

研究開発段階炉の研究・技術開発に係る  
動向調査に関する報告書

平成17年12月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が  
実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承  
認が必要です。

平成 17 年 12 月

## 研究開発段階炉の研究・技術開発に係る動向調査

### 要 旨

本調査では、高速増殖炉の安全性に係る運転保守、構造健全性、事象解析評価の研究開発動向、及び海外の高速炉開発の状況を把握するために、国内外の情報を広く収集し、また実用炉の国内軽水炉の過去 10 年間のトラブル事例を整理した。また、調査から得られた新たな知見に基づき高速炉「もんじゅ」の再開後の安全確保の一層の向上に向け反映できると思われる事項を検討した。

具体的な調査項目は次のとおり。

①研究開発動向調査の運転保守関連では、破損燃料検出法、軽水炉維持基準（補修に関連する研究開発）、供用期間中検査（蒸気発生器伝熱管、原子炉容器廻り）である。構造健全性評価関連では、サーマルストライピング、ナトリウム漏洩時の床ライナ、蒸気発生器の熱過度時応力である。事象解析評価関連では、プラント動特性解析手法、ナトリウム漏洩検知法、ナトリウム—水反応事象、ナトリウム—コンクリート反応事象である。一方、②海外の高速炉開発状況調査では、韓国の KALIMER-600、インドの原型炉 PFBR の安全に係わる設計概要を調査した。

軽水炉トラブル事例調査では、212 件を対象に維持基準に係る疲労損傷関連、運転管理・保守（品質管理）、AM（事故管理）関連事項に着目し、高速炉プラントに適用できると考えられる知見を整理・摘出した。

主な調査結果は、以下のとおりである。

- ① 最近の破損燃料検出法、維持基準、供用期間中検査、構造健全性評価方法、事象解析評価手法は、「もんじゅ」運転再開後に反映できる有用な研究開発であると判断できた。このことから今後「もんじゅ」等に適用できるように更なる研究開発を続けることが必要であるとする。
- ② 海外の高速炉開発状況としては、KALIMER-600 とインドの PFBR は共に主一次冷却系プール型であり、「もんじゅ」とシステムが異なる。これらの主二次冷却系は共通する概

念であるものの、特に新しい設計概念ではなく、新たな知見は見当たらない。具体的には、崩壊熱除去機能を高めるために自然循環除熱による受動的な方法を採用しており、この本方式の信頼性について引き続き調査・分析する必要がある。

- ③ 軽水炉トラブル事例の調査結果から得られた知見の「もんじゅ」への適用性の例としては、軽水炉と共通性を有するシステム（水・蒸気系）での設備・機器のトラブルやヒューマンエラーによる運転操作・品質管理・保守に関連するトラブルがあった。また AM に関連する事項としては、PSA（確率論的安全評価）の起因事象の要因と想定される配管機器内への異物混入事例が挙げられ、今後、これらが高速炉において発生する可能性があるかどうかを検討しておく必要があると考える。

# 研究開発段階炉の研究・技術開発に係る動向調査 に関する報告書

## 目 次

1. 序論	1-1
1.1 必要性・目的	1-1
1.2 調査内容	1-1
2. 研究開発動向の調査	2-1
2.1 運転・保守関連	2-1
2.1.1 破損燃料検出法	2-1
2.1.2 軽水炉の維持基準（補修関連）	2-4
2.1.3 供用期間中検査(ISI)装置	2-7
2.2 構造健全性評価関連	2-8
2.2.1 サーマルストライピング評価	2-8
2.2.2 ナトリウム漏えい時の床ライナ健全性評価	2-11
2.2.3 蒸気発生器の熱過渡時応力評価	2-13
2.3 事象解析評価関連	2-14
2.3.1 プラント動特性解析手法	2-14
2.3.2 ナトリウム漏えい検知法	2-15
2.3.3 ナトリウム－水反応事象	2-16
2.3.4 ナトリウム－コンクリート反応事象	2-29

3. 海外の高速炉開発状況 .....	3-1
3.1 韓国の KALIMER-600 .....	3-1
3.2 インドの高速増殖原型炉 PFBR .....	3-13
4. 軽水炉トラブル事例の調査 .....	4-1
4.1 軽水炉トラブル知見の整理 .....	4-1
4.2 軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討 .....	4-2
5. 結論 .....	5-1
参考文献 .....	参-1
付録 1 軽水炉トラブルデータ集 .....	付 1-1
付録 2 軽水炉トラブル事例の調査・整理結果例 .....	付 2-1
付録 3 軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討結果例 .....	付 3-1

## 表一覧

表 2.1.1	レーザ共鳴イオン化質量分析システムによるタグガス分析結果	2-3
表 2.1.2	レーザ共鳴イオン化質量分析システムによるタグガス分析結果	2-3
表 2.3.1	LEAP-JET の計算機能	2-26
表 2.3.2	SWAT-1R (HT1~HT3) の試験条件	2-27
表 3.1.1	KALIMER-600 の設計パラメータ	3-7
表 3.1.2	KALIMER-600 の主要な原子炉設備機器の寸法・重量	3-10
表 3.1.3	KALIMER-600 の ATWS に対する安全性	3-12
表 3.2.1	インド PFBR の主要諸元	3-23
表 3.2.2	インド PFBR の設計基準事象 DBE の分類	3-25
表 3.2.3	インド PFBR 炉心設計の安全制限温度	3-25
表 3.2.4	インド PFBR のスクラム時のパラメータ	3-26
表 4.2.1	高速炉への適用性検討項目リスト	4-7
付録 1	軽水炉トラブルデータ集	付 1-1
付録 2	軽水炉トラブル事例の調査・整理結果例 (表紙)	付 2-1
付表 2-1	第 6 高圧給水加熱器(B)のドレン流量に増加傾向 (美浜 3 号)	付 2-2
付表 2-2	局部出力領域モニタ検出器の変形 (福島第二)	付 2-5
付表 2-3	給水逆止弁のドレン弁弁座部からの漏えい (福島第一)	付 2-8
付表 2-4	主復水器細管からの海水の漏れ込み(出力降下) (福島第一)	付 2-10
付表 2-5	中間領域中性子束核計装装置の制御電源断に伴う 原子炉自動停止 (高浜 2 号)	付 2-12
付表 2-6	タービングラウンド蒸気復水器伝熱管の損傷 (敦賀 1 号)	付 2-16

付表 2-7	原子炉格納容器内サンプルピットからの溢水（柏崎刈羽 1 号）	付 2-18
付表 2-8	復水器真空度の低下（福島第二）	付 2-21
付表 2-9	一次冷却系の余剰抽出水系統配管からの漏えい（美浜 2 号）	付 2-23
付表 2-10	再生熱交換器連絡管の損傷（敦賀 2 号）	付 2-25
付表 2-11	中間領域原子炉中性子束高信号による原子炉自動停止（福島第二）	付 2-28
付表 2-12	再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる 一次冷却水の漏えい（泊 2 号）	付 2-30
付録 3	軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討結果例（表紙）	付 3-1
付表 3-1	復水器循環水ポンプへの貝類の異物混入による潤滑水流量低下	付 3-2
付表 3-2	原子炉再循環ポンプ軸封部のシール機能低下	付 3-4
付表 3-3	弁座への異物のかみこみ	付 3-11
付表 3-4	高圧給水加熱器伝熱管損傷	付 3-13
付表 3-5	運転操作ミス	付 3-16
付表 3-6	運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル	付 3-18
付表 3-7	小口径配管の共振による破損	付 3-20
付表 3-8	小口径配管の熱疲労による破損	付 3-22
付表 3-9	給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる損傷	付 3-24
付表 3-10	制御回路の動作不良、制御プログラムミス、制御量調整不足	付 3-26
付表 3-11	長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成	付 3-28
付表 3-12	点検によりかえって悪くさせたトラブル	付 3-30
付表 3-13	塩化物の付着による配管応力腐食割れ	付 3-31

## 図一覧

図 2.1.1	常陽 MK-Ⅲ炉心の燃料破損模擬試験用スリット付き燃料要素	2-3
図 2.3.1	反応ジェットに二相流モデルを適用した基本モデル模式図	2-17
図 2.3.2	SWAT-1R/HT-1 試験の熱電対配置と気相・液相・外壁面温度	2-21
図 2.3.3	SWAT-1R/HT-2 試験の熱電対配置と気相・液相・外壁面温度	2-22
図 2.3.4	SWAT-1R/HT-1 試験時の熱伝達率	2-23
図 2.3.5	SWAT-1R/HT-2 試験時の熱伝達率	2-23
図 2.3.6	LEAP-JET で対象とするナトリウム-水反応現象	2-26
図 2.3.7	ナトリウム-コンクリート接触反応に関する映像	2-31
図 2.3.8	ナトリウム-コンクリート反応試験時のコンクリート内温度履歴等	2-31
図 3.1.1	KALIMER-600 の概略系統	3-6
図 3.1.2	KALIMER-600 の定格運転時のヒートバランス	3-6
図 3.1.3	KALIMER-600 の主要設備機器の配置	3-7
図 3.1.4	KALIMER-600 の崩壊熱除交換器 (DHX) の除熱過程と形状	3-8
図 3.1.5	KALIMER-600 の原子炉建物	3-9
図 3.1.6	KALIMER-600 の原子炉内部構造	3-9
図 3.1.7	KALIMER-600 の原子炉燃料交換システム配置図	3-10
図 3.1.8	KALIMER-600 の格納ドーム概略構造	3-11
図 3.1.9	KALIMER-600 の UTOP (30 セント) における出力と流量	3-11
図 3.1.10	KALIMER-600 の ULOF における燃料温度	3-12
図 3.1.11	KALIMER-600 の ULOHS におけるヒートバランス	3-12
図 3.2.1	インド PFBR の崩壊熱除去システム	3-24
図 4.2.1	給水管・復水管の損傷 (エロージョン、コロージョン減肉)	4-10
図 4.2.2	蒸気発生器伝熱管損傷部位と損傷原因	4-11
図 4.2.3	再循環ポンプ軸封部異物 (貝類) 混入	4-12



## 1. 序論

### 1.1 必要性・目的

原子力安全・保安部会（平成 17 年 6 月 27 日）における審議事項の「もんじゅ」の安全確保に向けた原子力安全・保安院の取り組みの中で、「安全性総点検フォローアップの確認」の検討項目として想定されるトラブルの確認、安全研究動向のフォローがある。

このために本調査では、高速炉の安全に係る研究開発動向、海外の高速炉開発状況、軽水炉トラブル事例の調査を行い、「もんじゅ」の再開後の安全確保に向け反映できると思われる事項を検討した。

### 1.2 調査内容

本調査では、上記の原子力安全・保安部会の必要性を受け、高速増殖炉の安全性分野に関する情報を各種学会の予稿集、専門誌、日本原子力研究開発機構（元核燃料サイクル開発機構、以下、「JAEA」という。）の技術関連情報、国際会議等の資料から情報収集を行い、①高速増殖炉の安全性に係る研究開発動向及び、海外の高速炉開発状況、②国内軽水炉のトラブル事例調査を行う。研究開発動向調査、軽水炉トラブル事例調査から得られた新たな知見の高速炉「もんじゅ」に向けた反映事項を検討した。

なお、①高速増殖炉の安全性に係る研究開発動向調査については、(財)原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」という。）及び(独)原子力安全基盤機構（以下、「JNES」という。）の先年度の調査<sup>(1,2,3)</sup>を引き継ぎ継続して行われた。

#### (1) 研究開発動向調査

##### ① 調査項目

- a. 運転・保守関連では、破損燃料検出法、軽水炉の維持基準(補修)及び供用期間中検査（以下、「ISI」という。）装置
- b. 構造健全性評価関連では、サーマルストライピング、ナトリウム漏えい時床ライナ健全性及び蒸気発生器の熱過渡時応力評価
- c. 事象解析評価関連では、プラント動特性解析手法、ナトリウム漏えい検知法、ナトリウム－水反応事象及びナトリウム－コンクリート反応事象
- d. 海外高速炉の開発

韓国的高速炉 KALIMER-600 及びインドの高速増殖原型炉 PFBR

## ② 調査文献

以下の文献等を対象にした。

- ・日本原子力学会関連：学会誌、原子力学会予稿集
- ・サイクル機構（現JAEA）関連資料：サイクル技報、安全研究成果概要—平成14年度、平成15年度等
- ・国際会議：ICAPP04 等
- ・専門誌：Nuclear Engineering & Design、Nuclear Technology、Nuclear Science and Engineering、Nuclear Science and Technology 等
- ・インターネット情報等

## (2) 軽水炉トラブル事例の調査

国内軽水炉の過去 10 年間のトラブル事例を調査し、高速炉に反映（適用）できる知見を検討した。

### ① 調査項目

高速炉の維持基準の経年劣化破損、運転・保守（品証管理）、AM 評価に関連する確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）に着目する。

### ② 調査トラブル事例

トラブル事例の対象は、過去 10 年間（平成 7 年～平成 16 年）の国内軽水炉（沸騰水型：BWR、加圧水型：PWR）の故障・トラブルデータ集（総合資源エネルギー調査会、原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会、第 4 回性能規定化検討会、参考資料 2 平成 16 年 11 月）に記載されている 212 件(付表 1 参照)を対象にした。

### ③ 調査資料

以下の公開資料を参考にした。

- ・総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会、第 4 回性能規定化検討会、参考資料 2、国内故障・トラブルデータ集、平成 16 年 11 月
- ・原子力施設運転管理年報 平成15年版（平成14年度実績）経済産業省 原子力安全・保安院編 ISSN 1344-5340、(社) 火力原子力発電技術協会
- ・インターネット（経済産業省 News Release、JNES 国内トラブルデータ、mainichi INTERACTIVE 科学環境ニュース、電力会社ホームページ等）

### ④ 検討の着目点

#### a. 維持基準

軽水炉トラブル事例の原因別を見るとプラント運転開始から約10年間運転した時点で疲労亀裂が発生していることから、もんじゅにおいても長期運転後に想定されと考えられるナトリウム高温環境運転による材料経年劣化（疲労亀裂等）に焦点を当て、今後これらのデータを蓄積していき、「もんじゅ」の維持基準に反映させる必要がある。本作業では、維持基準の重要な要素である欠陥評価（亀裂進展評価）、検査及び補修に着目した。

b. 運転管理・保守（検査）

運転管理では、軽水炉のトラブル発生件数が多い運転員の誤操作に焦点を当て、運転実績経験の長い軽水炉で発生した運転管理の原因（運転手順書、異常時運転手順書等）に着目した。保守（検査）の補修方法（経験）、検査では維持基準とISIに係る検査方針・方法に焦点を当て、軽水炉トラブルの検査に係る検査原理、測定精度、検査時期、検査部位等に着目した。

c. AM関連

AMを実施するときの体制・組織、AM策の有効性評価に係るPSAの起因事象要因に着目した。



## 2. 研究開発動向の調査

### 2.1 運転・保守関連

#### 2.1.1 破損燃料検出法

JAEA が開発している破損燃料検出装置の現状について、「常陽」MK-III 炉心の一次系カバーガス中の希ガスバックグラウンド測定、燃料破損模擬試験結果及びレーザ共鳴イオン化質量分析システムによる破損燃料検出（以下、FFD という。）/破損燃料位置同定（以下、FFDL という。）システムの高度化検討を調査した。

##### (1) 要旨

###### ① 「常陽」MK-III 炉心のバックグラウンド測定<sup>(4,5)</sup>

「常陽」MK-III 炉心の燃料破損検出設備の特性を把握するため、MK-III 性能試験として、設備設置されている遅発中性子（以下、「FFD-DN」という。）法及びカバーガス（以下、「CG」という。）法の定格熱出力までの各出力段階（70MWt、140MWt、手動スクラム時）におけるバックグラウンド信号を測定した。併せて、オンラインγ線モニタ及びカバーガスサンプリングによりカバーガス中の放射性希ガス核種の濃度を測定し、バックグラウンド信号のソースの内訳を評価した。

FFD-DN 法の結果は表2.1.1 に示すように炉心からの漏えい中性子が約90%を占め、炉心核計算と「常陽」MK-II 炉心時の測定結果から予測した値と良い一致を示した。一方、FFD-CG 法では、表2.1.2 に示すようにFP（核分裂生成物）核種が約2/3、カバーガス及び冷却材の放射化物が約1/3 を占める結果を得たが、バックグラウンド信号の測定値は予測値の約1/2 であり、今後の検討課題である。

###### ② MK-III 炉心における燃料破損模擬試験<sup>(6,7,8,9)</sup>

燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までのプラント運転手法を確認するため、平成16年にMK-III炉心における燃料破損模擬試験を実施した。図2.1.1に燃料カラム中央部の燃料被覆管に人工欠陥（0.1mm×1mmのスリット）を設けた試験用集合体を示す。この試験体を炉心に装荷して、通常の運転サイクルと同様に原子炉を起動して出力上昇させ、燃料破損検出設備の信号が運転制限値に到達したら速やかに原子炉を停止させた。

FFD-CG法では、原子炉熱出力約120MWtにおいて、計数率が通常起動時のバックグラウンド計数率の2倍を超えた、またγ線スペクトロメトリー法（以下、「OLGM」という。）

によるFP核種 (Xe) の検出を確認し、燃料破損と判断し、通常操作により原子炉を停止できた。OLGM測定結果により破損した燃料集合体が新燃料であるか否かの判別が可能であり、破損燃料位置検出前に燃料破損の可能性がある集合体の絞込みが可能である。

また、原子炉停止後にナトリウム SHIPPING 法FFDLで計測して、初期欠陥による破損燃料集合体を同定できることを確認した<sup>(9)</sup>。

### ③ FFD/FFDL の高度化検討<sup>(4)</sup>

FFDLシステムの精度と信頼度向上のため、レーザ共鳴イオン化質量分析システム (以下、「RIMS」という。)の開発を行っている。この RIMSシステムにより、タギング法におけるカバーガスの濃縮操作を省略でき、設備の軽減と分析時間の短縮が図れる。また、破損燃料の燃焼度を推定し、被疑破損燃料集合体を絞り込むことによって、SHIPPING法等における破損燃料の同定時間を短縮できる。

「常陽」MK-II 炉心においてタグガス封入型試験片を照射し、クリープ破断時にサンプリングした一次系カバーガス試料中のKr 及びXe 同位体比をRIMS により分析し、タグガスの種類を同定した。RIMS による分析値はタグガスの組成と数%以内の誤差で一致し、一次系カバーガス中に放出されてppb オーダに希釈されたタグガスの種類を確実に同定できる性能を有することを確認した。

## (2) 新たな知見として考えられる事項

① 「常陽」MK-III 炉心での通常運転時のFFD-DN 法及びCG 法のバックグラウンド信号を測定し、併せて、オンラインγ線モニタ及びカバーガスサンプリングによりカバーガス中の放射性希ガス核種の濃度を測定し、バックグラウンド信号のソースの内訳を評価した。

### ② MK-III 炉心における燃料破損模擬試験

原子炉熱出力約120MWtにおいて、FFD-CG法とOLGM法により通常起動時のバックグラウンド計数率の2倍とする破損燃料判断条件で検出し、またFP核種 (Xe) の検出により破損燃料を確認して通常操作により、原子炉を停止できた。

③ RIMS の導入によるFD/FFDL システムの高度化の見通しが得られた。

## (3) 「もんじゅ」への反映事項

上記の燃料破損検出法による試験結果は、「もんじゅ」再起動後に反映できるものとする。

表 2.1.1 レーザ共鳴イオン化質量分析システムによるタグガス分析結果<sup>(4)</sup>

核種	第1回目		第2回目	
	$^{78}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$	$^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$	$^{78}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$	$^{80}\text{Kr}/^{82}\text{Kr}$
予測値:C	0.085	0.422	0.181	0.425
測定値:E	0.085	0.420	0.180	0.429
C/E	0.997	1.006	1.003	0.992
同定したタグ ガスの種類	Tag032		Tag048	

表 2.1.2 レーザ共鳴イオン化質量分析システムによるタグガス分析結果<sup>(4)</sup>

	第1回目 (タグガス番号:A)			第2回目 (タグガス番号:E)		
	$^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	$^{130}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	$^{136}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	$^{126}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	$^{130}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$	$^{136}\text{Xe}/^{129}\text{Xe}$
測定値 (補正前)	0.052	0.152	0.302	0.051	0.151	0.282
測定値 (補正後) ①	0.052	0.142	0.300	0.052	0.135	0.269
タグガスの組成 ②	0.053	0.139	0.299	0.053	0.133	0.263
①/②	0.99	1.02	1.00	0.98	1.01	1.03

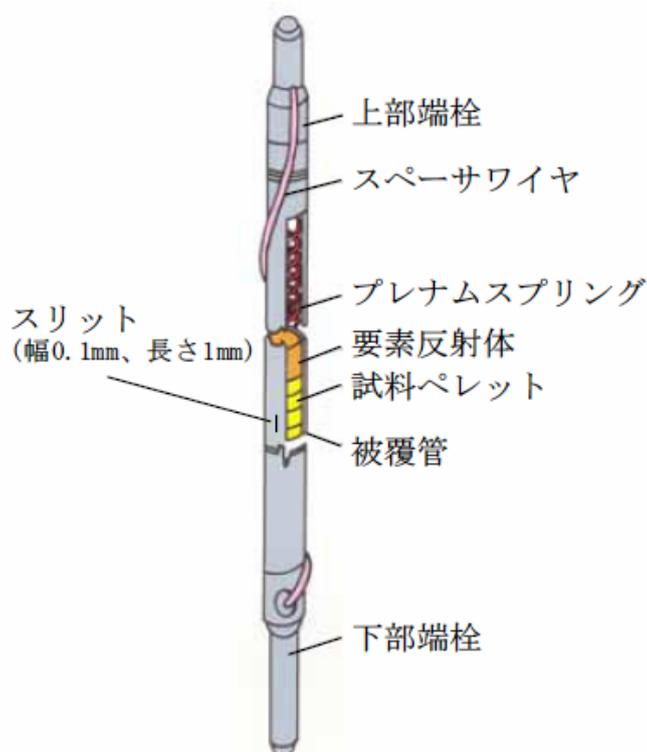


図 2.1.1 常陽 MK-III 炉心の燃料破損模擬試験用スリット付き燃料要素<sup>(6)</sup>

## 2.1.2 軽水炉の維持基準（補修関連）

軽水炉の維持基準に係る軽水炉技術基準の制度改正に係わる規格化の動向、日本機械学会維持規格次期改定版における補修・取替え法の概要、原子力機器の補修・取替え工法に係わる R&D の動向について溶接学会主催の国内シンポジウム資料<sup>(10,11,12)</sup>を調査した。

### (1) 要旨

#### ① 軽水炉技術基準の制度改正に係わる規格化の動向<sup>(10)</sup>

維持基準の重要な要素である検査のあり方（体制、考え方）に焦点を当て、検査と規格基準の制度化との関連について最近の動向を紹介している。

##### a. 実効性を重視した安全規制

これまでの建前論に片寄りがちだった検査制度を各主体の役割を踏まえた社会全体のシステムの中での検査の実効性を高めたり、技術革新などを反映した科学的合理性、社会の受け止め方を考慮した透明性の確保、特に国、事業者のリソースを考えた実効的なものなどを視点とした見直しが行われ、制度の転換が図られつつある。この中で品質保証活動の充実、パフォーマンス（検査性能）の評価に応じた検査の適用、基準・規格の整備が特に重要だと指摘している。

##### b. 安全管理の質の向上

安全管理においては、常にその「質」を高める努力を続けることが大切である。すなわち品質保証活動が重要であり、それを充実するためには、国民を顧客に置き換えた ISO9001 モデルの導入や、品質保証計画に業務計画をリンクさせる Plan-Do-Check-Act サイクル（JEAC4111-2003）規定の遵守などが必要である。

