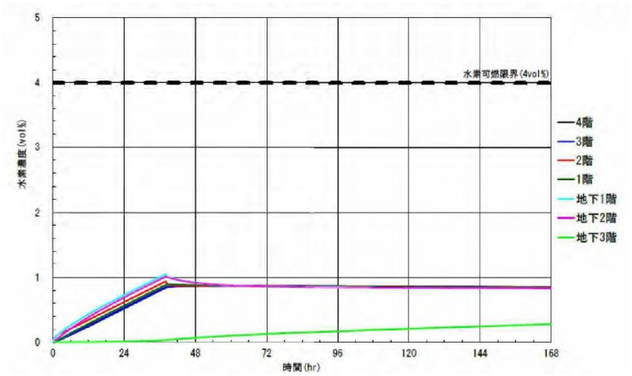
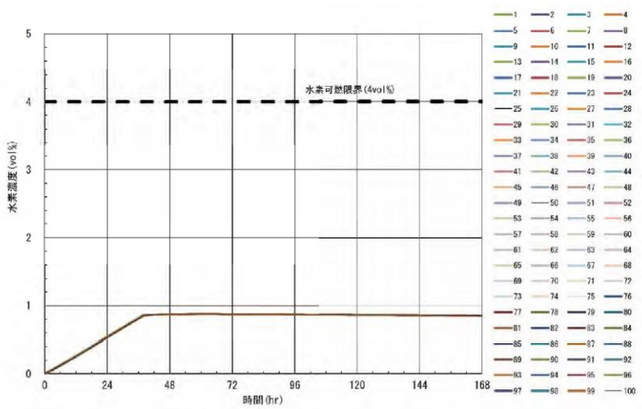
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		している。 また，ＰＡＲ設計条件における原子炉棟の水素濃度解析では，ＰＡＲによる水素処理による原子炉棟の水素上昇を抑制できること，原子炉建物４階（燃料取替階）の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りがないことを確認している。 これらの解析結果を踏まえ，格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には，格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施し，原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また，局所エリアへ設置する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４階（燃料取替階）に設置する水素濃度計とともに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図 10 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ＰＡＲ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％」を判断基準とし，格納容器ベントを実施する。 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り，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。 ③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 ＰＡＲ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	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		上昇を抑制する。ＰＡＲ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，図 11 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 2.5%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原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水 　ドライウェ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，原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図 10　水素漏えい時の対策フロー  図11　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）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 10 6 号炉の GOTHIC 解析による水素濃度評価 １．解析コード，解析モデル 解析コードは，汎用熱流動解析コード GOTHIC(Ver.7.2a) を使用する。解析モデルの基本的な考えは 7 号炉と同じであり，6 号炉の建屋寸法，PAR 配置を考慮して図（添付 10-1），図（添付 10-2）及び図（添付 10-3）で示すモデルで解析を実施した。 図（添付 10-1）　6 号炉原子炉建屋の GOTHIC 解析モデル 図（添付 10-2）　6 号炉原子炉建屋オペレーティングフロアのサブボリューム分割			・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は単独申請のため該当資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
[redacted] 図（添付 10-3）　６号炉 PAR 設置サブボリューム番号と PAR 入口・出口の関係 ２．解析条件，解析ケース 解析条件については，６号炉固有の建屋寸法等により決定するものを除き，「2.2.2.2 解析条件」で示す７号炉の解析条件と基本的に同じ条件で実施する。 解析ケースについては，「2.2.2.3 解析結果」の表 213 で示す７号炉のケースのうち，「ケース２（漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定）」と同じケースについて解析を実施する。表（添付 10-1）に６号炉の解析ケースを示す。 表（添付 10-1）　解析ケース 解析ケース：漏えい箇所として原子炉建屋オペレーティングフロアと下層階を想定 モデル：原子炉建屋　全階を模擬したモデル シナリオ：有効性評価シナリオ（PCV 過圧・過温） 漏えい箇所：原子炉建屋オペレーティングフロア＋下層階 格納容器漏えい率：1.5%/day（AEC 式：約 1.0%） PAR 反応開始濃度：1.5vol%			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
３．解析結果 ６号炉の原子炉建屋全域の水素濃度評価結果を図（添付 10-4），原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度評価結果を図（添付 10-5）に示す。  図（添付 10-4）　６号炉の水素濃度の時間変化（原子炉建屋全域）  図（添付 10-5）　６号炉の水素濃度の時間変化 （原子炉建屋オペレーティングフロア） （サブボリューム別） 図（添付 10-4）及び図（添付 10-5）から，７号炉と同様に，下層階にて水素ガスが漏えいした場合においても大物搬入口領域及び地下ハッチ領域を通じて原子炉建屋全域で水素濃度が均一化されることを確認できた。			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.2.3 静的触媒式水素再結合器の性能試験について 本章では，PAR の既往研究で示された性能試験について説明する。前章で示した解析における PAR 性能評価式の妥当性を示す「（１）PAR の水素低減性能試験について」と，PAR の性能阻害ファクターによる性能影響を示す「（２）PAR の触媒性能低下要因の影響について」に分類し，既往の試験結果をもとに PAR 性能について示す。 （１）PAR の水素低減性能試験について PAR の性能確認は，国際的な実証試験においても行われており，NRC による Sandia National Laboratory(SNL)における試験ではメーカの小型 PAR について試験を行い，性能確認が行われている（参照文献（b））。この試験結果で示す PAR の水素処理特性と，NIS 社製 PAR の下記に示す性能評価式を比較することで，性能評価式の妥当性を示す。	別紙１ ＰＡＲの性能確認試験について メーカによる開発試験によりＰＡＲの基本性能評価式が設定され，様々な環境下でのＰＡＲの性能確認のため，国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出，様々な環境下におけるＰＡＲの性能評価等を示す。 (1) 基本性能評価式の設定 基本性能評価式の設定，ＰＡＲ設置位置の違いによる性能評価を目的としたＰＡＲ開発試験として Battelle MC 試験が実施されている。 試験条件を第１表に，試験体概要を第１図に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にＰＡＲを設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。 第２図は，Ｒ５の部屋にＰＡＲを設置し，雰囲気を蒸気条件にしたのちにＲ５の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を第３図に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布は，ほぼ均一になっていることがわかる。得られた試験結果をもとに，ＰＡＲの入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を第４図に示す。再結合効率は，約 85%（0.846）となっている。 基本性能評価式は，この試験を通じて設定されており，以下に導出過程を示す。 メーカにおいて，ＰＡＲへの流入量と水素濃度の相関は，以下の式で表されると仮定している。	2.2.3 静的触媒式水素処理装置の性能試験について メーカによる開発試験によりＰＡＲの基本性能評価式が設定され，様々な環境下でのＰＡＲの性能確認のため，国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出，様々な環境下におけるＰＡＲの性能評価等を示す。 (1) ＰＡＲの水素濃度低減性能試験について 基本性能評価式の設定，ＰＡＲ設置位置の違いによる性能評価を目的とし，ＰＡＲ開発試験として，Battelle MC 試験が実施されている。 試験条件を表 2.2.3-1，試験体概要を図 2.2.3-1 に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にＰＡＲを設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。 図 2.2.3-2 は，Ｒ５の部屋にＰＡＲを設置し，雰囲気を蒸気条件にしたのちにＲ５の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を図 2.2.3-3 に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布はほぼ均一になっていることが分かる。得られた試験結果をもとに，ＰＡＲの入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を図 2.2.3-4 に示す。再結合効率は約 85%（0.846）となっている。 この試験を通じて基本性能評価式は設定されており，以下に導出過程を示す。メーカにおいて，ＰＡＲへの流入量と水素濃度の相関は以下の式で表されると仮定している。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では Battelle MC 試験を参照しており，基本性能評価式の導出過程を確認している。さらに，2.2.3 (3)項にて基本性能評価式にスケールファクタを乗ずることで，PAR-22 型にも基本性能評価式を適用可能なことを確認している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^b$ ・・・・・・・・・・・・式① Q　：ＰＡＲへの流入量（m^3/s） C_{H2}　：水素濃度（vol%） a　：定数 b　：定数 単位時間当たりの水素処理容量は，単位時間当たりにＰＡＲへ流入する水素量とＰＡＲの性能を示す再結合効率により表され，以下となる。 $DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta$ ・・・・・・・・・・・式② DR　：水素処理容量（kg/s） γ　：水素密度（kg/m^3） η　：再結合効率 試験における測定値による水素処理容量は，以下となる。 $DR = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_C \cdot \gamma$ ・・・・・・・・・・・式③ $\frac{dC_{H2}}{dt}$　：水素濃度変化率 V_C　：試験容器体積（m^3） 式②及び③より，試験におけるＰＡＲへの流入量は，水素濃度変化の測定値から求まる。 $Q = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_C / \left(\frac{C_{H2}}{100} \cdot \eta\right)$ ・・・・・・・式④ 式④による流入量と，その時の水素濃度のデータより，式①の定数ａ，ｂは，フィッティングにより決定される。	$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^b$ ・・・・・・・・・・・・（式 2.2.3-1） Q　：ＰＡＲへの流入量（m^3/s） C_{H2}　：水素濃度（vol%） a　：定数 b　：定数 単位時間あたりの水素処理容量は，単位時間あたりにＰＡＲへ流入する水素量とＰＡＲの性能を示す再結合効率により表され，以下となる。 $DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta$ ・・・・・・・・・・（式 2.2.3-2） DR　：水素処理容量（kg/s） γ　：水素密度（kg/m^3） η　：再結合効率 試験における測定値による水素処理容量は以下となる。 $DR = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_C \cdot \gamma$ ・・・・・・・・・・・（式 2.2.3-3） $\frac{dC_{H2}}{dt}$　：水素濃度変化率 V_C　：試験容器体積（m^3） （式 2.2.3-2）及び（式 2.2.3-3）より，試験におけるＰＡＲへの流入量は，水素濃度変化の測定値から求まる。 $Q = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_C / \left(\frac{C_{H2}}{100} \cdot \eta\right)$ ・・・・・・・（式 2.2.3-4） （式 2.2.3-4）による流入量と，その時の水素濃度のデータより，（式 2.2.3-1）の定数 a，b はフィッティングにより決定される。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　：水素処理容量（kg/h/個） A　：定数 [redacted] C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol%） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） SF　：スケールファクター	a ＝ [redacted] b ＝ [redacted] 式①，②より水素処理速度は，以下のように表される。 $DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta$　・・・・・・・・式⑤ ここで，水素密度は，気体の状態方程式に従い，次式で表される。 $\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}}$　・・・・・・・・・・・・式⑥ P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） R_{H2}　：水素の気体定数（10^5J/(kg･K)） 式⑤，⑥により，ＰＡＲの水素処理容量は，次式で表される。 $DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T}$　・・・・・・・・式⑦ $\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A =$ [redacted]，b＋1＝ [redacted] 式⑦にスケールファクタを乗じたものが式（2.1）に示すＰＡＲの基本性能評価式となる。	a ＝ 0.67 b ＝ 0.307 （式 2.2.3-1），（式 2.2.3-2）より水素処理速度は以下のように表される。 $DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta$　・・・・・・・・（式 2.2.3-5） ここで，水素密度は気体の状態方程式にしたがい，次式で表される。 $\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}}$　・・・・・・・・・・・・（式 2.2.3-6） P　：圧力（10^5Pa） T　：温度（K） R_{H2}　：水素の気体定数（10^5J/kg･K） （式 2.2.3-5），（式 2.2.3-6）により，ＰＡＲの水素処理容量は次式で表される。 $DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T}$　・・・・・・・・（式 2.2.3-7） $\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A =$ [redacted]，b＋1＝1.307 （式 2.2.3-7）にスケールファクタを乗じたものが（式 2.2.1-1）に示すＰＡＲの基本性能評価式となる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

①試験装置概要

SNL で行われた PAR の水素低減性能試験に使用した試験装置の全体写真を図 2-35，試験装置内の PAR 配置を図 2-36 に示す。本試験では PAR-88（PAR 1 基に付き 88 枚の触媒カートリッジ）の 1/2 スケール（PAR-44），1/4 スケール（PAR-22），1/8 スケール（PAR-11）の PAR を使用して試験している。

当社が設置する PAR は PAR-11 であることから，1/8 スケールの試験装置を参照する。

なお，本試験では高さ 500mm の煙突（チムニー）が取り付けられた PAR を用いて試験を実施している。

図 2-35 The Surtsey vessel

※参照文献（b）より抜粋

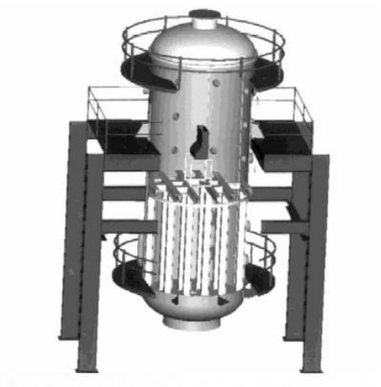


図 2-36 PAR location in the Surtsey vessel

※参照文献（b）より抜粋

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第 1 表 試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		[redacted] ［mm］（プロトタイプ）
試験条件	温　度	85～95℃
	圧　力	1bar
	水蒸気濃度	40～50vol％
	水素濃度	3～5vol％，9～10vol％

[redacted]

第 1 図 試験体概要図　　第 2 図 試験概要

島根原子力発電所　２号炉

表 2.2.3-1　試験条件

試験名称		Battelle MC 試験
試験体		[redacted]
試験条件	温度	
	圧力	
	水蒸気濃度	
	水素濃度	

[redacted]

図 2.2.3-1　試験体概要図

[redacted]

図 2.2.3-2　試験概要図

備考

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
②試験条件及び結果
PAR の水素低減性能試験における試験結果を図 2-37,38 に示す。図 2-37 は低水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-14 の通りであり，当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-6（1/8 scale)」を参照する。試験結果は，スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している(1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると，試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。
したがって，性能評価式は保守的であることが確認できる。

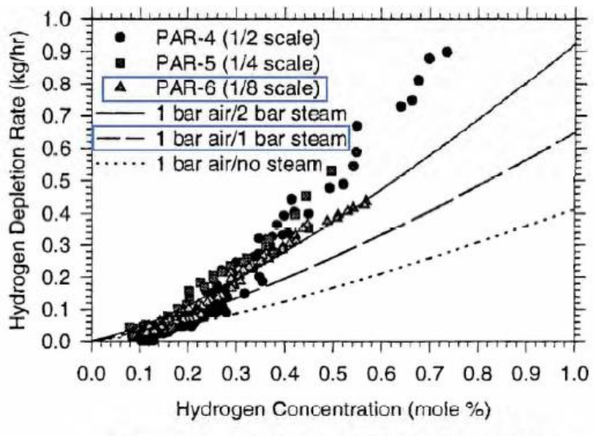
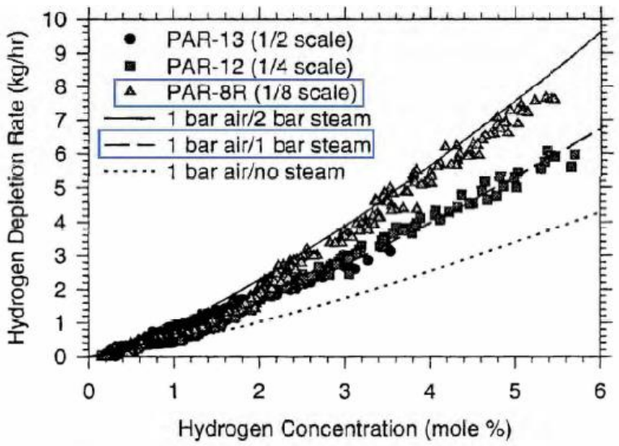
表 2-14 試験雰囲気
<table>
<tr><th>試験</th><th>スケール</th><th>雰囲気</th></tr>
<tr><td>PAR-4</td><td>1/2</td><td>1 bar 空気，1 bar 蒸気</td></tr>
<tr><td>PAR-5</td><td>1/4</td><td>1 bar 空気，1 bar 蒸気</td></tr>
<tr><td>PAR-6</td><td>1/8</td><td>1 bar 空気，1 bar 蒸気</td></tr>
</table>


図 2-37 SNL で行われた試験結果（低水素濃度）
※参照文献（b）より抜粋
</td>
<td>
第 3 図 試験結果（各部屋の水素濃度変化）

第 4 図 試験結果（再結合効率の算出）
</td>
<td>
図 2.2.3-3　試験結果（各部屋の水素濃度変化）

図 2.2.3-4　試験結果（再結合効率の算出）
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 2-38 は高水素濃度時の水素濃度と水素処理速度の関係を示したものである。水素濃度試験雰囲気は表 2-15 の通りであり，当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R （1/8 scale)」を参照する。試験結果は，スケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍)。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1 bar air/1 bar steam」を参照する。これら試験結果と性能評価式による計算結果を比較すると，試験結果の値の方が大きくなっていることが確認されている。 したがって，性能評価式は保守的であることが確認できる。 表 2-15 試験雰囲気 試験 ／ スケール ／ 雰囲気 PAR-8R ／ 1/8 ／ 1 bar 空気，1 bar 蒸気 PAR-12 ／ 1/4 ／ 1 bar 空気，1 bar 蒸気 PAR-13 ／ 1/2 ／ 1 bar 空気，1 bar 蒸気  図 2-38 SNL で行われた試験結果（高水素濃度） ※参照文献（b）より抜粋			

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
(2) 雰囲気の違いによるＰＡＲの性能影響
ＥＰＲＩ（米国電力研究所）とＥＤＦの合同により，ＣＥＡ（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所のＫＡＬＩ施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，ＫＡＬＩ試験が実施されている。試験条件を第２表に，試験体の概要を第５図に，試験装置の概要を第６図に示す。

第２表 試験条件
<table>
<tr><td colspan="2">試験名称</td><td>ＫＡＬＩ試験</td></tr>
<tr><td colspan="2">試験体</td><td>テストタイプ（試験用触媒カートリッジ5枚）</td></tr>
<tr><td rowspan="4">試験条件</td><td>温　度</td><td>30～115℃</td></tr>
<tr><td>圧　力</td><td>1.3～4.0 bar</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度</td><td>0～50 vol%</td></tr>
<tr><td>水素濃度</td><td>2～10 vol%</td></tr>
</table>

第５図 試験体概要　　第６図 試験装置概要
</td>
<td>
(2) 雰囲気の違いによるＰＡＲの性能影響
EPRI と EDF の合同により，CEA（フランス原子力庁）の Cadarache 研究所のＫＡＬＩ施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，ＫＡＬＩ試験が実施されている。試験条件を表 2.2.3-2 に，試験体の概要を図 2.2.3-5 に，試験装置の概要を図 2.2.3-6 に示す。

表 2.2.3-2　試験条件
<table>
<tr><td colspan="2">試験名称</td><td>ＫＡＬＩ試験</td></tr>
<tr><td colspan="2">試験体</td><td rowspan="5"></td></tr>
<tr><td rowspan="4">試験条件</td><td>温度</td></tr>
<tr><td>圧力</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度</td></tr>
<tr><td>水素濃度</td></tr>
</table>

図 2.2.3-5　試験体概要図
</td>
<td>
・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，設置するＰＡＲと同様に延長チムニが使用されていない KALI 試験を参照している
</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>① 蒸気環境下での影響
蒸気環境下での影響について確認した試験条件を第３表に，試験結果を第７図に示す。ドライ条件下と比べて，水蒸気濃度 50vol％の条件下において，ＰＡＲの性能は，同等であり，蒸気による影響はないと考えられる。

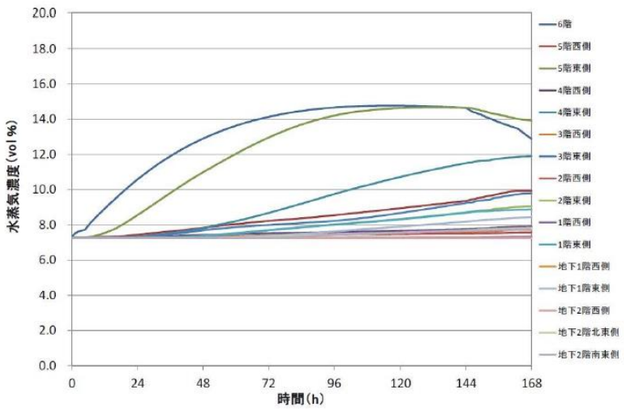
第３表 試験条件（蒸気環境による影響）
<table><tr><th>試験ケース</th><th>温　度</th><th>圧　力</th><th>水素濃度</th><th>蒸気濃度</th></tr><tr><td>N8／2</td><td>30℃</td><td>3.25bar</td><td>4vol％</td><td>0vol％</td></tr><tr><td>N9／2</td><td>114℃</td><td>3.25bar</td><td>4vol％</td><td>50vol％</td></tr></table></td>
<td>図 2.2.3-6　試験装置概要図

① 蒸気環境下での影響
蒸気環境下での影響について確認した試験条件を表 2.2.3-3 に，試験結果を図 2.2.3-7 に示す。ドライ条件下と比べて，蒸気条件下でのＰＡＲの性能は同等であり，蒸気による影響はないと考えられる。

なお，燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，蒸気により水素は希釈され，原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。

表 2.2.3-3　試験条件（蒸気環境による影響）
<table><tr><th>試験ケース</th><th>温度</th><th>圧力</th><th>水素濃度</th><th>蒸気濃度</th></tr><tr><td>N8</td><td colspan="4"></td></tr><tr><td>N9</td><td colspan="4"></td></tr></table></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，2.2.3 (2)②項及び添付 14　(2)項にて記載

・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，別紙 1 (2) ①項にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第７図 試験結果（蒸気環境下での影響） 水蒸気濃度 50vol％において，ＰＡＲの性能に影響がないことから，重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol％に満たないことを確認する。重大事故等時に原子炉格納容器から 10％／day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を第８ 図に示す。  第８ 図 原子炉建屋原子炉棟６ 階水蒸気濃度 （10％／day 漏えい条件） 第８ 図のとおり，重大事故等時において，水蒸気濃度は，50vol％に達することはなく，水蒸気による影響はないと考えられる。	図 2.2.3-7　試験結果（蒸気環境下での影響）	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉は，東海第二の実線部分に対応する内容を記載していないが，PAR の設計条件（漏えい率 10%/日）における解析で原子炉棟の水蒸気濃度が 50vol%に満たないことを確認している

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
また，使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，水素は，蒸気により希釈され，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。

② 低酸素環境下での影響
ＫＡＬＩ試験において，低酸素濃度条件下での影響について確認されており，試験条件を第４表に，試験結果を第９図に示す。試験条件としては，初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており，第９図に示すように，酸素濃度が低い場合，水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから，ＰＡＲの性能が低下していることがわかる。また，N4／2 の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合，N6／22 及び N13／7 の試験結果と相違ないことからも，低酸素環境下ではＰＡＲの性能が低下するといえる。
東海第二発電所の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。

第４表 試験条件（酸素濃度による影響）
<table>
<tr><th>試験ケース</th><th>温　度</th><th>圧　力</th><th>初期水素濃度</th><th>初期酸素濃度</th></tr>
<tr><td>N4／2</td><td>30℃</td><td>1.3bar</td><td>8vol%</td><td>3.8vol%</td></tr>
<tr><td>N6／22</td><td>30℃</td><td>1.3bar</td><td>4vol%</td><td>20.1vol%</td></tr>
<tr><td>N13／7</td><td>30℃</td><td>1.3bar</td><td>5vol%</td><td>20vol%</td></tr>
</table>
</td>
<td>
② 低酸素環境下での影響
ＫＡＬＩ試験において，低酸素濃度条件下での影響について確認されており，試験条件を表 2.2.3-4 に，試験結果を図 2.2.3-8 に示す。試験条件としては，初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件で行っており，図 2.2.3-8 に示すように，酸素濃度が低い場合，水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから，ＰＡＲの性能が低下していることが分かる。また，N4 の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合，N6 及び N13/7 の試験結果と相違ないことからも，低酸素環境下ではＰＡＲの性能が低下するといえる。
島根２号炉の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有していることを確認しており，酸素濃度による影響はない。

表 2.2.3-4　試験条件（酸素濃度による影響）
<table>
<tr><th>試験ケース</th><th>温度</th><th>圧力</th><th>初期水素濃度</th><th>初期酸素濃度</th></tr>
<tr><td>N4</td><td colspan="4" rowspan="3"></td></tr>
<tr><td>N6</td></tr>
<tr><td>N13/7</td></tr>
</table>
</td>
<td>
・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，2.2.3 (2) ①項にて記載

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 9 図 試験結果（酸素濃度による影響）	図 2.2.3-8　試験結果（酸素濃度による影響）	
	(3) スケールファクタの妥当性 触媒カートリッジ 88 枚相当の試験体（1／1 スケール）を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され，その後，触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が 44 枚（1／2 スケール），22 枚（1／4 スケール），11 枚（1／8 スケール）である小型化されたＰＡＲが開発された。 これらの小型ＰＡＲは，単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう，ハウジングの開口面積の比も 1／2，1／4，1／8 としていることから，水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとしてスケールファクタが設定されている。また，試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも，触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで，同様にスケールファクタは，ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式⑦）にこのスケールファクタを乗じたものが小型ＰＡＲの基本性能となる。 ＫＡＬＩ試験では，小型ＰＡＲよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を第 9 図に示す。図中の点線は，基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し，スケールファクタ（1／40）を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において，試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており，スケールファクタが妥当であることを示している。	(3) スケールファクタの妥当性 触媒カートリッジ 88 枚の試験体（1/1 スケール）を用いた Battelle MC 試験結果に基づき基本性能評価式が設定され，その後，触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が 44 枚（1/2 スケール），22 枚（1/4 スケール），11 枚（1/8 スケール）である小型化されたＰＡＲが開発された。 これらの小型ＰＡＲは，単位流路面積あたりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう，ハウジングの開口面積の比も 1/2，1/4，1/8 としていることから，流量（水素処理容量）がカートリッジ枚数に比例するものとして，スケールファクタが設定されている。また，試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも，触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで，同様にスケールファクタはハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式 2.2.3-7）にこのスケールファクタを乗じたものが小型ＰＡＲの基本性能となる。 ＫＡＬＩ試験では，小型ＰＡＲよりもさらに流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を図 2.2.3-9 に示す。図中の点線は，基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し，スケールファクタ（1/40）を考慮したものである。解析上ＰＡＲの動作を期待している水素濃度の範囲（1.5%～4.0%）において，試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており，スケールファクタが妥当であること	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 は，2.2.3 (1)②項及び添付 14　(1)項にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
Battelle MC 試験，ＫＡＬＩ試験及び東海第二発電所で使用するＰＡＲの仕様の比較を第５表に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり，違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから，スケールファクタとしては 0.025～1 の範囲であれば適用可能と考える。東海第二発電所で使用するＰＡＲは，1／4 スケールでこの範囲内にあることから，スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。

[redacted]

第 10 図 ＫＡＬＩ試験結果と基本性能評価式との比較

第５表 ＰＡＲの仕様比較

<table>
<tr><th>項　目</th><th>Battelle MC試験</th><th>ＫＡＬＩ試験</th><th>東海第二</th></tr>
<tr><td>ＰＡＲモデル</td><td>ＰＡＲ－88</td><td>試験用ＰＡＲ</td><td>ＰＡＲ－22</td></tr>
<tr><td>触媒カートリッジ枚数</td><td>88枚</td><td>5枚（縮小）</td><td>22枚</td></tr>
<tr><td>ハウジング開口面積</td><td>7568cm^2</td><td>190cm^2</td><td>1892cm^2</td></tr>
<tr><td>スケールファクタ</td><td>1</td><td>0.025</td><td>0.25</td></tr>
<tr><td>延長チムニの有無</td><td>なし
（標準チムニ）</td><td>なし
（標準チムニ）</td><td>なし
（標準チムニ）</td></tr>
</table>
</td>
<td>
を示している。
Battelle MC 試験，ＫＡＬＩ試験ならびに島根２号炉で使用するＰＡＲの仕様の比較を表 2.2.3-5 に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じで，違いは触媒カートリッジ枚数またはハウジング開口面積であることから，スケールファクタとしては 0.025～1 の範囲であれば適用可能と考える。島根２号炉で使用するＰＡＲは 1/4 スケールでこの範囲内にあることから，スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。

[redacted]

図 2.2.3-9　ＫＡＬＩ試験結果と基本性能評価式との比較

表 2.2.3-5　ＰＡＲの仕様比較

<table>
<tr><th></th><th>Battelle
MC 試験</th><th>ＫＡＬＩ試験</th><th>島根２号炉</th></tr>
<tr><td>ＰＡＲモデル</td><td>ＰＡＲ-88</td><td>試験用ＰＡＲ</td><td>ＰＡＲ-22</td></tr>
<tr><td>触媒カートリッジ
枚数</td><td>88 枚</td><td>[redacted]</td><td>22 枚</td></tr>
<tr><td>ハウジング開口面積</td><td colspan="3">[redacted]</td></tr>
<tr><td>スケールファクタ</td><td>1
(88/88)</td><td>0.025
[redacted]</td><td>0.25
(22/88)</td></tr>
<tr><td>延長チムニの有無</td><td>なし
（標準チムニ）</td><td>なし
（標準チムニ）</td><td>なし
（標準チムニ）</td></tr>
</table>
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td></td>
<td>
(4) ＰＡＲの反応開始遅れの影響
ＰＡＲの結合反応の開始水素濃度について，ＮＲＣ（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（ＳＮＬ）にて実施されたＳＮＬ試験にて確認されている。第６表に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず，水素濃度 1vol％未満でＰＡＲによる結合反応を開始している。
ＧＯＴＨＩＣによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては，ＰＡＲによる反応開始水素濃度を 1.5vol％に設定しており，ＰＡＲの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから，ＰＡＲの反応開始遅れの影響はないと考える。

第６表　ＳＮＬ試験の試験条件及び反応開始水素濃度
<table>
<tr><th>試験番号</th><th>圧　力
(bar)</th><th>温　度
(℃)</th><th>水蒸気濃度
(％)</th><th>酸素濃度
(％)</th><th>反応開始
水素濃度
(mol％)</th></tr>
<tr><td>PAR－1</td><td>2</td><td>22</td><td>0</td><td>21</td><td>0.3</td></tr>
<tr><td>PAR－2</td><td>2</td><td>22</td><td>0</td><td>21</td><td>0.15</td></tr>
<tr><td>PAR－3</td><td>2</td><td>102</td><td>52</td><td>10</td><td>0.4</td></tr>
</table>
</td>
<td>
(4) ＰＡＲの反応開始遅れの影響
ＰＡＲの結合反応の開始水素濃度について，ＮＲＣ（米国原子力規制委員会）の委託により Sandia 国立研究所（ＳＮＬ）にて実施されたＳＮＬ試験にて確認されている。表 2.2.3-6 に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず，水素濃度１vol％未満でＰＡＲによる結合反応を開始している。
ＧＯＴＨＩＣによる原子炉棟の水素濃度解析においては，ＰＡＲによる反応開始水素濃度を 1.5vol％に設定しており，水素濃度を高く見積もることができる。反応開始遅れを考慮しない場合（反応開始水素濃度：０vol％）の水素濃度変化との比較を図 2.2.3-10 に示す。反応開始水素濃度を高く設定した解析結果においても，原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制しており，反応熱による影響で最高使用温度（300℃）を上回ることはないため，ＰＡＲの反応開始遅れの影響はない。