##### c. 検査制度の新たな枠組み

検査制度の国から新たな枠組みがつくられ、検査結果や安全達成状況が評価され、安全確保の水準に対応した安全規制が実施され、それらの結果が公開される仕組みになっている。技術基準の性能規定化と体系的整理では、性能規定化に伴い告示基準を廃止し、学協会規格の活用を前提に規制基準の性能規定化が進められている。

#### ② 日本機械学会維持規格次期改定版における補修・取替え法の概要<sup>(11)</sup>

国内の発電用原子力設備の補修、補修規定、補修規定案の構成と概要が述べられている。

##### a. 補修の必要性

日本の発電用原子力設備の補修では、発電用原子力設備の経年化が進んでおり、商業発電開始後 38 年が経っている。運転開始後 20 年以上経過している設備が 25 基、30 年後が

5 基あり、これらの経年化事象として応力腐食割れ、中性子照射脆化、熱時効などが顕在化する懸念が背景にある。

b. 補修・取替え部位

これまででの補修・取替え経験から腐食が、BWR の再循環系配管、シュラウドに、PWR の蒸気発生器伝熱管、加圧器セーフエンドに、また疲労が、BWR の原子力圧力容器ノズルコーナ、蒸気乾燥器ドレンチャンネルに、PWR の再生熱交換器及び余剰抽出管に発生している。これらの短期事象（疲労等）から、経年劣化（応力腐食割れ SCC 等）へと移行していく。

c. 補修・取替え工法の特徴

補修・取替え工法の特徴は、作業環境（狭隘部、高線量雰囲気、放射線防護用重装備、水中下、遠隔作業）が建設時のものと大きく異なり、厳しくなっていること、照射、熱時効を受けた材料の特性を踏まえた各種の補修技術が必要になることである。

d. 維持規格策定の背景

経年炉対応の必要性は、国の経年化対策方針の一つであること、規制適正化の流れの中で国（国の規制基準は性能規定化されること）と民間（民間規格の活用、規制基準を満たす民間規格が公示されること）の役割分担がある。

e. 補修規定案

全体構成は一般事項と個別補修技術と方法からなっている。一般事項の共通要求では定義、補修技術の適用、補修・取替の選定、補修・取替に伴う検査（非破壊検査、耐圧試験、クラス MC 容器の漏えい率試験が、個別補修技術と方法では、一般事項、補修方法、暫定補修方法が規定されている。個別工法の例として湿式溶接法、テンパービード溶接方法、高周波誘導加熱方法、金属粉末溶融レーザクラッド方法、外面スリーブ方法、伝熱管溶接施栓方法、容器貫通接合部キャップ補修方法が紹介されている。

③ 原子力機器の補修・取替え工法に係わる R&D の動向<sup>(12)</sup>

原子炉施設の補修・取替を取り巻く環境の変化、原子炉施設の最近の損傷事例、民間及び国（JNES）の補修・取替に係わる試験研究動向等の最新情報が整理されて紹介された。

a. 原子炉施設の補修・取替を取り巻く環境の変化

健全性評価制度の導入、定期安全レビューの法的要求、補修・取替ルートの変化（従来のき裂検出→（サイジング）→補修・取替の作業ルートが維持基準の導入によりき裂検出→サイジング→健全性評価→欠陥許容または補修・取替に変わった）により環境が変わっ

た。

b. 米国・日本の最近の損傷事例と補修方法例

PWR では、米国 V.C.Summer の原子炉容器管台と高温側一次冷却材配管との溶接継手で軸方向き裂、敦賀 2 号機加圧器管台セーフエンドの一次冷却材による応力腐食割れ (PWSCC) 等、BWR では、再循環系配管の粒界型応力腐食割れ (IGSCC) , 炉心シュラウドの応力腐食割れ、制御棒駆動ハウジングの応力腐食割れ等の 15 事例について紹介している。

c. 民間の補修・取替に係る試験研究動向

いろいろな新しい手法として、ウェルドオーバーレイ工法 (ステンレス鋼溶接部に低炭素オーステナイト系ステンレス鋼溶接材料を当該部に複数層肉盛りする。)、ウォータジェットピーニング技術 (高圧水を水中で噴射し、キャビテーションを発生させ、材料表面で崩壊させ当該部位の残留応力を改善。)、レーザピーニング残留応力改善 (シュラウドへの適用。)、ファイバ伝送入射光学系の改良、レーザ脱鋭敏化処理、レーザ水中封止溶接、原子炉容器炉内計装筒台取替技術などがある。

d. 国 (JNES) の補修・取替に係る試験研究動向

高経年化に係る材料劣化対策と照射材料安全補修溶接技術について紹介している。材料劣化対策では、例として PWR 炉内計装筒内面レーザクラディング施工、耐食性試験 (PWR 一次系模擬水中)、施工境界部の残留応力低減方法、端部再溶融による施工境界部の残留応力低減、ヘリウムによる照射材 (SUS304、SUS316L) の溶接割れメカニズム予測 (断面観察、解析評価等) が、また、照射材料安全補修溶接技術では、SUS304 と SUS316L の開先試験体を対象に TIG (イナートガスタングステンアーク) 溶接と YAG (Yttrium aluminum garnet) レーザ溶接により母材と既溶接部間に補修溶接を行った時に生じた割れを観察し、その原因を究明している。

(2) 新たな知見として考えられる事項

- ① 軽水炉技術基準の検査制度の改正では、新たな検査体制、管理面の向上、民間技術の導入などを考慮した新たな枠組みが整備されつつある。
- ② 日本機械学会維持規格次期改定版における補修・取替え法の概要では、高経年化炉を視野に入れた補修・取替え方法が適用されている。
- ③ 原子力機器の補修・取替え工法に係わる研究開発・技術に革新技術を導入した工法がいくつも紹介されている。

### (3) 「もんじゅ」への反映事項

軽水炉の維持基準における検査・補修・取替え方法に係る新たな知見は、高速炉の冷却材がナトリウムであること、炉の開発レベルが研究開発段階炉であること、システム機器などに違いがあることからすべて適用されるものではないが、共通する部分（水・蒸気系など）については適用性を検討することが必要であると考えます。

#### 2.1.3 供用期間中検査（ISI）装置

JAEA が開発している「もんじゅ」の蒸気発生器伝熱管及び原子炉容器廻りの ISI 装置の開発状況を調査した。

##### (1) 要旨

###### ① 蒸気発生器伝熱管検査<sup>(13,14,15,16,17)</sup>

蒸気発生器伝熱管検査の ISI 装置開発では、欠陥の分類とサイジング、プローブの三次元電磁場解析、検出コイルに磁気センサの適用、プローブの振動抑制の確認試験について報告されている。

###### a. 欠陥の分類とサイジング（欠陥寸法評価）<sup>(14)</sup>

従来型のリモートフィールド法渦電流探傷（以下、「RFECT」という。）の欠陥信号を用いて評価することは難しいとされているが、最近の試験や解析結果から全周減肉、局所減肉、部分スリットなどの欠陥信号の位相、振幅に異なる特徴があることを確認し、これを反映した信号パラメータによるニューラルネットワークを適用することにより欠陥の分類とサイジングの可能性を示した。

###### b. プローブ（センサコイル）の改良

プローブの性能を高めるために三次元電磁場解析<sup>(15)</sup>モデルの検証を行っている。模擬欠陥として 5mm 幅全周減肉の深さ 20%、50%の 2 種類について検査周波数を 150Hz、250Hz、500Hz に変えて実験結果と比較した結果、良好であった。また、二次元解析の磁場ベクトルポテンシャルコンター図の比較においても両者の一致は良かった。

従来型の RFECT プロブでは原理的に微弱な信号を取り扱うため、小型コイルでは欠陥信号の検出が困難であるが、フラックゲート等の磁気センサを適用<sup>(16)</sup>した結果、従来のセンサでは検出が困難だった軸方向スリットやピンホール等の局所的な欠陥を検出可能であることがわかった（軸方向スリット 0.5×10mm の実験結果が示されている）。

###### c. プローブの振動抑制試験<sup>(17)</sup>

これまではプローブの挿入方向の振動（搬送速度のバラツキ）があり、特に伝熱管のヘリカル下部における信号の再現性に影響を及ぼし、挿入時の振動によるノイズ信号が発生する場合があった。このため微小な欠陥を検出する上での課題になっていた。このためいろいろな対策が取られ、センサの後方に緩衝機構となるチューニングしたバネを設置したところ欠陥信号波形のばらつきが従来よりも 1/4 に、基準試験片に対するノイズが 1/3 に低減し、振動抑制効果を確認した。

## ② 原子炉容器廻りの検査<sup>(16)</sup>

従来の二探触子法ではなく、一探触子法の欠陥検出性を検討している。これは、二探触子法では、送受信探触子がある挟角をもって固定した状態で、板厚に合わせた一定の周波数で探傷を行うと、超音波の焦点位置が固定されるため探触子を移動操作することによって検査範囲をカバーする必要があった。一方、一探触子法では、送受信を兼用できるため探触子の空間寸法が半分に縮小される上、周波数走査により超音波の入射角を変えても送受信が可能であり、探触子を固定したまま遠い位置の欠陥を高感度で検出できる可能性がある。試験片板厚 50mm、スリット 20%の模擬欠陥を対象に EMAT（電磁超音波装置）からスリットの水平距離 100mm の範囲条件で試験を行った結果、一探触子法の有効性を検証した。

## (2) 新たな知見として考えられる事項

- ① 蒸気発生器伝熱管検査では、ニューラルネットワークを適用することにより欠陥の分類、サイジングの可能性があること、磁気センサの適用により検出感度が向上したこと、プローブの振動が抑制されたことである。
- ② 原子炉容器廻り検査では、小型化と周波数走査により超音波の入射角を可変し送受信が可能な一探触子法の有効性を確認したことである。

## (3) 「もんじゅ」への反映事項

「もんじゅ」に向けた研究開発であり、再起動後の ISI 設備装置として反映できる知見である。

## 2.2 構造健全性評価関連

### 2.2.1 サーマルストライピング評価

JAEAで研究開発しているサーマルストライピングに係る高サイクル熱疲労試験及びT字型配管合流部の温度変動挙動検討などを調査した。

#### (1) 要旨

## ① 高サイクル熱疲労の試験<sup>(19,20)</sup>

大型高速炉を対象にしたサーマルストライピング(温度の異なる流体の混合により生じた不規則温度ゆらぎにより発生する高サイクル熱疲労の総称)解析により予測される温度ゆらぎの周波数に応じて発生する熱疲労き裂とその進展特性が変化することを検証するためにナトリウムを用いた正弦波温度変動による熱疲労試験が計画された。

この計画の中で周波数制御熱疲労Na試験装置SPECTRAは、電磁ポンプにより高温(600℃) Naと低温(250℃) Naの流量比率を連続的に制御し、一定流量下で正弦波状の温度変動を発生させることが可能である。試験体は、SUS304製の内径66.9mm、肉厚11.1mm、全長1600mmの円筒管の横置きであり、管内にナトリウムを流入させる。ナトリウム温度を平均425℃、振幅200℃、周期20秒の正弦波状に制御した。試験体内面のき裂は157,150サイクルで試験体を貫通した。き裂は試験体上流側において数多く発生・成長し、周方向にほぼ均一に分布している。これは、流れに沿って温度振幅が減衰するためである。軸方向き裂が多い理由を調べるため、小型試験片を採取して大気中疲労試験を実施したところ、低ひずみ・高サイクル条件では異方性が現れ易いことを確認した。内面から発生したき裂は、1~2mm深さまで粒内破面の一部にはストライエーション(条痕)観察された。

## ② 上流側にエルボを有する T 字型配管合流部における熱流動特性<sup>(21,22,23,24)</sup>

サーマルストライピングに係る T 字型配管合流部における熱流動特性に関連する以下の研究報告があった。

### a. 合流部での温度変動挙動に与える影響<sup>(21)</sup>

これまでに上流側に外乱が無い場合の(ストレート体系)を実施してきたが、本研究では、上流側の外乱として一般プラントにて多く存在するエルボを主配管の上流側に設置し(エルボ体系)、合流部での温度変動挙動に与える影響を試験により評価した。試験装置は主配管(内径  $D_m=150\text{mm}$ )、枝配管(内径  $50\text{mm}$ )、エルボ(曲率半径  $R/D_m=1.5$ )から構成される。エルボは  $Z=-2D_m$ (合流点:  $Z=0$ )の位置に枝配管と同方向から流入する体系で設置されている。可視化により得られたエルボ体系におけるフローパターンの試験結果を見ると、フローパターンマップにおける各噴流形態の境界は運動量比が大きくなる方向にシフトしている。これは上流側エルボによる二次流れと主配管軸方向流速の偏りの影響によるものと考えられる。

### b. 枝配管流れ方向をパラメータとする軸方向断面における温度分布への影響<sup>(22)</sup>

エルボへの流入方向に対する枝配管の流れ方向をパラメータとし、同一方向、反対方向、

エルボなし（直管）の三ケースにおける軸方向断面における瞬時の温度分布では、同一方向の場合には、他のケースのような壁面噴流にはならず、二次流れの影響による流動形態は偏向噴流となることが分かった。また、反対方向の場合には、エルボ出口で生じる不均一な軸方向流速分布が重要な役割を担うことが分かった。

c. 枝管口径比及び曲率半径比の壁面温度への影響<sup>(23)</sup>

実験装置は主管内径  $D_m=108\text{mm}$  に対し、枝管内径  $D_b=15、21、31\text{mm}$ 、ベンド曲率半径比は、1.41、1.0 の二種類である。配管合流領域における主管内壁近傍の流体温度変動を計測するために 59 本の熱電対が設置されている。最も細い 15mm の枝管合流部下流側には全ての条件において左右ほぼ対称な一对の強い温度変動領域が形成された。これは主流のベンド内側領域に存在する二次流れの激しい時間変動に起因するものであり、枝流速の増加に伴い単調に減衰する。最も太い 31mm の場合、特に主流の流速が速い場合、枝流速に対して極大値が存在する。これは、枝管が大きくなることにより主流に対する障害作用が高くなり、噴流後方と壁面間に循環渦が形成されるためであると考えられる。偏向噴流型の混合状態における壁面温度変動を流速比と口径比で整理した場合、15%以内の予測が可能であるとしている。

d. エルボで発生する二次流れの T 字型配管合流部流体混合への影響<sup>(24)</sup>

エルボ入口から T 字型配管合流部まで一貫した体系でモデル化し、エルボで発生する二次流れが T 字型配管合流部の流体混合に及ぼす影響について解析的に調べた。軸方向断面における瞬時の温度分布をみると、可視化実験と同じく再付着噴流（壁面近くを流れる）になり、実験結果に近づいた。合流後の配管内表面近傍（1mm 内側）における時間平均流体温度の軸方向分布を実験結果と解析結果はほぼ近い値となった。

e. 配管合流部における乱流プロモータの緩和効果<sup>(25)</sup>

乱流プロモータの実験を対象とした準直接シミュレーションコード DINUS-3 を使用した数値解析を実施し、乱流プロモータの設置によって、配管合流部でのサーマルストライピングに対する影響度合いの大きなアーチ渦が抑制されることが分かった。プロモータの形状は、長さ (L) が 26mm、高さ (H) をパラメータとし 0~10mm に変化させた。主管は一辺が 40mm の正方形断面の矩形配管、枝管は口径 12mm の円管である。作動流体は 20°C の水の等温条件、主管入口流速 0.025m/s、枝管入口流速 0.02m/s とし、流速比を実験と一致させた。プロモータの高さを増加させることにより流路断面積が減少し、合流部下流での主流方向流速が増加する。アーチ渦がプロモータを設置することにより発生しな

くなった。

(2) 新たな知見として考えられる事項

高サイクル熱疲労試験や上流側にベント（エルボ）を有する T 字型配管合流部におけるサーマルストライピングに関連する熱流動、壁面温度変動への影響を調べるための基礎的な試験・解析が行われ、現象面での新たな知見がいくつか得られている。

(3) 「もんじゅ」への反映事項

上記の知見は、T 字型配管の上流部に曲管がある体系で行われた試験・解析であり、「もんじゅ」に直接反映できるものではないと考える。

## 2.2.2 ナトリウム漏えい時の床ライナ健全性評価

「もんじゅ」の二次系床ライナの健全性の設計評価及び弾塑性クリープ解析による熱ひずみ評価を調査した。

(1) 要約

① 設計評価の全体概要<sup>(26)</sup>

「もんじゅ」で計画されている改造工事の設計条件の下、ナトリウム漏えい時において二次系床ライナが受ける腐食及び熱的影響について評価が行われ、床ライナの健全性が確保されることを確認した。

床ライナ貫通要因として a.ナトリウム化合物による腐食、b.大規模漏えい時の熱膨張によるライナと建物との干渉、c.小規模漏えい時のライナの局所加熱による熱ひずみが上げられる。

a. 床ライナ材の SM400B に対する腐食減肉評価

最も大きな腐食速度を与えると考えられている溶融塩型腐食を想定し、発生の可能性のある小規模漏えいを対象にした。漏えいナトリウムの燃焼解析により床ライナの温度履歴を求め、上記腐食速度の上限値を用いて評価した結果、最大減肉量は約 2.6mm となり、これは床ライナ最小板厚の 6mm に対して十分小さく、腐食減肉による床ライナに貫通穴が開かないことを確認した。

b. ライナと建物との干渉評価

ナトリウム漏えい時に床ライナ温度が上昇し、床ライナが熱膨張するため床ライナ温度を保守的に設定し、二次系機器設置エリアの全部屋に対して床ライナが最大熱膨張しても建物壁と干渉しないことを確認した。

床ライナの全長が長く熱膨張量が大きい二次系は配管室については、床ライナ温度の詳細解析を行い、大規模漏えいと中規模漏えいに対しても床ライナと建物壁とは干渉しないことを確認した。

#### c. 熱ひずみ評価

小規模漏えいを想定し、ライナの局所加熱による熱膨張を周囲が拘束することによって生じる熱ひずみを評価した。床ライナの構造(フレームとリブ等の構造不連続部を有する。)を保守的に想定し、構造不連続部に熱ひずみが集中するような加熱領域を設け、床ライナの応力、ひずみの履歴の評価結果から最大ひずみは 24%でひずみの目安値 30%より小さいことを確認した。

#### ② 弾塑性クリープ解析による熱ひずみ評価<sup>(27)</sup>

①の c.の熱ひずみについて弾塑性クリープ解析により詳細に評価したものである。床ライナの一定領域が連続して加熱されると仮定して、温度履歴中の床ライナの最高温度がナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS によって得られる最高温度を上回る 880℃となる入熱条件を設定し、弾塑性解析を行った。パラメータを床ライナの温度上昇率(±20%)、ライナ板厚(製作公差を考慮した最大、最小板厚)及び腐食減肉の有無とした。腐食減肉ありの解析モデルで計算した結果、350℃を超える領域の最大ひずみは約 24%、350℃以下での最大ひずみは約 6%と、いずれも材料試験結果から設定したひずみの目安値(350℃より高い床ライナ温度では 30%、350℃以下では 15%)を下回り、床ライナが熱ひずみによって損傷しないことを確認した。ライナ板の最小板厚 6mm の場合、最大ひずみは約 24%であった。

以上からナトリウム漏えい時にあっても床ライナに貫通性の損傷は発生しないことを確認した。

#### (2) 新たな知見として考えられる事項

「もんじゅ」のナトリウム漏えい時の二次系床ライナの熱応力に対する健全性について腐食減肉等を考慮し、設計評価と弾塑性クリープ解析により詳細に評価した結果、床ライナに貫通性の損傷は発生しないことが確認された。

#### (3) 「もんじゅ」への反映事項

この知見は「もんじゅ」の安全確保に係る課題として検討・評価されてきたものであり、「もんじゅ」に反映されている。

### 2.2.3 蒸気発生器の熱過渡時応力評価<sup>(28、29、30)</sup>

「もんじゅ」性能試験の実データに基づくプラント熱過渡時の蒸気発生器蒸発器の給水入口管板温度の熱応力評価について調査した。

#### (1) 要約

##### ① 蒸発器給水入口管板部熱過渡解析

40%負荷時プラントトリップ試験の過熱器出口蒸気ブロー過程において生じた蒸発器（以下、「EV」という。）給水入口配管内の給水温度上昇の影響について、同試験結果を用いて検証されている多次元熱流動解析コードMSG<sup>(29)</sup>を用いて40%出力及び100%出力プラントトリップ時の伝熱管内の水・蒸気挙動を解析し、その結果を用いて給水入口管板の熱応力を解析し熱過渡余裕を評価した。

熱過渡解析では、EVのモデル化はNa側を二次元、水・蒸気側を14層のヘリカルコイルを14チャンネルにしている。境界条件は、入口給水温度・流量、出口蒸気圧力及びNa入口温度・流量としている。40%出力トリップ時の給水入口管板を通る解析の結果、管板部を通る水・蒸気は、管穴毎に温度上昇のタイミングに差があり、40%出力トリップ時には最大で約80℃上昇する。一方、EVのNa入口温度と給水温度の差が40%出力時より小さい100%出力トリップ時には最大で約40℃の上昇に止まる。

##### ② 蒸発器給水入口管板部熱応力解析

熱応力解析では、管穴を菱形配置した給水水室の熱応力解析モデルにより応力的に厳しくなる中央と菱形配置の頂点の1本の管穴内面に早い或いは遅い熱過渡を与え、その他の管穴内面にはその逆の熱過渡を条件としている。給水入口水室内面には平均的な熱過渡を与えている。最大熱応力が生じた解析結果を示す。約150秒後に遅い熱過渡を与えた菱形配置の頂点の管壁周囲で最大約240MPa生じる。リガメントの中心部及びリムとの境界部は、それぞれ最大約150MPaと約100MPa生じ、その後は温度の降下とともに熱応力は低下する。いずれも設計時の評価結果に対して十分な余裕を有することを確認している。

#### (2) 新たな知見として考えられる事項

「もんじゅ」の40%負荷時トリップ試験の熱過渡時のSG蒸発器の給水入口管板部温度上昇による熱応力を評価し、給水入口管板部の構造健全性を確認した。

給水入口温度上昇に関する解析については、既に報告されており、「もんじゅ」特有な水・蒸気系の挙動であり、このモデルについても（ダウンコマ部伝熱管内の圧縮水が減圧沸騰し、蒸気が逆流し熱移行する）考察している。

### (3) 「もんじゅ」への反映事項

「もんじゅ」のプラント過渡時における蒸気発生器の EV 給水入口温度上昇の熱過渡解析手法は、今後の性能試験などの予測に有用であり、「もんじゅ」に直接反映できるものである。

## 2.3 事象解析評価関連

### 2.3.1 プラント動特性解析手法

JAEA の一次元プラント動特性解析コード Super-COPD を用いた「もんじゅ」の IHX 一次側入口プレナムの熱流動解析<sup>(32,33)</sup>、及び(財)電力中央研究所(以下、「電中研」という。)で開発中の多次元高速炉用プラント動特性コード CERES による同 IHX 内の熱流動解析<sup>(34)</sup>を調査した。

#### (1) 要約

##### ① Super-COPD による IHX 一次側入口プレナム解析

「もんじゅ」の性能試験に向けプラントの熱流動挙動をより精度良く評価するために総合機能試験や性能試験で得られたデータを使用して Super-COPD の IHX 一次側入口プレナムの解析モデルを改良した。改良点は以下のとおり。