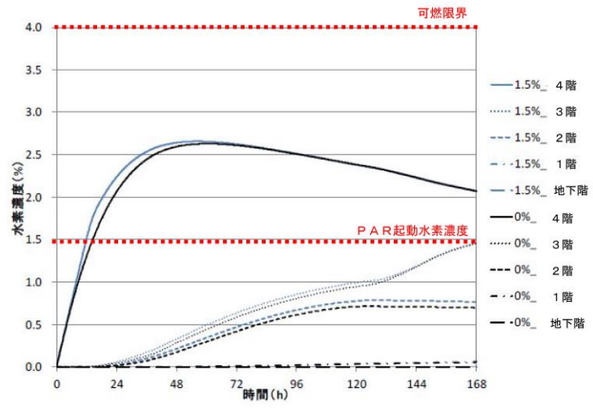
表 2.2.3-6　ＳＮＬ試験の試験条件及び反応開始水素濃度
<table>
<tr><th>試験番号</th><th>圧力
(bar)</th><th>温度
(℃)</th><th>水蒸気濃度
(％)</th><th>酸素濃度
(％)</th><th>反応開始水素濃度
(vol％)</th></tr>
<tr><td>PAR-1</td><td>2.1</td><td>17</td><td>0</td><td>21</td><td>0.3</td></tr>
<tr><td>PAR-2</td><td>2.1</td><td>24</td><td>0</td><td>21</td><td>0.15</td></tr>
<tr><td>PAR-3</td><td>2.1</td><td>102</td><td>52</td><td>10</td><td>0.4</td></tr>
</table>


図 2.2.3-10　反応開始遅れによる水素濃度の時間変化の比較
</td>
<td>
・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は，2.2.3 (2)③項にて記載

・記載方針の相違
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	(5) ＰＡＲの最高使用温度 東海第二発電所で設置するＰＡＲハウジング部の最高使用温度は，ＴＨＡＩ試験の結果に基づき設定している。ＴＨＡＩ試験は，ＯＥＣＤ／ＮＥＡのＴＨＡＩ PROJECT にて，各メーカのＰＡＲの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を第 11 図に示す。 第 12 図に示すとおり，ＴＨＡＩ試験ではＰＡＲ各部の温度を測定しており，ＰＡＲの最高使用温度を設定する上では，ＰＡＲ内部を通過するガス温度のうち，触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。 試験では，注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後，水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ，ＰＡＲ各部の温度の時間変化を確認している。第 13 図は，ＰＡＲ入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので，第 14 図は，各部の温度履歴をＰＡＲ入口水素濃度に対して図示したものである。 試験開始から 115～130 分の水素濃度が一定の時は，発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時は反応熱が低下するが，各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。 第 13 図及び第 14 図より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも，水素濃度 4vol%の温度は，水素濃度低下時においても 300℃を下回っていることがわかる。 したがって，東海第二発電所に設置するＰＡＲの最高使用温度を 300℃とすることは妥当と考えられる。		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，添付２にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 11 図 試験装置及び試験体の概要 第 12 図 試験体の温度計測点		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③チムニーの影響について 水素低減性能試験において，PAR にチムニー（煙突）を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度，高さ 1000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。 SNL で行われた試験では，高さ 500mm の煙突が取り付けられた PAR で水素低減性能試験を実施している。当社の PAR は煙突が取り付けられていないため，図 2-37，図 2-38 で示す水素処理容量（kg/h）を 1/1.15 とすることで当社 PAR の構造を考慮した場合の水素処理容量と比較できる。 水素濃度 4vol%時に着目すると，チムニーの影響を考慮しても，当社の水素処理容量である 0.25kg/h よりも十分大きな値であることから，当社の水素処理容量は妥当であると考えられる。	(6) チムニの影響について 水素低減性能試験において，ＰＡＲにチムニ（煙突）を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合，高さ 1,000mm の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ 500mm の煙突が取り付けられた場合は 1.15 程度，高さ 1,000mm の煙突が取り付けられた場合は 1.25 程度という数字が報告されている。 東海第二発電所に設置するＰＡＲの水素処理容量は，第 5 表に示すとおり，延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため，チムニの影響がないことを確認している。		・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では延長チムニのない KALI 試験を参照しているため，延長チムニの有無による性能差は考慮不要により，記載していない
	参考文献一覧 1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991) 2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997) 3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997) 4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999) 5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vo1.112, (1995) 6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.5 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（２）PAR の触媒性能低下要因の影響について PAR で用いる Pd-Al_2O_3（パラジウムーアルミナ担持）触媒の触媒性能が低下する要因として，触媒の反応阻害物質の被毒が考えられる。この触媒における反応阻害物質としては核分裂生成物に含まれるハロゲンや，水が考えられる。ハロゲンについては，炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素に着目し，被毒による影響を Battelle Model Containment の試験（参照文献（c））により確認する。 また，水については，事故時に原子炉建屋に格納容器ガスが漏えいしたときに，水蒸気環境となるため，水蒸気による性能影響を SNL の試験（参照文献(b)）及び THAI 試験（参照文献(e)，(f)）により確認する。 ①よう素による性能影響確認 NIS 社製 PAR のよう素による影響は，Battelle Model Containment の試験（参照文献（c））で過去に示されている。試験装置概要を図 2-39 に示しているが，容器内（10m³）に設置した PAR の下から，3g のよう素をすべて気化させ，よう素の影響を確認する試験を実施している。 図 2-39 Battelle Model Containment 試験装置概要 ※参照文献（c）より抜粋	別紙２ 反応阻害物質ファクタについて 炉心損傷を伴う重大事故等時において，原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟６階へ漏えいした場合，ＰＡＲの性能に影響を与える可能性があるため，影響評価を行う必要がある。 粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋原子炉棟６階への漏えい量は十分小さく，影響はないと考えられる。また，別紙１に示したように，蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。 したがって，影響因子としてはガス状よう素を対象とし，以下のとおりＰＡＲの性能への影響を評価する。 (1) ガス状よう素による影響	(5) 反応阻害物質ファクタについて 炉心損傷を伴う重大事故時において，格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生する。これらが原子炉棟へ漏えいした場合，ＰＡＲの性能に影響を与える可能性があるため，影響評価を行う必要がある。 粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建物４階（燃料取替階）への漏えい量は十分小さく，影響はないと考えられる。また，2.2.3(2)①に示したように，蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。 したがって，影響因子としてはガス状よう素を対象とし，以下のとおりＰＡＲの性能への影響を評価する。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，水蒸気による影響は KALI 試験を参照している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
試験条件は表 2-16，試験結果は図 2-40 に示しており，よう素環境下における PAR 動作時の水素濃度の低下傾向をプロットしている。なお，図中には比較対象として，よう素がない場合の試験データに基づくフィットカーブも示してある。この結果を踏まえると，平均よう素濃度 0.3g/m³ の環境においても，NIS 社製 PAR の水素処理性能は 25%以上低下しないことが言える。なお，本試験装置は NIS 社製 PAR [redacted] による試験結果であり，本試験装置と PAR-11（柏崎刈羽 6/7 号機納入品）ではスケーリングファクターは異なるが，スケーリングファクターがいくつであっても，PAR 内の流速は一律であり，触媒カートリッジ一枚あたりのよう素に晒される量は同じであることから，スケーリングファクターとよう素による被毒量に関係はなく，本試験結果は PAR-11 に対しても適用可能である。 表 2-16 Battelle Model Containment 試験条件 [redacted] [redacted] 図 2-40 Battelle Model Containment 試験結果 ※参照文献（c）より抜粋			

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>次に，6 号炉及び 7 号炉において，炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内ガスが原子炉建屋に漏えいした際の原子炉建屋オペレーティングフロアに存在するよう素濃度を算定する。表 2-17 に示す保守的な条件で建物内全よう素濃度を算定したところ，68.92mg/m³となり，Battelle Model Containment 試験条件である 300mg/m³以下のよう素濃度であることから，性能低下は 25%以上低下しないものと考えられる。6 号炉及び 7 号炉の PAR 設置台数は，性能阻害ファクターにより性能低下が 50%あるものと想定し，台数が決められている。よって，これらの結果から，よう素による性能低下は想定されるものの，PAR 台数に余裕を見込んでいることから，原子炉建屋の水素爆発防止対策としての機能への影響はないと考えられる。

表 2-17 原子炉建屋オペレーティングフロアよう素濃度の算定条件
<table><tr><th>No</th><th>項目</th><th>単位</th><th>無機よう素</th><th>有機よう素</th><th>備考</th></tr><tr><td>①</td><td>初期インベントリー</td><td>kg</td><td colspan="2">29.1</td><td></td></tr><tr><td>②</td><td>PCV 放出率</td><td>－</td><td colspan="2">100%</td><td></td></tr><tr><td>③</td><td>無機よう素割合</td><td>－</td><td>91%</td><td>4%</td><td></td></tr><tr><td>④</td><td>ＤＦ</td><td>－</td><td>20</td><td>1</td><td></td></tr><tr><td>⑤</td><td>建物放出量</td><td>kg</td><td>1.3241</td><td>1.1640</td><td>PCV 内よう素が全量建物放出される保守的想定</td></tr><tr><td>⑥</td><td>建物容積</td><td>m³</td><td colspan="2">36100</td><td>原子炉建屋オペレーティングフロア容積</td></tr><tr><td>⑦</td><td>建物内各よう素濃度</td><td>mg/m³</td><td>36.677</td><td>32.244</td><td></td></tr><tr><td>⑧</td><td>建物内全よう素濃度</td><td>mg/m³</td><td colspan="2">68.92</td><td></td></tr></table></td>
<td>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は，約 24.4kg であり，ＮＵＲＥＧ－1465 に基づき，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195 に基づき，無機よう素生成割合を 91%，有機よう素生成割合を 4%とする。また，原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については，ＣＳＥでの実験結果に基づき DF200 を考慮する。

このとき，原子炉格納容器漏えい率を一律 10%／day として原子炉建屋原子炉棟 6 階へ全量漏えいすると仮定した場合，ガス状よう素は，約 21mg／m³となる。
よう素による影響を確認するために行われた Battelle MC 試験の試験条件を第 1 表に，試験結果を第 1 図に示す。試験は，蒸気環境下において空間に対するよう素割合約 300mg／m³で実施しており約 25%性能低下していることが確認されている。
試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は，十分に小さく，影響は小さいと考えるが，よう素環境下でのＰＡＲの性能低下を考慮し，反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。
なお，反応阻害は，よう素が触媒に付着することで起こるものであり，スケールファクタが変わっても，ＰＡＲ内部の流速は一律であり，付着するよう素の割合は変わらないため，ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

第1表 試験条件（よう素の影響）
<table><tr><th>温　度</th><th>圧　力</th><th>初期水素濃度</th><th>蒸気濃度</th><th>よう素濃度</th></tr><tr><td>120℃</td><td>2bar</td><td>4vol%</td><td>50～70vol%</td><td>300mg／m³</td></tr></table></td>
<td>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 18.1kg であり，NUREG-1465 に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を 61%，Regulatory Guide 1.195 に基づき，無機よう素生成割合を 91%，有機よう素生成割合を 4%とする。また，格納容器内の自然沈着による除去効果については，CSE での実験結果に基づき，事象発生後 2 時間までは除去効果を考慮せず，2 時間以降は DF200 を考慮する。
このとき，格納容器の漏えい率を一律 10%/日，原子炉建物４階（燃料取替階）へ全量漏えいすると仮定した場合，ガス状よう素濃度は 約 11mg/m³となる。
よう素による影響を確認するために行われた Battelle MC 試験の試験条件を表 2.2.3-7 に，試験結果を図 2.2.3-11 に示す。試験は，蒸気環境下において空間に対するよう素割合約 300mg/m³で実施しており，約 25%性能低下していることが確認されている。
試験条件と比べて島根２号炉で想定されるガス状よう素濃度は十分に小さく，影響は小さいと考えるが，よう素環境下でのＰＡＲの性能低下を考慮し，反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。
なお，反応阻害はよう素が触媒に付着することで起こるものであり，スケールファクタが変わっても，ＰＡＲ内部の流速は一律であり，付着するよう素の割合は変わらないため，ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

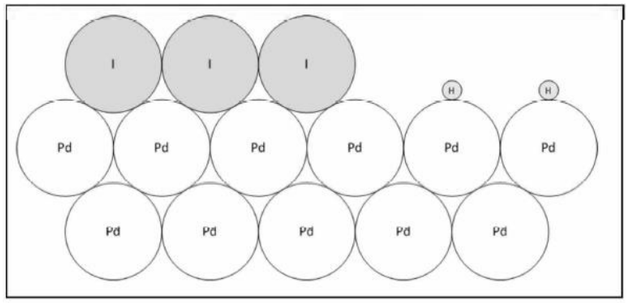
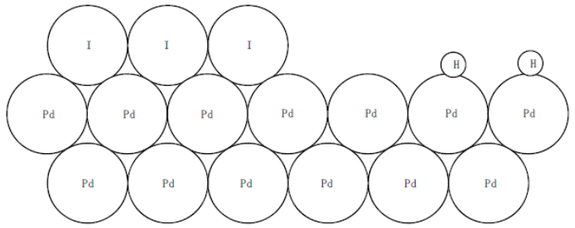
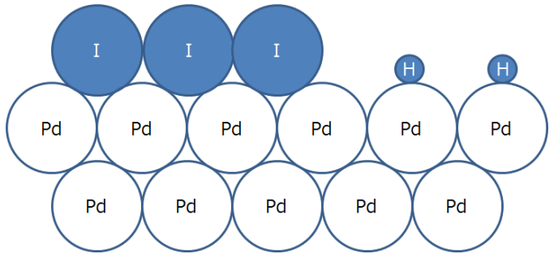
表 2.2.3-7　試験条件（よう素の影響）
<table><tr><th>温　度</th><th>圧　力</th><th>初期水素濃度</th><th>蒸気濃度</th><th>よう素濃度</th></tr><tr><td>120℃</td><td>2bar</td><td>４vol%</td><td>50～70vol%</td><td>300mg/m³</td></tr></table></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 は表 2-17 に記載
・評価結果の相違
【東海第二】

・評価結果の相違
【柏崎 6/7，東海第二】

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.2.3(5)に記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第１図 試験結果（よう素の影響）	図 2.2.3-11　試験結果（よう素の影響）	
本試験は，表 2-16 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度，圧力の影響について示す。	本試験は，第１表に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について示す。	本試験は，表 2.2.3-7 に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について示す。	
触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図 2-41 参照）。圧力と水蒸気濃度はパラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響は無いと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「②水蒸気濃度の PAR 性能への影響」で後述する通り有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。 また，本試験条件は，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はないと考えられる。	触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（第２図参照）。水蒸気濃度及び圧力は，パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「別紙 1(2)① 蒸気環境下での影響」のとおり，有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。 また，本試験条件は，東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はない。	触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（図 2.2.3-12）。水蒸気濃度及び圧力は，パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「2.2.3 (2)① 蒸気環境下での影響」のとおり，有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。 また，本試験条件は，島根原子力発電所２号炉の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はない。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，2.2.3 (2) ①項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-41 パラジウムへのよう素の結合の概略図 一方，温度については，触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究（参照文献（d））より確認されている（図 2-42 参照）。これは温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考える。	 第 2 図 パラジウムへのよう素の結合の概略図 一方，温度については，触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（第 3 図参照）。これは，温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。	 図 2.2.3-12　パラジウムへのよう素の結合の概略図 一方，温度については，触媒周りの温度が 200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（図 2.2.3-13 参照）。これは，温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。	
図 2-42 再結合効率と温度の関係 ※参照文献（d）より抜粋	第 3 図 再結合効果と温度の関係	図2.2.3-13　再結合効果と温度の関係	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>PAR は再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は200℃を超える高温状態になる。NIS 社製 PAR 触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果で示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

②水蒸気濃度の PAR 性能への影響
NRC による SNL における試験では，PAR の起動における水蒸気の影響を確認している。試験結果を図 2-43 に示す。空気と水蒸気が約 50%ずつの環境下にて 0～6vol%水素濃度の水素ガスを注入した場合において，PAR は性能を発揮することが確認されており，水蒸気濃度 50%以下であれば性能に影響は見られない。

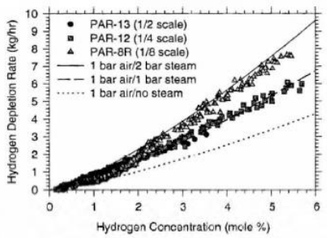
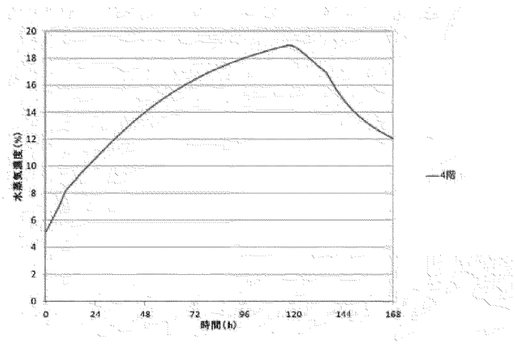
Fig. 5. The Surtsey vessel.
 

Fig. 10. Normalized depletion rate at high hydrogen concentrations.

図 2-43 ： SNL で行われた試験結果
※参照文献（b）より抜粋</td>
<td>ＰＡＲは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。ＮＩＳ社製ＰＡＲ触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は，再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は，再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果に示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

参考文献一覧
1 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)</td>
<td>ＰＡＲは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は 200℃を超える高温状態になる。ＮＩＳ社製ＰＡＲ触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果で示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。</td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，2.5 項にて記載

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.2.3 (2) ①項にて記載</td>
</tr>
</table>

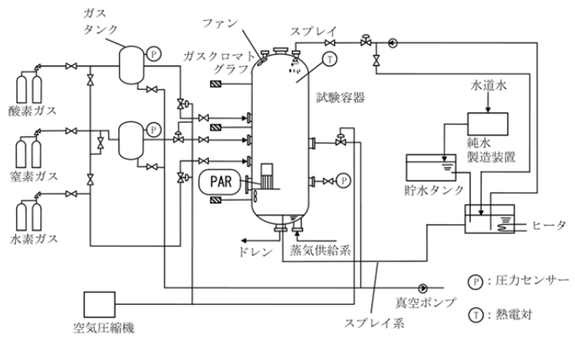
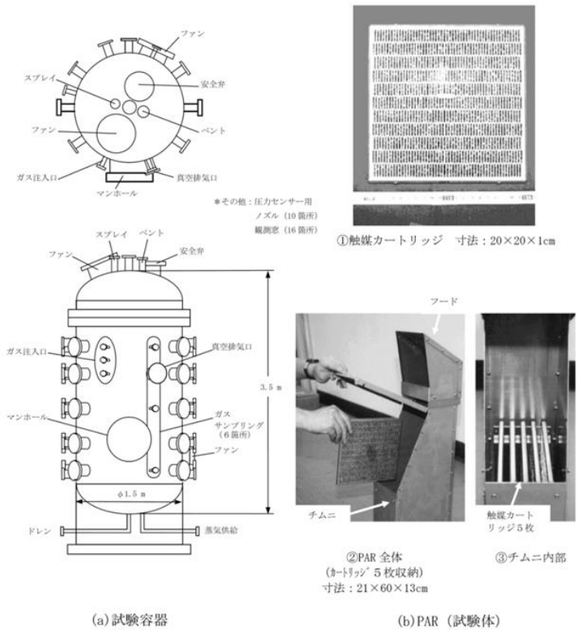
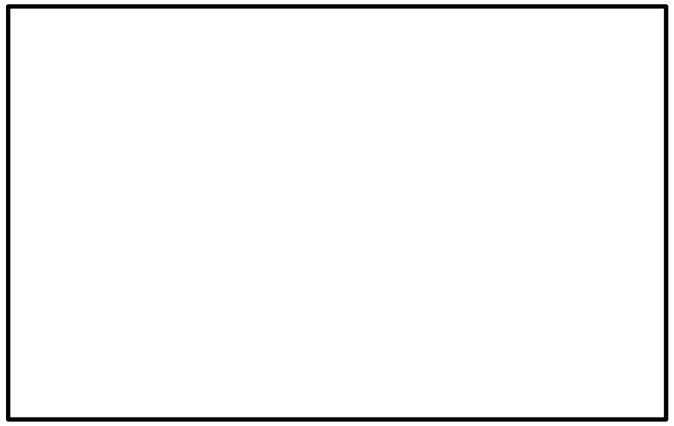
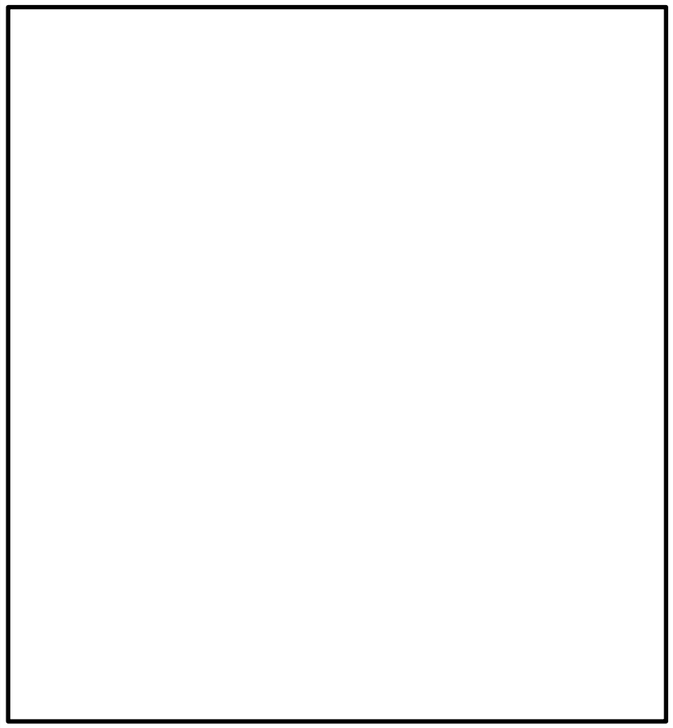
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
なお，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から 10%／day でガスが原子炉建屋に漏えいした場合の原子炉建屋オペレーティングフロアの水蒸気濃度の評価結果を図 2-44 に示す。評価結果から PAR 設置位置における水蒸気濃度は 20%以下であり，PAR 性能は水蒸気濃度 50%以下では影響が見られない試験結果からも，水蒸気による影響は問題ないと考えられる。  図 2-44 原子炉建屋オペレーティングフロア水蒸気濃度（10%/day 漏えい条件） また，重大事故等時に使用済み燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済み燃料プール温度が上昇し，大量の水蒸気が発生した場合についても，触媒粒に疎水コーティングが施されていることから有意な性能劣化は起こらないと考えている。また，水蒸気濃度が大幅に高まると，原子炉建屋オペレーティングフロアは水蒸気に満たされ PAR が作動しない環境になるとともに，可燃限界未満となる。 なお，水蒸気濃度が高まる前に PAR の作動が始まっている場合は，触媒温度が高温になるため，水蒸気の付着を防ぐことができるため，PAR 性能への影響はないと考えている。 ③水素再結合反応開始の遅れの影響について 水素再結合反応の開始については OECD/NEA の THAI Project で行われた試験（参照文献（e），（f），（g））を用いて影響を確認する。THAI 試験装置を図 2-45～47 に示す。 THAI Project で行われた試験においては，次の 6 つのケースにおいて水素再結合反応を開始する水素濃度の確認を行っている。試験条件を表 2-18 に示す。			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，2.2.3(4)項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表 2-18：THAI Project での試験条件 試験番号 ｜ 圧力 ｜ 温度 ｜ 水蒸気濃度 ｜ 酸素濃度 ｜ 水素注入速度 これらの結果から，概ね 1vol%以下の水素濃度で PAR が起動していることが確認できる。 一方で，PAR の効果を示すための GOTHIC による解析条件として，水素再結合反応は水素濃度 1.5vol%にて開始することとしている。したがって，解析評価上 PAR の起動に対して余裕を持たせているが，その評価結果においても原子炉建屋を可燃限界未満に抑えることができている。よって，水素再結合反応開始の遅れの影響について，問題ないと考えている。 図 2-45 THAI test vessel ※参照文献（e）より抜粋			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 2-46 HR test vessel configuration with NIS PAR ※参照文献（e）より抜粋 図 2-47：NIS PAR instrumentation ※参照文献（e）より抜粋 図 2-48 THAI HR-14：Recombiner temperatures ※参照文献（e）より抜粋			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 2-49 THAI HR-14：Recombiner temperatures ※参照文献（e）より抜粋 図 2-50 THAI HR-14：Hydrogen concentrations（“wet”）in PAR inlet and outlet ※参照文献（e）より抜粋 図 2-51 THAI HR-14：Flow velocity and oxygen surplus ratio at PAR inlet channel ※参照文献（e）より抜粋			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 11 国内容器試験について 平成 11 年 1 月から平成 13 年 5 月までの期間で電力共通研究「触媒式 FCS 再結合装置適用性研究（PHASE2）」が実施された。この研究において，水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして，縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており（参照文献（h）），その試験装置，試験条件等を以下にまとめた。 １．試験装置 図（添付 11-1）に容器試験装置の外観を，図（添付 11-2）に系統図を示す。試験装置は，試験容器，ガス注入系，ガス供給設備，ガス分析系，真空排気装置等から構成されている。図（添付 11-3）に試験容器を示す。試験容器は，内径 1.5[m]，内高 3.5[m]，容積 5.76[m^3] であり，内部に図（添付 11-4）に示す PAR を設置している。PAR 内部には，高さ 20[cm] ×幅 20[cm] ×厚さ 1[cm] の触媒カートリッジ 5 枚が格納されている。 図（添付 11-1）試験装置外観 ※参照文献（h）より抜粋		添付１０ 国内容器試験について 平成 11 年１月から平成 13 年５月までの期間で電力共通研究「触媒式ＦＣＳ再結合装置適用性研究（PHASE2）」が実施された。この研究において，水素処理速度式の妥当性確認を目的の一つとして，縮小モデルを用いた国内容器試験が実施されており，その試験装置，試験条件を以下にまとめた。 1．試験装置 図１に容器試験装置の外観を，図２に系統図を示す。試験装置は，試験容器，ガス注入系，ガス供給設備，ガス分析計，真空排気装置等から構成されている。図３（a）に試験容器を示す。試験容器は，[redacted]であり，内部に図３（b）に示すＰＡＲを設置している。ＰＡＲ内部には[redacted]の触媒カートリッジ５枚が格納されている。 図１　試験装置外観	・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 11-2）試験装置系統図 ※参照文献（h）より抜粋  図（添付 11-3）試験容器　図（添付 11-4）PAR（試験体） ※参照文献（h）より抜粋		 図２　試験装置系統図  図３　試験容器及びＰＡＲ（試験体）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

ここで，本試験にて用いている試験 PAR と PAR-11（柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉で採用），PAR-22，PAR-44，PAR-88 の触媒カートリッジの比較を表（添付 11-1）に示す。PAR のスケールファクターは，触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として，NIS 開発試験時に使用されたプロトタイプ PAR のカートリッジ枚数（88 枚）に対する，使用する PAR のカートリッジ枚数の比として，水素処理性能が規定できるとするものである。また，本試験にて用いている試験 PAR と PAR-11 では，カートリッジの幅寸法が異なるが，幅寸法を変更している場合には，入口部開口面積の比で整理し，スケールファクターを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクターを使用することで，実機の縮小モデルにより，水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表（添付 11-1）触媒カートリッジの比較

PAR タイプ	触媒カートリッジ			PAR-88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積	PAR-88 に対する入口開口面積の比	スケールファクター
	枚数	間隔	幅×高さ×厚さ				
PAR-88	88	1cm	45×20×1cm	1	7568 cm^2	1	1
PAR-44	44	1cm	45×20×1cm	0.5	3784 cm^2	0.5	0.5
PAR-22	22	1cm	45×20×1cm	0.25	1892 cm^2	0.25	0.25
PAR-11	11	1cm	45×20×1cm	0.125	946 cm^2	0.125	0.125
国内試用 PAR	5	1cm	20×20×1cm	0.0568	190 cm^2	0.0251	0.0251

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

島根原子力発電所　２号炉

ここで，本試験に用いている試験ＰＡＲとＰＡＲ－11，ＰＡＲ－22（島根２号炉で採用），ＰＡＲ－44，ＰＡＲ－88 の触媒カートリッジの比較を表１に示す。ＰＡＲのスケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び配置間隔を開発時から変えないことを条件として，ＮＩＳ開発試験時に使用されたプロトタイプＰＡＲのカートリッジ枚数（88 枚）に対する，使用するＰＡＲのカートリッジ枚数の比として，水素処理性能が規定できるものとするものである。また，本試験にて用いている試験ＰＡＲとＰＡＲ－22 では，カートリッジの幅寸法が異なるが，幅寸法を変更している場合には，入口部開口面積の比で整理し，スケールファクタを算出できる。

本試験においてはこのスケールファクタを使用することで，実機の縮小モデルにより，水素処理性能評価式の妥当性等を検証している。

表１　触媒カートリッジの比較

ＰＡＲタイプ	触媒カートリッジ			ＰＡＲ－88 に対するカートリッジ枚数の比	入口開口面積［cm^2］	ＰＡＲ－88 に対する入口開口面積の比	スケールファクタ
	枚数	間隔［cm］	幅×高さ×厚さ［cm］				
ＰＡＲ－88	88			1		1	1
ＰＡＲ－44	44			0.5		0.5	0.5
ＰＡＲ－22	22			0.25		0.25	0.25
ＰＡＲ－11	11			0.125		0.125	0.125
国内試験用ＰＡＲ	5			0.0568		0.0251	0.0251

備考

・設備の相違
【柏崎 6/7】
②の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
２．　試験条件
本試験においては，原子炉格納容器内の条件を模擬し，スプレイ流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが，表（添付 11-2）にスプレイ無しで実施された試験条件を示す。

表（添付 11-2）試験条件
<table>
<tr><th>RUN No.</th><th>スプレイ流量 (L/min)</th><th>水素濃度 (vol%)</th><th>酸素濃度 (vol%)</th><th>圧力 (MPa)</th><th>温度 (K)</th></tr>
<tr><td>RUN-2</td><td>－</td><td>0.5～3</td><td>3.5</td><td>0.13</td><td>333</td></tr>
</table>

３．試験方法と試験手順
試験容器内を約 0.13[kPa]（約 1[torr]）まで減圧した後，所定の分圧になるように窒素ガス及び酸素ガスを注入し，その後，試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に，水素ガスを容器に注入して PAR による水素ガス，酸素ガスの再結合反応状態について確認する。

４．試験結果
図（添付 11-5）に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図より，試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は，保守側となっていることが確認できる。

図（添付 11-5）試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較 ※参照文献（h）より抜粋
</td>
<td></td>
<td>
2. 試験条件
本試験においては，原子炉格納容器内の条件を模擬し，スプレイ流量等の試験パラメータを変化させて試験を実施しているが，表２にスプレイ無しで実施された試験条件を示す。

表２　試験条件
<table>
<tr><th>RUN No.</th><th>スプレイ流量 [ℓ/min]</th><th>水素濃度 [vol%]</th><th>酸素濃度 [vol%]</th><th>圧力 [MPa]</th><th>温度 [K]</th></tr>
<tr><td>RUN-2</td><td>－</td><td>0.5～3</td><td>3.5</td><td>0.13</td><td>333</td></tr>
</table>

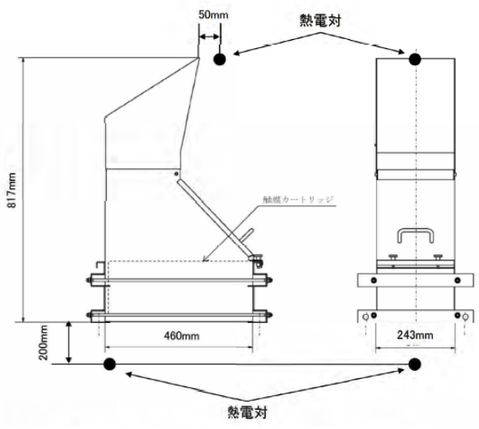
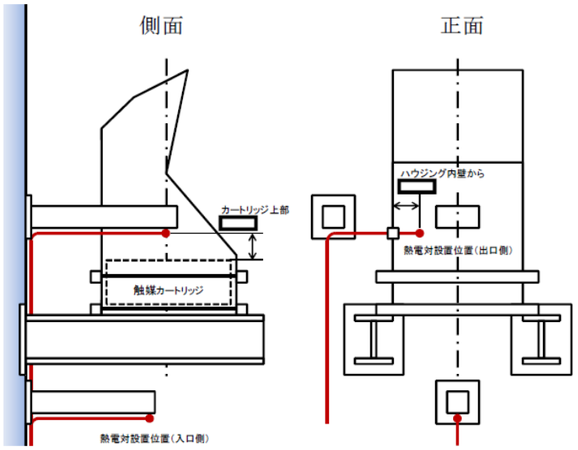
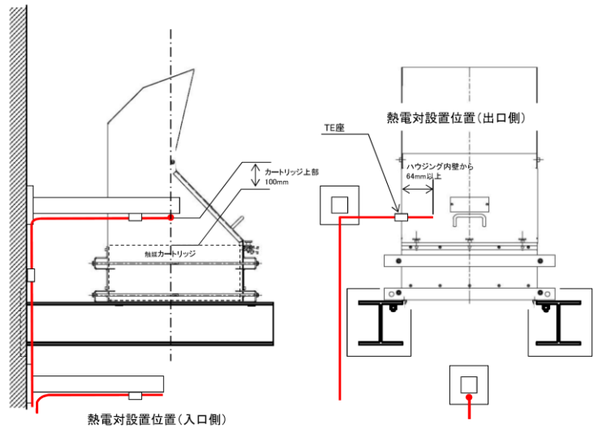
3. 試験方法と試験手順
試験容器内を約 0.13kPa（約１torr）まで減圧した後，所定の分圧になるように窒素ガスを注入し，その後，試験容器周りの加熱ヒータにより試験温度条件に設定する。最後に，水素ガスを容器に注入してＰＡＲによる水素ガス，酸素ガスの再結合反応状態について確認する。

4. 試験結果
図４に試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較を示す。図４より，試験結果に対して水素処理性能評価式から求めた値は，保守側となっていることが確認できる。

図４　試験結果と水素処理性能評価式を用いた算出値の比較
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 12 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置について (1) 目的 静的触媒式水素再結合器（以下，PAR という。）は，原子炉建屋内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作の不要な設備である。 PAR は，触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので，水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図（添付 12-1），図（添付 12-2））ことから，PAR に温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，PAR による水素処理が行われていることを確認することができれば，重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。 このことから，原子炉建屋内に設置されている PAR（2 個）に，熱電対を入口側と出口側に取り付け，中央制御室にて PAR の温度を確認できるようにし，重大事故対処時の監視情報の充実を図る。 図（添付 12-1）SNL で行われた試験用 PAR 概要 ※参照文献（b）より抜粋	別紙 3 ＰＡＲ動作監視装置について (1) 目的 ＰＡＲは，原子炉建屋原子炉棟６階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作が不要な装置である。 ＰＡＲは，触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（第１図，第２図参照）ことから，ＰＡＲに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，ＰＡＲによる水素処理が行われていることを確認することができれば，事故対処時の有効な情報となると考えられる。 このことから，原子炉建屋原子炉棟内に設置されているＰＡＲ（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け，中央制御室にてＰＡＲの温度を確認できるようにし，重大事故等対処時の監視情報の充実を図る。 第１図 ＳＮＬで行われた試験用ＰＡＲ 概要	添付１１ 静的触媒式水素処理装置　動作監視装置について 1. 目的 静的触媒式水素処理装置（以下，ＰＡＲという。）は，原子炉棟内の水素濃度上昇に従い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作の不要な設備である。 ＰＡＲは，触媒における再結合反応により水素ガスを除去する設備であるので，水素濃度の上昇にしたがって装置の入口側と出口側の差温度が上昇する（図１，図２）ことから，ＰＡＲに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，ＰＡＲによる水素処理が行われていることを確認することができれば，重大事故対処時の有効な情報となると考えられる。 このことから，原子炉建物４階（燃料取替階）に設置されているＰＡＲ（２個）に，熱電対を入口側と出口側に取り付け，中央制御室にてＰＡＲの温度を確認できるようにし，重大事故対処時の監視情報の充実を図る。 図１　ＳＮＬで行われた試験用ＰＡＲ概要	

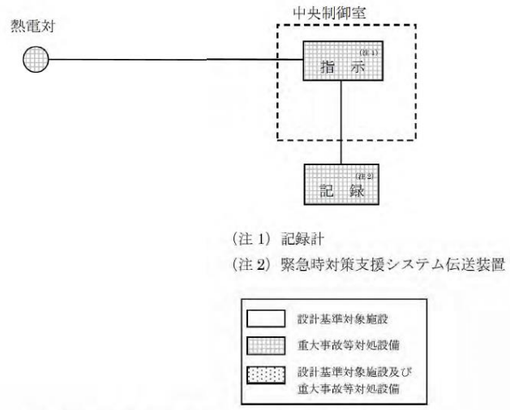
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 12-2）SNL で行われた試験結果 （PAR 温度と水素濃度の関係）※参照文献（b）より抜粋	第２図　ＰＡＲ温度と水素濃度の関係	図２　ＳＮＬで行われた試験結果（ＰＡＲ温度と水素濃度の関係）	
(2) 設備概要 PAR2 個に対し，入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時の PAR の測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。 熱電対の設置位置は，PAR 入口及び出口近傍に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにしている。	(2) 設備概要 ＰＡＲ2 基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のＰＡＲの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。 熱電対の設置位置は，ＰＡＲ入口及び触媒カートリッジ出口に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにする。	2. 設備概要 ＰＡＲ２個に対し，入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のＰＡＲの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。 熱電対の設置位置は，ＰＡＲ入口近傍及び触媒カートリッジ上方に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにしている。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，温度計の取付位置が異なる
試験結果（図（添付 12-2））において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度 1.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス差温度は約 40K，水素濃度 4.0vol%程度で PAR 入口と出口のガス差温度は約 170K になっており，PAR の入口側と出口側の差温度が明確であることから，PAR 動作を把握することができる。 なお，PAR の入口側及び出口側温度計と原子炉建屋水素濃度の関係を考慮した PAR 動作監視方法について，PAR 実機モデルでの評価等も踏まえて改善検討を行っていく。	実験結果（第２図）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度 1.0vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約 40K，水素濃度 4vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約 170K になっており，ＰＡＲの入口側と出口側の温度差が明確であることから，ＰＡＲ動作を把握できる。	試験結果（図２）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度 1.0vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約 40K，水素濃度 4.0vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス差温度は約 170K になっており，ＰＡＲの入口側と出口側の差温度が明確であることから，ＰＡＲ動作を把握することができる。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，PAR 実機モデルでの評価を踏まえた検討は実施していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図（添付 12-3）　PAR への熱電対取り付け位置	 第３図　ＰＡＲへの熱電対取付位置概要図	 図３　ＰＡＲへの熱電対取付位置概要図	・設備の相違
PAR への熱電対取り付け位置は，サポートとの干渉を考慮した PAR 筐体付近への取り付け性，固定性，保守性等を考慮して PAR 入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図（添付 12-3））。	ＰＡＲへの熱電対取付位置は，サポートとの干渉を考慮したＰＡＲ筐体付近への取付性，固定性，保守性等を考慮してＰＡＲ入口側及び出口側のガス温度が測れる位置とする。（第３図参照）	ＰＡＲへの熱電対取り付け位置は，サポートとの干渉を考慮したＰＡＲ筐体付近への取り付け性，固定性，保守性等を考慮してＰＡＲ入口側及び出口側のガス温度が測れる位置としている（図３）。	
熱電対シースは外径 4.8mm であり，PAR への流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。	熱電対シースは，φ3.2 ㎜であり，ＰＡＲへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。	熱電対シースは外径 3.2 ㎜であり，ＰＡＲへの流路影響の観点から水素除去性能へ影響を及ぼすものではない。また，出口側の熱電対シースは 300℃以上の耐熱性を有しており，ＰＡＲによる水素処理時に発生する熱の影響を考慮しても問題はない。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
測定温度は，中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される（図（添付 12-4））。	測定温度は，中央制御室に指示し，記録される。（第４図参照）	測定温度は，中央制御室に指示し，緊急時対策所に記録される（図４）。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

表（添付 12-1）　PAR 入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
PAR 入口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋 ４階	2
PAR 出口温度計	熱電対	0～300℃	原子炉建屋 ４階	2



図（添付 12-4）　PAR 動作監視装置の概略構成図

(3) PAR 動作監視装置の設置場所

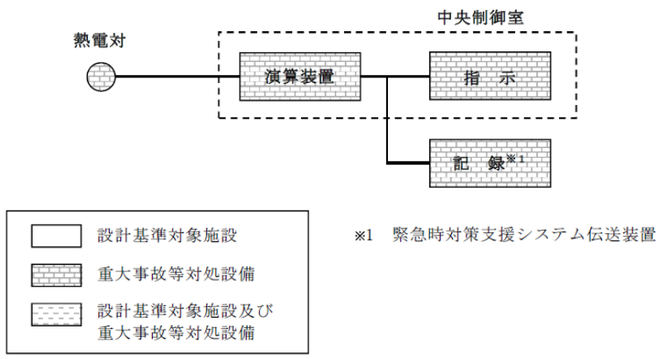
PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから，原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置した PAR 全体に水素ガスが行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している（「2.2.1.2　(3)PAR の設置位置について」及び「2.2.2.3 解析結果」参照）。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

第１表　ＰＡＲ動作監視装置の主要仕様

名　称	種　類	計測範囲	個　数	取付箇所
ＰＡＲ 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋 原子炉棟6階

※　2基のＰＡＲに対して出入口に1個設置



第４図　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図

(3) ＰＡＲ動作監視装置の設置場所

ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲ装置により上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋原子炉棟６階の水素は，自然対流により拡散されることから，原子炉建屋原子炉棟６階の両壁面に配置したＰＡＲ全体に水素が行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。

島根原子力発電所　２号炉

表１　ＰＡＲ入口・出口温度計の主要仕様

名称	種類	計測範囲	取付箇所	個数
静的触媒式水素 処理装置入口温度	熱電 対	0～100℃	原子炉建物４階 （燃料取替階）	2
静的触媒式水素 処理装置出口温度	熱電 対	0～400℃	原子炉建物４階 （燃料取替階）	2

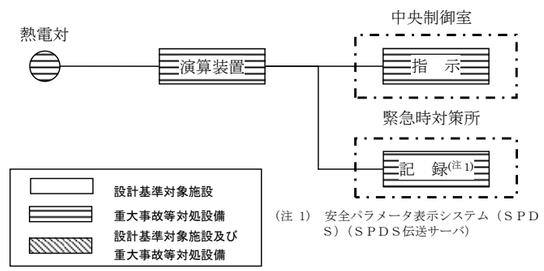


図４　ＰＡＲ入口・出口温度計の概略系統図

3.　ＰＡＲ動作監視装置（ＰＡＲ入口・出口温度計）の設置場所

ＰＡＲは水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲ装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素ガスが自然対流を起こし拡散されることから，原子炉建物４階（燃料取替階）に配置したＰＡＲ全体に水素ガスが行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している（「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」参照）。

備考

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉のＰＡＲ入口及び出口に設置する温度計の計測範囲は，事故時の原子炉建物内温度に余裕を考慮した値（入口：100℃）と，ＰＡＲ最高使用温度に余裕を考慮した値（出口：400℃）とを設定している

・設備の相違

・設備の相違

【柏崎 6/7，東海第二】

島根２号炉は，東側に設置しているＰＡＲ入口・出口温度計は，壁面

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
以上を考慮して，PAR 動作監視装置の設置場所は，位置的分散を考慮して，原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に配置したそれぞれ１台の PAR に設置している。(図(添付 12-5)，図（添付 12-6))	したがって，ＰＡＲの動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く，ＰＡＲ動作監視装置の必要個数は１個と考えるが，位置的分散を考慮して，原子炉建屋原子炉棟６階の両壁面に配置したＰＡＲのうちそれぞれ１基に設置することとする。（第５図参照）	以上を考慮して，ＰＡＲ動作監視装置（ＰＡＲ入口・出口温度計）の設置場所は，位置的分散を考慮して，原子炉建物４階（燃料取替階）に配置した２個のＰＡＲに設置している。（図５）	ではなく，壁面近傍に設置している。自然対流を起こし，一様に拡散されるため壁面近傍での設置としている。
図（添付 12-5）　機器配置図（6 号炉） 図（添付 12-6）　機器配置図（7 号炉）	第５図　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図 参考文献一覧 1 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000	図５　ＰＡＲ入口・出口温度計の配置図	・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.5 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

添付 13

原子炉建屋小部屋における水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は，格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建屋オペレーティングフロアに PAR を設置し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルから漏えいする水素ガスを原子炉建屋オペレーティングフロアで再結合処理することで，原子炉建屋の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には，小部屋になっている箇所もあるため，そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき小部屋について

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器から水素ガスが漏えいする可能性がある箇所は格納容器ペネトレーションと考えられる。格納容器ペネトレーションのうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器過温・過圧によるシール機能への影響が考慮されるものとして，格納容器変形に伴い開口が比較的生じる原子炉格納容器トップヘッドフランジ，機器搬入用ハッチ，エアロックがあり，水素漏えいは主にここから発生するものと考えられる。よって，水素影響を考慮すべき原子炉格納容器トップヘッドフランジ以外の漏えいポテンシャルと考えるペネトレーションで，小部屋にあるものを抽出した結果，表（添付 13-1）が水素影響を考慮すべき小部屋と考える。

表（添付 13-1）　水素影響を考慮すべき小部屋
（6 号炉及び 7 号炉）

漏えいフロア	漏えい箇所
２階	上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	上部ドライウェル所員用エアロック
	ISI 用ハッチ
地下１階	S/C 出入口
地下２階	下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
	下部ドライウェル所員用エアロック

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

別紙 5

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

第１表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて，有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお，シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても，局所エリアとなる可能性があるが，シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから，局所エリアから除外とした。

第１表 局所エリア

階　数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積（m³）
2 階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋	42.1
	ＣＲＤ搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4
地下 1 階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4

島根原子力発電所　２号炉

添付９

局所エリアにおける水素爆発防止対策について

1. はじめに

当社は，格納容器から漏えいした水素ガスを処理するために原子炉建物４階（燃料取替階）にＰＡＲを設置し，ドライウェル主フランジ並びにそれ以外の格納容器漏えいポテンシャルがある箇所から漏えいする水素ガスを原子炉建物４階（燃料取替階）で再結合処理することで，原子炉棟の水素濃度上昇を抑制する。格納容器漏えいポテンシャルがある箇所には，局所エリアになっている箇所もあるため，そこでの水素ガス濃度の影響について説明する。

2. 水素影響を考慮すべき局所エリアについて

格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して，「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び，限界圧力を踏まえると，シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されており，格納容器からの漏えい箇所としては，シール部を選定している。（参考１）

このうち，水素影響を考慮すべき局所エリアにあるものを抽出した結果を表１に示す。また，それらの配置を図１及び図２に示す。

表１　水素影響を考慮すべき局所エリア

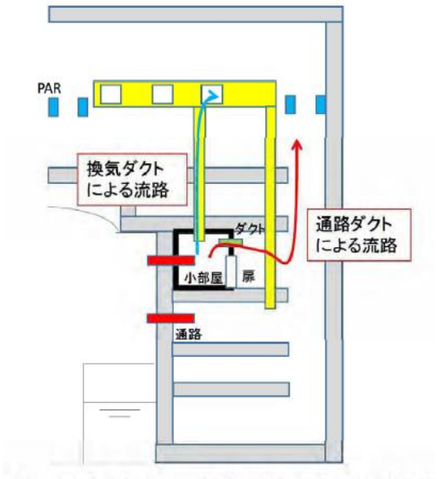
漏えいフロア	想定漏えい箇所	評価対象区画
２階	逃がし安全弁搬出ハッチ	ＳＲＶ補修室
１階	制御棒駆動機構搬出ハッチ	ＣＲＤ補修室
	所員用エアロック	所員用エアロック室

備考

・記載方針の相違
【東海第二】

・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器であり格納容器の構造の相違により，水素の漏えい想定箇所の位置が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		図１　評価対象区画（原子炉建物１階）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】
		図２　評価対象区画（原子炉建物２階）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，添付 9 3. 項にて記載
3．小部屋のダクトについて 水素影響を考慮すべき小部屋について，水素ガスが原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路の有無を調査した。各小部屋には，各階の通路に繋がるダクト（以下，「通路ダクト」という）と，原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクト（以下，「換気ダクト」という）がある。図（添付 13-1）に通路ダクト，換気ダクトによる流路のイメージを示す。 1）通路ダクトについて			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
各階の通路は，各フロアに設置されたハッチにより，最地下階から原子炉建屋オペレーティングフロアまで各階に開口部がある。そのため，通路ダクトにより通路部に抜けた水素ガスは，原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路があるため，原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。 2）換気ダクトについて 換気ダクトは原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がるダクトであるため，小部屋の水素ガスは原子炉建屋オペレーティングフロアに流れる流路がある。よって，この流路を通って原子炉建屋オペレーティングフロアに設置された PAR により水素処理されることが期待できる。  図（添付 13-1）　通路ダクト，換気ダクトによる流路のイメージ 水素影響を考慮すべき小部屋について，通路ダクト，換気ダクトの有無を整理した結果を 6 号炉については表（添付 13-2），7 号炉については表（添付 13-3）に示す。 表（添付 13-2）　小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無（6 号炉）			・記載方針の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
<table>
<tr><th>貫通部</th><th>通路ダクトの有無</th><th>換気ダクトの有無</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>上部ドライウェル所員用エアロック</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>ISI 用ハッチ</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>S/C 出入口</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>無※</td><td>有</td><td>※隣部屋との境界は，気密性のない遮蔽体
隣部屋に通路ダクトあり</td></tr>
<tr><td>下部ドライウェル所員用エアロック</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
</table>
表（添付 13-3）　小部屋の通路ダクト・換気ダクト有無（7 号炉）
<table>
<tr><th>貫通部</th><th>通路ダクトの有無</th><th>換気ダクトの有無</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>上部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>上部ドライウェル所員用エアロック</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>ISI 用ハッチ</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>S/C 出入口</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>下部ドライウェル機器搬入用ハッチ</td><td>有</td><td>有</td><td></td></tr>
<tr><td>下部ドライウェル所員用エアロック</td><td>無※</td><td>有</td><td>※隣部屋に繋がるダクトあり
隣部屋に通路ダクトあり</td></tr>
</table>
これらのダクトは耐震性を考慮して設計したものではないが，水素ガスの流れを遮断するような完全閉塞を起こすことは工学的に考えられないことから，水素ガスの流路として考慮する。

4. 小部屋の水素対策について
小部屋に漏えいした水素ガスは，表（添付 13-2）及び表（添付 13-3）で示すように原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが流れる流路の有無を確認し，水素影響の考慮が必要になると判断した場合は，原子炉建屋オペレーティングフロアに繋がる流路等を検討し，水素濃度の上昇を抑制する。
</td>
<td>2. 解析条件</td>
<td></td>
<td>【柏崎 6/7】
島根２号炉では，所員用エアロック室のみ，小部屋のダクトの効果を期待している

・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，局所エリアの水素濃度が上昇した場合，格納容器ベントを実施して水素濃度の上昇を抑制する</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
5. 小部屋の水素濃度の評価例について 小部屋における水素影響について，換気ダクトの効果を確認するため，下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋を例として，2.2.2 同様，汎用熱流動解析コード GOTHIC を用いて評価した結果を以下に示す。 解析モデルのイメージ図を図（添付 13-2）に示す。 図（添付 13-2）　下部ドライウェル機器搬入用ハッチ室解析モデルイメージ	(1) 解析モデル 解析モデルを第１図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため，解析モデルは，局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ１ノードでモデル化し，流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏えいを与える。また，圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。 エリア内は断熱とし，構造物のヒートシンク，壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから，保守的に評価するため，蒸気の 100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。 また，隣接エリアを第２図～第７図に示す。 第１図　２ノードモデル	3. 解析モデル ＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室の解析モデルを図３に示す。また，所員用エアロック室の解析モデルを図４に示す。所員用エアロック室の解析モデルについては，エリアの雰囲気が循環することによる希釈効果を天井及び側面の換気ダクトをモデル化することで模擬する。 図３　解析モデル（ＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室）	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉は，所員用エアロック室のみ複数ノードでモデル化し，他の局所エリアは１ノードモデルで評価している。なお，全ての局所エリアで可燃限界未満となることを確認している ・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉では，東海第二と同様の条件で解析している ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，伝熱による蒸気凝縮の想定を添付９　4. 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 2 図　隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 第 3 図　隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 1 階 第 4 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 2 階	図４　解析モデル（所員用エアロック室）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	第 5 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 3 階 第 6 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 4 階 第 7 図 隣接エリア 原子炉建屋原子炉棟 5 階		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
[redacted] 格納容器から室内へのガス漏えい条件は，2.2.2.3 のケース 2 に示す「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」かつ「原子炉建屋オペレーティングフロア＋下層階」漏えい条件から水素濃度の時間変化をより細かく設定した表（添付 13-4），図（添付 13-3）を用い，事故後 72 時間までの評価を行う。なお，保守的に格納容器ベント実施（38 時間）までは 2.2.2.2 の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」同様，格納容器限界圧力（620kPa[g]），格納容器限界温度(200℃)，格納容器漏えい率 1.5%/day 一定とし，格納容器ベント実施後は 2.2.2.2 の「①有効性評価代表シナリオ包絡条件」と同じ条件とする。	(2) 解析条件 2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。	4. 解析条件 格納容器からの漏えい条件は表２に示すとおり，本文「2.2.2 原子炉棟の水素濃度解析」の有効性評価結果を踏まえた条件と同じとする。ただし，保守的な評価を行うため，格納容器から漏えいした瞬間，全ての水蒸気が瞬時に凝縮することを仮定する。具体的には漏えいガスの水蒸気分を除いた水素ガスが 100℃で流入することとする。 評価対象区画の流入境界条件については，各想定漏えい箇所の周長比に応じて按分した値を，その評価対象区画の流入量とする。 また，評価対象区画の容積を表３に示す。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，別紙 5 2.(1)項にて記載 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，第 2.1.4－2 表にて記載 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，事故後 168 時間までの評価を行う ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ③の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は Mark-Ⅰ改型原子炉格納容器のため，設計圧力が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑥の相違

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

表（添付 13-4）　格納容器からハッチ室へのガス漏えい条件

<table>
<tr><th rowspan="2">項目</th><th colspan="4">解析条件</th></tr>
<tr><th>0～1.5 時間</th><th>1.5～4 時間</th><th>4～16 時間</th><th>16～21 時間</th></tr>
<tr><td>圧力</td><td>620kPa[g]
(2Pd)</td><td>620kPa[g]
(2Pd)</td><td>620kPa[g]
(2Pd)</td><td>620kPa[g]
(2Pd)</td></tr>
<tr><td>温度</td><td>200℃</td><td>200℃</td><td>200℃</td><td>200℃</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率</td><td>47vol%</td><td>63vol%</td><td>77vol%</td><td>71vol%</td></tr>
<tr><td>水素分率</td><td>32vol%</td><td>16vol%</td><td>2vol%</td><td>8vol%</td></tr>
<tr><td>窒素分率</td><td>21vol%</td><td>21vol%</td><td>21vol%</td><td>21vol%</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率</td><td>1.5%/day</td><td>1.5%/day</td><td>1.5%/day</td><td>1.5%/day</td></tr>
</table>

<table>
<tr><th rowspan="2">項目</th><th colspan="3">解析条件</th></tr>
<tr><th>21～32 時間</th><th>32～38 時間</th><th>38～72 時間</th></tr>
<tr><td>圧力</td><td>620kPa[g]
(2Pd)</td><td>520kPa[g]
(2Pd)</td><td>155kPa[g]
(0.5Pd)</td></tr>
<tr><td>温度</td><td>200℃</td><td>200℃</td><td>171℃</td></tr>
<tr><td>水蒸気分率</td><td>63vol%</td><td>59vol%</td><td>100vol%</td></tr>
<tr><td>水素分率</td><td>16vol%</td><td>20vol%</td><td>0vol%</td></tr>
<tr><td>窒素分率</td><td>21vol%</td><td>21vol%</td><td>0vol%</td></tr>
<tr><td>格納容器漏えい率</td><td>1.5%/day</td><td>1.5%/day</td><td>0.5%/day</td></tr>
</table>

</td>
<td>

第２表 ２ノードモデル解析条件

<table>
<tr><th>No.</th><th>項　目</th><th>解析条件</th><th>備　考</th></tr>
<tr><td>1</td><td>原子炉建屋原子炉棟の条件
(1)圧力（初期条件）
(2)温度（初期条件）
(3)組成（初期条件）
(4)空間容積（固定）</td><td>
101.325kPa
40℃
相対湿度 100%の空気
第１表参照</td><td>
大気圧
想定される高めの温度として設定
同上</td></tr>
<tr><td>2</td><td>圧力境界条件
（外部への漏えい）
(1)圧力（固定）
(2)温度（固定）
(3)酸素濃度（固定）
(4)窒素濃度（固定）</td><td>

101.325kPa
40℃
21vol%
79vol%</td><td>

大気圧
想定される高めの温度として設定
乾燥空気の組成
同上</td></tr>
<tr><td>3</td><td>流出条件
（外部への漏えい）
(1)流出条件</td><td>

圧力損失なし</td><td></td></tr>
</table>

各局所エリアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は，第 2.1.4.1－4 表と同様である。

(3) 漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第３表に示す。

第３表 有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

<table>
<tr><th rowspan="2">項　目</th><th colspan="4">ドライウェル</th><th colspan="4">サプレッション・チェンバ</th></tr>
<tr><th>0～
3h</th><th>3～
30h</th><th>30～
110h</th><th>110～
168h</th><th>0～
3h</th><th>3～
30h</th><th>30～
110h</th><th>110～
168h</th></tr>
<tr><td>圧力
(kPa［gage］)</td><td colspan="2">620
(2Pd)</td><td colspan="2">186
(0.6Pd)
341
(1.1Pd)</td><td colspan="2">620
(2Pd)</td><td colspan="2">186
(0.6Pd)
341
(1.1Pd)</td></tr>
<tr><td>温度［℃］
(上：原子炉格納容器内，下：建屋への漏えい時※1)</td><td>210
100</td><td>200
100</td><td colspan="2">171
100</td><td>210
100</td><td>200
100</td><td colspan="2">171
100</td></tr>
<tr><td>水素濃度
［vol%］※1</td><td colspan="4">100</td><td colspan="4">100</td></tr>
<tr><td>水蒸気濃度
［vol%］※1</td><td colspan="4">0</td><td colspan="4">0</td></tr>
<tr><td>原子炉格納容器漏えい率
［%／day］※2</td><td>0.615</td><td>0.42</td><td>0.34</td><td>0.29</td><td colspan="2">0.45</td><td colspan="2">0.11</td></tr>
<tr><td>備　考</td><td colspan="4">２階の漏えい条件</td><td colspan="4">地下１階の漏えい条件</td></tr>
</table>

※1　水蒸気は，局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

※2　漏えい率は，第 2.1.4.1－3 表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

</td>
<td>

表２　格納容器からの漏えい条件

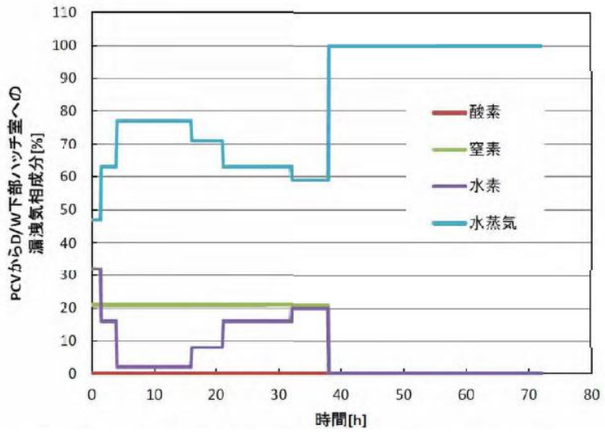
<table>
<tr><th rowspan="2">分類</th><th rowspan="2">項目</th><th colspan="2">有効性評価結果を踏まえた条件</th></tr>
<tr><th>ベントケース</th><th>ＲＨＡＲケース</th></tr>
<tr><td rowspan="2">格納容器条件</td><td>圧力
温度
漏えい率</td><td>本文表 2.2.2-7</td><td>本文表 2.2.2-10</td></tr>
<tr><td>水素濃度
窒素濃度
水蒸気濃度</td><td>本文表 2.2.2-8</td><td>本文表 2.2.2-11</td></tr>
</table>

</td>
<td>

・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，表 2.2.2-14 にて記載

・設備の相違

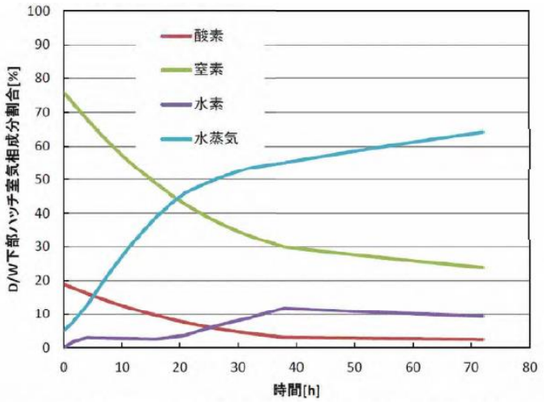
</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>


図（添付 13-3）格納容器からハッチ室への漏えいガス成分割合（vol%）

解析結果を図（添付 13-4）に示す。
</td>
<td>3. 解析結果
各ケースの 168 時間までの水素濃度最大値を第 4 表に示す。また，水素濃度の時間変化を第 8 図から第 10 図に示す。</td>
<td>表３　評価対象区画の容積
<table><tr><td>ＳＲＶ補修室</td><td>1,076m³</td></tr><tr><td>ＣＲＤ補修室</td><td>379m³</td></tr><tr><td>所員用エアロック室</td><td>37m³</td></tr></table>
5. 解析結果
① ベントケース
ＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室及び所員用エアロック室の解析結果を，それぞれ図５から図７に示す。
いずれの区画についても，水素濃度の可燃限界４vol％を下回る。</td>
<td>・資料構成の相違
【東海第二】
東海第二は，第 2.1.4－2 表にて記載