アニュラス部整流板、整流シュラウドの影響による分流モデル等の追加、一次側入口ノズル側とノズル対面側の Na 輸送遅れモデルの追加、一次側入口ノズル下部の滞留域を熱伝導領域としてモデルに追加した。従来の解析モデルでは、各プレナム領域を完全混合モデルで模擬していた。これはプレナム領域に流入したナトリウムが、瞬時に混合されて流出する。これをナトリウムの輸送遅れを考慮したモデルに改良した結果、IHX の二次側出口 Na 温度挙動は良く改善された。

##### ② CERES による IHX 内熱流動

多次元熱流動解析コード CERES を用いて上記「もんじゅ」性能試験の測定データをもとに IHX の過渡解析を実施した。

IHX の一次、二次冷却材プレナムを半径方向、軸方向、周方向の三次元円筒座標系である。三次元プレナム部を IHX 伝熱部モデルと連結し、IHX 全体を模擬している。入口境界条件は、Na 流量及び一次、二次ナトリウム入口温度である。トリップ後の入口ノズルからの上昇流量は入口ノズル側に比べて背面側が多く、周方向にゆるやかな流量勾配が生じた。垂直シュラウド内外には流量配分に差が生じ、トリップ後のナトリウム入口温度が低下を始める

と、両流路を経たナトリウム温度には到達の時間差による温度差が生じることが分かった。一次冷却材出口ナトリウム温度の試験結果と解析結果との一致は良い。

## (2) 新たな知見として考えられる事項

「もんじゅ」の IHX を対象に一次元解析コードの Super-COPD と多次元解析コード CERES により同じ性能試験結果について解析評価した結果、一次元コードでは一次系流れの遅れを考慮すると、試験と良く合うことが確認された。この原因について CERES で熱流動挙動を詳細解析した結果、現象的に解明された。

## (3) 「もんじゅ」への反映事項

上記の知見は、「もんじゅ」が再起動に向けた性能試験を予測する上で、有用であり、IHX の過渡事象に係る試験前解析に反映できるものとする。

### 2.3.2 ナトリウム漏えい検知法<sup>(35, 36)</sup>

ナトリウム漏洩を早期、かつ確実に検知するために、微小漏洩を対象にする新検知手法のレーザ方式の試験研究を調査した。

#### (1) 要約

##### ① 原理

ピークエネルギーが高い短パルスレーザのビームを局所的に集光すると、集光位置に存在する物質がプラズマ化され原子発光（ブレイクダウン発光）が生じる。ブレイクダウン直後の発光スペクトルは、高温の固体粒子からの黒体放射<sup>(注1)</sup>等により連続スペクトル成分が優勢となりバックグラウンド発光として観察される。このバックグラウンド発光の減衰時間は原子発光の減衰時間と比較して短いことから、ブレイクダウン後に適切な遅れ時間を取った上で検出対象とする原子からの発光スペクトルを計測すれば、良好な信号/バックグラウンド比を得ることが可能である。

##### ② 開発現状

レーザ方式の検出応答性を評価するために、ナトリウムミストや燃焼生成エアロゾルを対象とする検出試験を実施し、要求感度（ $10^{-10} \sim 10^{-11} \text{g/cc}$ ）に対する応答性（ $\mu$ 秒のオーダー）

---

(注 1)理想的には、光が平衡分布に達するためには、あらゆる波長の光と相互作用する物質があればよい。この役を果たす物体を想定し、黒体と名付ける。黒体からの熱放射という意味で、プランクの式にしたがう放射光を 黒体放射という。黒体は物質の理想化だが、現実には空洞が黒体の役割を果たす。

一の検出器時定数+エアロゾル輸送時間)を評価するとともに、検出感度に影響を与えるものと考えられる因子(雰囲気条件など)を考慮した試験・評価を進め、ナトリウムの選択的検知能力向上の見通しが得られた。

今後の予定として検出感度に影響を与えると考えられる因子(雰囲気条件など)を考慮した試験研究を進め、検知手法の適用性を評価するとともに、微小漏洩ナトリウムの選択的検知性等の検出信頼性を評価する。

(2) 新たな知見として考えられる事項

レーザによりナトリウムミストや燃焼エアロゾルを感知するナトリウム漏えい検出法の新しい技術であり、従来の方法と異なる原理で、微小漏えい検出までを開発の対象にしている。

(3) 「もんじゅ」への反映事項

研究段階であるが微小漏えい検知に有望であり、今後の実用化研究に期待する。

### 2.3.3 ナトリウム-水反応事象

ナトリウム-水反応評価手法に係る研究開発として、JAEAの①実験データに基づく反応領域のナトリウム側伝熱モデル改良、②大型炉を対象に開発中の伝熱管破損伝播解析コード(LEAP-BLOW、LEAP-JET)の実験検証、③蒸気発生器カバーガス圧力の反応部の熱流動への影響を調査した。

(1) 実験データに基づく反応領域のナトリウム側伝熱モデル改良<sup>(37, 38, 39, 40, 41)</sup>

① 要約

この改良モデルはJAEAのナトリウム-水反応試験SWAT-1RHT-1,-2の実験データを用いて、従来の高温ラプチャ事象評価で用いているナトリウム側伝熱特性をモデル化したものである。このモデルでは、事故時に伝熱管近傍で形成される反応ジェットから伝熱管へ熱伝達される過程において、実効的な熱伝達係数(率)は「反応ジェット中の気相部から伝熱管への熱移行項」と「反応ジェット中のナトリウム液相部から伝熱管への熱移行項」との線形和で表現できるとした基本仮定の下で設定されている。この基本仮定に基づいて新しい伝熱管破損解析モデルを構築し、これをSWAT-1-RunHT1、HT2<sup>(42)</sup>、及びSWAT-3-Run19試験の結果に適用し妥当性を検証している。この結果、「上記仮定による熱伝達機構の特徴に起因して、反応領域に存在する伝熱管温度は液相ナトリウムの温度に支配される。このため、伝熱管外表面温度の最高値は、反応領域のシステム圧力で決まるナトリウム飽和温度を超える事はない」との知見を得たとしている。

新モデルの基本的な考え方と展開は以下のとおりである。

図 2.3.1 に反応ジェット流に二相流モデルを適用した模式図を示す。

伝熱管への熱伝達を二相流モデルに基づき気相分と液相分に分ける。全体の熱流束  $q$  は、式(2.1)のようになる。

$$q = q_{(気相 \rightarrow 伝熱面)} + q_{(液相 \rightarrow 伝熱面)} \cdot \dots \cdot \quad (2.1)$$

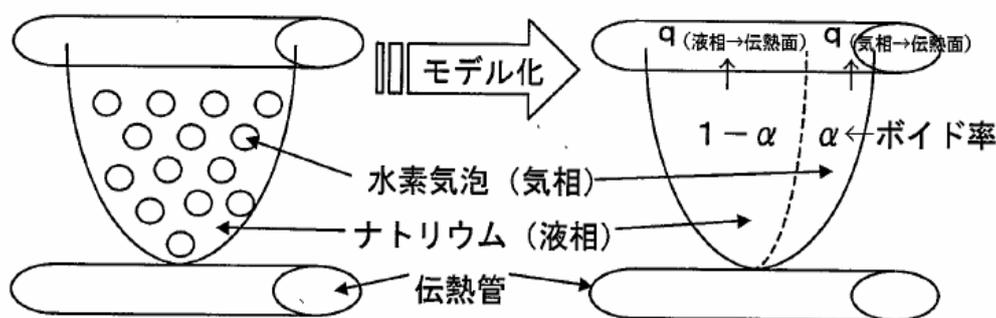


図 2.3.1 反応ジェットに二相流モデルを適用した基本モデル模式図<sup>(37)</sup>

ここで、単相状態を想定した場合の各相の熱流束を導入する。 $h_s$  と  $h_l$  を単相状態における伝熱面と流体（気相と液相）との熱伝達率とし、伝熱面の温度を  $T_w$ 、気相の温度を  $T_g$ 、液相の温度を  $T_l$  とすれば、単相状態における気相と液相の熱流束  $q'_{(気相 \rightarrow 伝熱面)}$ 、 $q'_{(液相 \rightarrow 伝熱面)}$  は、(2.2)、(2.3)式で表せる。

$$q'_{(気相 \rightarrow 伝熱面)} = h_g (T_g - T_w) \quad \dots \quad (2.2)$$

$$q'_{(液相 \rightarrow 伝熱面)} = h_l (T_l - T_w) \quad \dots \quad (2.3)$$

二流体モデルにおける壁面熱流束の実際的な評価方法として、平均ボイド率を用いて、壁面熱流束を各相に適当に配分する方法が取られる。したがって、ここでは伝熱面近傍のボイド率  $\alpha$  を定義し、それを用いて壁面熱流束を気相と液相にリニアに配分するモデルを採用することとし、次式を得る。

$$q_{(気相 \rightarrow 伝熱面)} = \alpha q'_{(気相 \rightarrow 伝熱面)} \quad \dots \quad (2.4)$$

$$q_{(液相 \rightarrow 伝熱面)} = (1 - \alpha) q'_{(液相 \rightarrow 伝熱面)} \quad \dots \quad (2.5)$$

上式を (2.1) 式に代入して、次式を得る。

$$q = \alpha h_g (T_g - T_w) + (1 - \alpha) h_l (T_l - T_w). \quad \dots \dots \dots (2.6)$$

一方、試験で求まる実効熱伝達率  $h$  は、反応ジェットの実測温度を  $T_f$  として、以下で定義される。

$$q = h(T_f - T_w). \quad \dots \dots \dots (2.7)$$

(2.2) 式と (2.3) 式より、

$$h = \frac{\alpha h_g (T_g - T_w)}{T_f - T_w} + \frac{(1 - \alpha) h_l (T_l - T_w)}{T_f - T_w} \quad \dots \dots \dots (2.8)$$

実測される高温は気相の温度と概ね等しいと仮定すれば、

$$\begin{aligned} h &= \alpha h_g + (1 - \alpha) h_l \frac{T_l - T_w}{T_g - T_w} \\ &= \alpha h_g + (1 - \alpha) h_l \left( 1 - \frac{T_g - T_l}{T_g - T_w} \right) \\ &= \{ \alpha h_g + (1 - \alpha) h_l \} - (1 - \alpha) h_l \frac{T_g - T_l}{T_g - T_w} \quad \dots \dots \dots (2.9) \end{aligned}$$

SWAT-1R/HT-1 (図 2.3.2 参照)、SWAT-1R/HT2 (図 2.3.3 参照)、SWAT-3/Run19 の実験データを用いて、横軸を気相温度 (実測温度: 高温) と伝熱管外表面温度との差とし、縦軸を Na 側熱伝達率とするマップを作成した。SWAT-1R/HT1 のマップを図 2.3.4、SWAT-1R/HT2 を図 2.3.5 に示す。これより、ナトリウム側熱伝達率の上限値は、液相ナトリウム単独の熱伝達率相当であることを確認した。

実験式の導出に際しては、Na 側熱伝達率は、気相単独の熱伝達率が液相単独のものよりも 2 桁オーダーで小さいので無視し、ナトリウム単体の液相のもので表示する。

$$h = (1 - \alpha) h_l \frac{T_\infty + \Delta T - T_w}{T_g - T_w} \dots \dots \dots (2.10)$$

上式中の $(T_\infty + \Delta T - T_w)$ の項は、その導出過程から、ボイド率 $\alpha$ 、ノズルからの距離 $L$ 、反応ジェットの流れ速 $U$ 、液相の分散・ミキシング等の効果を全て含んだものであり、また物理的には液相と壁面の温度差（過熱度）に相当する。特に、 $T_\infty + \Delta T$ の値は反応直後のナトリウム温度と定義されることから、その最大値はナトリウムの沸点 $T_b$ で規定されることになり、それは圧力依存性を有する。

上記から、実験時の液相ナトリウム温度を推定すると、ナトリウム温度は系圧力の沸点相当までしか上昇しないことを確認した。伝熱管外表面温度の最高値は、液相ナトリウムの系圧力に依存する沸点（飽和温度）で規定される。

$$q = \text{MIN}(q_{\text{max}}, h_{\text{max}}(T_b - T_w)) \dots \dots \dots (2.11)$$

$$h = \text{MIN}\left(\frac{q}{T_g - T_w}, h_{\text{max}}\right) \dots \dots \dots (2.12)$$

両式の  $h_{\text{max}}$  と  $q_{\text{max}}$  に試験データから得られる最大値  $T_b$  (ナトリウムの沸点) を与えることにより、試験データを包絡する実効熱伝達率  $h$  の整理式が導出できる。

② 新たな知見として考えられる事項

上記の基本仮定に基づいて新しい伝熱管破損解析モデル（以下、「新モデル」という。）を構築し、これを SWAT-1-RunHT1、HT2、及び SWAT-3-Run19 試験の結果に適用し妥当性を検証した。この結果、「上記仮定による熱伝達機構の特徴に起因して、反応領域に存在する伝熱管温度は液相ナトリウムの温度に支配される。このため、伝熱管外表面温度の最高値は、反応領域のシステム圧力で決まるナトリウム飽和温度を超える事はない」との知見を得たとしている。

ナトリウム側新伝熱モデルは、SWAT-1 (RunHT1, HT2) 試験の伝熱特性を模擬するために開発され、それによれば、伝熱管外表面温度の最高値は、漏えい場所の系の圧力に依存したナトリウム沸騰温度に規定されるとしている。

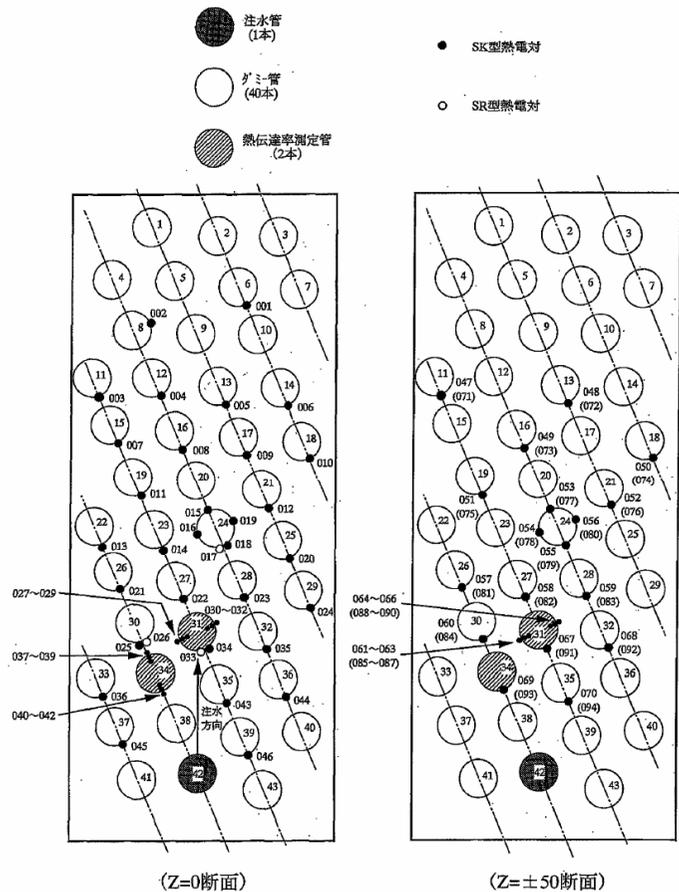
### ③ 「もんじゅ」への反映事項

上記の新たな知見に対して、モデル、仮定、及び使用された試験データを調査検討した結果、次のような疑問点が摘出され、現状では新モデルの評価手法を実機の高温ラプチャ事象評価に適用できるものではないと考える。

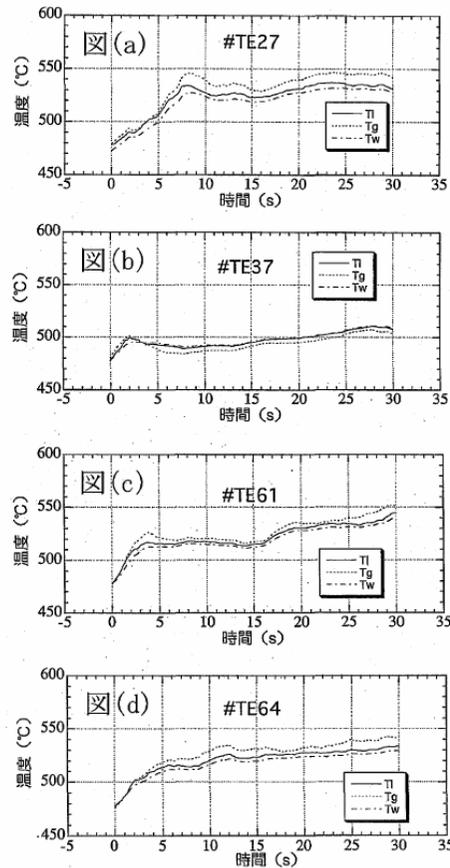
モデル・仮定に関しては、急激な化学反応を伴う高速気液混合物ジェットの挙動が単純な二相流で模擬できるか、気相からの伝熱無視や液相にナトリウム単体を仮定した根拠が不十分であることなどが指摘できる。

使用された SWAT-1 試験データに関しては、RunHT-1、HT-2 の二例の試験の水漏えい率が、高温ラプチャを発生しないときのもの（ウェステージ型破損が支配的）であり、また反応ジェットの熱的影響範囲が先行の SWAT-3 試験結果に比べて狭くなっている。したがって、これらの試験は高温ラプチャ現象を模擬していないものとする。

以上から、「伝熱管外表面温度の最高値は、反応領域のシステム圧力で決まるナトリウム飽和温度を超える事はない」は、水漏洩率が小さい条件で成立する伝熱機構に関する知見と位置づけるべきであろう。したがって、現時点では、このような伝熱機構や解析モデルを高温ラプチャが生ずる可能性の大きい事象にまで拡張して適用できる十分な根拠は存在しないと判断される。



a. 熱電対配置



b. 気相・液相温度( $T_l$ 、 $T_g$ )と外壁面温度( $T_w$ )

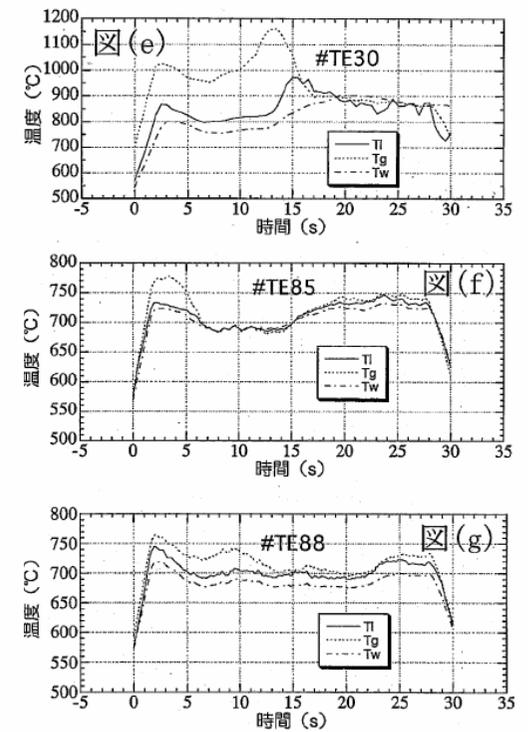
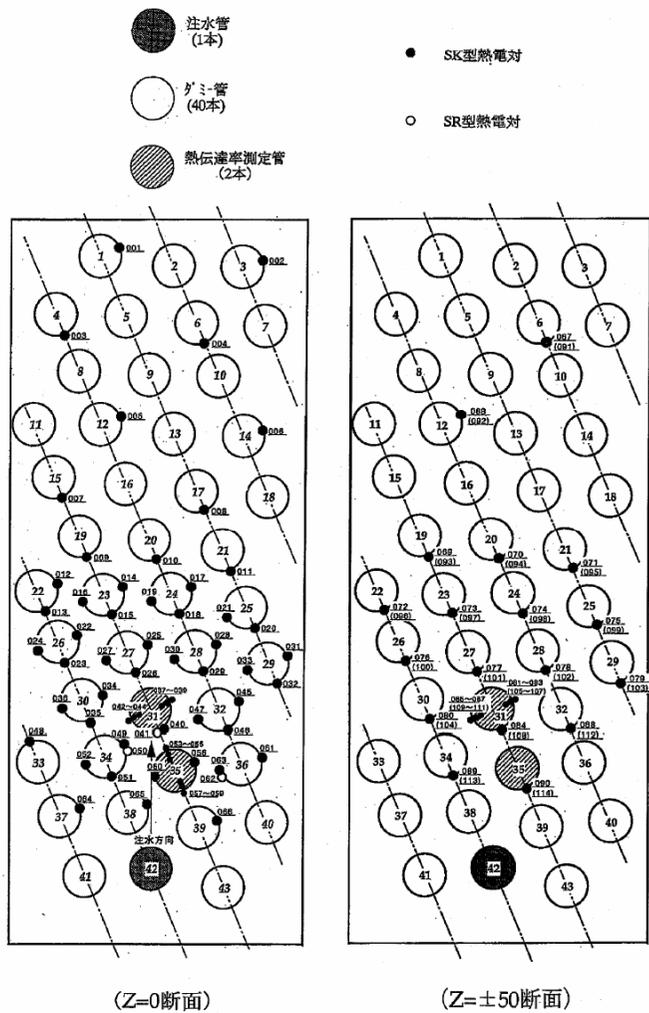
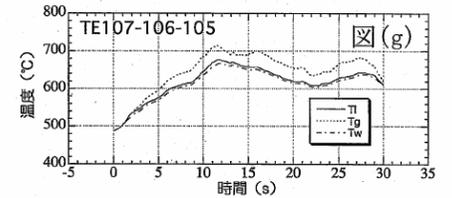
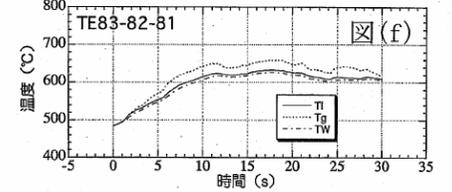
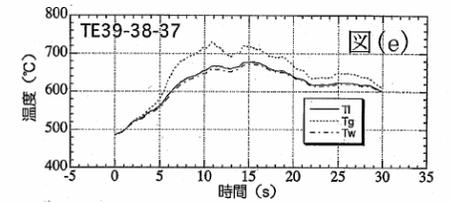
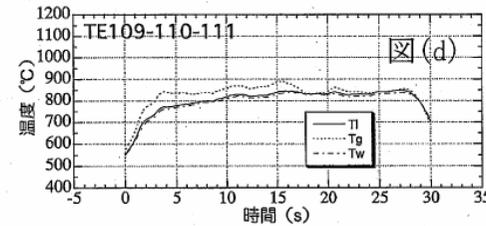
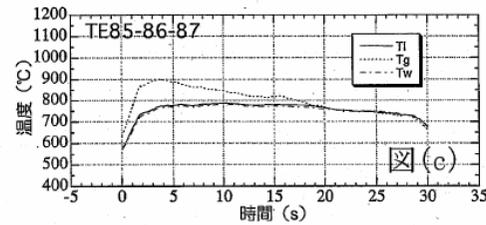
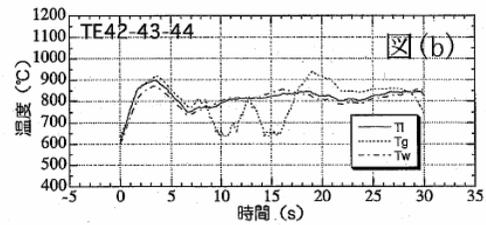
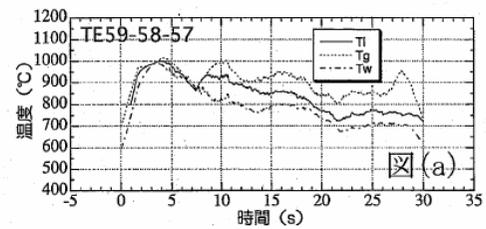