・資料構成の相違
島根２号炉は，表 2.2.2-8 にて記載</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>


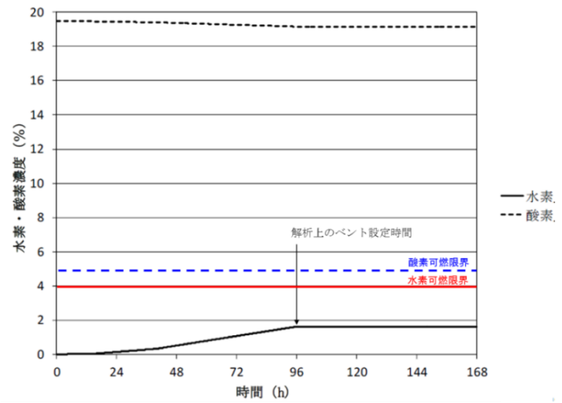
図（添付 13-4）　ハッチ室気相成分割合（水素濃度最大箇所）
</td>
<td>
第４表 解析結果
<table>
<tr><th rowspan="2">ケース No.</th><th rowspan="2">原子炉格納容器漏えい条件</th><th rowspan="2">評価対象とするエリア</th><th colspan="2">水素濃度最大値［vol%］</th></tr>
<tr><th>評価対象とする局所エリア</th><th>隣接エリア</th></tr>
<tr><td>1</td><td rowspan="3">有効性評価シナリオ包絡条件</td><td>ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋（原子炉建屋原子炉棟２階西側）</td><td>3.06</td><td>2.19</td></tr>
<tr><td>2</td><td>所員用エアロックのある部屋（原子炉建屋原子炉棟２階東側）</td><td>1.06</td><td>0.83</td></tr>
<tr><td>3</td><td>サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋（原子炉建屋原子炉棟地下１階西側）</td><td>1.69</td><td>1.69</td></tr>
</table>
</td>
<td>


図５　水素・酸素濃度の時間変化（ＳＲＶ補修室）

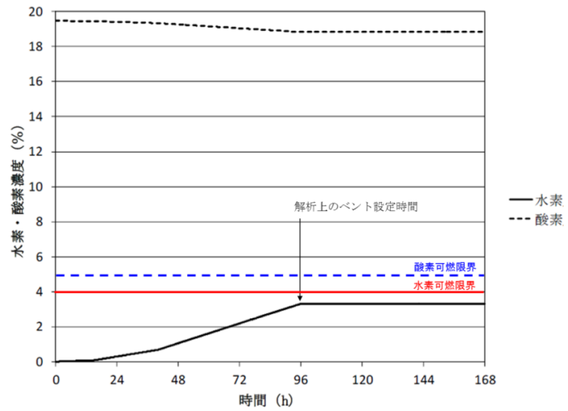


図６　水素・酸素濃度の時間変化（ＣＲＤ補修室）

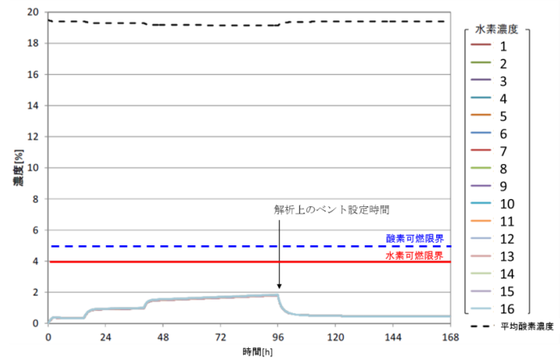
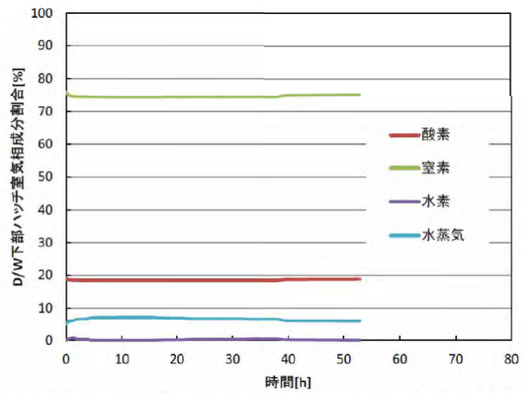
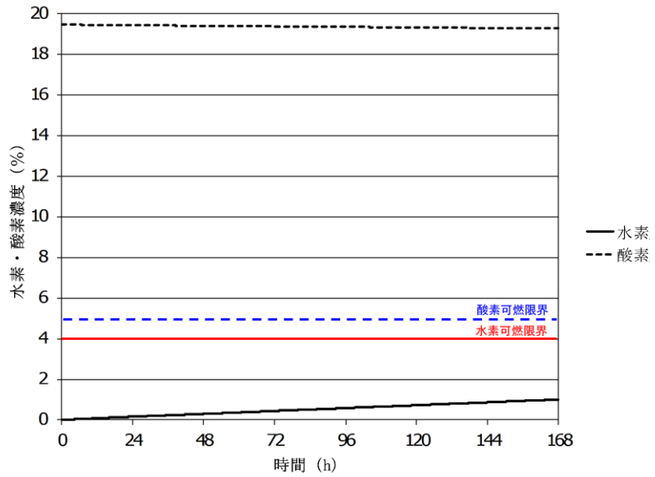
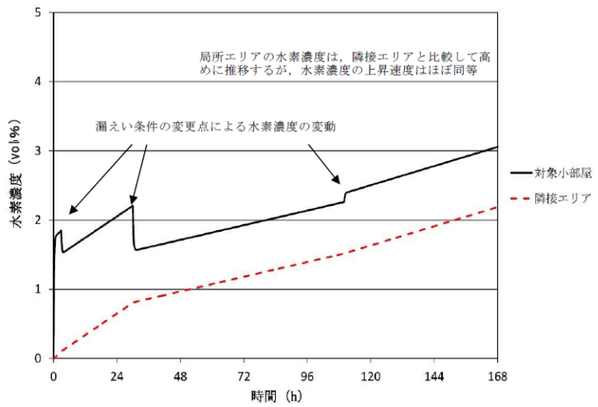
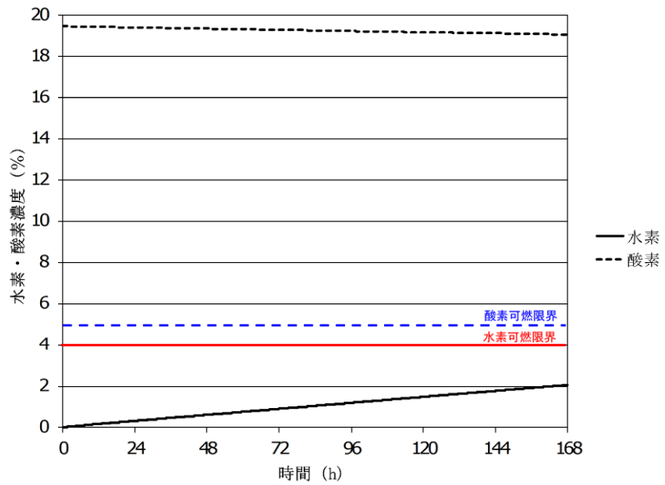


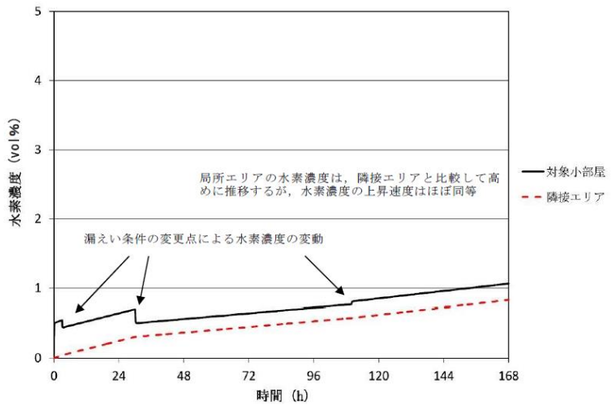
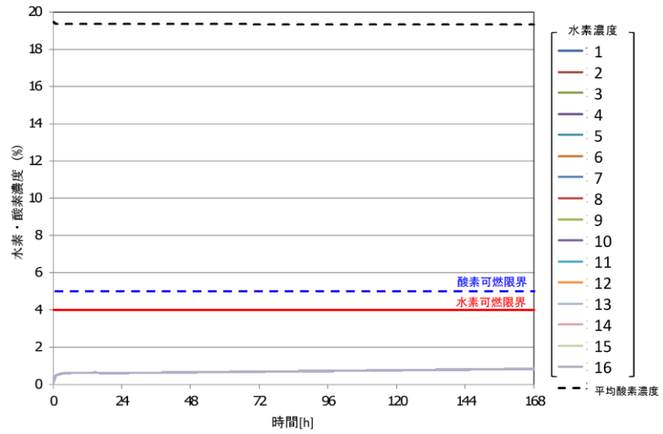
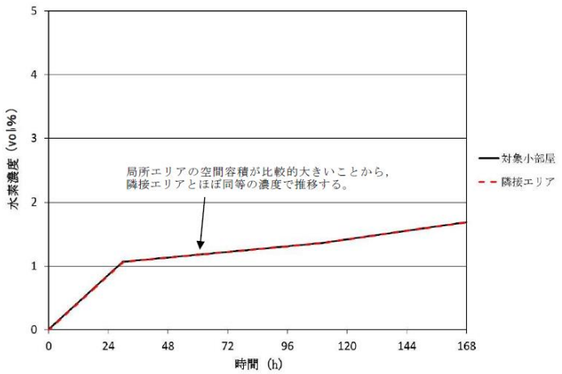
図７　水素・酸素濃度の時間変化（所員用エアロック室）
</td>
<td>
・設備の相違

・設備の相違

・設備の相違
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
格納容器ベント実施前（38 時間）までは格納容器から漏えいする水蒸気・窒素ガス・水素ガスの混合気体によってハッチ室内の空気（窒素ガス・酸素ガス）が押し出され，格納容器ベント実施後は同様に格納容器から漏えいする水蒸気によってハッチ室内の空気（水蒸気・窒素ガス・酸素ガス・水素ガス）が押し出されていることから，ハッチ室内に漏えいした水素ガスは換気ダクトを通じて PAR を設置している原子炉建屋オペレーティングフロアに導かれることを確認できた。 なお，下部ドライウェル機器搬入用ハッチを設置している部屋の入口は気密性のない遮蔽体であることから，この遮蔽体の隙間を通じたガスの流出入を考慮し，その他の条件は表（添付 13-4），図（添付 13-3）と同様とした場合の解析結果を図（添付 13-5）に示す。なお，解析時間は格納容器ベント実施（38 時間）後に静定するまでとした。  図（添付 13-5）　ハッチ室気相成分割合 （水素濃度最大箇所，ガス流出入条件見直し後）			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，添付 8 1.項にて記載している建屋全体での水素濃度解析にて，局所エリアを含む下層階から漏えいした水素ガスが PAR を設置している原子炉建物 4 階（燃料取替階）に導かれていることを確認している ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，入口扉（遮蔽体）の隙間による隣接エリアとのガスの流出入は考慮していないため，実線部分に対応する記載はない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		② ＲＨＡＲケース ＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室及び所員用エアロック室の解析結果を，それぞれ図８から図 10 に示す。 いずれの区画についても，水素濃度の可燃限界４vol％を下回る。  図８　水素・酸素濃度の時間変化（ＳＲＶ補修室）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 ・設備の相違
	 第８図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋）	 図９　水素・酸素濃度の時間変化（ＣＲＤ補修室）	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 9 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）	 図 10　水素・酸素濃度の時間変化（所員用エアロック室）	・設備の相違
	 第 10 図 有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）		・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
換気ダクトの効果を確認することはできないが，ハッチ室内の水素濃度はほぼ上昇しないことを確認できた。 ただし，小部屋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屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，表（添付 13-2）及び表（添付 13-3）に示す小部屋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。設置箇所を図（添付 13-6～11）に示す。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屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。 図（添付 13-6）　機器配置図（6 号炉） 図（添付 13-7）　機器配置図（6 号炉）	解析の結果から，水素濃度は全体的には上昇傾向となり，168 時間後時点で最も高くなるものの，可燃限界未満となる結果となった。 2 ノードの解析において，局所エリアと隣接エリアについては，それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが，2.1.4.2 に示したケース 1 において，建屋全体の水素濃度が均一化されていることから，局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入するものと考えられる。一方で，格納容器から異常な漏えいが発生した場合，原子炉建屋原子炉棟 6 階よりも先行して局所エリアの水素濃度が上昇するおそれがあるため，判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は，局所エリアに設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち，最高濃度を示すものとする。	6. 評価結果 局所エリアであるＳＲＶ補修室，ＣＲＤ補修室及び所員用エアロック室について，特別な水素対策を行わない状態において局所エリアへの水素流入を保守的に評価した結果，水素濃度は可燃限界を下回ることを確認した。 以上のことから局所エリアにおいては，水素濃度が可燃限界未満となることを確認しているが，局所エリアに漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状態を把握することは，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，表１に示す局所エリアに漏えいした水素ガスを計測するための水素濃度計を設置し，事故時の監視機能を向上させる。設置場所を図 11 に示す。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４階（燃料取替階）での水素濃度の両方を監視できることとなり，原子炉棟全体での水素影響を把握することができる。 図 11　局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所（１／２）	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉では，換気ダクトの効果を期待していない

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図（添付 13-8）　機器配置図（6 号炉） 図（添付 13-9）　機器配置図（7 号炉） 図（添付 13-10）　機器配置図（7 号炉） 図（添付 13-11）　機器配置図（7 号炉）		図 11　局所エリア用の原子炉建物水素濃度の設置場所（２／２）	

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

添付 14

SNL 試験，THAI 試験の試験データ適用性について

本章では，SNL 試験及び THAI 試験を用いて示した項目について，試験データの適用性を示す。SNL 試験及び THAI 試験は表（添付 14-1）に示す項目に対して試験データを用いている。以下に，それぞれの項目についての試験適用性を示す。

表（添付 14-1）　SNL 試験及び THAI 試験を説明に使用した項目について

<table>
<tr><th rowspan="2">No</th><th rowspan="2">説明項目</th><th colspan="2">使用した試験データ</th></tr>
<tr><th>SNL 試験</th><th>THAI 試験</th></tr>
<tr><td>(1)</td><td>性能評価式の妥当性</td><td>○</td><td>－</td></tr>
<tr><td>(2)</td><td>水蒸気濃度の PAR 性能への影響</td><td>○</td><td>－</td></tr>
<tr><td>(3)</td><td>水素再結合反応開始の遅れの影響</td><td>－</td><td>○</td></tr>
</table>

</td>
<td></td>
<td>

添付１２

ＫＡＬＩ試験，ＳＮＬ試験の試験データ適用性について

本章では，ＫＡＬＩ試験及びＳＮＬ試験を用いて示した項目について，試験データの適用性を示す。ＫＡＬＩ試験及びＳＮＬ試験は表１に示す項目に対して試験データを用いている。

表１　ＫＡＬＩ試験及びＳＮＬ試験を説明に使用した項目について

<table>
<tr><th rowspan="2"></th><th rowspan="2">説明項目</th><th colspan="2">使用した試験データ</th></tr>
<tr><th>ＫＡＬＩ試験</th><th>ＳＮＬ試験</th></tr>
<tr><td>（１）</td><td>性能評価式の適用性</td><td>○</td><td>－</td></tr>
<tr><td>（２）</td><td>蒸気環境下での影響</td><td>○</td><td>－</td></tr>
<tr><td>（３）</td><td>ＰＡＲの反応開始遅れの影響</td><td>－</td><td>○</td></tr>
</table>

ＫＡＬＩ試験では実機ＰＡＲと同様にチムニを延長していないＰＡＲを用いているが，ＳＮＬ試験ではチムニを延長したＰＡＲを用いている。

試験データの適用性についてはこの延長チムニの有無による試験適用性を示す。

</td>
<td>

・記載方針の相違
【東海第二】

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
ＰＡＲ仕様が異なるため参照する文献が異なる
（以下，⑬の相違）

・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑬の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑬の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑬の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7】
⑬の相違

</td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

（1）性能評価式の妥当性

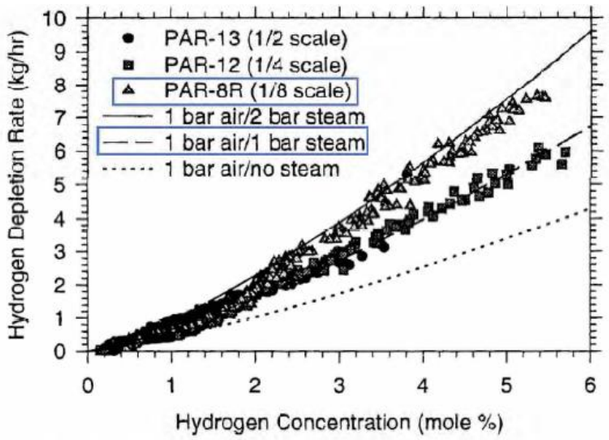
PAR 性能評価式の妥当性を示すために，SNL 試験で報告された試験データ，性能評価式の比較を参照して，性能評価式よりも試験データが上回ることから，性能評価式が妥当であることを示している。SNL 試験で用いた PAR と柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR の代表的なスペックの比較を表（添付 14-2）に示す。

表（添付 14-2）　実機と SNL 試験の PAR 比較について

<table>
<tr><th>項目</th><th>柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉</th><th>SNL 試験</th></tr>
<tr><td>PAR 外形</td><td> </td><td>[redacted]</td></tr>
<tr><td>PAR 製造社</td><td>NIS 社</td><td>NIS 社</td></tr>
<tr><td>カートリッジ枚数</td><td>11 枚</td><td>11 枚
（88 枚タイプの 1/8 スケール）</td></tr>
<tr><td>入口サイズ</td><td>[redacted]</td><td>[redacted]</td></tr>
<tr><td>チムニー高さ</td><td>チムニーなし</td><td>500mm 型チムニーあり</td></tr>
</table>

表（添付 14-2）に示す通り，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR と SNL 試験に用いた PAR のスペックとしては，いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり，入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり，柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR はチムニー無しのタイプであるのに対し，SNL 試験で用いた PAR は 500mm 型のチムニーがあるタイプである。チムニーは，煙突効果で PAR 内の上昇気流を高め，水素処理能力を向上させることができ，製造メーカの試験プログラムの中で 500mm 型のチムニーを取り付けた場合は，チムニー無しの場合と比較して 1.15 倍程度の水素処理能力になることが示されている。よって，SNL 試験の試験結果は 500mm 型チムニーの影響を踏まえたものとなるが，チムニーによる性能向上を見込まない場合は本試験結果を 1/1.15 倍することでチムニー無しの柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉に設置する PAR に適用可能な試験データになる。

</td>
<td></td>
<td></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.2.3 (3)項にて記載</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
なお，SNL 試験結果を図（添付 14-1）に示す。当社は PAR-11 を使用していることから試験条件「PAR-8R（1/8 scale）」を参照する。試験結果はスケール毎に正規化した水素処理速度データを示している（1/8 スケールの PAR は 8 倍）。また，性能評価式により得られた結果が図中にあるが，試験条件は「1bar 空気，1bar 蒸気」であることから，「1bar air / 1bar steam」を参照する。この試験結果についてチムニー影響を踏まえて 1/1.15 倍したとしても，性能評価式は妥当であると判断できる。よって SNL 試験で示す性能評価式の妥当性については，当社が設置する PAR に対しても適用可能である。  図（添付 14-1）　SNL で行われた試験結果（高水素濃度） （2）水蒸気濃度の PAR 性能への影響 PAR の起動における水蒸気の影響を確認するために SNL 試験データを用いている。PAR は水蒸気により触媒機能が低下することを防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施しており，水蒸気の影響を基本的に受けない。仮に触媒粒が水蒸気により触媒機能に影響を与えたとしても，PAR は一度反応を開始すると発熱により触媒粒を覆った水膜を蒸発させ，触媒機能は回復することが判っている。このように，水蒸気濃度による PAR 性能影響は，触媒反応が開始するか否かが重要であり，反応が開始してしまえば各々の PAR 型式の性能を発揮する傾向になる。つまり，水蒸気濃度の影響を確認する試験では PAR 型式は重要にならない。よって，上述の通			・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，2.2.3（2）①項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
り SNL 試験は当社 PAR と異なり 500mm 型チムニーを有した構造であるが，チムニー有無で水蒸気濃度による PAR 性能影響は大きく関係しないことから，SNL 試験結果を適用しても問題ない。			
(3) 水素再結合反応開始の遅れの影響 PAR 反応開始の遅れの影響を確認するために，PAR の水素処理量・温度等を時刻歴で取得している THAI 試験のデータを用いている（図（添付 14-2）参照）。THAI 試験に用いた PAR と当社に設置する PAR の比較を表（添付 14-2）に示しているが，いずれも NIS 社製で PAR 枚数も 11 枚タイプで同じであり，入口サイズも多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニー有無であり，当社設置の PAR はチムニーが無いタイプであるのに対し THAI 試験に用いた PAR は 1000mm 型チムニーを有するタイプを用いている。 ただし，ここで確認したい事項は，水素ガス流入に対して PAR の反応開始時間・定格容量に到達するまでの時間にどれだけ遅れがあるかを確認することが目的である。チムニーは，触媒反応開始による発熱で PAR 内の上昇気流を増強させて水素処理能力を向上させるものであり，触媒反応が開始される初期についてはチムニーの効果はない。つまり，PAR の反応開始初期の発熱による温度変化，定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は，水素処理容量を向上させるために取付けているチムニーの有無は大きく関係しない。よって，水素再結合反応開始の遅れの影響を確認するために THAI 試験を適用することに問題はない。		1. ＰＡＲの反応開始遅れの影響 ＰＡＲの反応開始遅れを確認するために，ＳＮＬ試験のデータを用いている。ＳＮＬ試験に用いたＰＡＲと当社に設置するＰＡＲの比較を表２に示す。いずれもＮＩＳ社製のカートリッジ枚数が 22 枚タイプであり，入口サイズが多少異なるものの同程度のサイズである。大きく異なる箇所としてはチムニの有無であり，当社設置のＰＡＲはチムニが無いタイプであるのに対し，ＳＮＬ試験に用いたＰＡＲは [redacted] 形チムニを有するタイプを用いている。 ただし，ここで確認すべき事項は，水素ガス流入に対してＰＡＲの反応開始時間・定格容量に達する時間までにどれだけ遅れがあるかである。チムニは，触媒反応時に発生する熱によるＰＡＲ内の上昇気流を増強させることで水素処理能力を向上させるものであり，触媒反応が開始される初期についてはチムニの効果はない。つまり，ＰＡＲの反応開始初期の発熱による温度変化，定格の水素処理能力を発揮するまでの時間を確認する際は，水素処理容量を向上させるために取付けているチムニの有無は大きく関係しない。よって，触媒反応開始の遅れの影響を確認するためにＳＮＬ試験を用いることに問題はない。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 採用するＰＡＲ型式が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違 ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
表（添付 14-2）　実機と THAI 試験の PAR 比較について 項目：柏崎刈羽６号炉及び７号炉 ／ THAI 試験 PAR 外形： ／ [redacted] PAR 製造社：NIS 社 ／ NIS 社 カートリッジ枚数：11 枚 ／ 11 枚 入口サイズ：[redacted] ／ [redacted] チムニー高さ：チムニーなし ／ 1000mm 型チムニーあり [redacted] 図（添付 14-2）　THAI HR-14：Recombiner temperatures		表２　実機とＳＮＬ試験のＰＡＲ比較について 項目：島根２号炉 ／ ＳＮＬ試験 ＰＡＲ外形： ／ [redacted] ＰＡＲ製造社：ＮＩＳ社 ／ ＮＩＳ社 カートリッジ枚数：22 枚 ／ 22 枚（88 枚タイプの 1/4 スケール） 入口サイズ：幅：[redacted] 奥行：[redacted] ／ 幅：[redacted] 奥行：[redacted] 延長チムニ：なし ／ [redacted]	・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.3　水素濃度監視設備について 2.3.1　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屋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屋水素濃度を設置する。 （1）設計方針 原子炉建屋水素濃度は炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し，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屋へ漏えいした場合に，原子炉建屋において，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，原子炉建屋水素濃度は電源が喪失した場合においても代替電源設備からの給電が可能な設計とする。	2.2 原子炉建屋水素濃度 2.2.1 概要 想定される重大事故等時に原子炉建屋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できる監視設備として水素濃度計を設置する。（別紙９ 参照） 原子炉建屋水素濃度は，中央制御室にて監視可能であり，原子炉建屋原子炉棟６ 階に設置するものについては，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，原子炉建屋原子炉棟６ 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。 原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟６ 階まで上昇し，滞留することが予想される。ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲにより上昇気流が発生し，原子炉建屋原子炉棟６ 階の水素は，自然対流により拡散される。これらを考慮し，設置位置は，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟６ 階の天井付近とする（第 2.2－1 図参照）。 なお，別紙５ にて説明する局所エリアに漏えいした水素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屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから，局所エリアに漏えいした水素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（第 2.2－2 図～第 2.2－3 図参照）。 これにより，原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と，水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟６ 階での濃度の両方が監視できることとなり，原子炉建屋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。	2.3 原子炉建物水素濃度監視設備について 2.3.1 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棟へ漏えいした場合に，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。	・設備の相違 【東海第二】 使用する電源設備が異なる ・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，添付 13 3. 項にて記載

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>(2) 設備概要

a. 機器仕様

検出器：熱伝導式水素検出器
計測範囲：水素濃度 0～20vol%
個数：8

b. 配置場所
図(添付 13-6) ～図(添付 13-11)，図 2-52，図 2-53 の通り

なお，添付 13 にて記載した小部屋（図（添付 13-6）～図（添付 13-11））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屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，小部屋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</td>
<td>2.2.2 主要仕様

(1) 機器仕様
①原子炉建屋水素濃度（6 階）
種　類　　：触媒式
計測範囲　：0～10vol%
個　数　　：2 個

②原子炉建屋水素濃度（2 階，地下 1 階）
種　類　　：熱伝導式
計測範囲　：0～20vol%
個　数　　：3 個

(2) 配置場所
原子炉建屋水素濃度検出器配置図を第 2.2－1 図から第 2.2－3 図に示す。</td>
<td>(2) 主要仕様
原子炉建物水素濃度の主要仕様を表 2.3.1-1 に示す。原子炉建物水素濃度は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。図 2.3.1-1 に概略構成図を示す。

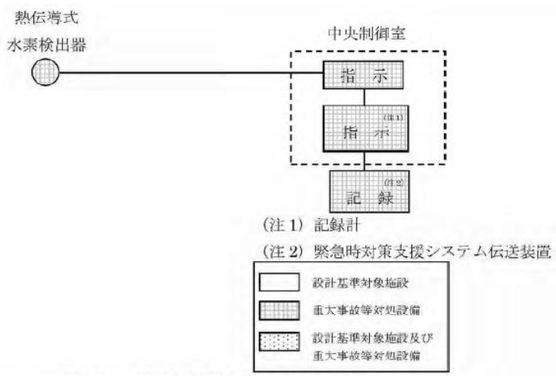
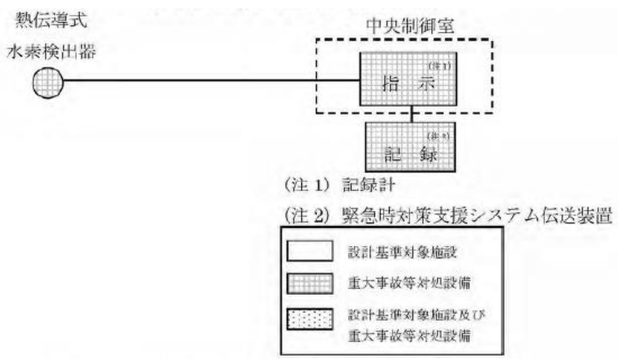
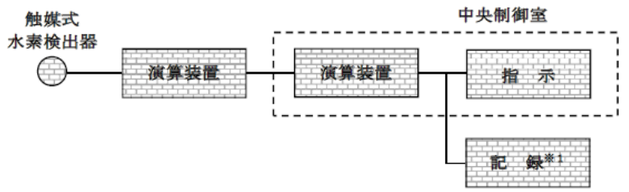
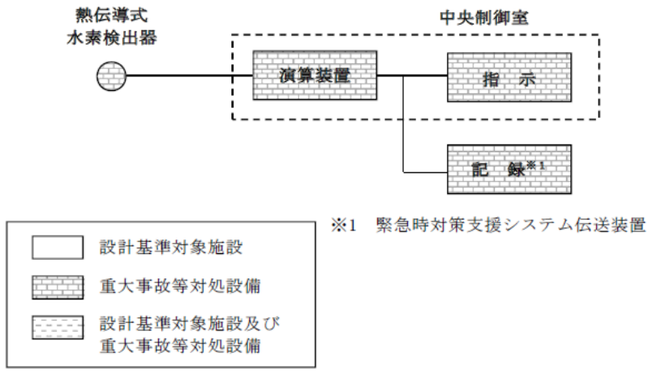
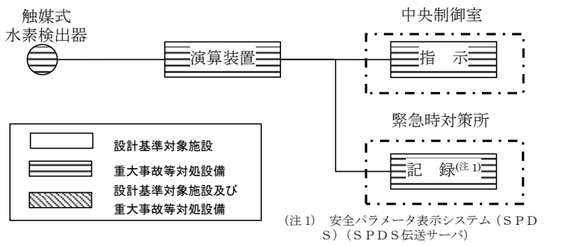
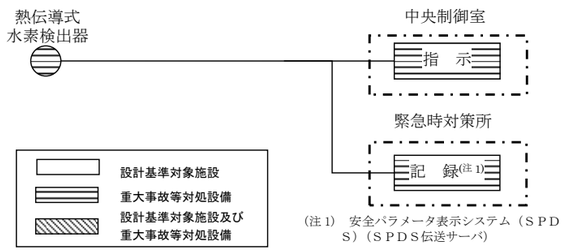
表 2.3.1-1　原子炉建物水素濃度の主要仕様
<table><tr><th>名称</th><th>検出器の種類</th><th>計測範囲</th><th>個数</th><th>取付箇所</th></tr><tr><td rowspan="2">原子炉建物水素濃度</td><td>触媒式水素検出器</td><td>０～10vol%</td><td>1</td><td>原子炉建物地下１階</td></tr><tr><td>熱伝導式水素検出器</td><td>０～20vol%</td><td>6</td><td>原子炉建物４階：２個
原子炉建物２階：２個
原子炉建物１階：２個</td></tr></table></td>
<td>・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
柏崎 6/7 は，2.3.1 (2) c. 項にて記載。東海第二は，2.2.2 (3)項にて記載

・設備の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉では，検出方式の異なる２種類の検出器を採用
（以下，⑭の相違）
しており，計測範囲が異なる
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉では，漏えいを想定している箇所の相違により，個数が異なる

・資料構成の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
島根２号炉は，2.3.1 (3)項にて記載