図 2.3.2 SWAT-1R/HT-1 試験の熱電対配置と気相・液相・外壁面温度



a. 熱電対配置



b. 気相・液相・温度( $T_l$ ,  $T_g$ )と外壁面温度( $T_w$ )

図 2.3.3 SWAT-1R/HT-2 試験の熱電対配置と気相・液相・外壁面温度

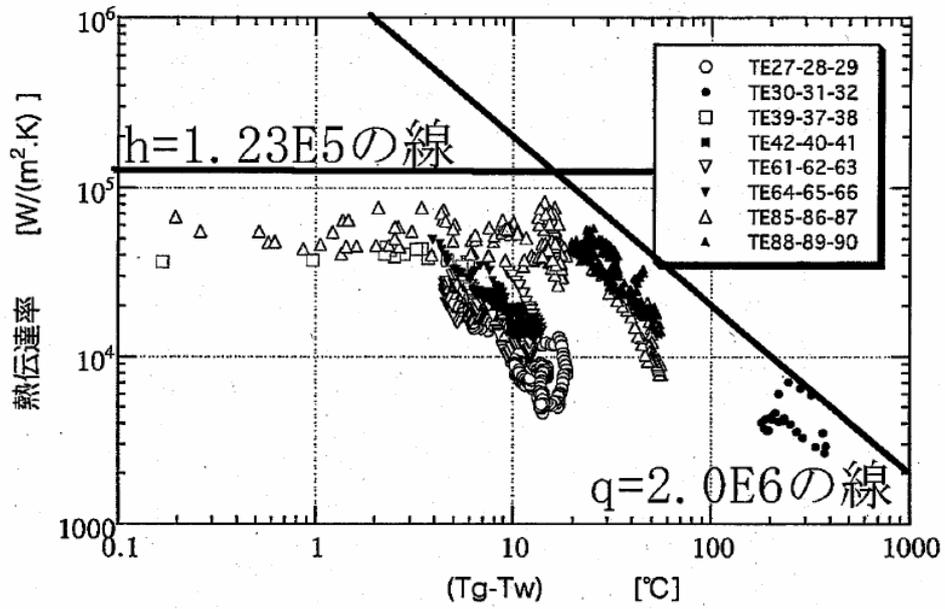


図 2.3.4 SWAT-1R/HT-1 試験時の熱伝達率 (参 36)

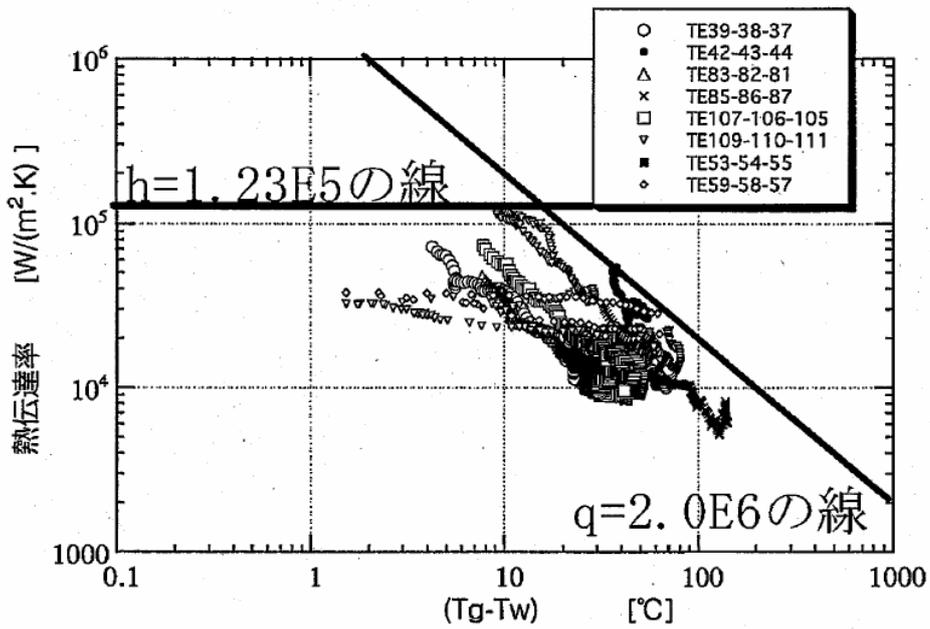


図 2.3.5 SWAT-1R/HT-2 試験時の熱伝達率 (参 36)

## (2) 伝熱管破損伝播解析コード (LEAP-BLOW,LEAP-JET) の実験検証<sup>(43, 44, 45)</sup>

### ① 要旨

JAEA では、大型炉用 SG の伝熱管破損伝播評価手法を高度化するために伝熱管内の水・蒸気挙動評価のブローダウン解析コード LEAP-BLOW 及び高温ラプチャ挙動におけるナトリウム側の反応域温度分布の現象解明及び評価手法開発のために Na—水反応ジェット解析コード LEAP-JET を開発している。両コードの Na—水反応試験装置 SWAT-1R の試験データを用いた検証結果が示されている。

LEAP-BLOW は、スリップモデル (クオリティボイド相関式)、臨界流モデル等の流動に関する相関式、ドライアウト相関式 (限界熱流束計算モデル)、各状態の伝熱相関式等が多数用意されている。SG のブローダウン特性を現実的に評価するにあたっては、核沸騰領域からドライアウトした後の膜沸騰領域の伝熱相関式を適切に選定することができる。

LEAP-JET コードの概要は表 2.3.1 に示すとおりである。

#### a. LEAP-BLOW

平成 6 年度に SG 廻りの水・蒸気側のブローダウン挙動を評価するために本コードを開発した。本コードは、50MW 蒸気発生器を使用した水・蒸気系ブローダウン試験による検証、「もんじゅ」用ブローダウン解析コード (BLOOPH) 及び汎用ブローダウン解析コード (RELAP5/Mod.2) 等との比較により、その妥当性を確認した。

検証例として、SWAT-1R の Na—水反応試験で注水率をパラメータとし、水加熱器から注水管を経た注水の圧力解析が行われ、約 160g/s から約 540g/s 間の試験結果と解析結果の比較から両者は良い一致を示した。

#### b. LEAP-JET

平成 7 年度から平成 8 年度にかけて、二次元二相流 (二流体) モデルに基づく流動計算コードに Na—水反応モデルを付加したものである。その後平成 9 年度において、伝熱管群モデルの追加や境界条件モデルが改良され、また時間積分方法の改良と化学反応モデル (物性値計算) の簡略化により計算速度の向上が図られている。さらにその後、化学反応モデルの改良 (気液界面面積濃度)、伝熱管内流体の熱容量変化等の考慮が行われている。

LEAP-JET のモデル化対象の現象を図 2.3.6 に示す。本コードは実験結果でチューニングすべき化学反応パラメータとして反応速度定数、水素/水モル転換率、気相伝熱比が採用されている。検証用に SWAT-1R の試験結果を使用した。試験条件は表 2.3.2 のとおり。

試験結果と解析結果を比較したところ、LEAP-JET は Na—水反応挙動を定性的に模擬

することはできるが、反応ジェットの高温度やその温度分布に関して試験結果よりも過大に評価する傾向にあることがわかった。

② 新たな知見として考えられる事項

高温ラプチャ事象解析で用いるブローダウンコード LEAP-BLOW は、圧力に関しては検証性が確認された。また、LEAP-JET は、反応ジェットの高温度やその温度分布に関して試験結果よりも過大に評価する傾向にあり、まだ Na—水反応挙動を模擬するには至らなかった。

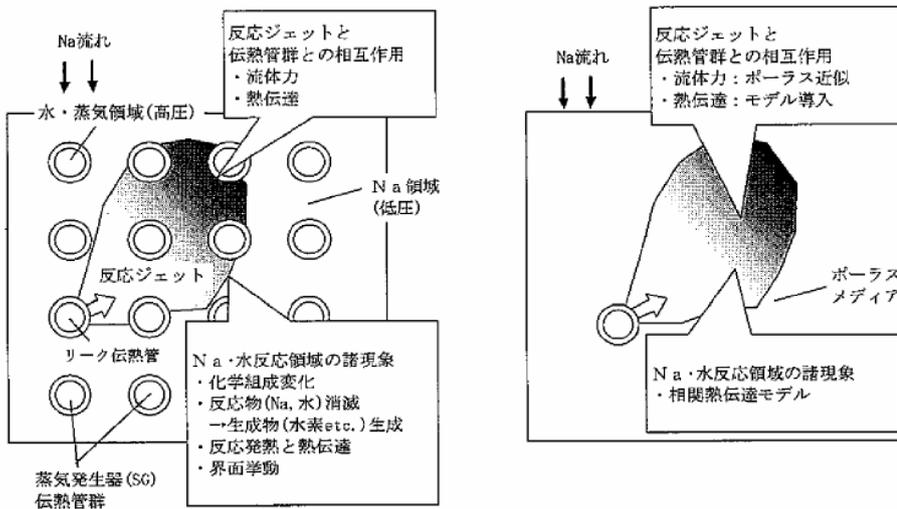
③ 「もんじゅ」への反映事項

LEAP-BLOW については、検証されたとしているが、圧力についてであり、今後の「もんじゅ」ブローダウン性能試験データを用いてさらに検証性を高める必要がある。

また、LEAP-JET については、非常に複雑な現象を模擬するには、さらに研究開発を進める必要があると思われる。

表 2.3.1 LEAP-JET の計算機能 (44)

項目		機能
解析対象		蒸気発生器伝熱管水リーク時の ナトリウム-水反応領域を含む流れ (非定常・2次元の化学反応を伴う二相流)
解析 モデル	基礎方程式	2次元二流体モデル ・気相・液相の質量保存式(反応物・生成物) ・気相・液相の運動量保存式 ・気相・液相のエネルギー保存式
"	構成方程式	○二流体モデル ・界面面積濃度 ・壁面摩擦/相間摩擦 ・壁面熱伝達/相間熱伝達 ・相間質量移動量 ○化学反応モデル(不均一気液反応) ・化学種の質量移動量 ・発熱量
"	状態式 ・物性値	水(蒸気)、Na、H <sub>2</sub> 、NaOH、Na <sub>2</sub> Oの状態量・物性値
"	境界条件	・SG水・蒸気系 : 圧力・温度・クオリティ ・SGNa系 : 圧力・温度 ・SG伝熱管 : 壁面(スリップ条件)
"	座標系	2次元デカルト座標系
数値 解法	離散化	有限体積法
"	時間積分	Euler陽解法、およびSIMPLE法に基づく陰解法



(a) SG伝熱管周りの流れ  
(実機SGで想定される現象)

(b) LEAP-JETで対象とする現象  
(反応ジェットに注目した解析モデル)

図 2.3.6 LEAP-JET で対象とするナトリウム-水反応現象 (44)

表 2.3.2 SWAT-1R (HT1~HT3) の試験条件<sup>(44)</sup>

		Run-HT1	Run-HT2	Run-HT3
試験 体	型 式	ユニット型 (直管43本で管束部を模擬)	←	←
	伝熱管材質	STBA24 (2-1/4Cr-1Mo鋼)	←	←
	伝熱管寸法 (mm)	φ31.8×3.8t (公称) ×260ℓ	←	←
	注水ノズル孔径	3.7mmφ	5.8mmφ	8.0mmφ
	注水配管径 (mm)	1/2inch×2.25t	←	3/8Bsch40
水 系 条 件	水リーク率	0.15 kg/s	0.3 kg/s	0.6 kg/s
	水リーク条件	飽和蒸気	←	←
	注水方向	真上	←	←
	初期水加熱器圧力	16.1 MPa・G	←	←
	初期水加熱器温度	348 °C	←	←
	注水時間	30 s	←	←
Na 系 条 件	初期Na温度	470 °C	←	←
	初期カバーガス圧力 <sup>※1</sup>	0.08 MPa・G	←	←
	気泡ポンプ配管径	1Bsch20	←	←
	気泡ポンプ用ガス供給流量	0.38 ℓ /min	←	←

※1：実験運転時のカバーガス圧力制御範囲は0.05~0.1MPa・G

### (3) ナトリウム水一反応に係るカバーガス圧の影響検討

#### ① 要旨

ナトリウム水一反応現象に係るカバーガス圧力の影響について、JAEA では、機構論的化学反应モデルの解析コード **SERAPHIM** を開発する中で、実験により反応領域における温度分布特性に及ぼすカバーガス圧力の影響について<sup>(46,47)</sup> 検討している。

**SWAT-1R** 実験装置を用いて、カバーガス圧力を約 **0.5MPa**, 約 **0.1MPa** に変化させたときの反応領域の温度分布特性への影響を調べた。

注水した蒸気は約 **350°C**、約 **16MPa** で注水時間は **30** 秒、注水率約 **200g/s** であった。温度計測では、約 **150** 本のシース熱電対を三次元に配置している。反応ジェットの温度分布を測定した結果から以下の知見が得られた。

温度分布の高温域は注水開始 **2** 秒程度で安定して存在し、ノズル近傍は比較的低温であった。低温域は噴出過程の水蒸気がナトリウムと未反応な領域に相当すると考える。

カバーガス圧力は反応ジェットの形状と最高温度に対して影響を及ぼし、反応ジェットの長さは高圧力(約 **0.5MPa**)のケースで約 **25cm**、低圧力(約 **0.1MPa**)のケースで約 **50cm** となり、圧力が高い方が **2** 倍程度短くなる。これは反応生成物である水素等の気相の状態による違いが現れたものと考えられる。

また、最高温度については、高圧力のケースで **1048°C**、低圧力のケースで **979°C** であった。最高温度を示した高温部は両ケースでことなり、高圧力ケースでは反応ジェットの外炎部であったのに対し、低圧力ケースでは内炎部であった。このことはカバーガス圧力の違いによる局所的な反応温度の変化だけでなく、反応ジェットの火炎構造が変化したためと考えられる。

#### ② 新たな知見として考えられる事項

カバーガス圧による反応ジェット(ジェットフレーム形状、反応温度、反応生成物など)に及ぼすことは、定性的な知見としては周知であるが、これを目的にした実験例は、あまりない。特に最高温度の発生する場所(高圧力ケースでは反応ジェットの外炎部、低圧力ケースでは内炎部)が異なる点は、新たな知見と考えられる。

なお、この知見は、本試験体系と条件におけるものであり、実機を想定すると水漏えい率、反応ジェット方向(水平、斜め)、周囲ナトリウム温度等の反応ジェットに係る諸パラメータがあり、これらの影響を考慮すると上記現象と異なることも予想される。

### ③ 「もんじゅ」 への反映事項

カバーガス圧の反応最高温度への影響については、高温ラプチャ事象評価における重要な要因であり、これを解析モデルに導入し、検証するためには、さらなる試験研究と解析が必要と考える。現状の高温ラプチャ事象評価では、カバーガス圧の影響を反応現象で受けている試験データを用いていることから「もんじゅ」への反映事項はないと考える。

## 2.3.4 ナトリウム—コンクリート反応事象

JAEAで実施した漏えいナトリウムと構造材コンクリートとの接触による反応燃焼に関する基礎試験の結果<sup>(48)</sup>を調査した。

### (1) 要旨

ナトリウム—コンクリート反応に関する予備試験として、空気中における液体金属ナトリウムとコンクリートの接触を試みた。試験では、原型炉「もんじゅ」の補助建屋に使用されている構造材コンクリートと同様の手法で製作された試験体を用い、その表面上に約500℃に加熱したナトリウムを流入させ、接触時の様相を観察した。ナトリウム—コンクリート接触反応に関する映像を図2.3.7に示す。試験の結果は以下のとおり。

- ① 開始直後：燃焼しているナトリウムをコンクリート表面に注ぎ込んだので、コンクリート試験体上でもナトリウムが燃焼していたが、10 秒程度で燃焼しなくなった。火炎とエアロゾルの発生がなくなり、ナトリウムプール表面が目視できるようになり、表面に多数の気泡が発生するとともに水素燃焼によると推測される火炎が多数発生した。
- ② 開始30 秒後：水素燃焼も散発的になり、約1 分後にはナトリウムプール外周の方から固まりだし、開始約2 分後にはナトリウムがほぼ固まった。水素燃焼も開始2 分40 秒で停止した。コンクリート表面から10mm の深さに設置した熱電対が計測した最高温度は157℃であった。コンクリート温度の変化を図2.3.8に示す。
- ③ 冷却後：コンクリート試験体表面から堆積物を除去したところ、ほとんどが未反応の金属ナトリウムであった。コンクリート試験体表面は、試験前より若干粗くなったが、顕著な侵食や変形は無かった。

### (2) 新たな知見として考えられる事項

ナトリウム—コンクリート反応基礎試験により接触時の様相が観察されている。(開始直後はナトリウム燃焼が起きるが、約10 秒程度で燃焼しなくなる。約1 分後にはナトリウムはほぼ固まる。) コンクリート表面から10mm の深さでの最高温度は157℃であった。

(3) 「もんじゅ」への反映事項

これらの試験結果の知見は、ナトリウム漏えい時の格納系安全解析コードCONTAIN/LMRのナトリウム-コンクリート反応に関する解析モデルに反映される。

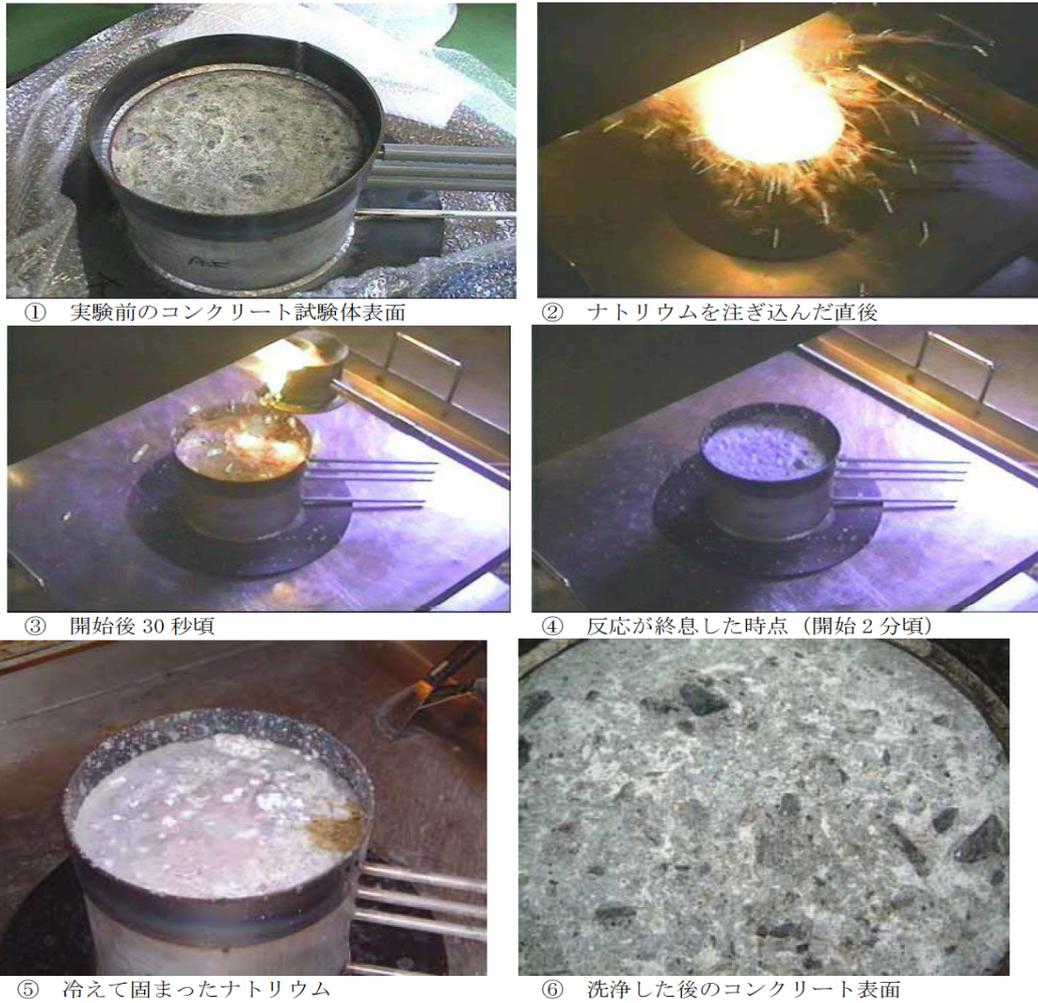


図 2.3.7 ナトリウムーコンクリート接触反応に関する映像 (48)

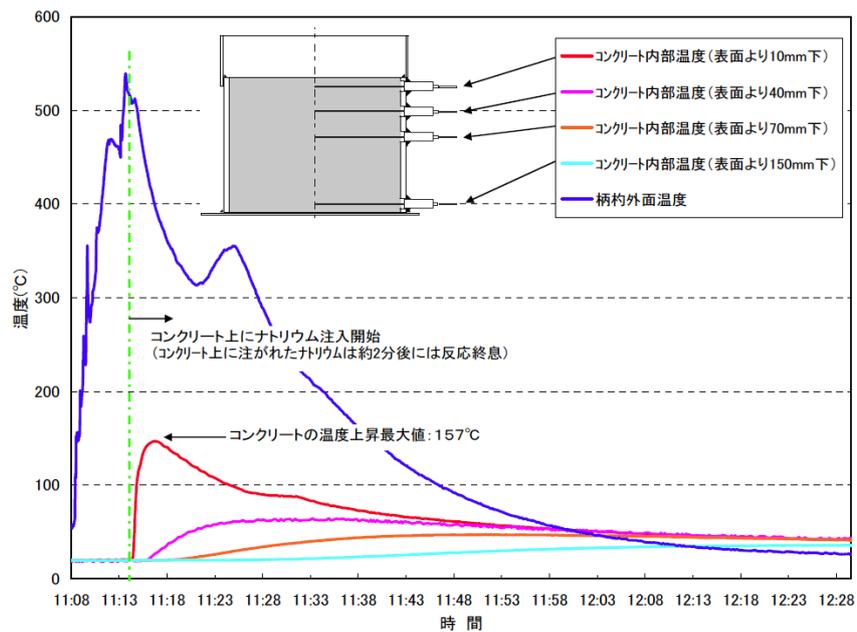


図 2.3.8 ナトリウムーコンクリート反応試験時のコンクリート内温度履歴等 (48)



### 3. 海外の高速炉開発状況

韓国で開発中の KALIMER-600(60 万 KWe)及びインドで建設中の高速増殖原型炉 PFBR の安全性に係る設計概要について調査した。

#### 3.1 韓国 KALIMER-600<sup>(49)</sup>

##### (1) 要旨

韓国では、1992年に液体金属冷却型原子炉（以下、「LMR」という。）の開発計画を開始した。KAERI（韓国原子力研究所）が LMR の設計・解析技術を開発するために 150MWe の KALIMER-150 を開発した。この技術をベースに大型化と 60 万 KW の電気出力のナトリウム冷却炉 KALIMER-600 を開発してきた。開発の目的は、大型化された原子炉に必要な技術を明確にし、確立することである。KALIMER-600 の概念設計は、将来の LMR システム開発に向けた標準設計、将来の LMR 建設に向けた可能性のある選択肢の一つとして活用できる。なお、炉心燃料については、金属燃料であるため調査対象に適さないので要旨は省略した。

##### ① KALIMER-600の概要

KALIMER-600は、設計寿命は、主な商業炉としてではなく、長期運転しないことを考慮して40年と設定された。受動的安全メカニズムが、KALIMER-600の設計目標の一つである、固有の安全性を実現する方法として非常に強調されている。また、受動型崩壊熱除去は、安全グレードの崩壊熱除去方法が用いられている。ネットのプラント効率は38%である。