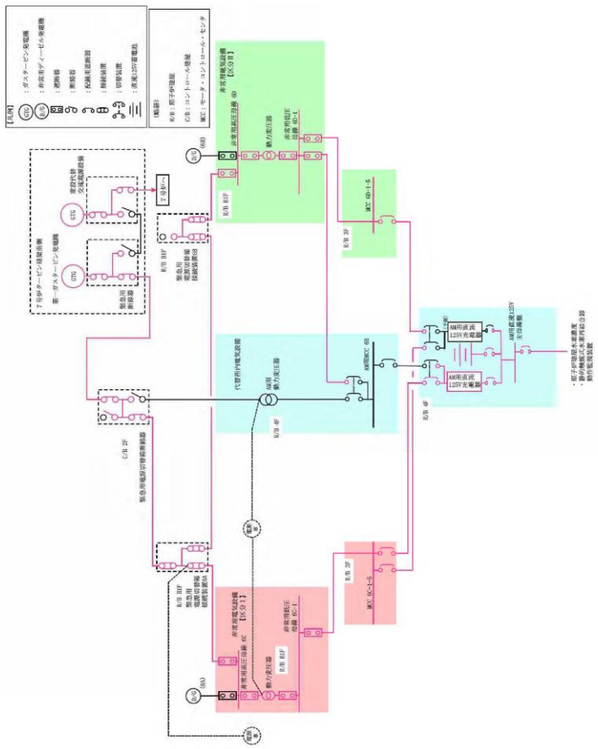
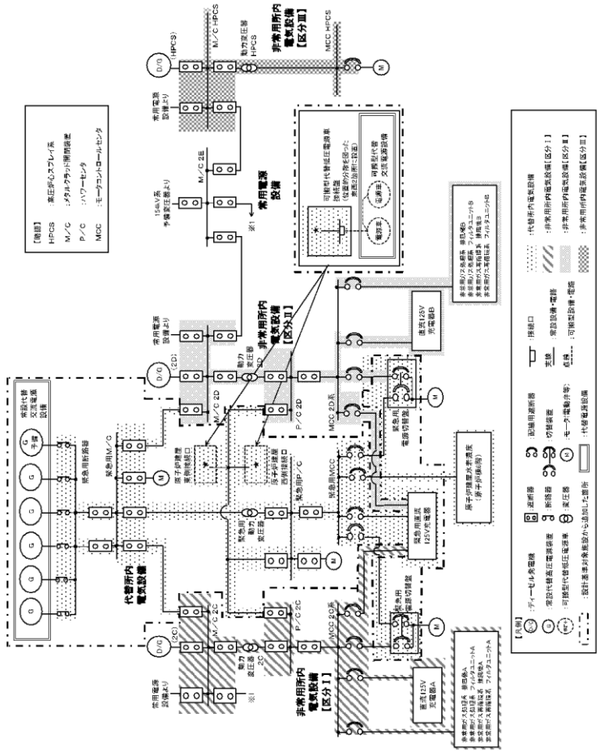
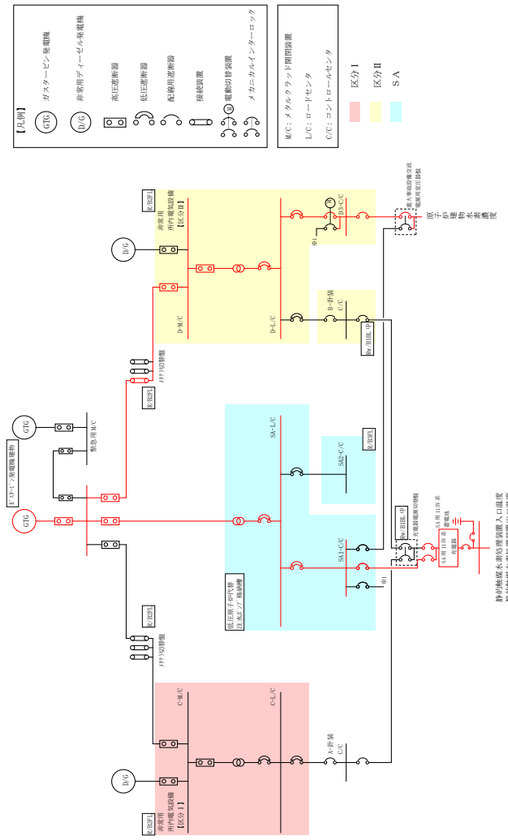
・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
島根２号炉は，2.3.1 (3)項にて記載</td>
</tr>
</table>

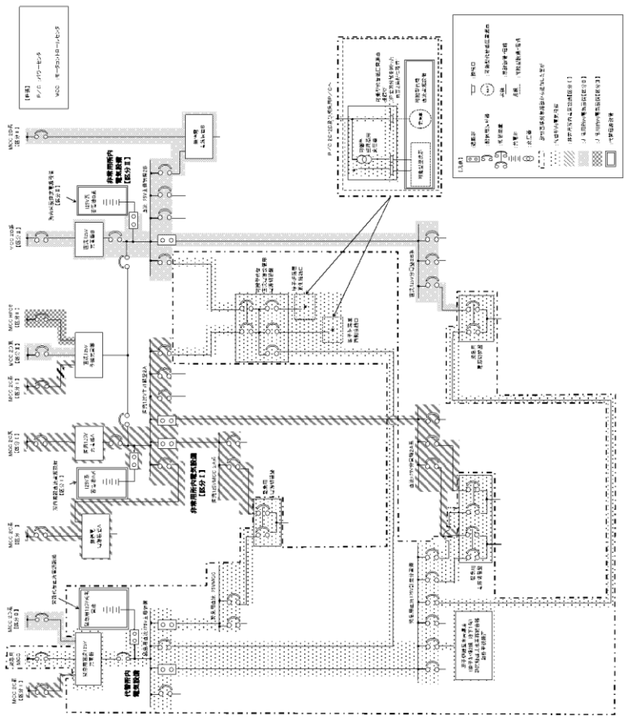
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
る原子炉建屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。 図 2-52　機器配置図（6 号炉） 図 2-53　機器配置図（7 号炉）	第 2.2－1 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 （原子炉建屋原子炉棟 6 階） 第 2.2－2 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 （原子炉建屋原子炉棟 2 階） 第 2.2－3 図 原子炉建屋水素濃度検出器配置図 （原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）		

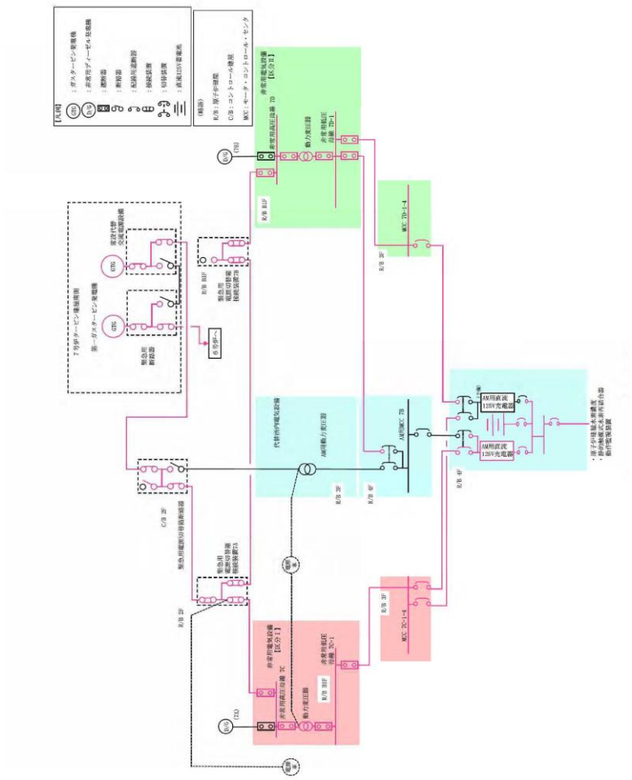
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
c．システム構成 原子炉建屋水素濃度は，熱伝導式水素濃度検出器からの電気信号を，中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換することで，中央制御室及び緊急時対策所に指示及び記録される。原子炉建屋水素濃度のシステム構成を図 2-54，55 に示す。  図 2-54　原子炉建屋水素濃度の概略構成図  図 2-55　原子炉建屋水素濃度の概略構成図	(3) システム構成 ①原子炉建屋水素濃度 原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を第 2.2－4 図に示す。   第 2.2－4 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図	  図 2.3.1-1　原子炉建物水素濃度の概略構成図	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違から，機器仕様の相違及び，設計方針が相違することにより系統構成が異なる ・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉は，2.3.1(2)項にて記載 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		(3) 設置場所 原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を図 2.3.1-2 から図 2.3.1-5 に示す。 なお，添付９にて記載した局所エリア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４階（燃料取替階）での水素濃度の両方を監視できることとなり，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，原子炉格納容器から漏えいした高温の気体による上昇流と，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，図 2.3.1-5 に示す設置場所に１台設置する。 図 2.3.1-2　原子炉建物水素濃度の設置場所（１／４）	・資料構成の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 柏崎 6/7 は，2.3.1 (2) b. 項にて記載。東海第二は，2.2.2 (2)項にて記載

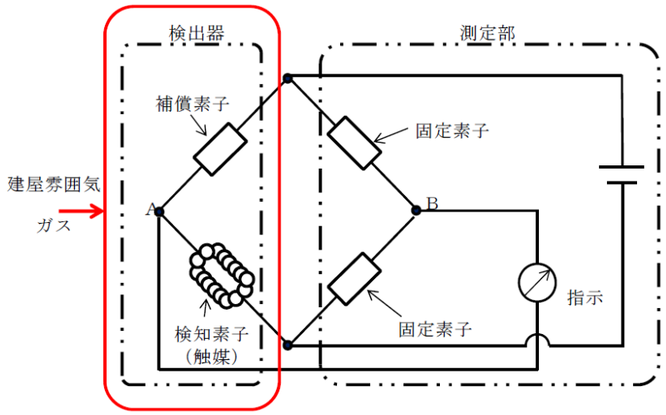
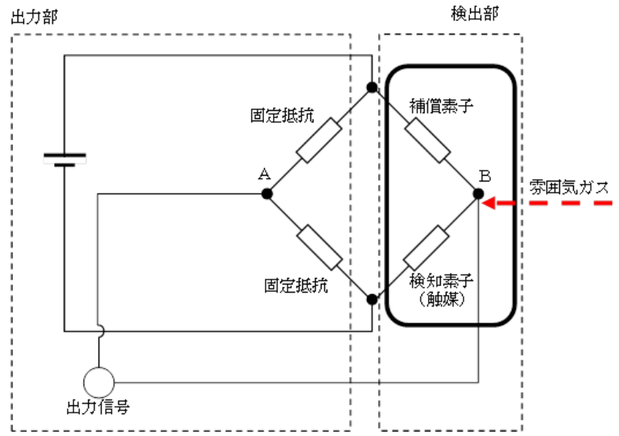
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		図 2.3.1-3　原子炉建物水素濃度の設置場所（２／４） 図 2.3.1-4　原子炉建物水素濃度の設置場所（３／４） 図 2.3.1-5　原子炉建物水素濃度の設置場所（４／４）	

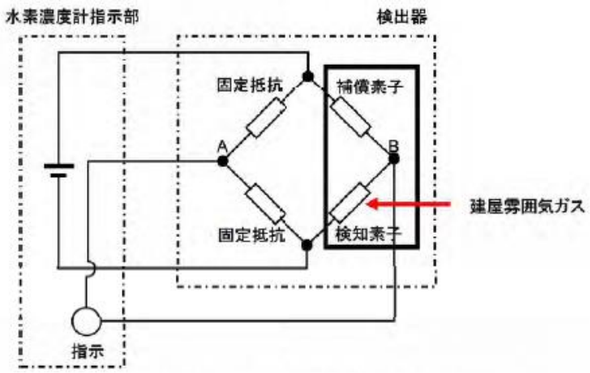
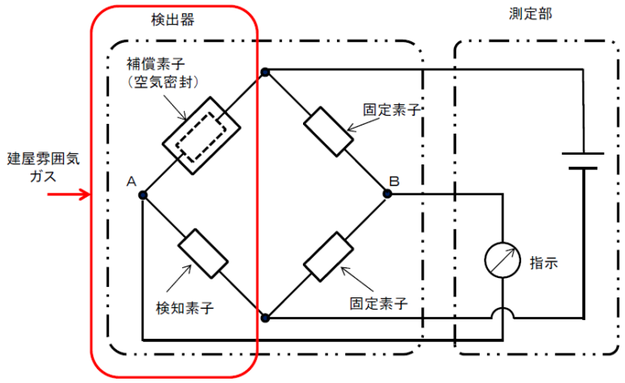
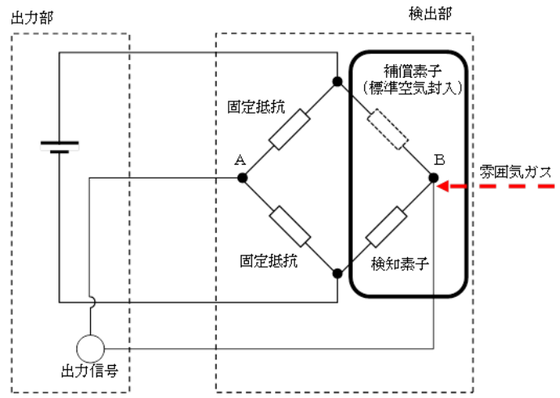
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（3）代替電源の確保 原子炉建屋内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，代替電源設備から供給可能な設計としている（図 2-56，57 参照）。  図 2-56　単線結線図（6 号炉）	（4）代替電源の確保 原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計としている。（第 2.2－5 図及び第 2.2－6 図参照）。  第 2.2－5 図 単線結線図（交流電源設備）	（4）代替電源の確保 原子炉建物水素濃度監視設備は，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電源供給が可能な設計とする（図 2.3.1-6 参照）。  図2.3.1-6　単線結線図	・設備の相違 【東海第二】 使用する電源設備が異なる ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第 2.2－6 図 単線結線図（直流電源設備）		・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-57　単線結線図（7 号炉）			・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
添付 15 原子炉建屋水素濃度の適用性について 原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋内に発生する水素ガスを監視する目的で，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。 (1) 計測範囲の考え方 炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に，PAR による水素濃度低減（可燃限界である 4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから，0～20vol%を計測可能な範囲とする。	別紙 9 原子炉建屋水素濃度の適用性について 原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。 １．計測範囲の考え方 炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，ＰＡＲによる水素濃度低減（可燃性限界である 4vol％未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから，これを計測可能な以下の範囲とする。 ・原子炉建屋水素濃度（6 階）：0～10vol％ ・原子炉建屋水素濃度（2 階及び地下１階）：0～20vol％ ２．水素濃度計の測定原理 (1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟6 階） 原子炉建屋原子炉棟6 階に設置する水素濃度計は，触媒式の検出器を用いる。 触媒式の水素検出器は，検知素子と補償素子が第1 図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は，触媒活性材でコーティングされており，水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し，発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより，検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は，水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。 また，水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため，素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。	添付１３ 原子炉建物水素濃度の適用性について 原子炉建物水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉棟内に発生する水素ガスを監視する目的で，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。 1. 計測範囲の考え方 炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉棟に漏えいした場合に，ＰＡＲによる水素濃度低減（可燃限界である４vol％未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから，原子炉建物水素濃度（触媒式）では０～10vol％，原子炉建物水素濃度（熱伝導式）では０～20vol％を計測可能な範囲とする。 2. 測定原理 (1) 原子炉建物水素濃度（触媒式） 原子炉建物地下１階のトーラス室に設置する水素濃度計は，触媒式水素検出器を用いる。触媒式水素検出器は，図１に示すとおり，触媒活性材でコーティングされた検知素子と補償素子，及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合（接触燃焼）し，発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより，素子の抵抗値が変化すると図１のブリッジ回路のＡＢ間の出力信号が変化する。水素と酸素の結合による発熱量は水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。 また，水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため，素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違により，計測範囲が異なる ・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉では，熱伝導式の水素濃度計を設置する階層が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 ⑭の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 第１図 原子炉建屋水素濃度（6 階）検出回路の概要図	 図１　原子炉建物水素濃度(触媒式)検出回路の概要図	・設備の相違
(2) 水素濃度計の測定原理	(2) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟２階及び地下１階）	(2) 原子炉建物水素濃度（熱伝導式）	
原子炉建屋内の水素濃度を測定するために用いる水素濃度計は，熱伝導式のものを用いる。	原子炉建屋原子炉棟２階及び地下１階に設置する水素濃度計は，熱伝導式の検出器を用いる。	原子炉建物４階（燃料取替階）天井及び中間付近，２階及び１階に設置する水素濃度計は，熱伝導式水素検出器を用いる。	・設備の相違 【東海第二】 島根２号炉では，熱伝導式の水素濃度計を設置する階層が異なる
熱伝導式の水素検出器は，図（添付 15-1）に示すとおり，白金線のフィラメントで構成された検知素子と補償素子，及び２つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に，原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスは直接接触しない構造になっている。（補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。）	熱伝導式水素検出器は，検知素子と補償素子が第２図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は，原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉され，測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため，水素が検知素子に接触することで，補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ，抵抗値が変化し，ブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は，水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。 また，補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。	熱伝導式水素検出器は，検知素子と補償素子が図２のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は，原子炉建物内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉され，測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため，水素が検知素子に接触することで，補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ，抵抗値が変化し，ブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は，水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。 また，補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差を検出する方式のものであり，酸素ガス，窒素ガスなどの空気中のガスに対し，水素ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素ガスの熱伝導率は，約 0.18W/(m・K)at27℃である一方，酸素ガス，窒素ガスは，約 0.02W/(m・K)at27℃と水素ガスより１桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。 なお，原子炉建屋水素濃度の計測範囲 0～20vol%において，計器仕様は最大±1vol%の誤差を生じる可能性があるが，この誤差があることを理解した上で，想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視していくことができる。  図（添付 15-1）　水素濃度計検出回路の概要図	熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約 0.18W／（m・k）at27℃である一方，酸素，窒素は，約 0.02W／（m・K）at27℃と水素より 1 桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度測に対する大きな誤差にはならない。  第 2 図 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）検出回路概要図	熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約 0.18W／(m・K)at27℃である一方，酸素，窒素は，約 0.02W／（m・K）at27℃と水素より１桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度測定に対する大きな誤差にはならない。  図２　原子炉建物水素濃度（熱伝導式）検出回路の概要図	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根２号炉は，水素濃度計の計器誤差を添付７にて記載 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(3) 水素濃度計の設置場所 炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉建屋内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋内に漏えいした水素ガスは，比重の関係で原子炉建屋オペレーティングフロアまで上昇し，原子炉建屋オペレーティングフロアに滞留することが予想される（「2.2.1.1 (2) PAR の設置場所について」参照）。また，PAR は水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，PAR 装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋オペレーティングフロアの水素ガスが自然対流を起こし拡散される（「2.2.1.2 (3) PAR の設置位置について」参照）。 以上を考慮して，水素濃度計の設置場所は，水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に位置的分散して配置している。 なお，添付 13 にて記載した小部屋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屋の損傷を防止するために有益な情報になることから，小部屋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屋オペレーティングフロアでの水素濃度の両方を監視できることとなり，原子炉建屋全体での水素影響を把握することが可能となる。		3. 設置場所 炉心の著しい損傷が発生した場合が発生し，格納容器内に水素ガスが蓄積した状況では，格納容器のフランジ部等を通じて水素ガスが原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉棟内に漏えいした水素ガスは，比重等の関係で原子炉建物４階（燃料取替階）まで上昇し，原子炉建物４階（燃料取替階）に滞留することが予想される。また，ＰＡＲは水素ガスを処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲ装置で上昇気流が発生する。したがって，原子炉建物４階（燃料取替階）の水素ガスが自然対流を起こし拡散される。 以上を考慮して，水素濃度計の設置場所は，水素ガスが最も蓄積されると想定される原子炉建物４階（燃料取替階）に配置している。 また，非常用ガス処理系を使用する場合，原子炉建物４階（燃料取替階）まで上昇せず，非常用ガス処理系に流入する可能性があることから，非常用ガス処理系の吸込み配管がある，原子炉建物２階に設置している。 なお，添付９にて記載した局所エリア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４階（燃料取替階）での水素濃度の両方を監視できることとなり，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。	・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.2.1 項にて記載 ・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 非常用ガス処理系の系統構成の相違 ・資料構成の相違 【東海第二】 東海第二は，2.2.1 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

(4) 水素濃度計の耐環境性について

水素濃度計の設置場所（原子炉建屋４階）について，重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気の環境が厳しいと想定される有効性評価の「格納容器過圧・過温シナリオ」で評価した事故時想定環境（想定環境は，2.2.2.3 解析結果ケース１，２，４を包絡する条件で設定）は表（添付 15-1）の通りであり，上記の環境条件においても健全性が確保できていることを確認している。

表（添付 15-1）　事故時想定環境条件と試験条件

事故時想定環境		試験条件
温度	77℃＊	[redacted]℃
相対湿度	100%RH＊	[redacted]%RH
積算放射線量	480Gy＊	[redacted]Gy

＊詳価値はドラフトであり，詳細評価により今後見直す可能性あり

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

３．原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について

水素濃度検出器の耐環境仕様は，各設置場所で想定される温度，湿度及び放射線量の環境を有している。第１表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。

第１表 水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様

対　象	項　目	想定環境※	検出器の耐環境仕様	備　考
原子炉建屋 原子炉棟６階 水素濃度	温　度 湿　度 積算放射線量	65.6℃以下 100%RH 1.7kGy （7 日間）	[redacted] [redacted] [redacted]	耐環境試験により確認済
原子炉建屋 原子炉棟２階 及び地下１階 水素濃度	温　度 湿　度 積算放射線量	65.6℃以下 100%RH 1.7kGy （7 日間）	[redacted] [redacted] [redacted]	

※ 想定環境は，詳細評価により今後見直す可能性がある。

島根原子力発電所　２号炉

4. 原子炉建物水素濃度検出器の選定について

原子炉建物水素濃度検出器は，設置個所における重大事故等時の環境を考慮する必要がある。トーラス室においては，トーラス室の想定環境温度が 120℃であることから，想定環境温度に対して耐性の高い触媒式水素検出器を選定する。

原子炉建物４階（燃料取替階）及び局所エリアにおいては，想定環境温度が 66℃であることから，想定環境温度を踏まえ熱伝導式水素検出器を選定する。

5. 原子炉建物水素濃度検出器の耐環境性について

設置場所の環境条件は以下のとおり。なお，水素濃度検出器設置場所の環境条件設定については，有効性評価を踏まえた条件を解析条件として算出している。（「2.2.2 (6) ＰＡＲ解析条件」）

表１　事故時想定環境条件と試験条件

対象	事故時想定環境※	耐環境試験結果
原子炉建物 水素濃度 （触媒式）	温　　度：120℃ 湿　　度：100%RH 積算放射線量：0.28kGy	耐環境試験温度：[redacted] 耐環境試験湿度　：[redacted] 耐環境試験放射線量　：[redacted]
原子炉建物 水素濃度 （熱伝導式）	温　　度：66℃ 湿　　度：100%RH 積算放射線量：0.28kGy	耐環境試験温度　：[redacted] 耐環境試験湿度　：[redacted] 耐環境試験放射線量　：[redacted]

※ 想定環境は，詳細評価により今後見直す可能性がある。

備考

・記載方針の相違

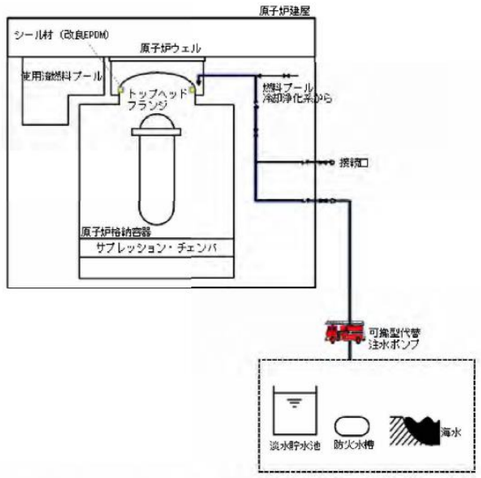
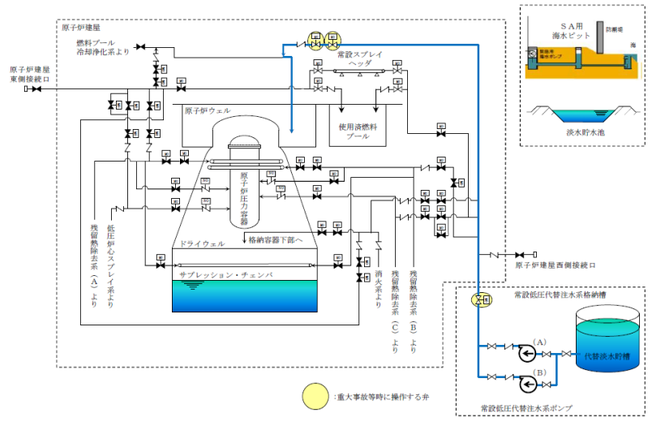
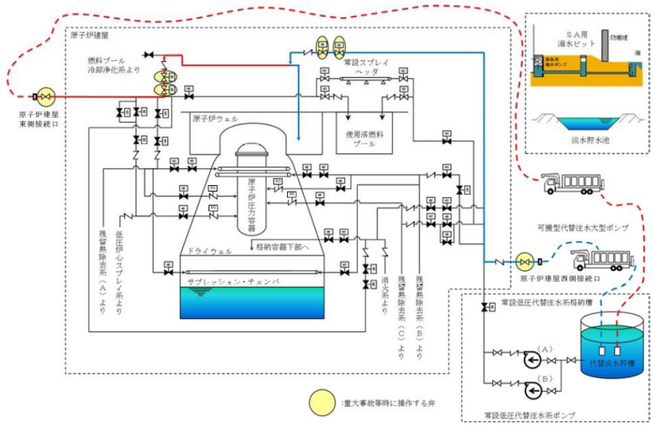
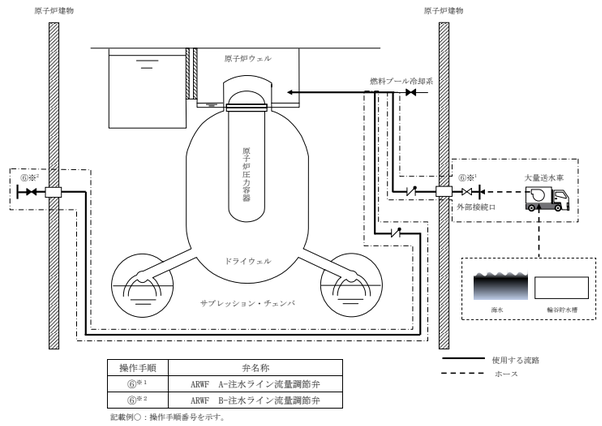
【柏崎，東海第二】

・設備の相違

【柏崎，東海第二】

事故時条件の相違により，事故時想定環境が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.4　格納容器頂部注水系（自主対策設備）について 格納容器頂部注水系は，重大事故等時において，格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し原子炉建屋の水素爆発を防止する機能を有するものであり，自主対策設備として設置する。格納容器頂部は図 2-58 に示すように，原子炉ウェルに水を注水することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，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，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閉じ込め機能強化を図っている。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，閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋への水素漏えいを抑制できる。 このことから，設置許可基準規則第 53 条（原子炉建屋水素爆発防止）に対する自主対策設備として，重大事故等時に原子炉ウェルに注水し，格納容器外側から格納容器頂部を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として，原子炉格納容器頂部注水系を設置する。	別紙 6 格納容器頂部注水系について 格納容器頂部注水系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部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，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり，自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は，第１図及び第２図に示すように，原子炉ウェルに水を注水することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは，事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，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閉じ込め機能強化を図る。改良ＥＰＤＭ製シール材は，200℃蒸気が７日間継続しても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，閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。 このことから，「設置許可基準規則」第 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。	2.4 原子炉ウェル代替注水系（自主対策設備）について 原子炉ウェル代替注水系は，重大事故等時において，ドライウェル主フランジを冷却することで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ものであり，自主対策設備として設置する。ドライウェル主フランジは図 2.4-1 に示すように，原子炉ウェルに水を注水することで，ドライウェ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。ドライウェル主フランジのシール材は事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形時に，シール材が追従できない程の劣化があると，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，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閉じ込め機能強化を図っている。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，閉じ込め機能もより健全となり，原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。 このことから，設置許可基準規則第 53 条（原子炉建物水素爆発防止）に対する自主対策設備として，重大事故等時に原子炉ウェルに注水し，格納容器外側からドライウェル主フランジを冷却し水素漏えいを抑制することを目的として，原子炉ウェル代替注水系を設置する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-58　格納容器頂部注水系の概要図	 第1 図 格納容器頂部注水系（常設）  第2 図 格納容器頂部注水系（可搬型）	 図 2.4-1　原子炉ウェル代替注水系の概要図	・設備の相違 ・設備の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
2.4.1　格納容器頂部注水系の設計方針について 格納容器頂部注水系は，原子炉ウェルに水を注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は，可搬型代替注水ポンプ，接続口等で構成しており，重大事故等時において，代替淡水源の水又は海水を原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することで，格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。	１．格納容器頂部注水系の設計方針について 格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）は，原子炉ウェルに水を注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。 格納容器頂部注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプで構成しており，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。 また，格納容器頂部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成しており，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。	2.4.1　原子炉ウェル代替注水系の設計方針について 原子炉ウェル代替注水系は，原子炉ウェルに水を注水し，ドライウェル主フランジシール材を格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。原子炉ウェル代替注水系は，大量送水車，接続口等で構成しており，重大事故等時において，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））の水，又は海水を原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することで，ドライウェル主フランジからの水素漏えいを抑制する設計とする。	・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・設備の相違 【東海第二】 ①の相違 ・運用の相違 【東海第二】 島根２号炉は海水も注水可能な運用とする
したがって，事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり，その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 70m³ 以上とする。これを注水開始から約１時間 30 分で達成できることを設計方針としており，格納容器頂部注水の系統流量は 50m³/h 以上とする。これを達成するために，格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を採用する。また，可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は，位置的分散して複数設置する。格納容器頂部注水系の主要仕様を表 2-19 に示す。		したがって，事故時に速やかにドライウェル主フランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり，その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 30m³ 以上とする。これを注水開始から約２時間で達成できることを設計方針としており，原子炉ウェル注水の系統流量は 15m³/h 以上とする。これを達成するために，原子炉ウェル代替注水系のポンプは大量送水車を採用する。また，大量送水車を接続する接続口は，位置的分散して複数設置する。原子炉ウェル代替注水系の主要仕様を表 2.4.1-1 に示す。	・記載方針の相違 【東海第二】 島根２号炉では，必要注水量及び系統流量を記載している ・設備の相違 【柏崎 6/7】 原子炉ウェル空間容積の相違により，ドライウェル主フランジ冠水までに必要な注水量が異なる ・設備の相違 【柏崎 6/7】 原子炉ウェル空間容積の相違により，ドライウェル主フランジ冠水までに必要な系統流量が異なる

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
表 2-19　格納容器頂部注水系主要仕様
<table>
<tr><th colspan="2">可搬型代替注水ポンプ</th></tr>
<tr><td>台数</td><td>1</td></tr>
<tr><td>容量</td><td>120m³/h/台以上
（吐出圧力 0.85MPa において）
84m³/h/台以上
（吐出圧力 1.4MPa において）</td></tr>
</table>

2.4.2　格納容器頂部注水系の効果について
重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において，原子炉格納容器トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度（200℃）が７日間継続したとしても健全性が確認できる改良ＥＰＤＭ製シール材を取り付ける。よって，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが，格納容器頂部注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため，水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって，格納容器頂部注水系は，原子炉建屋の水素爆発防止対策の１つとして効果的である。

2.4.3　格納容器頂部注水による格納容器への影響について
格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(評価方法)
格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで，低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため，影響する可能性がある部位としては原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち，体積が小さい方が水により温度影響を受けるため，評価対象として原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトを選定し，原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。
</td>
<td>
第１表 格納容器頂部注水系主要仕様
<table>
<tr><th>項　目</th><th>常設低圧代替注水系ポンプ</th><th>可搬型代替注水大型ポンプ</th></tr>
<tr><td>台　数</td><td>1</td><td>1</td></tr>
<tr><td>容　量</td><td>約200m³／h</td><td>約1,320m³／h
（吐出圧力1.4MPaにおいて）</td></tr>
</table>

２．格納容器頂部注水系の効果について
重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において，トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度（200℃）が７日間継続したとしても健全性が確認できる改良ＥＰＤＭ製シール材を取り付ける。
これにより，トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが，格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため，水素の漏えいを更に抑制することが可能である。よって，格納容器頂部注水系は，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の１つとして効果的である。

３．格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について
格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。
(1) 評価方法
原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで，低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため，影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち，体積が小さい方が水により温度影響を受けるため，評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し，トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。
</td>
<td>
表 2.4.1-1　原子炉ウェル代替注水系主要仕様
<table>
<tr><th colspan="2">大量送水車</th></tr>
<tr><td>台数</td><td>1</td></tr>
<tr><td>容量</td><td>168m³/h/台以上
（吐出圧力 0.85MPa において）
120m³/h/台以上
（吐出圧力 1.4MPa において）</td></tr>
</table>

2.4.2 原子炉ウェル代替注水系の効果について
重大事故等時における格納容器過温・過圧事象において，ドライウェル主フランジの閉じ込め機能を強化するために格納容器限界温度（200℃）が７日間継続したとしても健全性が確認できる改良ＥＰＤＭ製シール材を取り付ける。よって，ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいポテンシャルは低減しているが，原子炉ウェル注水により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため，水素ガスの漏えいをさらに抑制することが可能である。よって，原子炉ウェル代替注水系は，原子炉建物の水素爆発防止対策の１つとして効果的である。

2.4.3 原子炉ウェル注水による格納容器への影響について
原子炉ウェル代替注水系は，原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，ドライウェル主フランジを急冷することにより格納容器閉じ込め機能に影響が無いかについて評価を行った。

(1) 評価方法
格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで，低温の水がドライウェル主フランジに与える熱的影響を評価する。格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため，影響する可能性がある部位としてはドライウェル主フランジ及びドライウェル主フランジ締付ボルトが挙げられる。このうち，体積が小さい方が水により温度影響を受けるため，評価対象としてドライウェル主フランジ締付ボルトを選定し，ドライウェル主フランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。
</td>
<td>
・設備の相違
【柏崎 6/7，東海第二】
使用するポンプ性能が異なる
</td>
</tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

（評価結果）

格納容器頂部注水による原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2-20 に示す。評価結果から，ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも，応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2-20　原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	－	－	SNCM439	原子炉格納容器トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204000	
熱膨張率	α	1/K	1.27×10^{-5}	
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし，格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ε	－	2.29×10^{-3}	ε＝α・ΔT
応力	σ	MPa	466	σ＝E・α・ΔT
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439（200℃）
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439（200℃）

また，格納容器頂部注水は原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を冷却するため，原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果，原子炉ウェルに注水し格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく，崩壊熱に対して十分低いことが確認できており，原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

（2）評価結果

格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について第 2 表に示す。評価結果から，ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも，応力値は，降伏応力を下回っており，ボルトが破損することはない。

第 2 表　トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項　目	記号	単位	値	備　考
材　料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204,000	
熱膨張率	α	1／K	1.27×10^{-5}	
温度差	ΔT	K	180	水温20℃とし，原子炉格納容器温度200℃時の温度差
ひずみ	ε	—	2.29×10^{-3}	ε＝α・△T
応　力	σ	MPa	466	σ＝E・α・△T
設計降伏点	Ｓｙ	MPa	754	SNCM439（200℃）
設計引張応力	Ｓｕ	MPa	865	SNCM439（200℃）

島根原子力発電所　２号炉

(2) 評価結果

原子炉ウェル注水によるドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力について表 2.4.3-1 に示す。評価結果から，ボルトが 200℃から 20℃まで急冷された場合でも，応力値は降伏応力を下回っておりボルトが破損することはない。

表 2.4.3-1　ドライウェル主フランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項目	記号	単位	値	備考
材料	－	－	SNCM439	ドライウェル主フランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	192,000	20℃でのヤング率
熱膨張率	α	1/K	1.25×10^{-5}	200℃での熱膨張率
温度差	ΔT	K	180	水温 20℃とし，格納容器温度 200℃時の温度差
ひずみ	ε	－	2.26×10^{-3}	ε＝α・ΔT
応力	σ	MPa	434	σ＝E・α・ΔT
設計降伏点	Sy	MPa	754	SNCM439（200℃）
設計引張応力	Su	MPa	865	SNCM439（200℃）

また，原子炉ウェル注水は原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却するため，原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念される。この原子炉格納容器の負圧破損に対する影響について検討した結果，原子炉ウェルに注水しドライウェル主フランジを冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さく，崩壊熱に対して十分低いことが確認できており，原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

備考

・設備の相違

・記載方針の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
（まとめ） 上記の結果から，格納容器頂部注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また，低炭素鋼の延性一脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり，水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。	(3) まとめ 上記の結果から，格納容器頂部注水による急冷により原子炉格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また，低炭素鋼の脆性遷移温度は，一般的に約－10℃以下であり，水温がこの温度領域以上であるため，脆性の影響もないと考えられる。	(3) まとめ 上記の結果から，原子炉ウェル注水による急冷により格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また，低炭素鋼の延性一脆性遷移温度は一般的に約-10℃以下であり，水温はこの温度領域以上であるので脆性の影響もないと考えられる。	
2.4.4　格納容器頂部注水系の監視方法について 格納容器頂部注水系の使用時における監視は，可搬型代替注水ポンプ付属の流量計と，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）により行う。可搬型代替注水ポンプで注水する際に流量計で累積注水流量を確認することで，原子炉ウェル内に注水した水量から原子炉ウェル水位を想定すると同時に，ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェル内雰囲気温度）の指示により原子炉格納容器トップヘッドフランジが冷却されていることを確認し，格納容器頂部注水系の効果を監視する。	４．格納容器頂部注水系の監視方法について 格納容器頂部注水系の使用時における監視は，Ｄ／Ｗヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し，Ｄ／Ｗヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し，格納容器頂部注水系の効果を監視する。	2.4.4 原子炉ウェル代替注水系の監視方法について 原子炉ウェル代替注水系の使用時における監視は，大量送水車付属の流量計，原子炉ウェル水位計と，ドライウェル温度（ＳＡ）（ドライウェル上部温度）により行う。大量送水車で注水する際に流量計で注水流量を調整し，原子炉ウェル水位計により原子炉ウェル水位を監視すると同時に，ドライウェル温度（ＳＡ）（ドライウェル上部温度）の指示によりドライウェル主フランジが冷却されていることを確認し，原子炉ウェル代替注水系の効果を監視する。	・設備の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉では，水位計も監視に使用する ・設備の相違 【東海第二】 ①の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）

2.5　参照文献

(a) 中部電力株式会社 2009 年 6 月 23 日プレスリリース参考資料「浜岡原子力発電所 4,5 号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」

(b) Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

(c) Behrens U. et al., “EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS OF THE BEHAVIOR OF THE NIS-DEVELOPED CATALYST MODEL MODULE UNDER VARIOUS SYSTEM CONDITIONS AND ARRANGEMENTS”, Battelle Institute, Volume Ⅰ and Ⅱ, March 1991

(d) “EFFECTS OF INHIBITORS AND POISONS ON THE PERFORMANCE OF PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS (PARs) FOR COMBUSTIBLE GAS CONTROL IN ALWRs”, the EPRI ALWR Program, May 1997

(e) T. Kanzleiter, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS HR-14 TO HR-16 (TESTS USING A NIS PAR), AREVA, AECL AND NIS PAR COMPARISON”, OECD-NEA THAI Project, 150 1326-HR-QLR-4, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, October 2009

(f) S. Gupta, E. W. Schmidt-Naujok, “QUICK LOOK REPORT HYDROGEN RECOMBINER TESTS WITH NIS PAR (HR-40, HR-41, and HR-42)”, 70211-HR40-42-QLR, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, November 2013

(g) S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42”, 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014

(h)「沸騰水型原子力発電所　触媒式可燃性ガス濃度制御系について」株式会社　日立製作所 HLR-109 平成 18 年 12 月

東海第二発電所　（2018.9.18 版）

2.3 参考文献

1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)

2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)

4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)

5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)

6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

7 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

8 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

島根原子力発電所　２号炉

2.5　参照文献

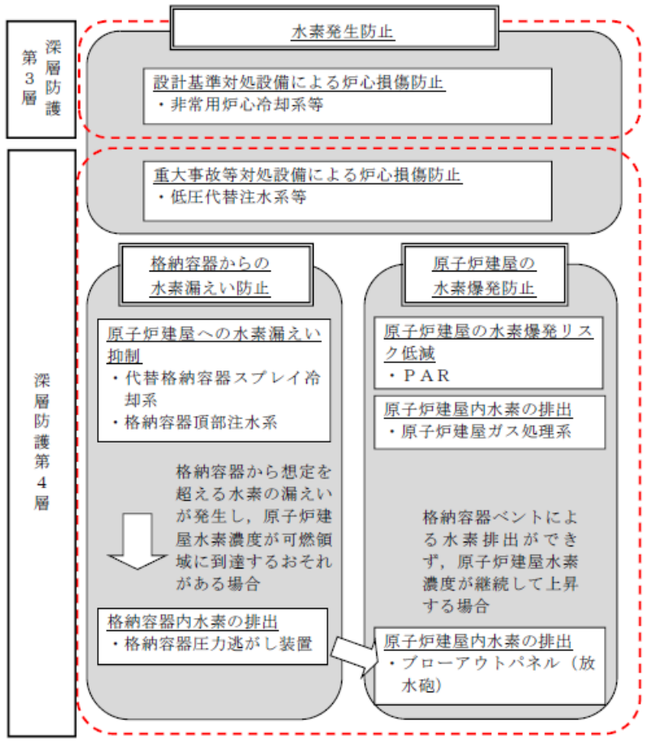
No.	文　献	参照箇所
1	中部電力株式会社 2009 年 6 月 23 日プレスリリース参考資料　「浜岡原子力発電所 4，5 号機 気体廃棄物処理系における水素濃度の上昇に対する原因と対策について」	添付１ 浜岡原子力発電所４/５号機で発生したＯＧ系トラブルについて
2	Thomas K. Blanchat and Asimios C. Malliakos “Testing a Passive Autocatalytic Recombiner in the Surtsey Facility”, Nuclear Technology vol.129, Mar. 2000	添付２ 静的触媒式水素処理装置の最高使用温度について
		2.2.3 (4) ＰＡＲの反応開始遅れの影響
		添付１１ 静的触媒式水素処理装置　動作監視装置について
3		
4		
5		
6		
7		
8		

備考

・資料構成の相違

【柏崎 6/7】

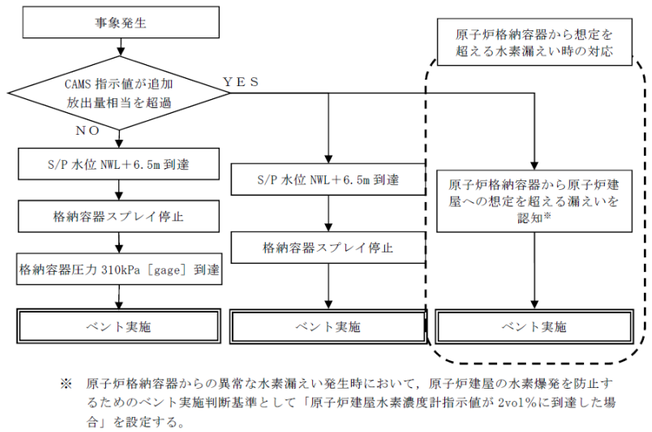
使用した参照文献が異なる

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	別紙 12 原子炉建屋水素爆発防止対策 １．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針 東海第二発電所の重大事故対策を含めた深層防護の第 3 層及び第 4 層のイメージを第 1 図に示す。  第 1 図 重大事故対策を含めた深層防護第 3 層及び第 4 層のイメージ		・資料構成の相違 【東海第二】 島根２号炉は，2.1 項にて記載

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	東海第二発電所の重大事故時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として水素の発生を防止する対策，原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する対策及び原子炉格納容器から漏えいした水素による原子炉建屋での水素爆発防止する対策を実施することとしている。 深層防護の第3 層として設計基準対処設備により炉心損傷を防止する。重大事故等が発生した場合においては，深層防護の第4 層として低圧代替注水系等により炉心の著しい損傷を防止する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合には，代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器頂部注水系等により原子炉格納容器破損を防止する。なお，格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器頂部の温度を低下させ，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。 それでもなお，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合には，ＰＡＲにより水素を処理することで原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷防止を図る。 ２．ＰＡＲによる原子炉建屋水素爆発防止対策 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所として原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類がある。原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいガスは，原子炉建屋原子炉棟６ 階に上昇する。原子炉格納容器ハッチ類からの漏えいガスは，隣接する通路に流出し，大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて，原子炉建屋原子炉棟６ 階に上昇する。原子炉建屋原子炉棟６ 階に上昇した水素は，ＰＡＲにより処理する。 ３．原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応 格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損」では，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は，ＰＡＲ起動水素濃度である1.5vol%未満で推移し，原子炉建屋原子炉棟が水素爆発により損傷することはない。 また，何らかの理由により原子炉格納容器の健全性が損なわ		

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td>れ，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には，格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの水素漏えい量を低減し，原子炉建屋の水素爆発を防止するためにベントを実施することとしている。これにより，原子炉格納容器内の水素が格納容器ベントにより排出され，原子炉建屋へ漏えいするガスは，ほぼ蒸気となるため，原子炉建屋原子炉棟で水素爆発は発生しない。

原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 2 図に示す。

第 2 図 原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー（格納容器圧力逃がし装置によるベント実施の判断フロー）</td><td></td><td>・資料構成の相違
【東海第二】
島根２号炉は，添付７2.項にて記載</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
参考資料１ 			・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 他プラントの現地調査状況資料のため，該当資料なし

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		参考資料１ 格納容器の漏えい箇所の選定について 格納容器の水素の漏えい箇所は，以下の考え方に基づき選定している。 1．格納容器バウンダリ構成部を踏まえた選定 格納容器のバウンダリ構成部である構造部及びシール部に対して，「限界温度・圧力評価」にて設定した限界温度及び，限界圧力を踏まえると，シール部の限界よりも構造部の限界の方が十分裕度があることが確認されている。 このことから，格納容器からの漏えい箇所としては，シール部からの漏えいを選定する。 2．機能喪失要因を踏まえた選定 シール部の機能喪失要因としては，格納容器内圧の上昇に伴いハッチ類のフランジ部で生じる「変形」とシール材の「高温劣化」による機能低下がある。このうちシール材の「高温劣化」は，劣化により材料そのものにリークパスが生じる場合と，材料そのものにリークパスは生じないものの，変形に対する追従性が低下する場合の２つが想定される。 表１に評価対象部位とそれぞれの部位に対して想定される機能喪失要因を整理した結果を示す。ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）は，材料そのものにリークパスが生じない場合であっても，フランジの変形と高温劣化による追従性の低下が重畳することでシール機能喪失に至る可能性があることから，電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁よりも相対的にシール機能喪失のポテンシャルが大きい。 本評価では，圧力と温度の上昇に対応して格納容器の漏えい率を設定していること及び上述のとおりシール機能の喪失要因として変形と高温劣化の重畳が支配的であることから，シール部の機能喪失要因として「変形」を伴う機器を選定する。 1.及び2.から，ハッチ類（シール部）と配管貫通部（シール部）を選定する。	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根２号炉の漏えい箇所の考え方を説明するために本資料を作成している

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表１　評価対象における機能喪失要因

評価対象部位		機能喪失要因	
		構造部	シール部
原子炉格納容器本体	一般部，構造不連続部	延性破壊	－
	ベント管ベローズ	疲労破壊	－
ドライウェル主フランジ		延性破壊	変形，高温劣化
ハッチ類	機器搬入口	延性破壊，座屈	変形，高温劣化
	所員用エアロック	延性破壊	変形，高温劣化
	逃がし安全弁搬出ハッチ	延性破壊，座屈	変形，高温劣化
	制御棒駆動機構搬出ハッチ	延性破壊	変形，高温劣化
配管貫通部	接続配管	延性破壊	－
	スリーブ	延性破壊	－
	平板類，セーフエンド	延性破壊	変形，高温劣化
	ベローズ	疲労破壊	－
電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	－
	アダプタ，ヘッダモジュール	延性破壊	高温劣化
原子炉格納容器隔離弁		延性破壊	高温劣化

3.　開口量評価を踏まえた選定

2.で選定した評価対象部位について，「限界温度・圧力評価」におけるシール部の開口量評価結果を表２に示す。

配管貫通部のうち，X-23A～E 及び X-107 は，口径が小さいことから，許容開口量に対して裕度が大きく，漏えいポテンシャルは十分低いと判断できる。

以上から，格納容器からの水素の漏えい箇所として６部位を選定する。

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表２　シール部の開口量評価結果

評価対象部位		①開口量（mm）	②許容開口量（mm）	裕度（②/①）	口径（mm）	選定対象
ドライウェル主フランジ						対象
ハッチ類	機器搬入口（X-4A,B）					対象
	所員用エアロック（X-5）					対象
	逃がし安全弁搬出ハッチ（X-3）	機器搬入口で代表評価		－		対象
	制御棒駆動機構搬出ハッチ（X-6）					対象
配管貫通部	サプレッション・チェンバアクセスハッチ（X-7A,B）					対象
	TIP ドライブ（X-23A～E）					対象外
	ISI 用ハッチ（X-107）					対象外

4. 各解析条件における漏えい箇所

各解析条件で想定する漏えい箇所は以下としている。

＜ＰＡＲの設計条件＞

表２より，許容開口量に対する裕度及び口径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を漏えい箇所とする。

＜有効性評価結果を踏まえた条件＞

3. で選定した６部位を漏えい箇所とする。

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>

参考資料２

PAR による再結合反応の律速段階について

NIS 製 PAR の水素処理は，設計上想定している入口水素濃度 0～4vol%の範囲において，拡散律速となっており，その処理速度は水素及び酸素粒子の拡散速度がボトルネックとなり決まってくる。このことは図 1 に示す THAI 試験（HR-15，HR-40，HR-41，HR-42）の結果から確認できる。図 1 は入口水素濃度と水素処理速度の関係をあらわしているが，いずれの試験においても入口水素濃度 0～4%の範囲で，入口水素濃度の上昇に伴い水素処理速度も上昇していることがわかる。これは水素濃度の上昇による水素粒子数の増加が直接的に水素処理速度の上昇につながっている結果であると考えられる。更に水素濃度を上昇させた場合，一般的には，ある一定のレベルで拡散律速から反応速度律速に遷移し，水素濃度を上昇させても処理速度は上昇しなくなるものと予想される。なお，HR-42 の入口水素濃度 6～9vol%付近において傾きが緩やかになっていることが確認されるが，これは反応速度律速遷移によるものではなく，酸素欠乏（酸素粒子数の減少）による影響であると考えられる。これを裏付けるものとして，その後，赤矢印で示す時点から酸素供給を開始しているが，それ以後，処理速度が再上昇していることが確認できる。

また，他の試験結果と比較し，HR-42 のみ傾きが大きく異なっているが，これは HR-42 のみカートリッジ 11 枚中の 6 枚を抜いた状態で試験が実施されていることによる。

表 1　THAI 試験の試験条件

試験番号	圧力	温度	水蒸気濃度	酸素濃度	水素注入速度

</td>
<td></td>
<td>

参考資料３

ＰＡＲ内部での再結合処理の律速過程について

</td>
<td>

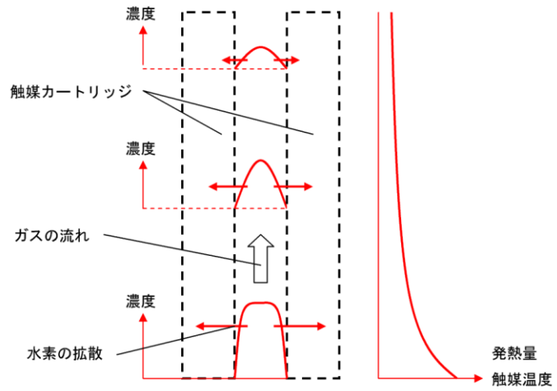
・記載方針の相違
【東海第二】

・資料構成の相違
【柏崎 6/7】
本文で参照した文献の相違により，本資料おいても参照する文献が異なる

</td>
</tr>
</table>

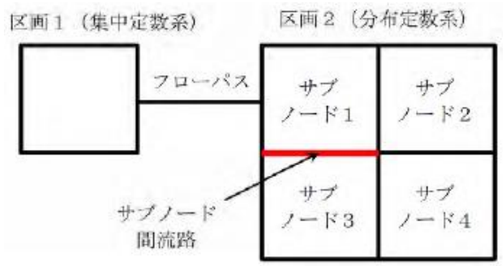
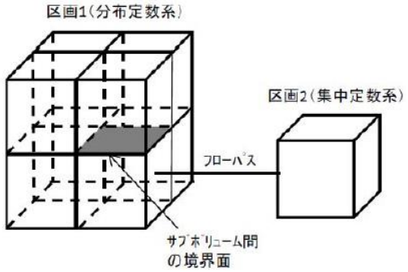
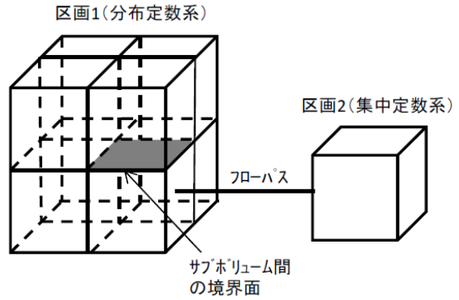
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図１　Recombination rate for tests with NIS-PAR 図２　触媒温度と再結合効率の関係（参考） 次に，HR-40 の実験データから触媒温度と再結合効率（[入口水素濃度－出口水素濃度]／入口水素濃度）の関係を参考としてプロットしたものを図２に示す。触媒温度の上昇に対し，再結合効率に特に上昇傾向は見られず，全範囲において反応速度律速段階ではないことが確認できる。 ［参照文献］ ・S. Gupta, E. Schmidt, G. Langer, “TECHNICAL REPORT PAR PERFORMANCE TESTS, TESTS WITH NIS PAR HR-40, HR-41, HR-42” , 1501420-TR-HR-40-42, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany, July 2014			

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		このように内部に大量の触媒を充填したＮＩＳ社製ＰＡＲの触媒カートリッジの構造上の特長から，カートリッジ内部に到達した水素は速やかに再結合され，処理量は触媒カートリッジ間の流路のガス主流からカートリッジ表面への拡散速度により律速されるものと推定される。 この場合には動作中のＰＡＲでは，ガスの入口に近いカートリッジ下部では主流の水素濃度が高いうえに，濃度境界層が未発達であるために多くの水素がカートリッジ内に到達し再結合され反応熱が多く生成する一方，出口に近いカートリッジ上部では，主流の水素濃度が低下すると共に，濃度境界層が発達することにより，カートリッジに到達する水素が少なく、発熱も少ないと予想される。（図１） 図２に示すＫＡＬＩ試験では，触媒カートリッジの温度については上流側（カートリッジ下部）で高温となるのに対して，ガス温度については下流側（カートリッジ上部）で高温となっており，上記を裏付ける結果となっている。(触媒表面での反応が支配的であれば，ガス中の水素濃度，境界層の影響は小さく，触媒が一様に充填されているので触媒の温度分布も平坦となると考えられる。） 以上より，ＰＡＲ内部での水素処理の過程では，触媒担体の細孔内での拡散やパラジウム触媒表面での反応は律速ではなく、ガス中の拡散が支配的であると判断できる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		 図１　ＰＡＲ流路内濃度分布と触媒温度分布（概念図） 図２　ＰＡＲ内部分布の例（ＫＡＬＩ試験　N06-22）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
参考資料３ ＧＯＴＨＩＣコードについて １．はじめに 建屋水素対策の有効性を評価するための原子炉建屋内水素流動解析に「ＧＯＴＨＩＣ」コードを用いている。「ＧＯＴＨＩＣ」コードは，米国ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）開発の汎用熱流動解析コードである。以下に「ＧＯＴＨＩＣ」コードを本評価に用いることの妥当性を示す。 ２．本計算機コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは，気相，液体連続相及び液体分散相（液滴）の三相について，各々，質量，運動量，エネルギーの３保存式を解く，完全三流体（9 保存式）解析コードである。 各相間の質量，運動量，エネルギーの移動は構成式モデルにより取り扱われ，これにより，凝縮・沸騰現象や，液滴による気体の引き込み等，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，特殊モデルとして，ファンや水素結合器等の機器のモデルが組み込まれており，これらの機器固有の物理現象を模擬できる。 本解析コードは，このような基本構成により，原子炉建屋内の気液混相の熱流動を取り扱うことができる。 (2) 流体 前記のように，本解析コードは各種液体の流動，気体の流動及び相変化を取り扱うことができる。このうち気体については，蒸気を含む様々なガスが混合した多成分ガスの取り扱いが可能であり，水素ガス，窒素ガス，酸素ガス等を考慮可能である。 (3) 伝熱 各流体相間の伝熱（エネルギー移動）は，(1) で記述したように構成式モデルで考慮される。それ以外の壁面等の構造体への伝熱は，構造体をヒートシンクとしてモデル化し，これらと流体間の伝熱及び構造体内部の熱伝導を考慮できる。 流体と熱構造体間の伝熱は，熱伝達モデルにより評価する。	参考２ 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価への ＧＯＴＨＩＣコードの適用性 １．はじめに 原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において，米国ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）により開発された汎用熱流動解析コード「ＧＯＴＨＩＣ（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments)」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。 ２．本解析コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは，気相，液体連続相及び液体分散相（液滴）の３相について，各々，質量，運動量及びエネルギーの３保存式を解く，完全３流体（9 保存式）解析コードである。 各相間の質量，運動量及びエネルギーの移動は，構成式で表され，これにより，凝縮・沸騰現象や，凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており，これらの機器の作動及び制御を模擬できる。 このような基本構成により，原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。 (2) 流体 前述のように，本解析コードは，気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については，蒸気だけでなく水素，窒素，酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。 (3) 伝熱 流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は，(1)で記述したように構成式で表される。 流体と壁面等の構造体との間の伝熱は，壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは，自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達，凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており，	参考資料４ ＧＯＴＨＩＣコードについて 1. はじめに 原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において，米国ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）により開発された汎用熱流動解析コード「ＧＯＴＨＩＣ（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments）」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。 2. 計算機コードの特徴 (1) 概要 本解析コードは，気相，液体連続相，及び液体分散相（液滴）の３相について，各々，質量，運動量，エネルギーの３保存式を解く，完全３流体（９保存式）解析コードである。 各相間の質量，運動量，エネルギーの移動は構成式で表され，これにより，凝縮・沸騰現象や，液滴による気体の引き込みなど，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，ファン・水素再結合器などの機器モデルが組み込まれており，これらの機器の機能を模擬できる。 このような基本構成により，原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。 (2) 流体 前述のように，本解析コードは気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気相については，蒸気だけでなく水素，窒素，酸素などの様々なガスが混合した多成分ガスとして取り扱うことができる。 (3) 伝熱 流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は，(1)で記述したように構成式で表される。 流体と壁面等の構造体との間の伝熱は，壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは，自然対流熱伝達，強制対流熱伝達，凝縮熱伝達などのモデルが組み込まれており，	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
熱伝達モデルには，自然対流，強制対流熱伝達，凝縮熱伝達モデル等が組み込まれており，壁面等での蒸気の凝縮，水の沸騰や流体・構造物間の熱伝達を考慮可能である。	流体と構造物の間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また，構造物内部の熱伝導を考慮できる。	流体と構造物の間の熱伝達，壁面近傍の蒸気の凝縮などを考慮できる。 また，構造物内部の熱伝導を考慮できる。	
(4) 形状モデリング 各区画を１ノードとして扱う集中定数系モデル，複数ノード（サブノード分割）として扱う分布定数系モデルがあり，解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。	(4) 形状モデル 本解析コードの形状モデル例を第１ 図に示す。本解析コードでは，区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと，区画を１ ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり，解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。	(4) 形状モデル 本解析コードの形状モデル例を図１に示す。ＧＯＴＨＩＣでは，区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと，区画を１ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり，解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。	
このうち，分布定数系モデル（サブノードモデル）は，いわゆる直交系の構造格子モデルであり，3 次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては，各サブノードの体積や高さ等，また，サブノード間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより，当該部の 3 次元形状をモデル化することが可能である。更に，乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており，乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また，壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。更に，各相間の界面を通じた質量，運動量，エネルギーの移動が考慮されている。これらにより，各サブノードの質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより，三次元熱流動を評価する。	このうち，分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は，いわゆる直交系の構造格子モデルであり，3 次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては，各サブボリュームの体積や高さ等，また，サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより，当該部の 3 次元形状をモデル化することが可能である。さらに，乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており，乱流拡散及び分子拡散による質量，運動量及びエネルギーの移動を考慮可能である。また，壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，流路内の構造物を通過することによる運動量及びエネルギーの損失を考慮可能である。さらに，各相間の界面を通じた質量，運動量及びエネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて，これらのモデルを含む質量，運動量及びエネルギーの保存式を計算することにより，三次元熱流動を評価する。	このうち，分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は，いわゆる直交系の構造格子モデルであり，３次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては，各サブボリュームの体積や高さなど，また，サブボリューム間の流路面積や水力等価直径などの形状パラメータを設定することにより，当該部の３次元形状をモデル化することが可能である。さらに，乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており，乱流拡散及び分子拡散による質量・運動量・エネルギーの移動を考慮可能である。また，壁面摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，流路内の構造物を通過することによる運動量・エネルギーの損失を考慮可能である。さらに，各相間の界面を通じた質量，運動量，エネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについてこれらのモデルを含む質量・運動量・エネルギーの保存式を計算することにより，３次元熱流動を評価する。	
集中定数系においては，各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について 1 次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは１次元の流れであるが，場合によって，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。 形状モデルの例を図 2-1 に示す。	集中定数系においては，各区画・各相について質量及びエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れは，フローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について 1 次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。 また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは，1 次元の流れであるが，場合によって，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。 形状モデルの例を第１ 図に示す。	集中定数系においては，各区画・各相について質量とエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れはフローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について１次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動などが考慮されている。また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは１次元の流れであるが，場合によって，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 2-1　形状モデル例 (5) 境界条件 流量を指定する流出入境界や，圧力を指定する圧力境界，熱流束や温度境界条件等が設定可能である。 (6) 機器モデル ファンや水素結合器等の機器を模擬可能である。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素ガスと酸素ガスの結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。 ３．本計算機コードの妥当性確認 原子炉建屋内水素流動解析に本計算機コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である三次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，PAR モデルに着目する。	 第１図 形状モデル例 (5) 境界条件 流入境界から流入する流体の種類，流量，エネルギー等を設定できる。また，圧力境界条件により，境界での流体の圧力等を設定できる。一方，熱伝導体の境界においては，境界での熱流束，温度等を設定可能である。 (6) 機器モデル ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。 ３．本解析コードの妥当性確認 原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である 3 次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，ＰＡＲモデルに着目する。	 図１　形状モデル例 (5) 境界条件 流出入境界から流入する流体の種類，流量，エネルギーなどを設定できる。また，圧力境界条件により，境界での流体の圧力などを設定できる。一方，熱伝導体の境界においては，境界での熱流束，温度などを設定可能である。 (6) 機器モデル ファンや水素再結合器などの機器を模擬できる。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。 3. 本解析コードの妥当性確認 原子炉建物水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である３次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素ガス濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，ＰＡＲモデルに着目する。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
(1) 三次元流動・濃度解析 原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し，また，雰囲気ガスと混合する。 建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して，多ノード分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素ガスや水蒸気等ガスのノード間への拡散・混合を解析可能である。 ガス拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験があり（図 3.1-1 参照），表 3.1-1，図 3.1-2～4 に示す試験体系において，ガス放出の有無，放出ガス種類（水蒸気又は水素ガスの代替としてのヘリウム）やスプレイの有無等を考慮した 35 ケースの試験が行われており，雰囲気温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは，水蒸気と水素ガスの両方が放出され，かつスプレイを想定しない点で建屋水素対策の条件に近い Test　M-4-3 を対象に，解析の試験データとの比較を行った。 Test　M-4-3 試験条件は以下の通りである。 1. 初期圧力　：101［kPa(abs)］ 2. 初期温度　：28［℃］ 3. 破断流量の蒸気成分　：0.33［kg/s］(30 分で停止) 4. 破断流量のヘリウム成分：0.03［kg/s］（30 分で停止） 5. 破断位置　：図 3.1-3 参照 6. スプレイ　：なし	(1) 3 次元流動解析への適用性 原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。 ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験としてＮＵＰＥＣ試験がある（第 2 図参照）。ＮＵＰＥＣ試験は，第 1 表及び第 3 図から第 5 図に示すように，25 の区画に分割された試験体系において，ガス放出の有無，放出ガスの種類（水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無等を考慮した試験が行われ，雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは，水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し，かつスプレイを想定しない点で，原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース TestM－4－3 を対象に，解析の試験データとの比較を行った。 Test　M－4－3 の試験条件を以下に示す。 ・初期圧力：101kPa［abs］ ・初期温度：28℃ ・蒸気の放出条件：0.33kg／s（1,800 秒で停止） ・ヘリウムの放出条件：0.03kg／s（1,800 秒で停止） ・ガス放出区画：第 4 図参照 ・スプレイ：なし	(1) ３次元流動解析への適用性 原子炉建物内では，格納容器などから漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建物水素対策の有効性評価では，原子炉建物４階に対して，複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気などガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。 ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験として NUPEC 試験がある（図２参照）。NUPEC 試験は，表２及び図３～５に示すように，25 の区画に分割された試験体系において，ガス放出の有無，放出ガスの種類（水蒸気または水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無などを考慮した試験が行われ，雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは，水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し，かつスプレイを想定しない点で，原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケース Test M-4-3 を対象に，解析の試験データとの比較を行った。 Test M-4-3 の試験条件を以下に示す。 ・初期圧力：101(kPa(abs)) ・初期温度：28(℃) ・蒸気の放出条件：0.33(kg/s)（1800sec で停止） ・ヘリウムの放出条件：0.03(kg/s)（1800sec で停止） ・ガス放出区画：図４参照 ・スプレイ：無し	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
以上より，PCV リークによる水素ガスや水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建屋内水素流動解析に本コードを適用するのは妥当である。	以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。	以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考