##### a. 原子力蒸気供給系

原子力蒸気供給系（以下、「NSSS」という。）は、最高レベルの設計要求で開発された。NSSSは、主一次冷却系、主二次冷却系、及び蒸気発生器系の3つの熱輸送システムからなる。図3.1.1にシステム系統を示す。

##### b. 炉心

1589.3MWtの核分裂熱の金属燃料を設ける。主一次冷却系はプール型、主二次冷却系は同じ2ループからなる。

##### c. KALIMER-600の安全設計

受動型設計思想に基づき設計基準事故では動的機器は必要としない。これにより安全機能の信頼性を改良する。また、KALIMER-600には、金属燃料自身の作動停止システム（以下、「SASS」という。）と受動型崩壊熱除去回路システム（以下、「PDRC」という。）などを使用し、安全機能を高めている。運転員動作がない事象のスクラムなしの過渡事象

(以下、「ATWS」という。)に適応している。事故における炉心保護制限に違反しないで、運転員動作、オフサイト支援を少なくとも3日間必要としない。

表3.1.1に主要な設計パラメーターを、図3.1.2に定格運転時のプラント熱バランスを示す。

## ② 熱輸送系と制御系設計

### a. 熱輸送システム配置

図3.1.3に示すように2基の主一次冷却系ポンプ（遠心型機械ポンプ）、4基のIHXおよび2基のDHXが原子炉容器の中の原子炉バッフルと支持バッフル間の環状空間に配置されている。主二次冷却系は、ループごとに2基のIHX、1基の蒸気発生器（以下、「SG」という。）及び1基の電磁ポンプ（以下、「EMP」という。）から成る。

### b. 蒸気発生器

ヘリカルコイル型伝熱管を有し、230℃の水を供給させる。SG上部からナトリウム流入、下部に流出する。（無益面型、ダウンカマーなしと思われる。執筆者記）ヘリカルコイル伝熱管束は、高さ11.5m、外径4.0m、765本の単管からなり、蒸気発生器の円筒と外部シールド間に設置される。伝熱管束では、50mmの隣接したコイル列伝熱管間の公称ギャップで、1.25m（第1の列：最内層）から3.95m（第27の列：最外層）に及ぶ直径を備えた27の異なる伝熱管・コイル列からなる。各伝熱管の長さは、96.2m、外径23mm、肉厚さ3.5mmである。また、伝熱管束の伝熱面積の合計は、5116 m<sup>2</sup>である。設計余裕として20%の付加的伝熱面積を含んでいる。2基のSGは同じ給水ポンプを共有している。

### c. 主一次冷却系ポンプ

100%定格出力から燃料交換モードに移行するときの主一次冷却系Na流量を制御するために流体継手と電源周波数制御の設計にしている。

### d. 中間熱交換器

中間熱交換器（以下、「IHX」という。）は、円筒状のドーナツ形状のバッフルで形成され、IHX中の不均等な温度分布を防いでいる。

### e. 崩壊熱除去系

主一次冷却系、主二次冷却系及びSG系の主要熱輸送路が利用でないときの崩壊熱除去は、PDRCにより十分な崩壊熱除去（以下、「DHR」という。）能力を提供し、さらに自然循環除熱にも対応できる。

### f. 受動型崩壊熱除去回路系

システムは独立した2基の熱除去ループから成り、各ループは図3.1.4に示すように

Na—Naの崩壊熱交換（以下、「DHX」という。）とNa—空気熱交換（ヘリカル型伝熱管）の補助熱交換器（以下、「AHX」という。）に結合している。AHXは原子炉建物上に置かれ、システム熱は環境へ排出される。

#### g. 崩壊熱交換系

PDRCの通常運転時の熱除去は、熱放射伝熱のみで行い、システムの熱損失は非常に小さい。除熱喪失事故などの過渡条件下では、ホットプールとコールドプール間のNaのレベル差が減少し、高温Naは炉心崩壊熱により連続的に膨張する。ホットプールのNaは、DHXの胴側内部空間を通してコールドプールへ流れ込む。また、プール・ナトリウム其自然な循環パスが形成される。シェル側のDHXにおける自然循環ナトリウム流量が増加するにつれて、DHXの除熱率も増加する。このシステムは、PDRCの除熱容量は、プールのナトリウム温度変化に正比例するので、自動調整される。このために運転員の操作あるいは動的機器の作動なしで、炉心崩壊熱は連続的に、最終熱除去系（大気）へ放出される。

#### h. 計測制御（I&C）系

計測制御（以下、「I&C」という。）系は、計測系、制御系、安全保護系、データ処理系、伝送ネットワーク及び人間とのインターフェース（HIS）を含む。I&C系は、次の4レベルの構造を持っている。L3: HSIレベル、L2: スーパーバイザ及びマネージャー（S&M）レベル、L1: 分散制御及び保護モジュール（DM）レベル、L0: センサー及びアクチュエーター（S&A）レベル。

### ③ 機械的な構造設計

構造設計の主要な特徴は、耐震的に原子炉建物を地震から隔離、主一次冷却系の配管全長を減少、原子炉支援の単純化、原子炉内部構造の小型化である。KALIMER-600原子炉建物の全体形状を図3.1.5、図3.1.6に原子炉容器の内部形状を示す。耐震装置（直径1.2m）が地面と原子炉建物（W52m x D39m x H54m）のベースマット間に合計174を設置している。

原子炉容器は、SUS316ステンレス鋼で作られ、概念設計では全体高さは18m、外径11.41m、肉厚0.05mである。表3.1.2に主要な原子炉設備機器の寸法・重量を示す。

燃料交換システム（以下、「RRS」という。）を図3.1.7に示す。燃料移送機（以下、「IVTM」という。）、回転プラグ及び燃料移送ポートが原子炉内に設置している。

### ④ 格納設計

図3.1.8に格納ドームの概略構造を示す。

低部の格納容器は、肉厚2.5cm、容器径11.76mであり、原子炉容器からのナトリウム漏え

いを含むように設計された。原子炉容器とのアニュラス空間は、一次系ナトリウムを保持する寸法になっている。空間はアルゴンガスで原子炉のカバーガス圧より高く維持される。上部の格納構造にはHCDA（仮想的炉心崩壊事故）のような厳しい事象を緩和するためにドーム内面に金属製のライナーを付けている。このライナーは、設計圧力・温度条件で1日当たり1%体積以下のリーク制限で設計されている。

#### ⑤ 安全解析

予備安全解析では、システム過渡時安全解析コードSSC-Kを使用し、過出力（以下、「UTOP」という。）、流量喪失（以下、「ULOF」という。）及び崩壊熱除去喪失（以下、「ULOHS」という。）の過渡現象を解析した。

##### a. UTOP

図3.1.9にUTOPの結果を示す。30セント（15秒間毎秒2セント）を挿入すると仮定し（全制御棒引き抜き）、熱出力は、45秒で1.12倍のピークに達して、7分後に1.03倍で安定する。

##### b. ULOF

図3.1.10にULOF事象の燃料の温度分布を示す。燃料中心温度のピークは、約75秒時点で970K(697℃)になる。ほぼ同時刻で被覆管のピーク温度は、960（677℃）である。

##### c. ULOHS

この事象では、主二次冷却系と蒸気発生器による正常な熱除去系の喪失から始まると仮定する。熱除去のみはPDRCによって行なれる。図3.1.11は、炉心崩壊熱とPDRCの除熱との熱バランスを示す。10時間の後に、炉心熱発生とPDRCの除熱量が等しくなり、その後のプール温度は減少する。表3.1.3に様々なATWSの解析結果を示す。制限温度に対して固有の安全特性を有している。燃料中心制限温度は1070℃、冷却材制限温度は790℃に設定している。

#### (2) 新たな知見として考えられる事項

KALIMER-600 は、燃料に金属燃料であり、固有の安全性を高めるために主一次冷却系にプール型と直接崩壊熱除去方式を採用した受動的崩壊熱除去法が設計思想にある。一方、「もんじゅ」では、燃料は混合酸化物燃料（以下、「MOX」という。）、主一次冷却系はループ型、崩壊熱除去法は IRACS（主二次冷却系分岐冷却方式）を採用している。この両者間の基本的な違いがあるため、特に新しい研究開発に係る知見はないが、以下の項目は適用技術としては新しいものであると考える。

① 原子炉建物に免震構造を採用したこと。

② 主二次冷却系のポンプに電磁型を採用していること。(従来は、円新型の機械式である。)

(3) 「もんじゅ」への反映事項

(2)の①の免震装置と②の主冷却系に採用した電磁ポンプの知見については、原子炉のタイプの違い、安全設計(崩壊熱除去)の違いから「もんじゅ」に反映できないが、崩壊熱除去に自然循環を活用した受動的安全性については、今後注視していく必要があると考える。

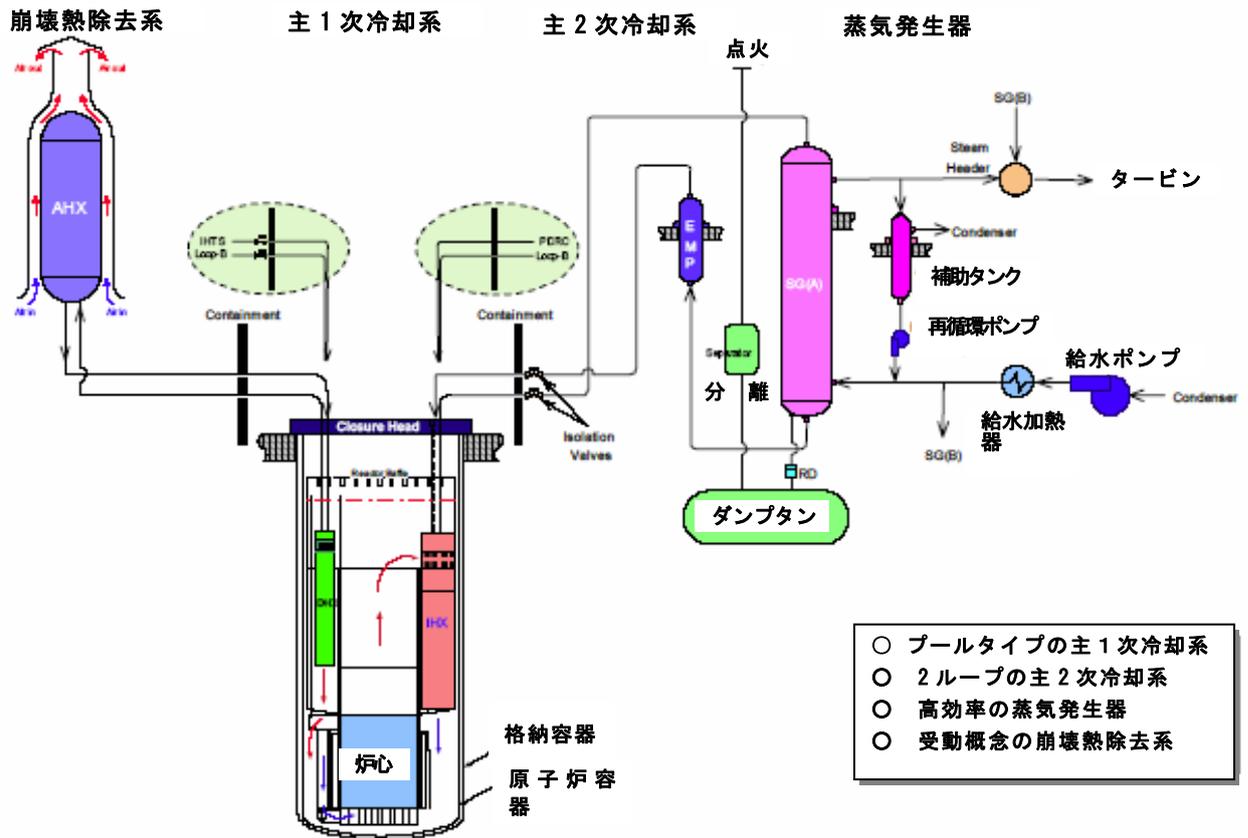


図 3.1.1 KALIMER-600 の概略系統 (49)

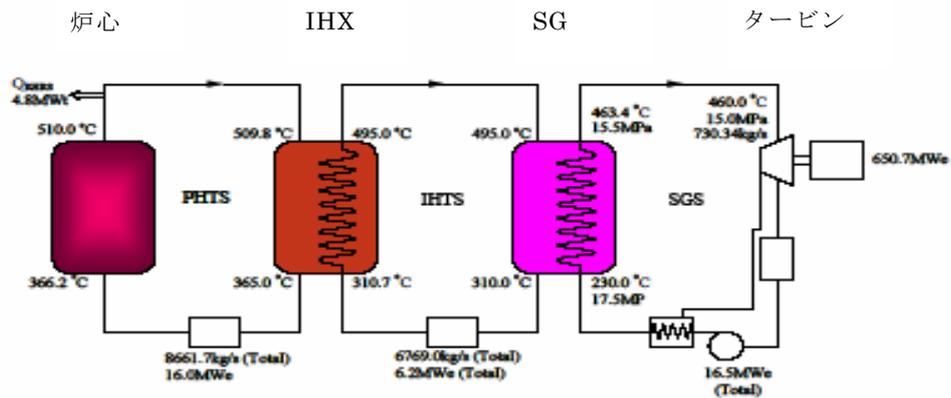


図 3.1.2 KALIMER-600 の定格運転時のヒートバランス (49)

表 3.1.1 KALIMER-600 の設計パラメータ (49)

<b>全体</b>		<b>主一次冷却系</b>	
ネットプラント出力(MWe)	600	炉心入口/出口温度(°C)	366.2/510.0
炉心出力(MWt)	1589.3	主一次冷却系全流量(kg/s)	8661.7
グロスプラント効率(%)	40.9	主一次冷却系ポンプ型式	遠心型
ネットプラント効率(%)	38	主一次冷却系ポンプ基数	2
原子炉	プール型	<b>主二次冷却系</b>	
主二次主冷却系ループ数	2	IHX 入口/出口温度(°C)	365.5/509.8
崩壊熱除去系	PDRC	主二次冷却系全流量(kg/s)	6769.0
耐震設計	免震	主二次冷却系ポンプ型式	電磁式
<b>炉心</b>		IHX 基数/ループ	2
炉心形状	径方向均質	<b>蒸気発生器</b>	
炉心高さ(mm)	1,000	蒸気流量(kg/s)	730.34
軸ブランケット厚さ(mm)	なし	蒸気温度(°C)	463.4
最大炉心直径(mm)	4715	蒸気圧力(MPa)	15.5
燃料	U-TRU-10%ZrAlloy	蒸気発生器基数	2
集合体ピッチ(mm)	162.1		
燃料ピン/減速ピン	267/4		
被覆材料	HT9		
燃料交換期間(月)	18		

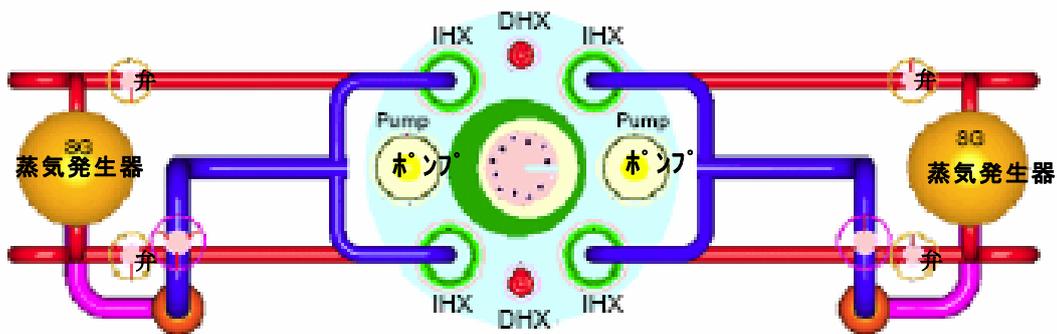


図 3.1.3 KALIMER-600 の主要設備機器の配置 (49)

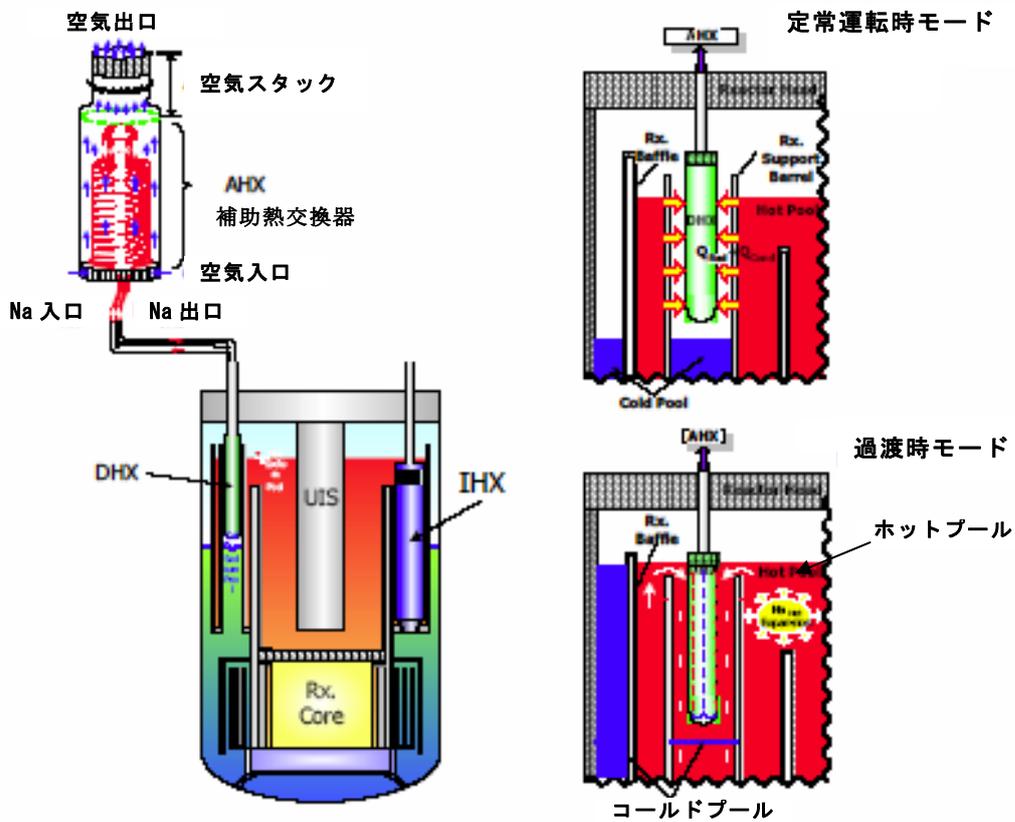


図 3.1.4 KALIMER-600 の崩壊熱除交換器 (DHX) の除熱過程と形状 <sup>(49)</sup>

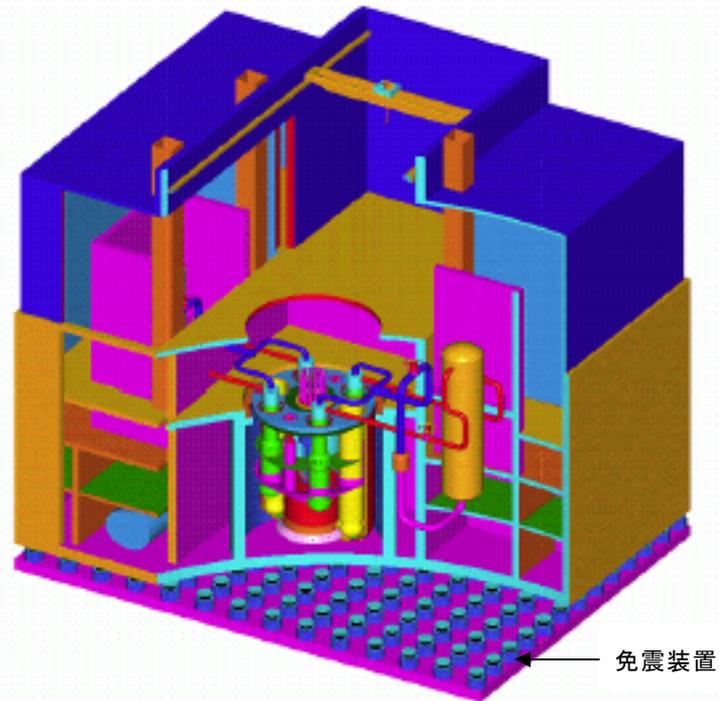


図 3.1.5 KALIMER-600 の原子炉建物<sup>(49)</sup>

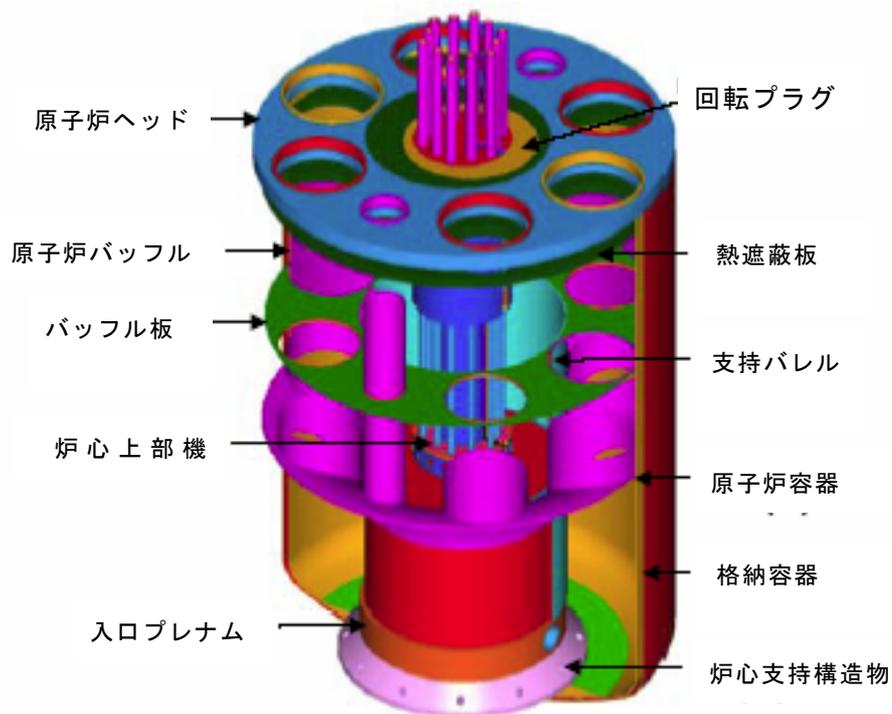


図 3.1.6 KALIMER-600 の原子炉内部構造<sup>(49)</sup>

表 3.1.2 KALIMER-600 の主要な原子炉設備機器の寸法・重量<sup>(49)</sup>

設備機器	外径 (m)	高さ (m)	重量 (ton)
原子炉容器	11.41	18	395
格納容器	11.76	18.35	158
原子炉バップル	11.26	6.45	117
支持パレル	5.81	11.5	67
入口プレナム	5.81	1.4	70
炉心支持構造物	5.8 - 6.8	0.5	15
炉心上部機構	2.8	10.2	67
原子炉ヘッド	11.76	0.5	226
IHX	2.4	7.9	30
主一次系ポンプ	2.4	17	110
蒸気発生器	4.1	20.6	600

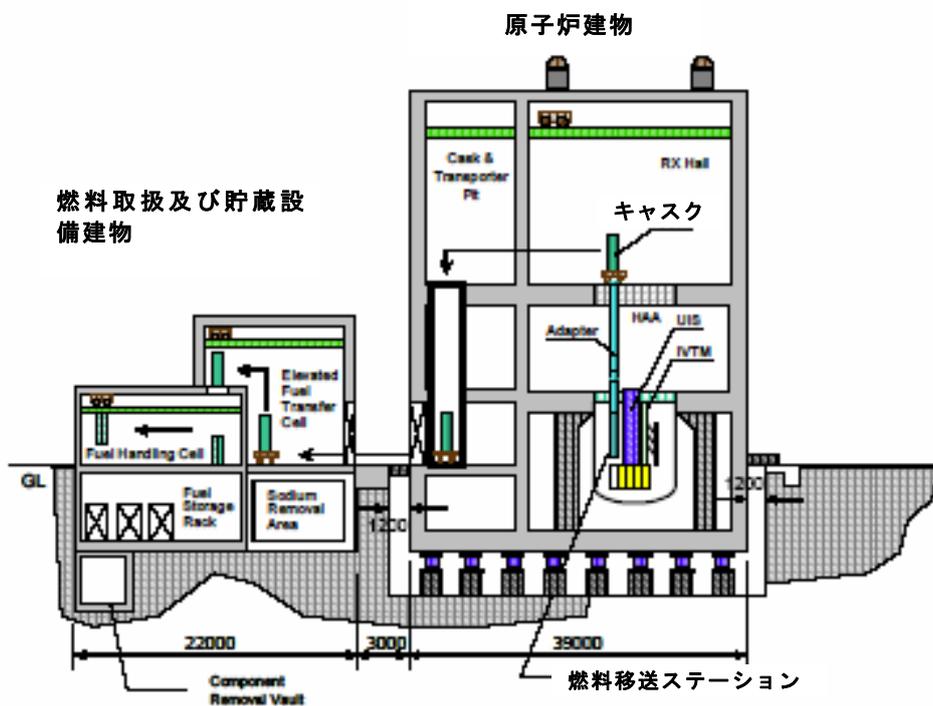


図 3.1.7 KALIMER-600 の原子炉燃料交換システム配置図<sup>(49)</sup>

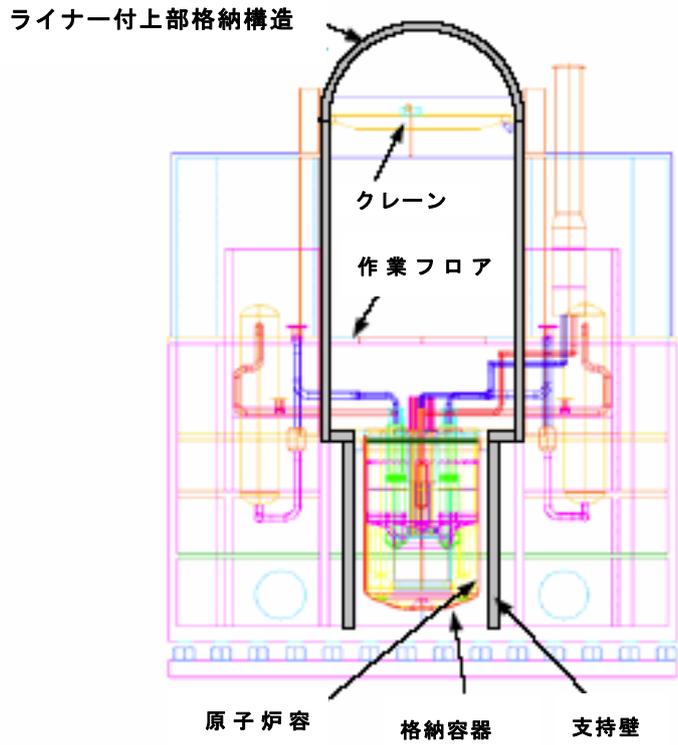


図 3.1.8 KALIMER-600 の格納ドーム概略構造<sup>(49)</sup>

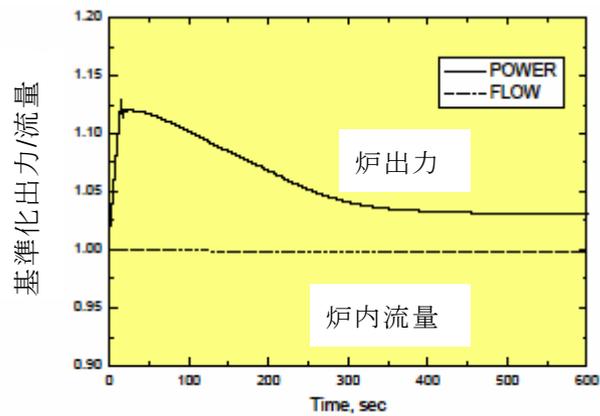


図 3.1.9 KALIMER-600 の UTOP (30 セント) における出力と流量<sup>(49)</sup>

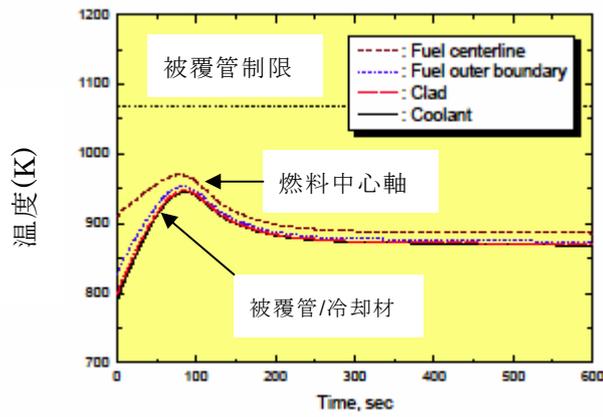


図 3.1.10 KALIMER-600 の ULOF における燃料温度<sup>(49)</sup>

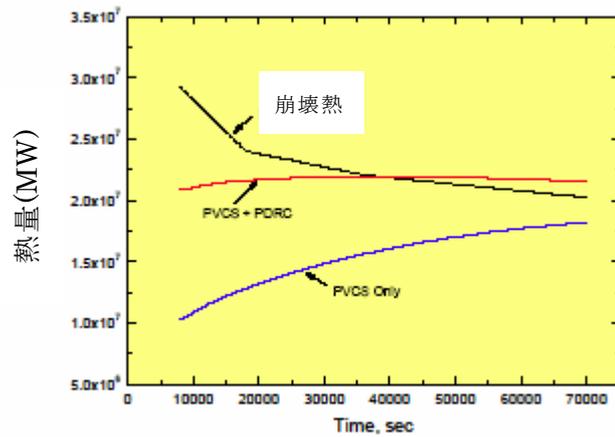


図 3.1.11 KALIMER-600 の ULOHS におけるヒートバランス<sup>(49)</sup>

表 3.1.3 KALIMER-600 の ATWS に対する安全性<sup>(49)</sup>

	燃料中心 最高温度 (°C)	被覆管 最高温度 (°C)	冷却材 最高温度 (°C)	炉心出 口平均 温度 (°C)
Limit	1070	790	1070	790
UTOP	763	547	546	529
ULOF	728	695	695	661
ULOHS	731	729	729	729

### 3.2 インドの高速増殖原型炉 PFBR<sup>(50)</sup>

インドの Na 冷却型高速増殖実験炉 FBTR (1.3kWe) は、1985 年に臨界し、現在運転中である。ここでは、2010 年完成を目指して建設中の高速増殖原型炉 PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor) の概念設計の特徴、設計妥当性、安全基本設計の概要について調査した。

#### (1) 要旨

調査対象の設計範囲には、設計基準事故、炉心損傷事故から生じる一次格納施設、原子炉格納建造物及び設計圧力の保全を超える安全分類、耐震分類、設計基準状態、安全設計限界、炉物理学、炉心監視、炉停止システム、崩壊熱除去システム、Na 中水漏えいに対する保護、プラント配置、放射線防護及び伝熱管水漏えい事象解析が含まれている。

##### ① 設計上の特徴

PFBR の主要諸元を表 3.2.1 に示す。電気出力は 500MWe、炉型はプール型、燃料は MOX、炉心構成材料は 20%の CW D9 と 316LN、主要な原子炉構成機器と蒸気発生器材料は、改良 9Cr-1Mo、プラント寿命は 75%負荷率で 40 年である。

炉心部には、半径ブランケット、鉄鋼反射板、ホウ素炭素遮蔽、燃料貯蔵位置、9 本の制御・安全棒 (3 本が内側に、6 本が外側) が配置されている。

##### ② 固有の安全性に係る設計

以下に主な特徴的な固有の安全性に係る設計を示す。

- ・ プールタイプの概念は、大きい熱慣性をもっているため原子炉運転緊急事態の運転操作時間に余裕を与える。
- ・ 主二次冷却系 Na の放射化を制限、また格子板、炉心カバープレート、主容器 (以下、「MV」という。) 等の構造機器への影響を低減させるために十分な遮蔽で構成されている。
- ・ MV は、高延性のステンレスの材料を使用し、漏えい先行型破損 (以下、「LBB」という。) に対応している。ガードベッセルは、MV を囲みと両者ですべての条件下での炉心冷却を確実にする。  
MV を貫通するノズルがないので高い構造信頼性を与える。簡単な形状であるので供用期間中検査 (ISI) ができ構造信頼性を評価できる。
- ・ 温度と出力の反応度係数は負であるので、主一次及び主二次冷却系の Na 流動、給水流動の変動がある場合、原子炉は運転員の調整操作がなくても新たな出力レベルに対して安定する。

##### ③ 安全設計

## a. 設計アプローチ

### (a) クラス分類

主容器、炉心支持板、炉停止系、崩壊熱除去系はクラス 1 に分類されている。

### (b) 設計規格

安全重要性のある原子炉構成要素のすべての Na 機器は、フランスの FBR 特定コード RCC-MR に従い、建物構造物は、Atomic Energy Regulatory Board (以下、「AERB」という。) 規格とガイドに従い、また原子炉の電気・計装部品は、原子炉安全重要度で分類され、IEEE と IEC 規格に従って設計される。

### (c) 耐震設計

耐震分類カテゴリー1の機器・システムは地震時運転（以下、「OBE」という。）と地震時安全停止（以下、「SSE」という。）の耐震で、カテゴリー2の機器・システムは OBE の耐震で設計されている。安全分類に関連しない Na 機器とシステムは、OBE と SSE の両方で設計し、ナトリウム火災の危険を避けるようにしている。

### (d) 構造設計基準

設計コードでカバーされていない照射された炉心機器やサーマルストライピングのための構造設計基準は、専門委員会で任命された AERB によってチェックされ、承認されている。想定されるすべて内部事象と外部事象について、4つの設計基準事象（以下、「DBE」という。）と設計基準外事象（以下、「BDBE」という。）に分類され、AERB で承認された検証された計算コードを使用して解析している。

## b. 負の反応度係数

異常時の温度または出力が上昇すると、炉心反応度は、冷却材と構造用鋼の膨張によりドップラー ( $-0.908\text{pcm/K}$ )、燃料の膨張 ( $-0.299\text{pcm/K}$ ) による負の即発 (時定数 $<1\text{ms}$ ) 反応度効果により補正され小さい正の反応度 ( $+0.438\text{pcm/K}$ ) になる。また、格子プレート膨張やスペーサパッド膨張 ( $-1.068\text{pcm/K}$ )、特別な制御棒膨張 ( $-1\text{pcm/K}$ ) により負の遅い反応度 (時定数:  $\sim 50$  から  $100\text{ s}$ ) のフィードバックが生じる。これらにより炉心冷却事象の下では原子炉を停止する傾向になり、安全性に寄与する。

## c. ナトリウムボイド

正味の Na ボイドの価値は正であるので、適切な設計手段により負の価値を達成できるが、これにより、プルトニウムインベントリの増大、増殖率の低下、サーマルストライピングの問題を引き起こす。このことから、PFBR の設計では Na ボイド価値を負にする試

みはしていない。PFBR の全炉心 Na ボイド係数は 3.7 ドルである。日本の原型炉 FBR (600MWe Power) 「もんじゅ」における超即発臨界を発生させる最小ボイド反応度は、FP ガスの最適算定仮定で 6 ドルであり、早期の燃料分散を無視した最も保守的な条件でも 4 ドルである。また SEFOR<sup>注1</sup>で行われた超即発臨界の暴走実験では、ドップラーの反応フィードバックによって非常に良く止められたことを確認している。PFBR では、ボイドの様々な原因が、いずれの過渡状態に導かれなことを確実にしている。

以下に Na ボイドに係る設計例を示す。

- ・アルゴンカバーガスの IHX への巻き込み防止は、Na 液面ヘッドが同一容器内にある IHX の窓口レベルを十分超えることにより可能であることを実験で確認している。
- ・アルゴンガス溶解による反応効果は、820K (547°C) で溶解した Na 中アルゴンガスは 670K (397°C) の炉心入口で核が生成される可能性があるが、実験研究により無視できることがわかった。
- ・格子板で捕らえたガスのベントは、そのガスをパージ用サブアセンブリー (構成要素) を設計している。
- ・Na ボイドによる燃料構成要素の Na 流動閉塞、または全体流量の減少は、格子板スリーブと構成要素脚部の複数の半径方向の入口孔により防ぐ。上部流路閉塞事象では、燃料と増殖構成要素出口にアダプターを設け、冷却材に代わる通路を与えている。主一次系ポンプの電源喪失時の流量減少は、フライホイールの高い慣性 (流量半減時間 8 秒) により緩やかにされる。さらに、構成要素に付いている熱電対のような検出器の複数故障や、反応度計による異常な反応度により、Na 沸騰検出、または炉心を通過するガスを検出する。

#### d. 炉心監視

多様な機能を有するセンサで炉心を監視している。中性子検出器は出力を監視するとともに、直線状に変化する出力、期間、反応度のパラメータは、スクラムさせる安全操作に必要な信号として提供される。またこれらのパラメータは過出力や冷却時の過渡、異常反応度事象に対しても防護する。

Na 温度監視では、4 個の応答の速い熱電対が中央の燃料構成要素の Na 出口温度を監視するために中央の管プラグに取り付けられ、2/3 の裁決モードで用いられる。個々の構成

---

注<sup>1</sup> South Experimental Fast Oxide Reactor : 米国の実験炉で 1969 年 5 月初臨界、酸化燃料の性能試験と大型実用炉の固有安全性に関する研究を行い、目的達成後、1972 年に閉鎖された。

要素の Na 出口温度の監視は、単一のサーモウエル（熱つぼ）の中の 2 個の熱電対を置き 2/2 の裁決モードで行われる。原子炉入口温度監視は、それぞれ 2 基の主一次冷却系 Na ポンプ吸気側にサーモウエルの中 4 個の熱電対を設置している。燃料構成要素の Na 出口温度の平均値や炉心 Na 温度上昇の平均値、各燃料構成要素の Na 出口温度の（設定値）期待値からのずれは、計測値を用いてオンラインで計算される。

主一次冷却系 Na ポンプ流量と出力との比が監視される。燃料の破損は、カバーガス FP 放射化と一次系冷却材の遅発中性子検出によって検出される。

#### e. 炉停止系

炉停止系（以下、「SDS」という。）は、2 つの独立したシステムからなり、各システムは吸収用制御棒と機械駆動などからなる。原子炉冷却停止は、1 本の制御棒が固定され駆動されないときでも、B4C 制御棒が自由落下し、両システムで独自に行われる。

SDS の制御棒を落下する立上げ応答時間は、200 ms 未満であり、また制御棒の自由落下時間は 1 秒より短い。この時間は 3\$/s の上昇事象を防護するのに充分である。充分な独立性と多様性が、センサ、アナログ信号処理回路、スクラム回路、スクラム論理、スクラムスイッチ、吸収制御棒と 2 つのシステム機構の設計により与えられている。

これにより、SDS の失敗頻度は  $7.0 < 10^{-7}$  / (炉年) であり、AERB が定めた限界値  $10^{-6}$  / 炉年より小さい。これは各システムの失敗頻度は、 $7.6 \times 10^{-4}$  / 炉年と  $4.4 \times 10^{-4}$  / 炉年で、AERB が定めた限界値  $10^{-3}$  / 炉年より小さい。信頼性解析で、冗長の非多様性の機器/システム間の共通原因故障（CCF）は  $\beta$  因子モデルで説明される。

#### f. 崩壊熱除去

崩壊熱除去（以下、「DHR」という。）システムは、所外電源が利用できる場合は、通常の熱輸送系（蒸気発生器、水・蒸気系）で行うが、所外電源喪失時は、図 3.2.2 に示すような 4 つの独立した安全グレード崩壊熱ループで行う。各ループは 8MWt 容量の崩壊熱交換器（以下、「DHX」という。）から成り、これは Na 空気熱交換の補助熱交換器（以下、「AHX」という。）に結合されている。最終ヒートシンクは空気である。主一次冷却系 Na は DHX のシェル側面を流れる。このシステム回路は、自然循環による崩壊熱除去が可能な配置にしている。AHX の入口と出口に 2 個の多様性設計のダンパーと、2 つの多様性設計 DHX と AHX が信頼性を高めている。また深層防護として所外停電と所内停電の条件で主一次冷却系 Na ポンプを 15%速度で駆動するディーゼルとバッテリーが設備されている。

信頼性解析では、ループバウンダリの Na 漏えいや流れ閉塞、凍結が考慮されている。

DHR機能喪失頻度は $1.5 \times 10^{-7}$ /炉年であり、AERBの設定限界値 $1 \times 10^{-7}$ /炉年を超えるが、解析の保守性を考えると実際的には満足していると考えられる。

g. プラント配置

事故時の建屋は低圧（25kPa）であるため、筒状形に代わって長方形の原子炉格納建屋（以下、「RCB」という。）が選択された。また、漏えい率も低い（0.1%v/h）、蒸気発生器建屋と燃料建屋は、主二次冷却系 Na 配管漏えいから生じる Na 火災や地震時の燃料取扱いの厄介な事象によるリスクを最小にするために共通なべた基礎（マット）の上で置かれている。べた基礎はベツト岩石の上にある。安全関連設備や放射線廃棄物処理設備も同様である。

h. ナトリウム漏えい

Na 漏えいの防止と漏えい影響緩和のために以下の設計対策が取られている。

- ・ LBB を保証するために高延性材料を使用する。
- ・ 単壁配管と機器にはワイヤタイプの漏えい検出器、二重壁配管と容器にはスパーク・プラグ検出器、および密閉セルとキャビンには Na イオン化検知器を設置する。
- ・ ガードベッセルで主容器周囲を囲む。
- ・ RCB 内部のすべての Na 配管は保護配管と窒素充填のセルが設置される。
- ・ 主容器溶接部に適切な ISI が行われる。
- ・ 主二次冷却系と崩壊熱除去系に Na ドレンを設置する。
- ・ Na 漏えい収集するトレーを設備する。
- ・ Na とコンクリート相互作用から保護するために Na に強いコンクリートと金属ライナーを使用する。
- ・ 乾燥化学粉末（例えば、重炭酸 Na）を SG 建屋での Na 漏えいの消火に使用する。RCB での Na 漏えいは、設計基準外事象としている。

i. SG のナトリウム-水反応

水素検出システムをそれぞれの SG の Na 出口に設置する。また、音響式漏えい水検出システムを停滞 Na 領域での水漏えいと急速に上昇する水漏えいを検出するために補完的に開発中である。

水漏えいが SG モジュールで確認されると、水・蒸気と Na 側で影響を受けるモジュールが隔離される。水・蒸気側は、自動的に減圧され、窒素でパージされる。

大漏えいの場合は、SG モジュールの入口と出口に設置されている圧力開放板が圧力によ

り開き Na 貯蔵タンクに反応生成物が流れ、系統の最大圧力の上昇を制限する。

#### ④ 事象解析

PFBR の安全性は、様々な想定される外部及び内部事象によるプラント応答を解析し、評価している。

##### a. 外部事象評価

外部事象では、洪水、地震、サイクロン、雷、低気圧等の様々事象を考慮している。カルパッカムサイトは地震学的に安定した領域である。SSE の設計基準に対するピーク地面水平加速度は0.156gであり、垂直加速は0.104gであることが確認されている。OBE のピーク地面加速度は、0.066g と 0.044g である。原子炉蒸気供給システムは OBE の後の機能を維持する。SSE の下では、安全関連機器は、プラントが安全に炉停止後に炉停止状態が維持されるように設計されている。サイトは東海岸にあるため、激しいサイクロンを受ける傾向にある。その結果、詳細解析は、設計基準洪水（以下、「DBF」という。）が来るとして実施された。安全に関連する構造に対する DBF レベルは、1000 年の過去の期間に基づいて決定されてきた。DBF は基準海面を超えた 6.45m である。そして、それに従って、安全に関連する構造へのサイト地表面は平均で 2m 高くなっている。

##### b. 内部事象

内部事象は DBE と BDBE に分類している。DBE のコンシクエンスは、AERB の規定サイト境界線量制限以下に制限されている。また、DBE は決定論的と確率論的なアプローチを組合せて 4 つのカテゴリ（表 3.2.2 参照）に分類している。カテゴリ 2 の重要事象には、制御棒引き抜きとサイト外電源喪失がある。カテゴリ 3 の重大事象には、発生頻度が  $10^{-4}$  /炉年より大の主 1 次冷却系 Na ポンプステック、OBE、所内停電がある、カテゴリ 4 の重要事象には、発生頻度が  $10^{-6}$  /炉年より大の主 1 次冷却系配管破断、所内停電及び SSE がある。すべての炉停止系と崩壊熱除去系の機能喪失は BDBE のカテゴリに入る。集合体瞬時完全閉塞（以下、「TIB」という。）、主容器と安全容器（ガードベッセル）の同時漏えい、炉心支持構造物破損は、他の重要な BDBE である。

##### (a) 設計基準事象解析

炉心設計安全制限（以下、「DSL」という。）を表 3.2.3 に示す。スクラムパラメータ（カテゴリ）の選択は以下のクライテリアに従った。

- ・ 燃料、被覆管、冷却材の影響は、それぞれの DSL より下であること、スクラムの自動保護動作は要求されない。

- すべての DBE に対して、最初のスクラムパラメータ (Cat.1) は、事象で特定されたカテゴリの DSL 以内にコンシクエンス制限する。2 番目のスクラムパラメータは次のより高いカテゴリの DSL に制限すべきである。しかしながら、カテゴリ 4 の事象に対する 2 つのスクラムパラメータは、カテゴリ 4 の DSL 以内にコンシクエンスを制限すべきである。

解析では、計測器による偶然発生する遅延や遅れ、信号処理、論理回路、リレー、スクラムの電磁石リリース、落下時間、スクラムスレッシュホールドに至るまでのプロセス遅れが考慮される。DSL に交差する潜在力を有する事象に対しては、原子炉を保護するために可能な限り異なった少なくとも 2 つのスクラムパラメータがある。2 種類の原子炉停止系のスクラムパラメータ分配が表 3.2.4 に示されている。

## (b) 設計基準外事象解析

### 1. 局所事象 (燃料集合体事故)

局所閉塞の問題は、各燃料構成要素に付けている 2 個の熱電対により議論されてきた。もし温度が閾値を超えると自動トリップする。中性子束は、局所破損の検出するためと自動的に原子炉を停止するのに使う。燃料集合体の中央での沸騰や溶融は、 $2\$/s$  より小さい付加反応を引き起こし、プラント停止系によりこれらの過渡は終息される。

#### (i) 炉心キャッチャー

単一の集合体の溶融は近接の 6 つの燃料集合体まで進展する。しかしながら、高温燃料が底部にあると、主容器壁が溶け、Na と溶融燃料へ放出するかもしれない。また燃料がより反応度の大きい中に入ると、再臨界になる恐れがある。このために格子プレートの下に炉心キャッチャーを設置する。7 つの燃料集合体から放出された溶融燃料の量は $\sim 0.3$  トンである。他方、計算では再臨界に必要な最低重量は 1 トンである。したがって、7 本の燃料集合体の溶融燃料量は、再臨界を潜在的に生じさせない。炉心キャッチャーは、炉心支持構造物の下に位置し、主容器の上で支持される。Na の自然対流流動を進めるために煙突を設置している。予備計算では、Na の最高温度は 1014K (741°C) であり、炉心キャッチャー底板温度は 923K (650°C) より低い。