表 3.1-1　NUPEC 試験体系の内部区画（出典：[1]Table3-2）

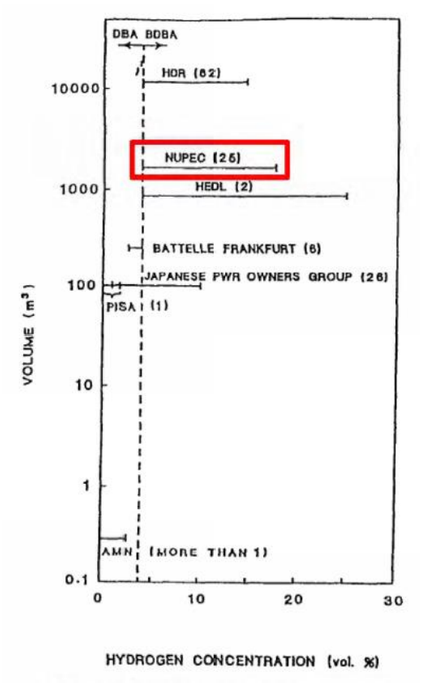
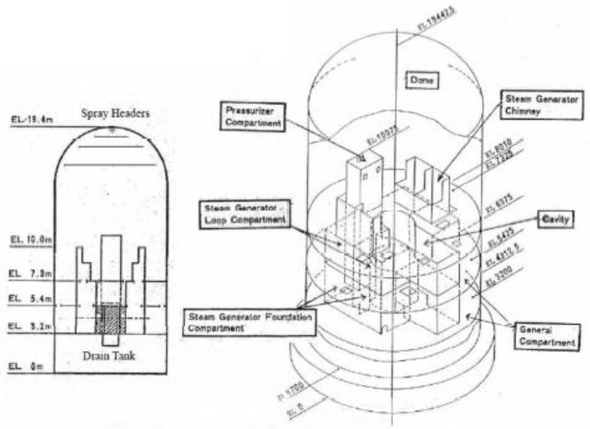
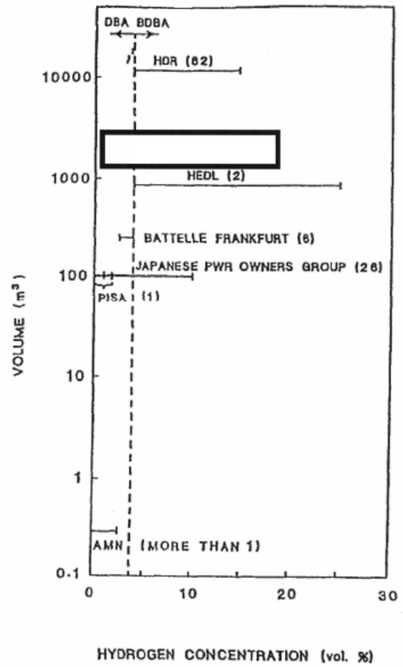
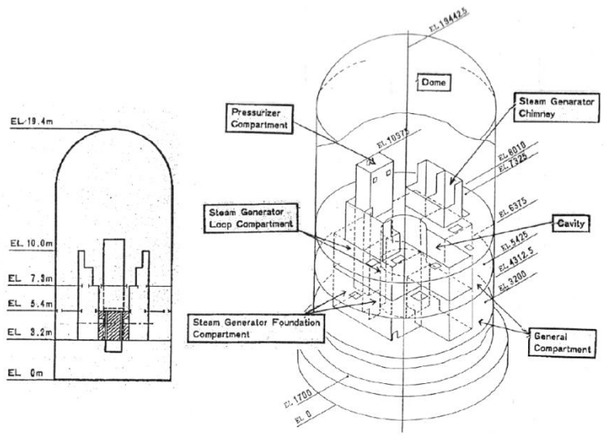
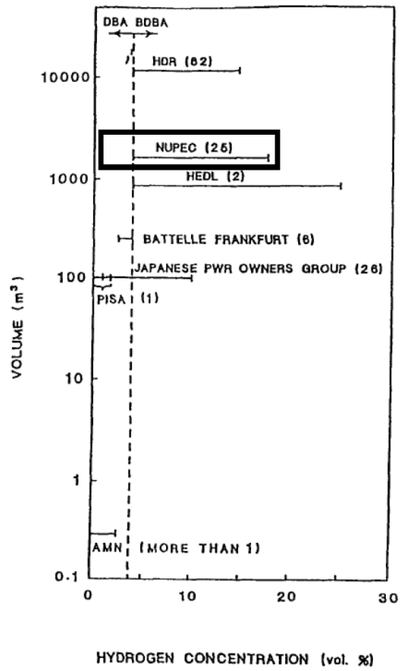
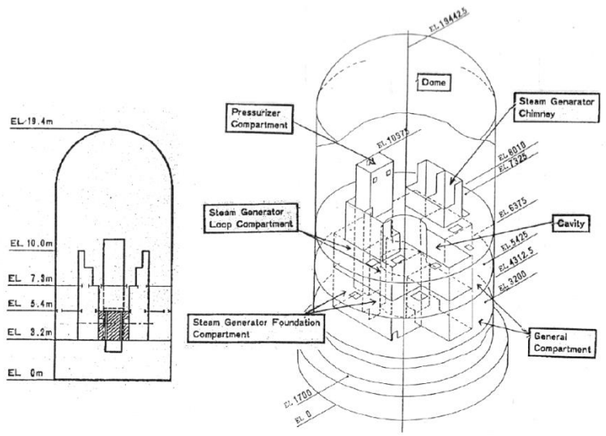
ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ　ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ヘリウム,蒸気放出位置)
9	CV 冷却材　ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C,D
13	一般部(上部) A,B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

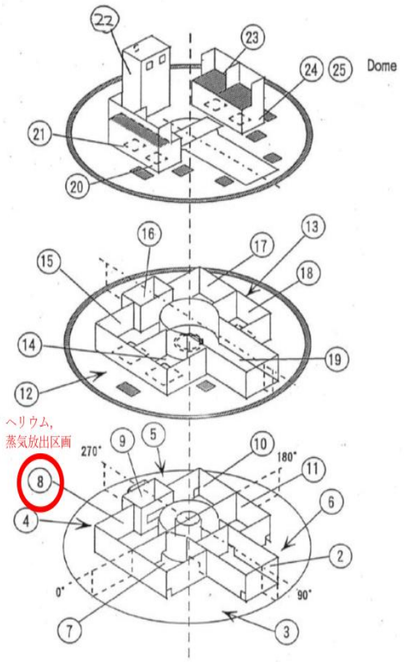
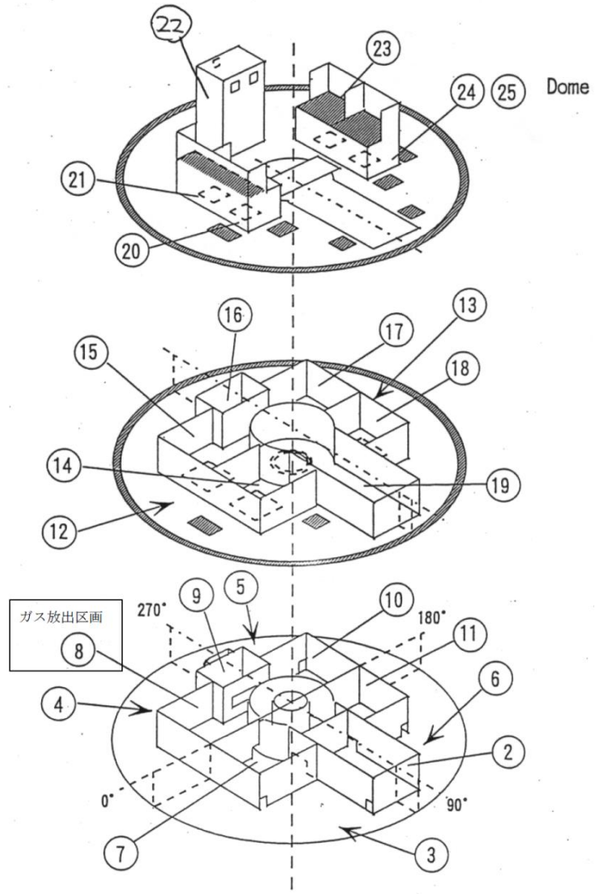
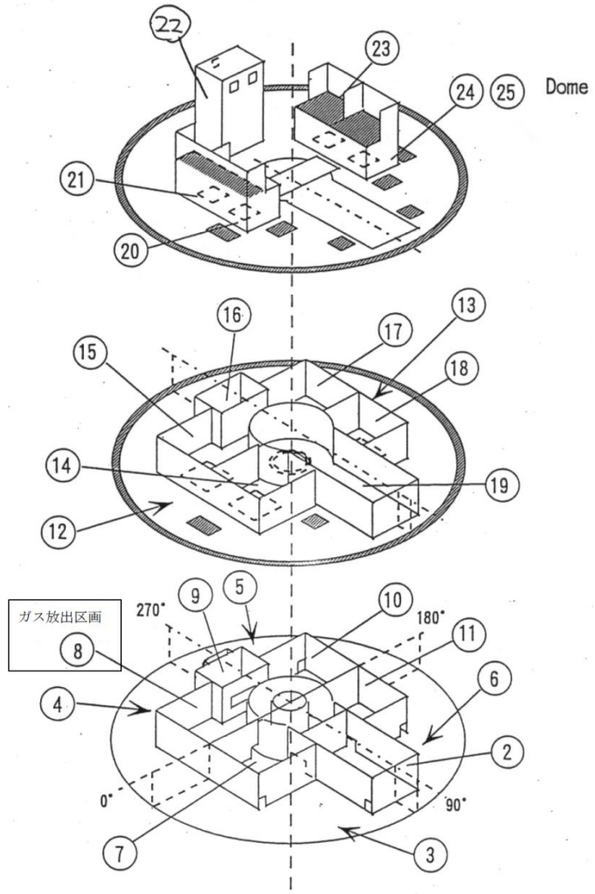
第１表　ＮＵＰＥＣ試験体系の内部区画
（出典：参考文献［1］Table3－2）

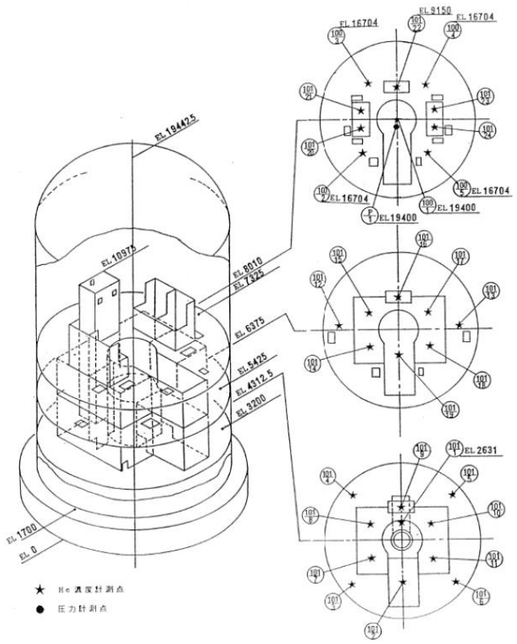
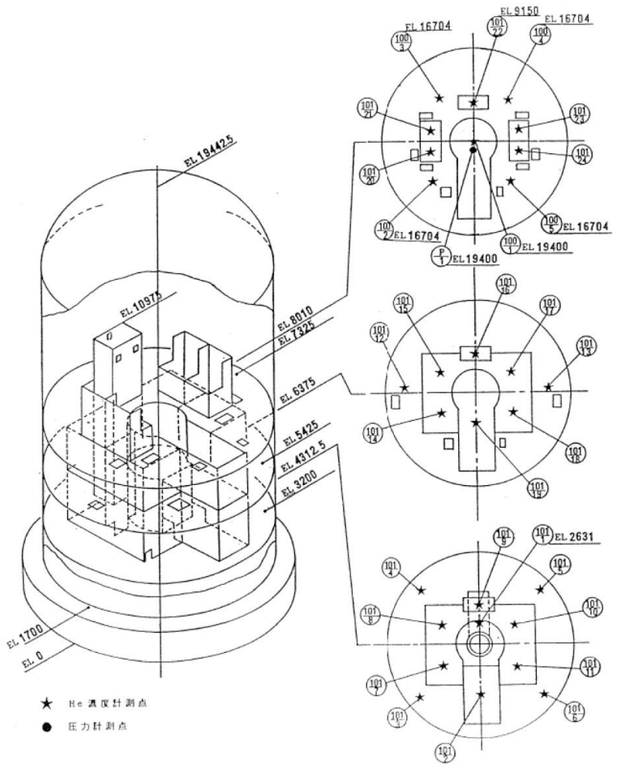
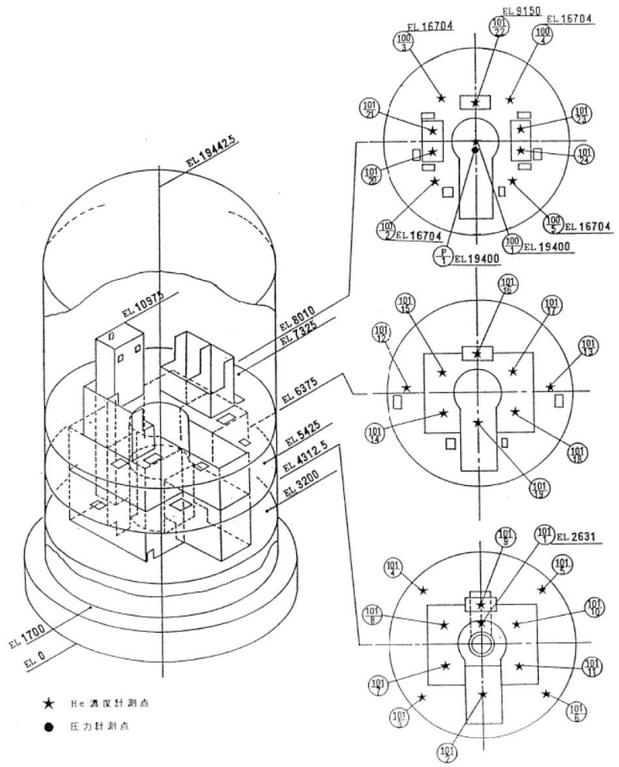
ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ　ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材　ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C,D
13	一般部(上部) A,B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

表１　NUPEC 試験体系の内部区画（出典：[1]Table3-2）

ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ　ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材　ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C,D
13	一般部(上部) A,B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.1-1　水素濃度の範囲と試験スケール（出典：[1]Fig.3-1）  図 3.1-2　NUPEC 試験体系の概要（出典：[2]Fig.16-1）	 第２図 水素濃度の範囲と試験スケール （出典：参考文献［1］Fig.3－1）  第３図 ＮＵＰＥＣ試験体系の概要 （出典：参考文献［2］Fig.17－1）	 図２　水素濃度の範囲と試験スケール（出典：[1]Fig.3-1）  図３　NUPEC 試験体系の概要（出典：[2]Fig.17-1）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.1-3　NUPEC 試験体系における区画と開口部 （出典：[2]Fig.16-2）	 第４図　ＮＵＰＥＣ試験体系における区画と開口部 （出典：参考文献［2］Fig.17－2）	 図４　NUPEC 試験体系における区画と開口部（出典：[2]Fig.17-2）	

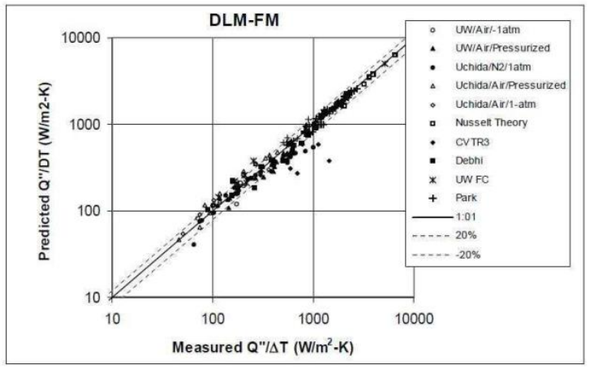
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.1-4　NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：[3] 図 3.1.4）	 第 5 図　ＮＵＰＥＣ試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：参考文献 [3] 図 3.1.4）	 図５　NUPEC 試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：[3]図 3.1.4）	

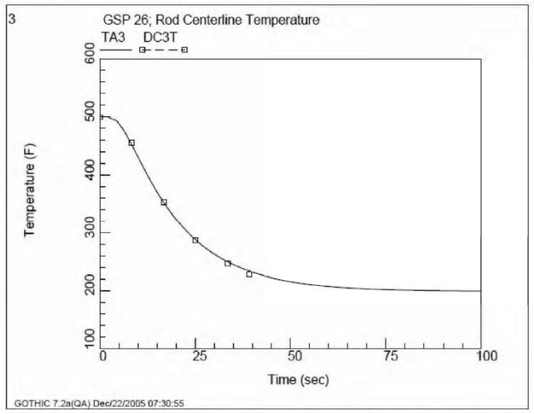
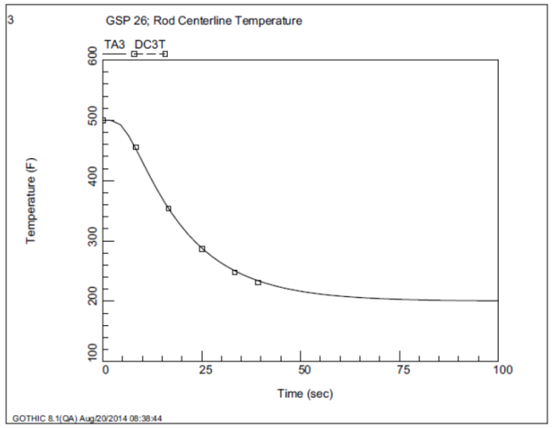
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 3.1-5　NUPEC 試験の解析モデル概要（出典：[2]Fig.16-3）	第 6 図　ＮＵＰＥＣ試験の解析モデル概要 （出典：参考文献［2］Fig.17－3）	図 6　NUPEC 試験の解析モデル概要（出典：[2]Fig.17-3）	
図 3.1-6　NUPEC 試験の解析モデルにおけるノード分割 （出典：[2] Fig.16-4）	第 7 図　ＮＵＰＥＣ試験の解析モデルにおける分布定数系による ノード分割（出典：参考文献［2］Fig.17－4）	図 7　NUPEC 試験の解析モデルにおける分布定数系による ノード分割（出典：[2]Fig.17-4）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 3.1-7　格納容器圧力（Test　M-4-3） （出典：[2]Fig.16-16）	第 8 図 格納容器圧力（出典：参考文献［2］Fig.17－16）	図８　格納容器圧力（出典：[2]Fig.17-16）	
図 3.1-8　格納容器温度（Test　M-4-3） （出典：[2]Fig.16-17）	第 9 図 格納容器温度（出典：参考文献［2］Fig.17－17）	図９　格納容器温度（出典：[2]Fig.17-17）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 3.1-9　ヘリウム濃度（Test　M-4-3） （出典：[2]Fig.16-19）	第 10 図 ヘリウム濃度（出典：参考文献［2］Fig.17－19）	図 10　ヘリウム濃度（出典：[2]Fig.17-19）	
(2) 水蒸気の壁面熱伝達による凝縮 格納容器等からの漏えいに含まれる高温の水蒸気は，壁面との熱伝達により凝縮される。 建屋水素対策の有効性評価に用いた凝縮熱伝達モデルとして，GOTHIC コードに内蔵されている DLM-FM モデル（Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer）を使用した。本モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである（図 3.2-1）。 本モデルで評価された凝縮熱伝達率の試験データとの比較を図 3.2-2 に示す。ここで試験は，内田，ウィスコンシン大学や Debhi MIT 等で実施されたものであり，試験パラメータは以下の通り広範囲である。	(2) 水蒸気凝縮（壁面熱伝達）への適用性 凝縮熱伝達モデルとしてＤＬＭ－ＦＭモデル（Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer）を使用した。本モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。 本モデルで評価した凝縮熱伝達について，個別効果試験データとの比較を第 11 図に示す。また，比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。	(2) 水蒸気凝縮(壁面熱伝達)への適用性 凝縮熱伝達モデルとして，DLM-FM モデル(Diffusion Layer Model with enhancement due to filmroughening and mist generation in the boundary layer)を使用した。本モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。 本モデルで評価した凝縮熱伝達について，個別効果試験データとの比較を図 11 に示す。比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図より，ほとんどの試験データを約 20%以内で再現しており，原子炉建屋内水素流動解析において想定されるパラメータ範囲が以下のように試験範囲に収まっていることから，本モデルを適用するのは妥当である。 図 3.2-1　DLM-FM モデルの概要 （液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生の考慮について）	図に示すとおり，ほとんどの試験データに対して約 20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は，以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから，本モデルを適用するのは妥当である。	図に示すとおり，ほとんどの試験データに対して約 20%以内で予測できている。原子炉建物水素対策の有効性評価で想定されるパラメータ範囲は，以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから，本モデルを適用するのは妥当である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.2-2　DLM-FM モデルの試験データとの比較 （出典：[2] Fig.5-40） (3) 構造体内部熱伝導 オペレーティングフロアにおける壁や天井において，建屋内側からの放熱で熱伝導が生じる。 GOTHIC コードに内蔵されている構造体熱伝導モデルは，一次元的に熱伝導方程式にしたがって計算される。 円筒の体系において，本モデルで評価した温度の時間変化の解析解との比較を図 3.3-1 に示す。円筒内の初期温度を 500[F]，円筒周りの流体温度を 200[F] とする条件で，円筒中心の時間変化を評価したものであり，解析解とよく一致している。 これより，本モデルを高温の PCV リークを想定する原子炉建屋内水素流動解析に適用するのは妥当である。 1. 熱伝導率　：12 [Btu/hr-ft-R] 2. 定圧比熱　：0.1 [Btu/lbm-R] 3. 密度　：400 [lbm/ft³] 4. 円筒径　：2 [in] 5. 円筒内の初期温度　：500 [F] 6. 円筒周りの流体温度　：200 [F]	第 11 図 ＤＬＭ－ＦＭモデルの試験データとの比較 （出典：参考文献 [2] Fig.5－40） (3) 構造体内部熱伝導 オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし，ＧＯＴＨＩＣコードに内蔵されている１次元熱伝導モデルを使用している。 円筒の熱伝導体において，熱伝導体の初期温度を 500F，熱伝導体周りの流体温度を 200F とした条件で，ＧＯＴＨＩＣコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を第 12 図に示す。ＧＯＴＨＩＣコードは，理論解とよく一致しており，原子炉建物水素対策の有効性評価の中で，構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。	図 11　DLM-FM モデルの試験データとの比較（出典：[2]Fig.5-40） (3) 構造体内部熱伝導 原子炉建物４階の壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし，ＧＯＴＨＩＣコードに内蔵されている１次元熱伝導モデルを使用している。 円筒の熱伝導体において，熱伝導体の初期温度を 500(F)，熱伝導体周りの流体温度を 200(F)とした条件で，ＧＯＴＨＩＣコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を図 12 に示す。ＧＯＴＨＩＣコードは理論解とよく一致しており，原子炉建物水素対策の有効性評価の中で，構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
 図 3.3-1　円筒中心温度の１次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：TA3)と解析解（変数名：DC3T）との比較（出典：[2] Fig.4-8） (4) PAR モデル オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置された PAR による水素再結合挙動を，GOTHIC コードによって適切に行えるかどうかについては，以下の２つの点に着目して検討する必要がある。 ・GOTHIC でモデル化する PAR において，本来，PAR 内部で生じているような局所的な熱流動影響を伴う，PAR の水素・酸素再結合を取り扱えるか否か。 ・PAR の大きさに対して，相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても，適正な PAR 流入気体条件（水素，酸素濃度，気体温度，圧力）を与えることができるか否か。 以下では，これらの観点に対しての考察・検討を示す。	第 12 図 円筒中心温度の１次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：ＴＡ３）と解析解（変数名：ＤＣ３Ｔ）との比較（出典：参考文献［2］Fig.4－11） (4) ＰＡＲモデル オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置されたＰＡＲによる水素再結合挙動を，本解析コードによって適切に行えるかについては，以下の２ つの点に着目して検討する必要がある。 ・本解析コードでモデル化するＰＡＲにおいて，本来，ＰＡＲ内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。 ・ＰＡＲの大きさに対して相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても，適正なＰＡＲ流入気体条件（水素，酸素濃度，気体温度，圧力）を与えることができるか。 以下では，これらの観点に対しての考察・検討を示す。	 図 12　円筒中心温度の１次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：TA3)と解析解(変数名：DC3T)との比較（出典：[2] Fig.4-11） (4) ＰＡＲモデル 原子炉建物４階（燃料取替階）のような相対的に広大な空間に設置されたＰＡＲによる水素再結合挙動を，本解析コードによって適切に行えるかどうかについては，以下の２つの点に着目して検討する必要がある。 ・本解析コードでモデル化するＰＡＲにおいて，本来，ＰＡＲ内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか ・ＰＡＲの大きさに対して，相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても，適正なＰＡＲ流入気体条件（水素，酸素濃度，気体温度，圧力）を与えることができるか 以下では，これらの観点に対しての考察・検討を示す。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
① PAR の自然循環流量の扱い PAR の内部においては，カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い，カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱，伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生，及び上昇流に対する流動抵抗の発生等，複雑な熱流動現象が発生していると考えられる。 SNL で行われた試験 (4) で PAR の水素処理量の基本式についての妥当性検証においては，PAR の入口において計測された水素濃度，気体圧力，気体温度（図 3.4-1）を相関式への入力値として与えており，これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち，PAR 内部の複雑な熱流動現象の結果としての水素処理速度を，PAR の入口において計測された水素濃度，気体圧力，気体温度（図 3.4-1）の関数として整理して与えたものが，2.2.1.2 の（式 1）水素処理速度相関式である。すなわち，（式 1）は PAR 内の浮力や流動抵抗等の PAR の自然循環流動及び水素処理特性を内包しており，PAR 入口条件として水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，これらの PAR の自然循環流量を陰に含んだ形で，当該 PAR 水素処理速度を得ることができるように配慮されている。	ａ．ＰＡＲ内の局所流動の扱い ＰＡＲの内部においては，カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い，カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱，伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生及び上昇流に対する流動抵抗の発生等，複雑な熱流動が発生していると考えられる。 ＫＡＬＩ試験［4］でのＰＡＲの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては，[redacted]より求めた処理速度の実験値と，試験条件（温度及び圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており，これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち，ＰＡＲ内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を，ＰＡＲの入口において計測された水素濃度，気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが，水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式は，ＰＡＲ内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており，ＰＡＲ入口条件として水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，これらのＰＡＲ内部の局所性を陰に含んだ形で，当該ＰＡＲ水素処理容量を得ることができるように配慮されている。	① ＰＡＲ内の局所流動の扱い ＰＡＲの内部においては，カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い，カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱，伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生，及び上昇流に対する流動抵抗の発生等，複雑な熱流動が発生していると考えられる。 ＫＡＬＩ試験[4]でのＰＡＲの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては，試験容器容積とＰＡＲの入口において計測された水素濃度の変化，気体温度及び容器内の気体圧力（図 13）より求めた処理速度の実験値と，試験条件（温度，圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており，これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち，ＰＡＲ内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量をＰＡＲの入口において計測された水素濃度，気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが，水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式はＰＡＲ内の浮力や流動抵抗などの局所流動及び水素処理特性を内包しており，ＰＡＲ入口条件として水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，これらのＰＡＲ内部の局所性を陰に含んだ形で，当該ＰＡＲ水素処理容量を得ることができるように配慮されている。	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 ⑬の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
図 3.4-1　SNL で行われた試験の計測位置＜基本式入力値＞ ②GOTHIC における PAR のモデル化 2.2.1.2 の（式 1）の NIS 社製の PAR による水素処理相関式は，以下の 2 項に分けて記述された Fisher の相関式 (5) による。 まず，再結合熱による PAR 内の温度上昇により，PAR 内外に温度差が発生する。温度差によって発生する浮力の効果により，PAR 入口から PAR 内にガスが自然に引き込まれる。その体積流量は浮力と流動抵抗のバランスで決まり，NIS 社製 PAR について PAR 入口の水素濃度の関数として以下の相関式により記述される。	第 13 図 ＫＡＬＩ試験の計測位置 ｂ．ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化 ＧＯＴＨＩＣにおいては，ＮＩＳ社製のＰＡＲによる水素処理相関式を，機器モデルの一つである [redacted] で模擬している。ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲの組込みロジックを第 14 図に示す。 [redacted] を使用して，Fischer [5] の相関式に示されるＰＡＲ入口から自然に引き込まれる [redacted] を模擬している。次に，[redacted] を使用して，[redacted] で模擬した体積流量，ＰＡＲ入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。	図 13　ＫＡＬＩ試験の計測位置 ② ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化 ＧＯＴＨＩＣにおいては，ＮＩＳ社製のＰＡＲによる水素処理相関式を，機器モデルの一つである Volumetric Fan モデル及び Hydrogen Recombiner モデルで模擬している。ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲの組込みロジックを図 14 に示す。 まず，Volumetric Fan モデルによる体積流量の制御を使用して，Fischer[5]の相関式に示されるＰＡＲ入口から自然に引き込まれる体積流量を模擬し，次に，Hydrogen Recombiner モデルを使用して，Volumetric Fan モデルで模擬した体積流量，ＰＡＲ入口の水素濃度などのパラメータから上記の相関式で計算される水素処理容量を模擬している。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
$Q = 0.67C_H^{0.307}$ Q：PAR 入口体積流量（定常状態）(m^3/s) C_H：PAR 入口水素体積濃度(-) 次に，PAR 入口から引き込まれたガスは，PAR 内に設置されたカートリッジにより水素・酸素の再結合反応を生じる。NIS 社製 PAR について水素処理速度は，PAR 内に引き込まれるガスの体積流量，PAR 入口の水素濃度等の関数として以下の相関式により記述される。 $R = \varepsilon \cdot Q \cdot \rho_H$ ε：水素処理効率係数(-) R：水素処理質量速度(kg/s) ρ_H：PAR 入口水素質量密度(kg/m^3) 更に，ρ_Hについては， $\rho_H = C_H \cdot {}^{P}/_{R_H T}$ P：PAR 入口圧力(Pa) R_H：水素気体定数（質量表示）$\left({}^{J}/_{kg \cdot K}\right)$ T：PAR 入口気体温度(K)	第 14 図　ＰＡＲの組込みロジック	図 14　ＰＡＲの組み込みロジック	