#### (ii) 研究開発

流れのメカニズムと伝播と同様に閉塞形成に関連する現象の理解、また、燃料集合体内で形成される最大閉塞の評価を行うために、水試験ループが IGCAR (インディラ・ガンジー原子力研究センター) に設置された。完全閉塞する集合体に関する研究

は完成した。このプログラムの目的は、閉塞した集合体から隣接の集合体への定常状態熱の伝達を評価し、集合体温度監視が必要である原子炉出力レベルを確立すること、また解析コードを検証するためである。この研究では、1/4 スケールの実験体系で自然対流による炉心キャッチャープレートの連続した熱を除去する能出力を調べた。様々な出力レベルにおける実験シリーズにより、解析コードを検証するために使用される。

#### ロ. 全炉心事故

熱発生と熱除去の間にミスマッチが生じると、全炉心事故を起こすことができる。ここでは、流量喪失（以下、「LOF」という。）と過渡時過出力（以下、「TOP」という。）事故を代表して解析する。

##### (イ) 放出エネルギー

流動減少時には、冷却材と被覆管温度はすぐに、上昇する。これは正の反応を与える。スぺーサパッドの加熱は負の反応をもたらす、これは、正の反応を支配する。これにより出力は減少する。しかしながら、出力対流量の比高は、冷却材温度上昇とチャンネルの上部の冷却材の空洞につながる。その結果、炉心空洞は放射状で外側に、軸方向で下向きに拡大する。Na 空洞が炉心の中央の部分にあるとき正の反応が導入され、ネット反応は正になる。それは、最終には出力暴走し、最終的には燃料溶融に導く。この段階では、CABRIS 実験（仏、CEA カダラッシュ研究所の実験炉）と精巧な計算で示されるように、溶融燃料は新燃料に対する被覆管蒸気化と冷却材の力の分離により炉心から掃かれる。これは大きい負の添加反応をもたらす、原子炉は臨界未満のままになる。これを超える過渡期解析では燃料/被覆管の動きを詳細に評価し、それに伴う反応影響を計算している。一般的な結論では過渡期は低いエネルギー放出につながる。PFBR に関しては、正の反応度を付加した保守的な燃料スランピングでモデル化しても、機械出力放出は 20MJ であるにすぎない。しかしながら、一次格納施設的设计では、100MJ のエネルギー放出を保守的に設定する。また同様に TOP は、燃料の吐き出しにより終息されるが、PFBR では、LOF に対するように保守的なアプローチを取っている。100MJ エネルギー放出は、全炉心事故におけるエネルギー放出の合理的な保守的な算定を与える。

##### (ロ) 第一の格納応答

核事故の終わりに、原子炉が炉停止状態にあるが、炉心の二相気泡は、まだ広がっ

ており、圧力波を発生している。その圧力は、Na や内部構造物を通り、一次格納バウンダリ、例えば主容器、上部遮蔽等へ伝わる。これらへの損傷を評価するために、計算コード FUSTIN（内部構造、流体力学、流体構造相互作用をモデル化）を使用した。コード検証は、ベンチマークと TBRL Chandigarh の縮小モデル実験で行った。

本研究の主な結論は以下のとおり。

- ・事故の仕事の潜在能力は 100MJ であるが、実際行われた仕事は 48MJ に過ぎなかった。主容器、内側容器、およびカバーガスにより吸収されたエネルギーはそれぞれ 24 MJ、3.6MJ 及び 20MJ である。残部はシステムの熱エネルギーである。
- ・主容器の下向きの移動量は最大 60mm である。これは、主容器と安全容器間の空間以下であり、安全容器との相互作用はない。格子プレートと炉心支持構造物は主容器移動をかなり減少させる。主容器の半径方向での湾曲部は 125mm であり、安全容器と相互影響しない。主容器での最大歪は、SS316 LN の許容量 15% に対し 2.2% である。
- ・TBRL chandigarh で実施された試験は、IHX、DHX 及びポンプが破損されなく、それらの機能的な能力が元の状態を維持していることを示した。

#### (ハ) ナトリウム放出と原子炉格納建物における圧力上昇

原子炉格納建物での Na 放出は、上部遮蔽の下方での駆動圧力履歴、漏えいパスにおける圧力損失、漏えい可能パスにより影響される。Na 中水漏えいの推定量は 350kg である。この値を確認するために、上部遮蔽の 1/13 スケールダウンモデルで水試験を行った。水の測定量は 2.41kg であった。これを適切なスケールリング則を適用し、Na 漏えい値に置き換えると 233kg であった。RCB の圧出力上昇計算で用いた Na 漏えい 350kg はかなり保守的であることが立証された。スプレイ燃焼コード NACOM とプール燃焼コード SOFIRE を使用して、350kg の Na を燃焼させたとき（プール燃焼、スプレイとプール燃焼の組合せ）の解析結果では、ピーク圧力及び温度はおよそ 10kPa と 333K であった。Na の瞬時燃焼では、18.5kPa の圧力上昇と 359K の温度になる。RCB の設計では、保守的にするために圧力上昇を 25kPa とした。

#### (ニ) 原子炉格納建物

RCB は、矩形型で、内部寸法 34.8m×39.8m、高さ 54.5m（最終床レベル上）である。安全分類は 2 で耐震分類は 1 である。RCB は 25kPa の圧力に耐えるように設計

される。建屋の漏えい率は 25kPa で 0.1%未満体積/時間である。すべての空調、換気ダクト、圧縮空気、水、液体とガスの流出配管が隔離するダンパー（RCB の内側に 1 基、RCB を閉鎖するために外側に 1 基）を設置している。ダンパーは高放射能信（2/3 の決裁ロジック）により 60 秒以内で閉じる。RCB は、正常な負荷、OBE、SSE、烈風負荷及び CDA 荷重に耐えるように設計されている。CDA と地震負荷（OBE/SSE）との組合せは、CDA はそれ自身 BDBE であるので考えていない。

(ホ) 環境ソースターム

RCB のソースタームは炉心での核分裂生成物を算定することによって、計算する。環境でソースの計算モデルは、凝集、堆積、拡散等のような物理的過程が考えられて開発されている。そして FP ガス、沃素、セシウム及び他の放射核のような重要な核種がそれぞれ  $3.6 \times 10^{16} \text{Bq}$ 、 $1.1 \times 10^{14} \text{Bq}$ 、 $4.9 \times 10^{12}$ 、 $4.9 \times 10^{13}$  寄与している。

(ハ) 敷地境界線量

敷地境界線量は、核分裂生成物の貴ガスからの雲のガンマ線量、核分裂生成物からの吸入線量及び地面からの外部ガンマ線量の経路を考慮して計算される。最も保守的な値であるカテゴリ F の天気計算に使用される。合計が、すべての同位元素とすべての道による実効線量の計算値が 41mSv であるのがわかった。CDA は BDBA であるが、線量が設計基準事故の AERB の指定している線量制限 100mSv よりかなり下にある。

(2) 新たな知見と考えられる事項

特に新しい知見はない。

(3) 「もんじゅ」への反映事項

なし。

表 3.2.1 インド PFBR の主要諸元 (50)

項目	単位	仕様
熱出力	MWt	1250
電気出力	MWe	500
炉心高さ	mm	1000
炉心径	mm	1900
燃料	—	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>
最大中性子束	n/cm <sup>2</sup> -s	8×10 <sup>15</sup>
燃料被覆管材料	—	20%CW D9
吸収材	—	B <sub>4</sub> C
主 1 次冷却系配置	—	プール型
1 次系ポンプ/IHX 基数	—	2/4
主 2 次冷却系ループ数	—	2
蒸気発生器基数	—	4/ループ
炉停止系数	—	2
崩壊熱除去系数	—	2
主一次冷却系入口/出口温度	℃	397/547
蒸気温度	℃	493
蒸気圧力	MPa	16.6
格納建物	—	RCC* 矩形

**\* RCC 工法 : Roller Compacted Concrete Method**

使用するコンクリートは超硬練り（土砂のようなイメージ）のものであり、そのコンクリートをブルドーザーで敷均し、振動ローラーで締固める工法。

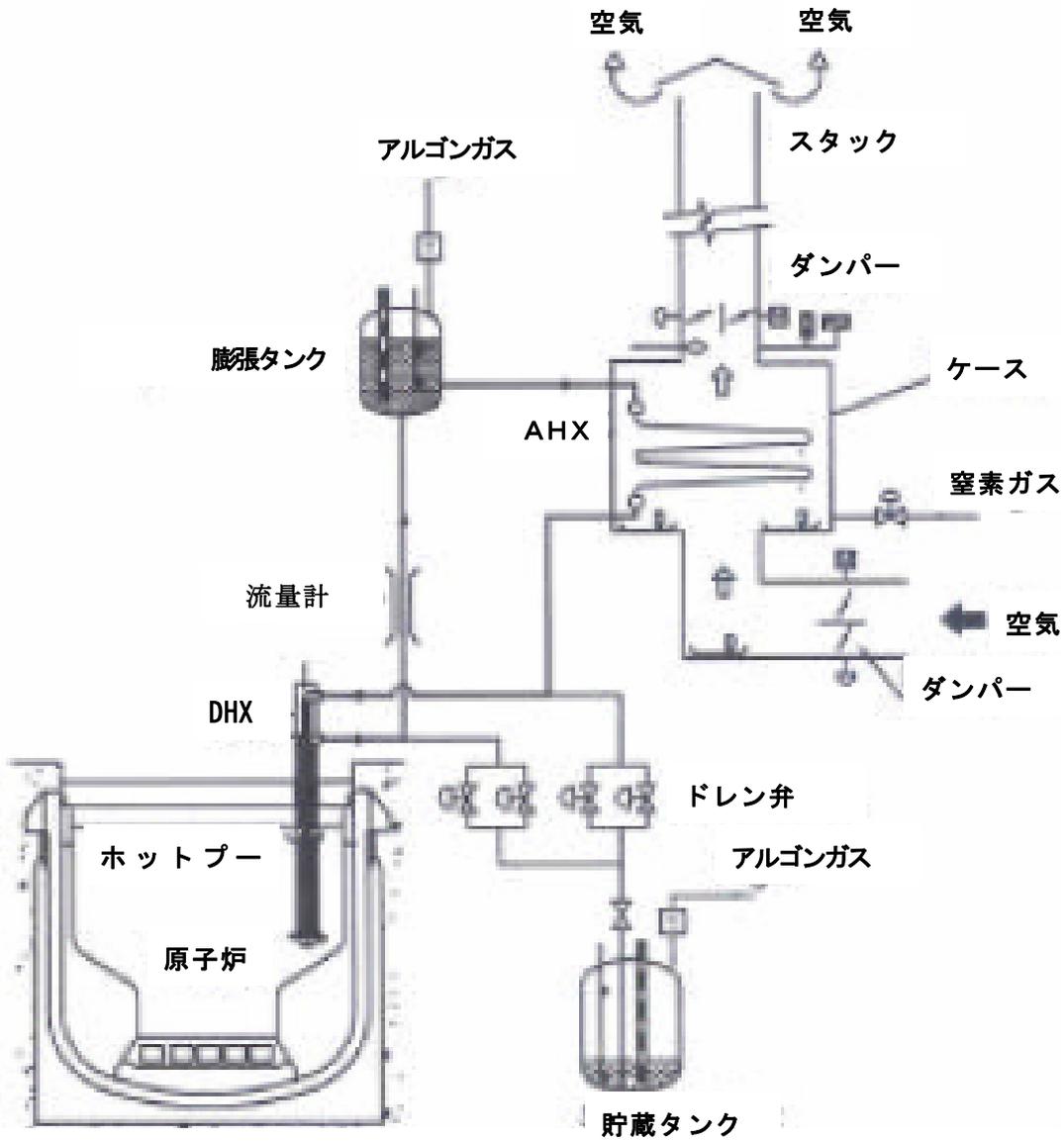


図 3.2.1 インド PFBR の崩壊熱除去システム (50)

表 3.2.2 インド PFBR の設計基準事象 DBE の分類<sup>(50)</sup>

カテゴリー	分類	年間発生頻度(f)
1	通常運転	$> 1$
2	アップセット	$10^{-2} \leq f < 1$
3	緊急(Emergency)	$10^{-4} < f < 10^{-2}$
4	事故 (Faulted)	$10^{-5} < f < 10^{-4}$

表 3.2.3 インド PFBR 炉心設計の安全制限温度<sup>(50)</sup>

パラメータ	カテゴリー1	カテゴリー2	カテゴリー3	カテゴリー4
コールドプール	397	540	600	640
ホットプール	547	600	625	650
燃料ホットスポット	溶融なし	溶融なし	溶融なし	最大出力ピンで 50%溶融
被覆管ホットスポット(ドライバ燃料集合体)	700	780-800 50 分間	880-900 5 分間	1200
被覆管ホットスポット(貯蔵燃料集合体)	550	600	650	950
平均集合体の冷却材ホットスポット	627	バルク沸騰 なし	バルク沸騰 なし	バルク沸騰 なし

表 3.2.4 インド PFBR のスクラム時のパラメータ (50)

事 象	炉停止系 1 の パラメータ	炉停止系 2 の パラメータ
低出力時の TOP (過出力時の過渡事象)	出力/流量	集合体要素中心の Na 出口温度
高出力時の TOP	出力	同上
サイト外での電源故障	出力/流量	同上
主一次ナトリウム冷却配管破断	出力/流量	同上
主一次系ポンプスティク	出力/流量	同上
燃料集合体損傷	中性子	中性子及び集合体要素中心の Na 出口温度目標値からの偏差
主二次ナトリウム系と水・蒸気系の事象	原子炉入口温度	集合体要素中心の Na 出口温度

#### 4. 軽水炉トラブル事例の調査

軽水炉トラブル事例調査からトラブル知見の高速炉の安全性（維持基準、運転管理・保守、AM 関連）への適用性について以下の手順で検討した。

- (1) 軽水炉トラブル知見の整理
- (2) 軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討
  - ① 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査
  - ② 高速炉への適用性（スクリーニング）検討

##### 4.1 軽水炉トラブル知見の整理

本整理では、過去 10 年間（平成 7 年度～平成 16 年度）の国内軽水炉のトラブル事例内容を把握するために 1 章で記した国内軽水炉（沸騰水型：BWR、加圧水型：PWR）の故障・トラブルデータ集に記載されている 212 件の事例（付録 1 を参照）からシャラウドひび割れ（同付録整理番号 168～177）等を含む軽水炉特有の 49 件を除いた高速炉に直接または、間接的に関連すると思われる 163 事例を対象にした。

整理内容は、トラブルごとに発生年月日、発生プラント名、運転状況、発生設備・機器・部位、発生現象、原因、対策、特記事項の記載内容の要約、また分析作業としてトラブルモード、発生メカニズム、発症条件、新知見性、得られた知見、高速炉への適用性分類を行った。この軽水炉トラブル事例の整理結果例 12 件を付録 2 に示す。この整理結果は次節 4.2 の高速炉への適用性検討で参照される。

なお、高速炉への適用性の分類では、適用可能性の程度を概略的に判別するために、軽水炉と高速炉のシステム・特徴（固有）の違い、技術的な共通点などを考慮して以下の 3 つのカテゴリーを用いた。

- ・カテゴリーA：当該発生トラブルに係るシステム・環境・運転条件などが高速炉のものに同一か、または類似していることから高速炉への適用性がある知見。
- ・カテゴリーB：システム・環境・運転条件は異なるが、発生原因の現象、技術的要因などに高速炉と共通性がある知見。また、現状では、軽水炉との関連性はないが、今後の規制において共通課題が生じ、検討の必要性の対象になると考えられる知見。（例：維持基準関連）
- ・カテゴリーC：軽水炉固有のトラブル事象であり、高速炉との共通性は極めて小さいため、高速炉への適用性はないと考える知見。

ここでは、トラブルの全体傾向を把握するためにまとめたトラブル発生機器別と原因別の整理結果を以下に示す。

#### (1) トラブル発生機器別

- ① 高速炉システムと異なるが、安全機能面で共通するトラブル発生機器では、熱交換器伝熱管（26件）、燃料集合体（16件）、制御棒（12件）、計測機器（9件）があった。
- ② 高速炉システムに共通するトラブル発生機器では、復水器（15件）、タービン（12件）、給水加熱器（7件）、発電機（5件）があった。

#### (2) トラブル発生原因別

- ① 物理現象面からの原因では、疲労割れ、磨耗、漏えい、SCC（応力腐食割れ）、その他（減肉、異物混入、取り付不具合など）があった。
- ② 運転管理・保守面からの原因では、保守（異物混入等）、管理（作業管理要領書等）、誤操作（運転時の操作ミス等）、施工があった。

上記整理結果から高速炉に共通すると考えられるトラブル発生機器、発生原因があることを確認した。

## 4.2 軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討

### (1) 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査

4.1で整理・摘出されたすべての軽水炉トラブル事例内容を対象に適用性検討項目である維持基準、運転管理・保守、AM関連との関連性の調査、従来トラブルと異なる新たな知見の摘出、及び高速炉への大まかな適用性分類の検討を行った。

検討に先立ち、全件のトラブル内容は広範囲に亘るため、同一または同類の共通性のある原因を有するものを整理し、32件のトラブル内容に集約した。これらの調査結果は、次項(2)の「トラブル知見の高速炉への適用性検討結果」を記載する同表中の「3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査」の中で示されている。調査結果例13件を付録3に記載する。

32件のトラブル事例ごとの新たな知見の摘出、及び適用性検討事項との関連性、高速炉への適用性（カテゴリー別）を表4.2.1に示す。

#### ① 発生件数の多いトラブル

同表の32件の集約件数から発生頻度の多い主なトラブルは以下のとおり。

特に異物混入、運転保守、小口径配管破損に関連するトラブルが支配的である。

- a. 再循環ポンプメカニカルシールへの異物混入（11件）
- b. 復水器伝熱管の貝類の異物混入によるエロージョン破損（10件）
- c. 運転手順書にない操作トラブル（9件）
- d. フランジ部の取り付け不良（パッキン位置、ボルトの締め付け不良など）（8件）
- e. 弁座への異物のかみこみ（7件）
- f. 主配管に接続する小口径配管の共振等による破損（6件）
- g. 給水加熱器の拡管、曲げ加工欠陥が流力振動、SCCで破損（5件）
- h. 蒸気発生器伝熱管サポート部の減肉（4件）
- i. 小口径配管の熱疲労による破損（4件）
- j. 経年変化によるトラブル（4件）
- h. 制御回路の動作不良、制御プログラムミスなど（4件）

② 新たな知見と思われるトラブル

同表から新たな知見と思われるは以下のとおり。すべてが高速炉と共通の水・蒸気系で起きている。

- a. 給水加熱器のドレン水液位制御の適正不良
- b. 蒸気ドレン水の滴下や高速流による伝熱管の減肉
- c. 運転手順書にない操作トラブル（手順書への記載不備など）
- d. 小口径配管の熱疲労による破損
- e. 落雷による伝送ケーブルへの影響
- f. 圧縮空気と窒素ガスの切り替え弁に錆が噛みこみ作業員酸欠
- g. 海水配管からの滴下した塩水で制御棒駆動配管が応力腐食割れ

③ 適用性検討事項の関連件数

同表の軽水炉トラブル事例が適用性検討事項に関連する件数は以下のとおり。

運転管理・保守関連が最も多い。

- a. 維持基準関連：2件
- b. 運転管理・保守関連：31件
- c. AM関連：18件

(2) 高速炉への適用性（スクリーニング）検討

上記(1)の結果を基に、32件に集約されたトラブル事例ごとに高速炉の維持基準、運転管理・保守、AM関連の適用性について検討した。検討結果は、前項(1)の調査結果を記載した同表

中の「4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討」に示されている。（付録3の13件の調査結果例を参照。）表中には、検討結果の根拠についても定性的であるが述べている。

以下に高速炉への適用の可能性のあるカテゴリーA及びBの32件のトラブル事例の検討結果のまとめを示す。なお、ここのカッコ内の整理番号とは、高速炉に関連する事例の表4.2.1の左欄の番号である。

#### ① 維持基準関連

##### a. カテゴリーA（適用性がある知見）

経年変化（材料劣化）等による損傷：事例として高圧給水加熱器伝熱管損傷（管板内初期欠陥）、復水器伝熱管減肉（ドレン水アタック）、小口径配管の共振破損、熱疲労破損（母材部）、振動破損、給水管・復水管の損傷（エロージョン、コロージョン減肉：図4.2.1参照）があった。この知見は、「もんじゅ」維持基準（あり方、方針等）を（JNESが）検討する際に参考にする。

##### b. カテゴリーB

減肉：事例としてSG伝熱管損傷（腐食減肉、流力振動等：図4.2.2参照）があった。この知見は、「もんじゅ」のSG過熱器・IHX伝熱管損傷要因を（JNESが）分析する際に参考にする。

#### ② 運転管理・保守(検査)関連

##### a. カテゴリーA（適用性がある知見）

(a) 異物（貝類）混入：事例として復水器ポンプ流量低下、復水器伝熱管破損があった。

対策として除貝装置設置、洗浄強化等の実施が望ましい。

(b) 減肉（エロージョン等）：事例として高圧給水加熱伝熱管、復水器伝熱管、給水管・復水管の破損があった。対策として定期的な検査等による健全性の確認が必要である。

(c) 小口径配管破損：事例として共振、溶接不良、サポート不良があった。対策としてパトロール等による異常音の検出、溶接施工の確認が必要である。

##### b. カテゴリーB

(a) 損傷検査：事例として蒸気発生器伝熱管損傷があった。

対策としてECT（渦電流検査）の高度化と検査の実施が必要である。「もんじゅ」では過熱器の伝熱管材質が非磁性(SUS)であり、軽水炉と同類のマルチコイル型のECT装置を数年前から開発中。

(b) 異物混入：事例として再循環ポンプシール機能低下、SG伝熱管損傷があった。

### ③ AM 関連

#### a. カテゴリーA（適用性がある知見）

(a) 作業手順：事例として運転操作ミス、運転手順書にない操作があった。これらの再発防止を行うとともに、AM 実施時の異常時処理手順書等へ反映することが必要と考える。

#### b. カテゴリーB

(a) 水・蒸気系主流量低下：事例として SG 伝熱管損傷・減肉、高圧給水加熱器伝熱管損傷、給水加熱器ドレン水位調整不良、給水管・復水管減肉があった。これらの対策を行うとともに、PSA 起因事象の要因になるかを検討する必要がある。

(b) 異物混入：事例として原子炉再循環ポンプシール機能低下、弁座損傷、SG 伝熱管損傷があった。これらの対策を行うと共に、空気侵入による酸化物の燃料局所閉塞事象に関連する起因事象の要因になるかを検討する必要がある。

(c) 小口径配管（ドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管）破損：事例として共振・熱疲労、振動破損があった。これらの対策を行うとともに、一次系のドレン弁までの接続配管の破損が一次冷却材漏えい事象に関連するかを検討し、一次冷却材漏えい事象の起因事象の要因として反映することが必要と考える。

### (3) まとめ

軽水炉トラブル事例調査結果から高速炉に適用できる知見と反映先をまとめた。

#### ① 維持基準関連

高速炉のシステムと共通である水・蒸気系の高圧給水加熱器・復水器伝熱管、給水管・復水管、小口径配管に経年変化等の影響を受けた事例がいくつかあった。これらのトラブルは現状の軽水炉の維持基準には関係しないが、今後の維持基準のあり方を検討するときの課題になるものとする。