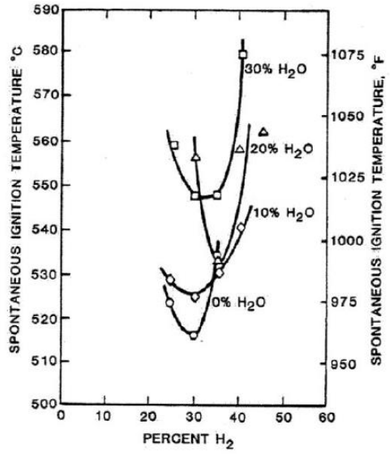
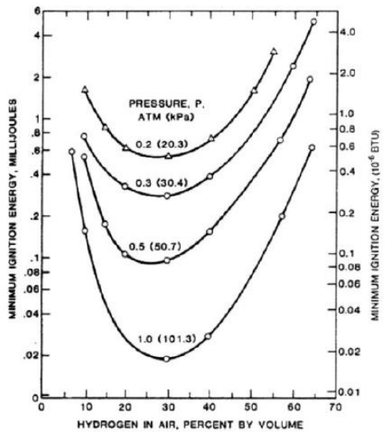
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
③GOTHIC のオペフロ解析モデルと PAR モデルの関係 上記②により，GOTHIC コードにおいて，PAR の水素処理速度相関式を忠実にモデル化していることを示した。また，①により，PAR 入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理速度を計算できることを示した。 2.2.2 で示した，GOTHIC による PAR の解析においては，オペフロ内のサブボリュームの大きさは，PAR の大きさに比して大きく，PAR 入口部を局所的にモデル化はしていない。よって，PAR の水素処理量を適正に評価するためには，PAR の入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。 2.2.2 で示した，GOTHIC の解析モデルにおいては，PAR はフローパスの入口と出口を同じサブノードに接続している。すなわち，PAR の設置部周辺について，局所的な気体温度，水素ガス，酸素ガス等ガス濃度及び気体圧力の分布は一様であり，PAR 入口について局所性は考慮していない。これによる PAR の入口条件への影響を考察する。 ・水素濃度 PAR で処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため，同サブノードの水素濃度は，実際の PAR 入口の水素濃度よりも低くなり，水素処理速度が実際よりも小さくなると考えられる。 ・酸素濃度 PAR で処理され酸素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブノードに排出され混合する。そのため，同サブノードの酸素濃度は，実際の PAR 入口の酸素濃度よりも低くなり，低酸素ファクターの影響を受けやすくなる。	ｃ．ＧＯＴＨＩＣのオペレーティングフロア解析モデルとＰＡＲモデルの関係 上記ｂ．により，ＧＯＴＨＩＣコードにおいて，ＰＡＲの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また，ａ．により，ＰＡＲ入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理容量を計算できることを示した。 ＧＯＴＨＩＣによるＰＡＲの解析においては，オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは，ＰＡＲの大きさと比較して大きく，ＰＡＲ入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち，ＰＡＲの水素処理量を適正に評価するためには，ＰＡＲの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。 ＰＡＲモデルでは，フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し，同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をＰＡＲ入口の条件として使用している。ＰＡＲが設置される実機建屋体系では，作動中のＰＡＲ排気は，周囲雰囲気に比べて高温であるので，上方へ立ち昇って行き，ＰＡＲの周囲に留まることはないと考えられるので，このようにＰＡＲ設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は，以下に示すとおり保守的な設定と考える。 ・水素濃度 ＰＡＲで処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの水素濃度は，実際のＰＡＲ入口の水素濃度よりも低くなり，相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。 ・酸素濃度 ＰＡＲで処理され酸素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの酸素濃度は，実際のＰＡＲ入口の酸素濃度よりも低くなり，ＰＡＲの起動の	③ ＧＯＴＨＩＣのオペフロ解析モデルとＰＡＲモデルの関係 上記②により，ＧＯＴＨＩＣコードにおいて，ＰＡＲの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることが確認された。また，①により，ＰＡＲ入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理容量を計算できることが確認された。 ＧＯＴＨＩＣによるＰＡＲの解析においては，オペフロ内のサブボリュームの大きさは，ＰＡＲの大きさと比較して大きく，ＰＡＲ入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち，ＰＡＲの水素処理量を適正に評価するためには，ＰＡＲの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。 ＰＡＲモデルでは，フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し，同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をＰＡＲ入口の条件として使用している。ＰＡＲが設置される実機建物体系では，作動中のＰＡＲ排気は周囲雰囲気に比べて高温であるので，上方へ立ち昇って行き，ＰＡＲの周囲に留まることはないと考えられるため，このようにＰＡＲ設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は，以下に示すとおり保守的な設定と考える。 ・水素濃度 ＰＡＲで処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの水素濃度は，実際のＰＡＲ入口の水素濃度よりも低くなり，相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。 ・酸素濃度 ＰＡＲで処理され酸素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの酸素濃度は，実際のＰＡＲ入口の酸素濃度よりも低くなり，ＰＡＲの起動の観点	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	観点で保守的な設定と考える。ただし，東海第二発電所の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。	で保守的な設定と考える。ただし，島根原子力発電所２号炉の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。	・設備の相違 【柏崎 6/7】 原子炉棟内の空間容積の相違
・温度 GOTHIC モデルにおいては，PAR の水素・酸素再結合による発生熱量が，サブノード内の気体全体を加熱するため，PAR 出口温度については，実際よりも低く評価され，浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは，オペフロ内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは，オペフロ内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。 また，PAR に流入する気体温度の観点からは，実際よりも高温な気体が PAR に流入することになり，これは PAR の水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。	・気体温度 ＧＯＴＨＩＣモデルにおいては，ＰＡＲの水素・酸素再結合による発生熱量が，サブノード内の気体全体を加熱するため，ＰＡＲ出口温度については，実際よりも低く評価され，浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは，オペレーティングフロアの気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは，オペレーティングフロアの気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。 また，ＰＡＲに流入する気体温度の観点からは，実際よりも高温な気体がＰＡＲに流入することになり，これはＰＡＲの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。	・気体温度 ＧＯＴＨＩＣモデルにおいては，ＰＡＲの水素・酸素再結合による発生熱量が，サブノード内の気体全体を加熱するため，ＰＡＲ出口温度については，実際よりも低く評価され，浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは，原子炉建物４階（燃料取替階）内の気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは，原子炉建物４階（燃料取替階）内の気体の混合性が促進されないほうが一般に厳しい評価となると考えられる。 また，ＰＡＲに流入する気体温度の観点からは，実際よりも高温な気体がＰＡＲに流入することになり，これはＰＡＲの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用するため保守的な設定と考える。	
・気体圧力 解析においては，サブノード内の気体圧力は一定である。一方，実際の流動においては，圧力に分布がある。しかしながら，解析対象としているような，解放空間における空間内の圧力差は小さく，圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。	・気体圧力 解析においては，サブノード内の気体圧力は一定である。一方，実際の流動においては，圧力に分布がある。しかしながら，解析対象としているような，解放空間における空間内の圧力差は小さく，圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。	・気体圧力 解析においては，サブボリューム内の気体圧力は一定である。一方，実際の流動においては，圧力に分布がある。しかしながら，解析対象としているような，解放空間における空間内の圧力差は小さく，圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。	
④PAR 設置状態における総合的な解析能力 3 (1) に示した NUPEC 試験についての解析は，上記の①～③が適合する状況で行われたものであり，この結果は，3 (1) で先述のように,GOTHIC で適切な PAR 解析を行い得ることを示している。 以上から，GOTHIC コードによる PAR 解析については， ・PAR の自然循環流量については，PAR 入口条件に縮約された水素処理速度相関式により， ・PAR 周囲を比較的粗メッシュであることについては，その設定が PAR の水素処理量を低く見積もる定性的傾向があること	ｄ．ＰＡＲ設置状態における総合的な解析能力 ３．(1)に示したＮＵＰＥＣ試験についての解析は，上記のａ．からｃ．が適合する状況で行われたものであり，この結果は，３．(1)で先述のように，ＧＯＴＨＩＣで適切なＰＡＲ解析を行い得ることを示している。 以上から，ＧＯＴＨＩＣコードによるＰＡＲ解析については， ・ＰＡＲ内の局所性については，ＰＡＲ入口条件に縮約された水素処理容量相関式により， ・ＰＡＲ周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては，その設定がＰＡＲの水素処理量やオペレーティン	④ ＰＡＲ設置状態における総合的な解析能力 3.(1)に示したNUPEC試験についての解析は，上記の①～③が適合する状況で行われたものであり，この結果は，3.(1)で先述のように，ＧＯＴＨＩＣで適切なＰＡＲ解析を行い得ることを示している。 以上から，ＧＯＴＨＩＣコードによるＰＡＲ解析については， ・ＰＡＲ内の局所性については，ＰＡＲ入口条件に縮約された水素処理容量相関式により， ・ＰＡＲ周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては，その設定がＰＡＲの水素処理量や原子炉建物	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
により， 評価モデルとしては適正であることを示した。 また，総合的な評価能力については，3 (1) の実験解析により，適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から，GOTHIC における PAR のモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。	グフロア内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより， 評価モデルとしては，適正であることを示した。 また，総合的な評価能力については，3.(1)の実験解析により，適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から，ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。	４階（燃料取替階）内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより， 評価モデルとしては適正であることを示した。 また，総合的な評価能力については，3.(1)の実験解析により，適切な解析能力があることを示した。 以上の検討から，ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化，及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。	
参考文献 [1] NUPEC, “Final Comparison Report on ISP-35 : NUPEC Hydrogen Mixing and Distribution Test (Test M-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December,1994. https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/1994/csni-r1994-29.pdf	参考文献一覧 1 NUPEC, “Final Comparison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distoribution Test(Test M-7-1)”, CSNI Report NEA／CSNI／ R(94)29, December, 1994.	参考文献 [1] NUPEC, “FinalComparison Report on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and DistributionTest (TestM-7-1)”, CSNI Report NEA/CSNI/R(94)29, December, 1994.	
[2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC CONTAINMENT ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 7.2 a(QA)”, NAI 8907-09 Rev 9, January 2006	2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.	[2] Electric Power Research Institute, Inc., “GOTHIC THERMAL HYDRAULICS ANALYSIS PACKAGE QUALIFICATION REPORT Version 8.1(QA)”, NAI 8907-09 Rev 14, September 2014	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる
[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構，溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成 4 年度），平成 5 年 3 月	3 独立行政法人原子力安全基盤機構，溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成4 年度），平成 5 年3 月	[3] 独立行政法人原子力安全基盤機構溶接部等熱影響部信頼性実証試験(原子炉格納容器)に関する報告書(平成 4 年度)，平成 5 年 3 月	
[4] Thomas K.Bl anchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN SURTESY TEST”, Nuclear Technology Vol. 129 March 2000	4 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants”, June 1997.	[4] EPRI and EDF, ″Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for CombustibleGas Control in Nuclear Power Plants″, June 1997.	・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 参照する文献が異なる
[5] Karsten Fischer, Qualification of a passive catalytic module for hydrogen mitigation, Nuclear Technology, Vol. 112, p.58-62, 1995	5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION”, Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995	[5] K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION”, Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	参考 3 原子炉建屋ガス処理系の健全性について １．原子炉建屋ガス処理系の水素爆発に対する考慮について 原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり，非常用ガス再循環系は，フィルタトレイン，排風機，ダクト，弁等で構成し，原子炉建屋原子炉棟内でガスを再循環させ，放射性物質を吸着除去する。非常用ガス処理系は，フィルタトレイン，排風機，ダクト，弁等で構成し，非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後，非常用ガス処理系排気筒から大気へ放出させ，原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つ。 原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内の水素を含む気体を排出し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満にすることで，原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系の水素濃度を防止する機能を有している。 また，原子炉建屋ガス処理系は，系統内に水素が滞留しないよう非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により水素を含むガスを屋外に排出する設計としている。 さらに，原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満の範囲において使用する。原子炉建屋ガス処理系運転中は原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を監視し，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が 2vol%に到達した場合は，原子炉建屋ガス処理系を停止する。したがって，原子炉建屋ガス処理系は，系統内の水素濃度が可燃限界未満であることから水素爆発することなく健全に運転継続可能である。 非常用ガス再循環系のフィルタトレインには，よう素用チャコールフィルタの性能を満足させるため電気ヒータを使用している。電気ヒータは，フィン付の外装管内に収納されており，非常用ガス再循環系の処理空気と直接接触しない構造となっている。また，非常用ガス再循環系の処理空気温度が 105℃及び 137℃以上となった場合に過熱防止用サーモスタットが動作する設計となっており，水素の着火温度である約 500℃※に対して十分低い温度での使用となる。よって，原子炉建屋ガス処理系は，水素爆発することなく健全に運転継続可能である。 この設計により，「電気設備に関する技術基準を定める省令」第 69 条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される防爆性雰囲気とはならないため，原子炉建屋ガス処理系に設置される電		・設備の相違 【東海第二】 ⑨の相違

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	気・計装品を防爆型とする必要はなく，防爆を目的とした電気設備の接地の必要もない。ただし，電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第 10 条及び第 11 条に基づく接地を施す設計とする。 ※ 水素の着火温度について（水素濃度等の依存性について） 水素の着火温度（自然着火温度）は，濃度，圧力等に依存性があるが，水素と空気の混合気体の 1 気圧における最低着火温度として 500℃であることが機械工学便覧に示されている。 第 1 図に，NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」及び Westinghouse Electric Corporation のレポート「Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, Report WAPD-SC-545」に示されている「水素濃度と水素着火温度の関係」を示す。第 1 図は，圧力が 792kPa の場合でのデータであるが，水素着火温度は，水素濃度及び水蒸気濃度に依存するものの，500℃を下回らないことがわかる。 また，第 2 図に，同じ NUREG／CR2726 に示されている「水素の最低着火エネルギーと圧力の関係」を示す。第 2 図は，圧力が低くなるほど水素の最低着火エネルギーが大ききことを示していることから，圧力が低くなるほど水素の着火温度は高くなることがわかる。 第 1 図及び第 2 図より，水素の着火温度は，濃度及び圧力に依存するが，500℃を下回らないと考えられる。		

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
	 ※　圧力 792kPa の場合 NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用 第1図 水素着火温度と水素濃度の関係  NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用 第２図 水素の最低着火エネルギーと圧力の関係		

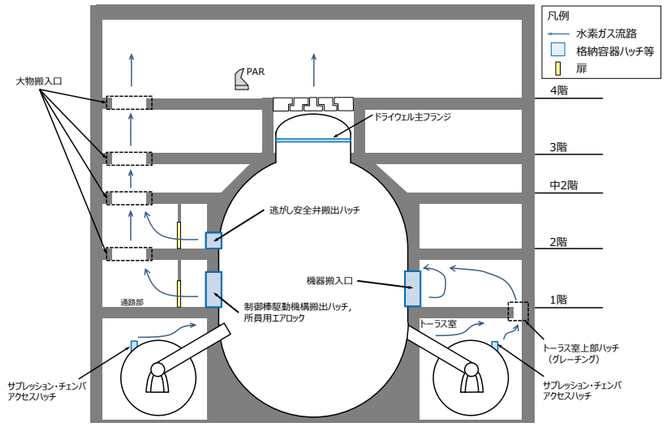
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		参考資料５ 重大事故等時に発生が想定されるガス等による被毒について パラジウムを触媒として使用するＮＩＳ製のＰＡＲに対しては，ハロゲンをはじめとする反応阻害物質による水素処理性能への影響が知られていることから，反応阻害物質として炉心損傷時の核分裂生成物のハロゲンの大部分を占めるよう素による影響について確認を行っている。 一方，よう素以外の重大事故等時に発生が予想されるガス等によるパラジウム触媒への被毒について，Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験にて評価が行われていることから，その試験結果を基に格納容器から原子炉建物内にガス等が放出された場合の影響について確認を行った。 1. 対象とする化学物質 1997年5月22日にEPRI（米国電力研究所）によって発行された文献によると，Southern Nuclear Engineering (SNE)の試験において，プラントで一般的に使用される化学物質（有機溶剤，機械油等）とＬＯＣＡ後の核分裂生成物がパラジウム触媒の水素除去効率へ及ぼす影響について評価を行っている。 対象とした化学物質は表１のとおりであり，加圧水型軽水炉の格納容器内で存在または発生しうる一般的に使用される化学物質とＬＯＣＡ後の核分裂生成物（ハロゲンを除く）を，触媒活性への影響に関わらず選定している。 なお，ここでは格納容器から原子炉建物内への漏えいを想定し，表１のうちガスと揮発性の高い液体について，パラジウム触媒に与える影響の確認を行う。 表１　SNE 試験で確認した化学物質	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

<table>
<tr><th>柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）</th><th>東海第二発電所　（2018.9.18 版）</th><th>島根原子力発電所　２号炉</th><th>備考</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>2. 試験方法
SNE 試験では，図１に示す試験装置を用い，一定時間水素及び化学物質を触媒試験体に通過させ入口及び出口の水素濃度を測定することで，触媒試験体の水素処理性能の変化を測定している。触媒試験体は円筒形の触媒ペレットを充填したものを使用している。試験条件を表２に示す。

図１　試験装置概要

表２　試験条件
<table><tr><td>入口温度</td><td></td></tr><tr><td>入口水素濃度</td><td></td></tr><tr><td>入口流量</td><td></td></tr><tr><td>触媒の種類</td><td></td></tr><tr><td>触媒寸法</td><td></td></tr><tr><td>化学物質濃度</td><td></td></tr><tr><td>試験時間</td><td></td></tr></table></td><td></td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		3. 試験結果 ガス及び揮発性の高い液体について，パラジウム触媒に対する水素処理性能の低下率を確認したところ，図２のとおりであり，性能低下は [redacted] 未満であった。 [redacted] 図２　ガス及び揮発性の高い液体の水素処理性能低下率 4. 重大事故等時に発生が想定されるガス等による影響 SNE 試験結果により，よう素以外の重大事故等時に発生が想定されるガス等はパラジウム触媒の水素処理性能に対し有意な影響を及ぼさないと考える。 なお，化学物質のうち一酸化炭素を想定した場合，島根原子力発電所２号炉において，MCCI により発生する一酸化炭素は，原子炉建物４階（燃料取替階）に全量漏えいすることは考えにくいが，仮にＰＡＲの触媒に対して最も厳しい条件である原子炉建物４階（燃料取替階）へ全量漏えいするとした場合，一酸化炭素濃度は 約 1.5×10^{-4} kg/m^3　程度であり，SNE 試験条件の [redacted] に比べて十分に低い濃度であることが確認された。 また，ＰＡＲの個数は，反応阻害ファクタとして保守的に 0.5（50%の性能低下）を考慮して算出している。	

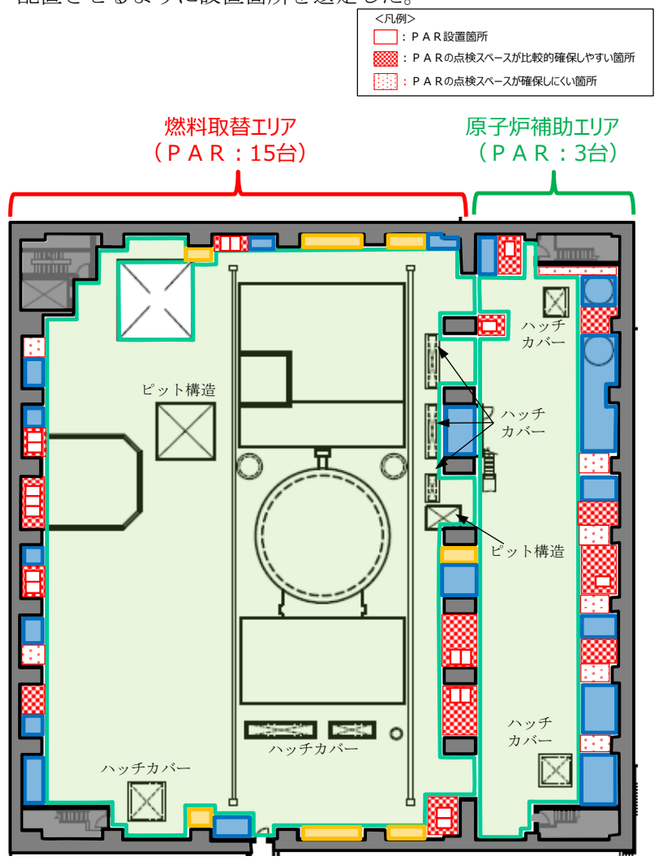
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		参考資料６ ＰＡＲ設置場所の考え方について 1.　ＰＡＲ設置箇所の考え方（階層） 原子炉建物内の水素ガス流路のイメージ図を図１，図２に示す。原子炉格納容器の各ハッチ等から漏えいした水素を含む高温のガスは，原子炉建物４階（燃料取替階）に上昇すると考えられることから，原子炉建物４階（燃料取替階）にＰＡＲを設置する。  図１　水素ガス流路のイメージ図（原子炉建物（断面図）） 図２　水素ガス流路のイメージ図（原子炉建物１階 平面図）	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		2.　ＰＡＲ設置箇所の考え方（高さ方向） 電共研※1 において，ＰＡＲを燃料取替階の下層部に設置した場合と上層部に設置した場合の解析を実施している。解析条件を表１に，解析モデルを図３及び図４に，境界条件を図５に示す。また，解析結果の断面位置を示した解析モデル拡大図を図６に，解析に用いたＰＡＲモデル形状を図７に，解析結果を図 8-1 及び 8-2 に示す。 図 8-1 に示すとおり，ＰＡＲを下層部に設置した場合，原子炉格納容器から漏えいした高温の気体及びＰＡＲの再結合処理に伴う高温の排気による上昇流と，上昇した気体が天井及び側壁にて冷却されることで発生する下降流により，燃料取替階の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ，水素濃度がほぼ均一になっている。 一方，ＰＡＲを上層部に設置した場合は，図 8-2 に示すとおり，ＰＡＲからの排気は，再結合反応により発生するエネルギーが大きいのに対して天井までの移動距離が短いため天井及び側壁で十分冷却されず，燃料取替階の雰囲気全体を混合する自然循環流とはならない。その結果，高温かつ水素濃度の低いＰＡＲの排気ガスが天井付近に蓄積し，温度成層効果により，原子炉格納容器から漏えいした水素の上昇が抑制され，ＰＡＲ下端レベルより下側に高濃度の水素が蓄積する結果となっている。 以上のことから，高さ方向のＰＡＲの設置箇所は，より自然循環流が発生しやすい燃料取替階の下層部へ設置することとする。 ※１：電共研「シビアアクシデント時の水素処理技術の開発」（平成 26 年 3 月）	

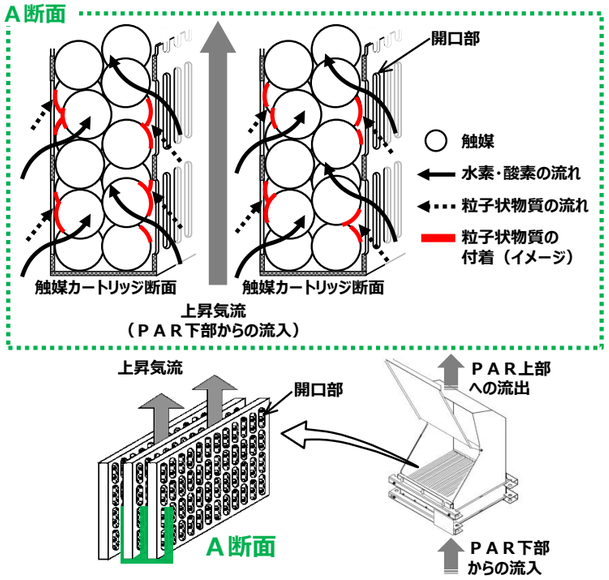
柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		表１　解析条件 分類 ／ 項目 ／ 条件 図３　解析モデル（平面図）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		図４　解析モデル（断面図） 図５　境界条件 図６　解析モデル拡大図（平面図）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		図７　ＰＡＲモデル形状 図 8-1　ＰＡＲを下層部に設置した場合 図 8-2　ＰＡＲを上層部に設置した場合	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		3.　ＰＡＲ設置箇所の考え方（水平方向） 燃料取替階の下層部について，現場調査した結果を図９に示す。着色部については，下記①～③の理由で，設置困難箇所であることを確認した。 ＜設置困難箇所の理由＞ ①定期検査等において，通行や他設備の点検作業の支障となる。（図中　部） ②水素濃度，放射線量の監視の支障となる。（図中　部） ③冷却機等の既存設備に干渉する。（図中　部） 設置困難箇所以外から，ＰＡＲの点検スペースが比較的確保しやすい箇所を抽出した上で，燃料取替エリアと原子炉補助エリアの空間容積比を考慮した台数のＰＡＲを可能な範囲で分散配置させるように設置箇所を選定した。  図９　現場調査結果（燃料取替階）	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		4. 解析モデルの考え方 燃料取替階の形状を踏まえたサブボリュームの分割の考え方を表２に示す。また，表２の考え方に基づき設定した解析モデルを図 10 に示す。 表２　サブボリューム分割の考え方 水平方向（第１，２層）　高さ方向（断面図） 図 10　解析モデル 上記 1.～3. に基づきＰＡＲを設置し，4. の解析モデルに基づき水素濃度解析を実施した結果，燃料取替階における水素濃度は可燃限界未満になることを確認したことから，ＰＡＲ設置箇所は妥当であると考える。	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		参考資料７ 粒子状物質の触媒性能への影響について 触媒の性能低下は，粒子状物質によるパラジウムの物理的閉塞により発生するものであり，以下２点の理由により，触媒性能への影響は小さいと考える。（図１参照） ①ＰＡＲ内部（カートリッジ間）に発生する上昇気流により，ＰＡＲの下部から上部へ運ばれる粒子状物質は，触媒カートリッジを鉛直に設置することで，拡散しやすいガス状物質とは異なり，触媒面への付着（触媒性能低下）が抑制される。 ②カートリッジ内部には触媒を充填しているため，水素及び酸素に比べて粒径が大きい粒子状物質（約１μｍ）は，開口部近傍の触媒面に付着するが，粒径が小さい水素（約 0.28nm）及び酸素（約 0.34nm）は，より内側の触媒面にて反応するため，触媒性能は低下しにくい構造となっている。  図１　触媒カートリッジへの流入概略図	・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		粒子状物質は，原子炉格納容器内での沈着や原子炉格納容器スプレイによりほぼ除去されることから，原子炉棟への漏えい量はごく少量と考えられ，燃料取替階に全量漏えいすることは考え難い。仮にＰＡＲの触媒に対して最も厳しい条件である燃料取替階へ全量漏えいするとした場合，粒子状物質の濃度は約 3.2×10^{-5}g/m^3である。 一方，フランスの原子力研究センター（Cadarache）において，フランス電力会社（EDF）及び原子力安全防護研究所（IPSN）が主体となり，粒子状物質による触媒性能への影響を確認するためにH2PAR 試験※が実施されており，試験条件を表１に，試験装置概要を図２に，試験に用いたＰＡＲを図３に，試験結果を図４に示す。H2PAR 試験では，粒子状物質濃度を[redacted]（島根２号炉で想定される粒子状物質濃度の約 10^5 倍）で実施し，ＰＡＲの性能低下が小さいことが確認されている。 以上のことから，島根２号炉で想定される粒子状物質がＰＡＲの触媒性能へ及ぼす影響は小さいと考える。 表１　試験条件 試験番号 ｜ 温度 ｜ 圧力 ｜ 粒子状物質 [redacted] 図２　試験装置概要	

柏崎刈羽原子力発電所　６／７号炉　（2017.12.20 版）	東海第二発電所　（2018.9.18 版）	島根原子力発電所　２号炉	備考
		図３　試験用ＰＡＲ概要 図４　試験結果 ※RAPPORT D’EXPERIENCE H2PAR ESSAIS E17 et E21(INSTITUT DE PROTECTION ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE, DÉPARTEMENT DE PROTECTION DE L’ENVIRONNEMENT)	