また、減肉（応力腐食）に係る知見は、「もんじゅ」の SG 過熱器伝熱管の減肉要因、磨耗に係る知見は、SG や IHX の伝熱管の磨耗要因を分析・検討するときの参考になるものと考えられる。

#### ② 運転管理・保守関連

高速炉に共通する事例として特に異物（貝類など）混入や、運転操作手順ミスなどのヒューマンエラーが多く、プラントの信頼性を高めるための潜在的に重要な課題である。水・蒸気系機器伝熱管・配管に関連するトラブルに対しては、定期的検査や点検パトロールなどの履行、欠陥検査精度の向上が必要とされる。これらのトラブル知見は「もんじゅ」再

開後に予想されるトラブルの発生防止策として反映する必要があると考える。また欠陥検出精度の向上は、今後の水・蒸気系機器の維持基準における検査のあり方に関係する軽水炉と共通の課題であると考ええる。

### ③ AM (PSA) 関連

AM 関連として PSA の起因事象に関連すると考えられるトラブルとして水・蒸気系機器故障による主流量低下事象、異物混入による一次系空気侵入、小口径配管破損による主一次冷却材漏えいがあった。これらは直接「もんじゅ」の PSA の起因事象要因になるとは思われないが、これらのトラブル事象を FBR のシステムに当てはめた場合、PSA 起因事象になりうるかについて検討が必要であると思われる。また、組織運用面での異常時処理手順書などが摘出され、これらは AM 作業手順書などに反映すべきと思われる。

表 4.2.1 高速炉への適用性検討項目リスト(1/3)

整理番号	トラブル事例の分類	付表 1 の整理番号	新たな知見と思われる事例	適用性検討項目			高速炉への適用性	
				維持基準関連	運転管理保守	AM関連	カテゴリーA	カテゴリーB
1	蒸気発生器伝熱管サポート部の減肉	197,209,210,211		●	●	●		●
2	循環水ポンプへの貝類の異物混入	007,009			●		●	
3	復水器伝熱管の貝類の異物混入によるエロージョン破損	020,044,054,074,089,100,102,110,116,118			●		●	
4	再循環ポンプメカニカルシールへの異物混入	024,027,033,082,095,137,148,154,161,167,196		●	●	●		●
5	弁座への異物のかみこみ	014,016,030,050,066,076,163b			●	●		●
6	補修時の異物が機器、弁に蓄積し、SG 伝熱管等が損傷	128 (SG),138 (弁)			●	●		●
7	高圧給水加熱器の拡管、曲げ加工の欠陥が流力振動、SCC で伝熱管破損	037,112,127,141,189			●	●	●	
8	給水加熱器のドレン水液位制御の適正不良	005,140	●		●	●	●	
9	フランジ部の取り付け不良 (パッキン位置、ボルトの締め付け不良など)	006,017,028,068,103,125b,135,199			●	●	●	
10	保守、補修時のフランジシール面への異物混入	069,122			●	●	●	
11	運転操作ミス	049,111,191			●	●	●	●
12	蒸気ドレン水の滴下や高速流による復水器伝熱管の減肉	015,065	●		●		●	
13	運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル (手順書への記載が必要)	013,047,073,087,091,093,149,152,203	●		●	●	●	●

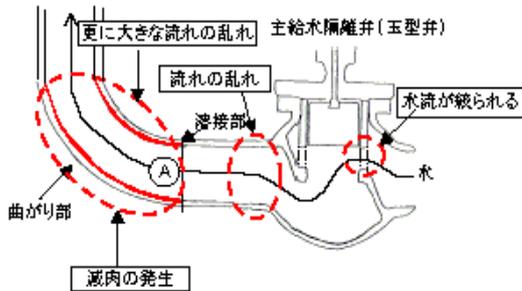
表 4.2.1 高速炉への適用性検討項目リスト(2/3)

整理番号	トラブル事例の分類	付表 1 の整理番号	新たな知見と思われる事例	適用性検討項目			高速炉への適用性	
				維持基準関連	運転管理保守	AM 関連	カテゴリ A	カテゴリ B
14	主配管に接続する小口径配管の共振による破損	048,079,125a,139,155,160			●	●	●	●
15	小口径配管の熱疲労による破損	090,099,124,193	●		●	●		●
16	圧力スイッチ、端子の共振	058,101,117			●		●	●
17	小口径配管の溶接不良、サポート部の不良による振動破損	121,136,165		●	●	●	●	●
18	初期欠陥が進展して損傷	023,123			●		●	●
19	給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる破損	206,208		●	●		●	
20	経年変化によるトラブル	031(絶縁劣化),046,144(パッキン劣化),202 (シリンダ 摩耗)			●		●	●
21	制御回路の動作不良、制御プログラムミス	021,067,092,205			●		●	●
22	落雷による伝送ケーブルへの影響(絶縁の強化が要)	077	●		●		●	
23	ピストンシリンダ取替時の隙間管理不足	061			●		●	
24	長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成	083			●	●		●
25	点検時に傷をつけた、接触器が故障しいざという時に不良	098(傷), 070(接触器)			●			●
26	給水配管の点検プラグの溶接不良(異物混入)	133			●		●	

表 4.2.1 高速炉への適用性検討項目リスト(3/3)

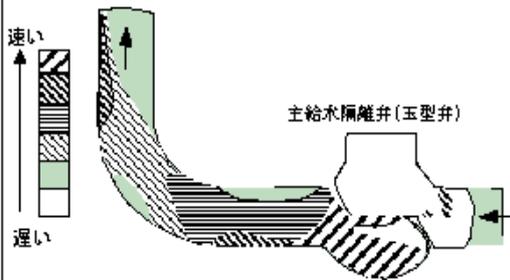
整理番号	トラブル事例の分類	付表 1 の整理番号	新たな知見と思われる事例	適用性検討項目			高速炉への適用性	
				維持基準関連	運転管理保守	AM 関連	カテゴリ -A	カテゴリ -B
27	弁グランドの部の締め付け不良	163			●	●	●	
28	ベント弁の増し締め不良	194			●	●		●
29	U シール部へのスラッジ蓄積	166			●		●	
30	圧縮空気と窒素ガスの切替弁に錆が噛みこみ作業員酸欠	200	●		●	●	●	
31	当て板溶接部の残留応力と塩分が重なって応力腐食割れ	207			●	●	●	
32	海水配管からの滴下した塩水で CRD 配管が応力腐食割れ	162,164	●		●	●		●

## 減肉発生メカニズム



主給水隔離弁(玉型弁)内部で生じた流れの乱れが、配管曲がり部でさらに強くなっており、エロージョン・コロージョンを発生させる可能性があることが確認された。

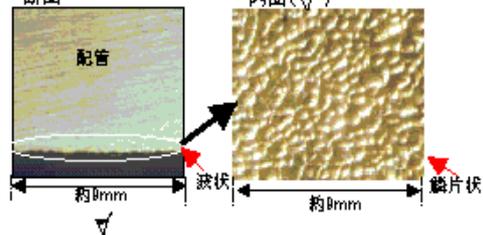
## 流況解析



主給水隔離弁下部部で流れに乱れが生じ、エロージョン・コロージョンを起こす可能性があることが確認された

## 拡大観察(A部)

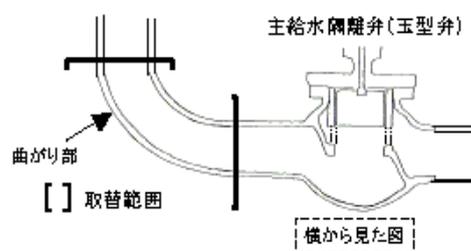
(例)B-主給水配管曲がり部切断面の拡大観察結果



エロージョン・コロージョンに見られる鱗片状模様を呈し減肉していた。

## 対策

(例)B-C-主給水配管曲がり部(90°)の取替



○今後、主給水隔離弁(玉型弁)と同型式の弁を有する大飯2号機を含め、当該部について、減肉傾向の監視を強化する。  
また、他プラントを含め主給水系統で著しい減肉が発生する可能性のある部位についても、同様の措置を講じる。

○保守管理上明らかになった問題点に関し、保守管理システム全般について点検を行うとともに、その結果を踏まえ対策を講じる。

図4.2.1 給水管・復水管の損傷(エロージョン、コロージョン減肉) (51)

### 蒸気発生器伝熱管損傷部位

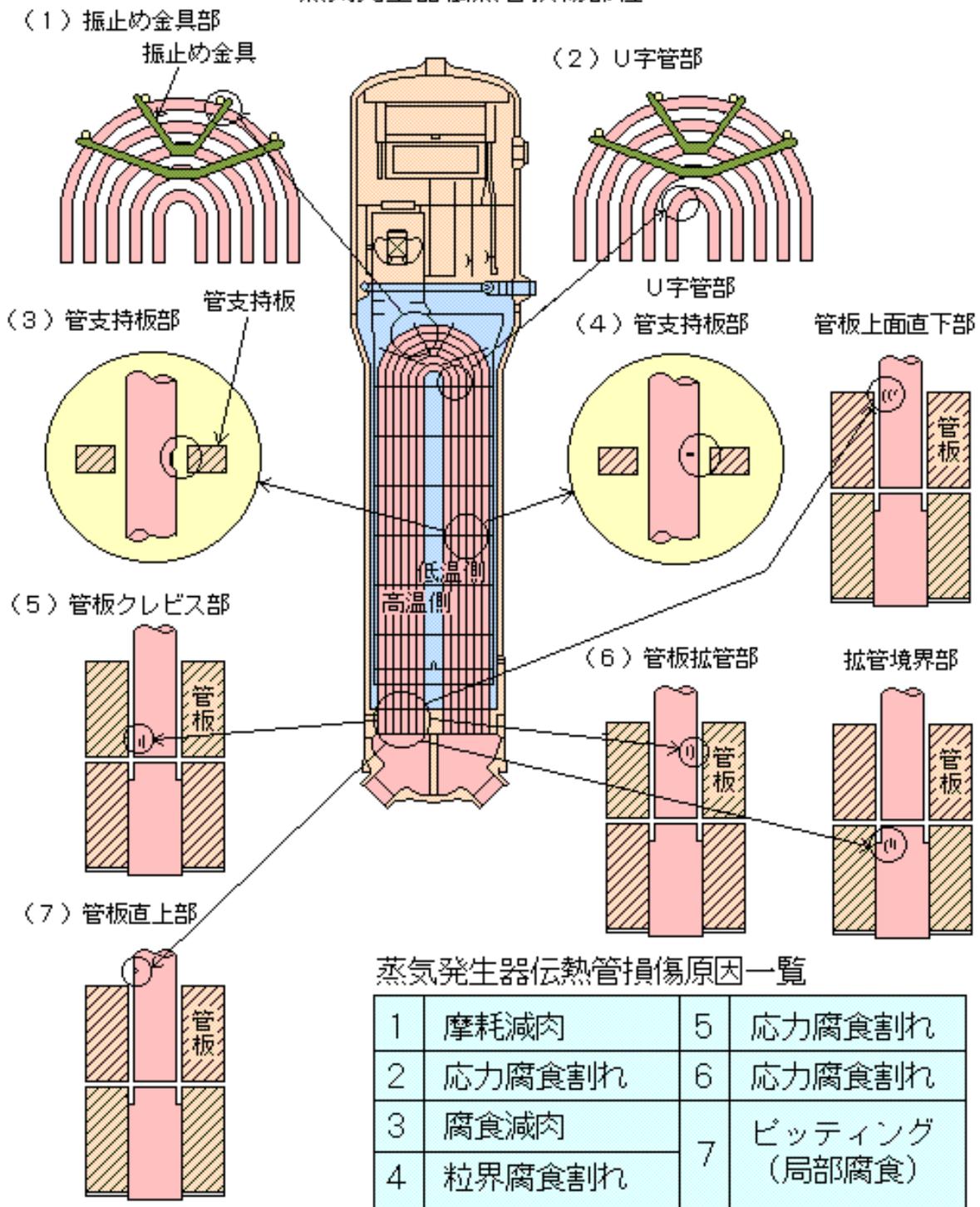


図4.2.2 蒸気発生器伝熱管損傷部位と損傷原因<sup>(52)</sup>

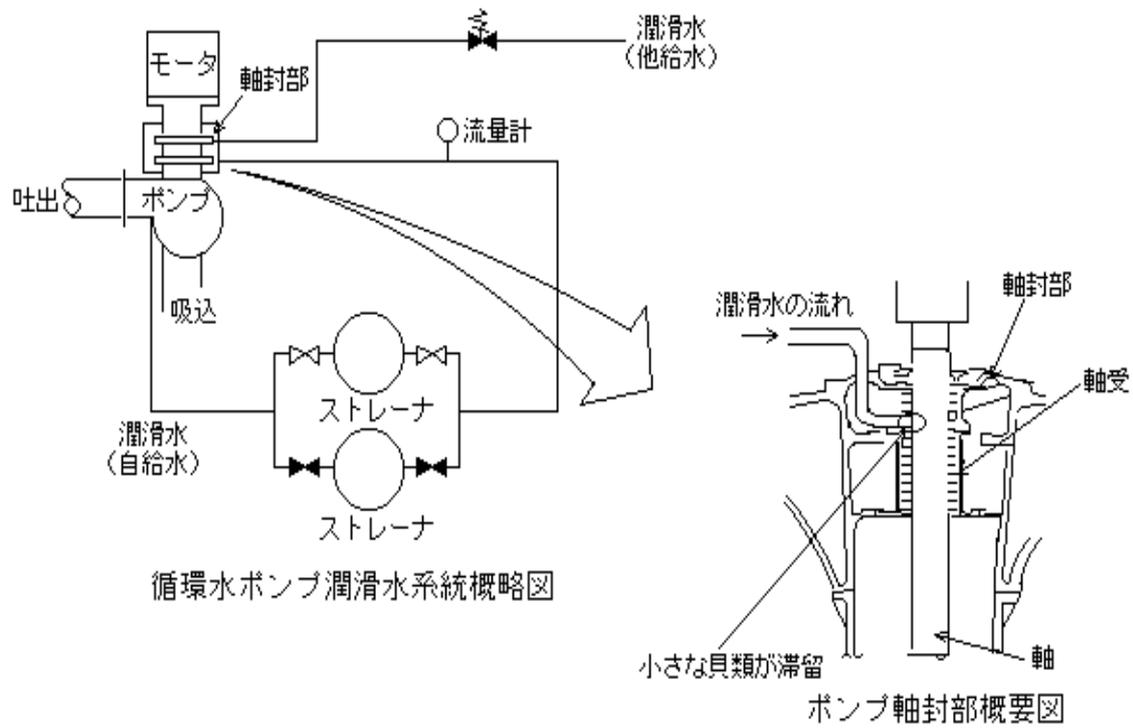


図4.2.3 再循環ポンプ軸封部異物（貝類）混入<sup>(53)</sup>

## 5. 結論

本報告書は、主に平成 16 年 4 月から平成 17 年 3 月までの学会での発表、学会機関誌、論文集などの出版物、その他の公開資料により、高速増殖炉の安全性に係る運転保守、構造健全性、事象解析評価の研究開発動向、及び海外の高速炉開発の状況を調査するために国内外の情報を広く収集し、また国内軽水炉の過去 10 年間のトラブル事例を整理し、それらから得られた新たな知見について高速炉「もんじゅ」の再開後の安全確保に向けた反映事項を検討した。

具体的な調査項目は次のとおり。

①研究開発動向調査の運転保守関連では、破損燃料検出法、軽水炉維持基準（補修に関連する研究開発）、供用期間中検査（蒸気発生器伝熱管、原子炉容器廻り）、構造健全性評価関連では、サーマルストライピング、ナトリウム漏洩時の床ライナ、蒸気発生器の熱過度時応力、事象解析評価関連では、プラント動特性解析手法、ナトリウム漏洩検知法、ナトリウム－水反応事象、ナトリウム－コンクリート反応事象、②海外の高速炉開発状況調査では、韓国の KALIMER-600、インドの原型炉 PFBR の安全に係わる設計概要を調査した。

軽水炉トラブル事例調査では、212 件を対象に維持基準に係る疲労損傷関連、運転管理・保守（品質管理）、AM（事故管理）関連に着目し、高速炉プラントに適用できると考えられる知見を整理・抽出した。

主な調査結果は、以下のとおりである。

- ①最近の破損燃料検出法、維持基準、供用期間中検査、構造健全性評価方法、事象解析評価手法は、「もんじゅ」運転再開後に反映できる有用なものであり、今後更なる実用化に向けた研究開発を続けることが必要であると考えます。
- ②海外の高速炉開発状況では、KALIMER-600 とインドの PFBR は主一次冷却系がプール型であり「もんじゅ」とシステムが異なること、主二次冷却系は共通する概念であるものの、特に新しい設計概念ではなく、新たな知見は見当たらないが、崩壊熱除去機能を高めるために自然循環除熱による受動的な方法を採用していることから本方式の信頼性について引き続き注視する。
- ③軽水炉トラブル事例調査の結果から高速炉への反映事項では、軽水炉と共通するシステム（水・蒸気系）のトラブル、ヒューマンエラーによる運転管理・品質管理・保守に関連するトラブルがあり、AM 関連事項では、PSA（確率論的安全評価）の起因事象に関連すると考えられる異物混入のトラブル事例がいくつか発生してことから、これらが高速炉プラント（もんじゅ）においてもその発生の可能性があるかについて検討する必要があると考えます。



## 参考文献

- (1) 原子力発電技術機構、平成 13 年度研究開発段階炉の安全性に係る新知見調査、INS/M01-78、平成 14 年 3 月
- (2) 原子力発電技術機構、平成 14 年度研究開発段階炉の安全性に係る新知見調査、INS/M02-71、平成 15 年 3 月
- (3) 原子力発電技術機構、平成 15 年度研究開発段階炉に関する新知見調査、JNES/SAE04-046、平成 16 年 9 月
- (4) JNC TN1400 2004-012 安全研究成果調査票（平成 15 年度）燃料破損時の運転手法最適化に関する研究
- (5) 山本雅也(JNC)、他、「常陽」MK-Ⅲ性能試験—(11)燃料破損検出系特性試験—原子力学会 2004年春の年会、P30、2004年3月
- (6) 服部 和裕、高速実験炉「常陽」燃料破損模擬試験、核燃料サイクル開発機構（もんじゅ建設所）第14回もんじゅ・国際技術センター技術報告会資料、平成17年3月1日、2日、エムシースクエア
- (7) 大山一弘(JNC)、他、高速実験炉「常陽」MK-Ⅲ炉心における燃料破損模擬試験(1)；試験計画原子力学会 2005 年春の年会、D21、2005 年 3 月
- (8) 服部和裕(JNC)、他、高速実験炉「常陽」MK-Ⅲ炉心における燃料破損模擬試験(2)；カバーガス法 FFD による燃料破損の検知、原子力学会 2005 年春の年会、D22、2005 年 3 月
- (9) 石田公一(JNC)、他、高速実験炉「常陽」MK-Ⅲ炉心における燃料破損模擬試験(2)；シッピング法 FFDL による燃料破損集合体の同定、原子力学会 2005 年春の年会、D23、2005 年 3 月
- (10) 斑目春樹(東大)、「軽水炉技術基準の制度改正に係わる規格化の動向」、社団法人 日本溶接協会、原子力研究委員会「原子力発電設備における機器の補修・取替え技術に関する国内シンポジウム」資料集、平成 16 年 6 月 29 日、化学会館
- (11) 羽田野俊一(東芝)、「日本機械学会維持規格次期改定版における補修・取替え法の概要」、同上シンポジウム資料集、平成 16 年 6 月 29 日、化学会館
- (12) 菅野眞紀 (JNES)、「原子力機器の補修・取替え工法に係わる R&D の動向」、同上シンポジウム資料集、平成 16 年 6 月 29 日、化学会館
- (13) 核燃料サイクル開発機構（国際技術センター）、「蒸気発生器伝熱管プローブの振動抑制」、第 14 回もんじゅ・国際技術センター技術報告会資料、平成 17 年 3 月 1 日、2 日、エムシ

ースクエア

- (14) 陳 振茂(JNC)、他、「もんじゅ」用 ISI 装置の開発(21) ; リモートフィールド ECT 探傷信号を用いた欠陥の分類及びサイジング、原子力学会 2005 年春の年会、D13、2005 年 3 月
- (15) Mihalache Ovidiu(JNC)、他、「もんじゅ」用 ISI 装置の開発(21) ; Advancement in 3D Remote Field ECT Simulations for Monju SG Tubes 、原子力学会 2005 年春の年会、D14、2005 年 3 月
- (16) 上田 雅司(JNC)、他、「もんじゅ」用 ISI 装置の開発(23) ; 磁気センサを用いたリモートフィールド ECT プロブの基礎試験探傷信号、原子力学会 2005 年春の年会、D15、2005 年 3 月
- (17) 山口 智彦(JNC)、他、「もんじゅ」用 ISI 装置の開発(24) ; バネを用いた蒸気発生器伝熱管 ECT 用プロブの振動抑制試験、原子力学会 2005 年春の年会、D16、2005 年 3 月
- (18) 徐 陽(JNC)、他、「もんじゅ」用 ISI 装置の開発(25) ; 「もんじゅ」原子炉容器廻り ISI における電磁超音波探傷技術の新提案、原子力学会 2005 年春の年会、D17 、2005 年 3 月
- (19) 川崎信史(JNC)、他、高速炉における高サイクル熱疲労に関する試験研究(1)—ナトリウムを用いた正弦波温度変動熱疲労試験の試験計画—原子力学会 2004 年秋の大会、L26、2004 年 9 月
- (20) 長谷部慎一(JNC)、他、高速炉における高サイクル熱疲労に関する試験研究(2)—ナトリウムを用いた周期 20 秒の正弦波温度変動熱疲労試験—原子力学会 2005 年春の年会、H11、2005 年 3 月
- (21) 小川博志(JNC)、他、T 字管合流部における温度変動挙動に関する研究(6)—上流側エルボによる温度変動への影響評価、原子力学会 2004 年秋の大会、D48、2004 年 9 月
- (22) 田中正暁(JNC)、他、T 字配管合流部における枝配管噴流挙動に及ぼすエルボで発生する 2 次流れの影響、原子力学会 2004 年秋の大会、D50、2004 年 9 月
- (23) 菅原良昌 (東北大院)、他、上流に 90 度ベンドを持つ T 字配管合流部における熱流動特性の評価、原子力学会 2004 年秋の大会、D49、2004 年 9 月
- (24) 田中正暁(JNC)、他、上流側にエルボを有する T 字配管合流部の数値解析、原子力学会 2005 年春の年会、H41、2005 年 3 月
- (25) 村上 諭(JNC)、他、配管合流部における乱流プロモータによる緩和効果の数値解析、原子力学会 2005 年春の年会、H42、2005 年 3 月
- (26) 大貫康二(JNC)、他、高速増殖原型炉「もんじゅ」2 次系床ライナの健全性評価 ; (1)設計評

価の全体概要、原子力学会 2004 年秋の大会、B18、2004 年 9 月

- (27) 芋生和道(JNC)、他、高速増殖原型炉「もんじゅ」2次系床ライナの健全性評価；(2)弾塑性クリープ解析による熱ひずみ評価、原子力学会 2004 年秋の大会、B19、2004 年 9 月
- (28) 山田文昭(JNC)、他、もんじゅ実データに基づく熱過渡裕度評価Ⅱ；蒸発器給水入口管板、原子力学会 2004 年秋の大会、D47、2004 年 9 月
- (29) 山田(JNC)、他、2003 年秋の大会、F5
- (30) 山田文昭(JNC)、他、もんじゅ実データに基づく熱過渡裕度評価Ⅲ；蒸発器出口蒸気温度、原子力学会 2005 年春の年会、H3、2005 年 3 月
- (31) 山田文昭、他、もんじゅ実データに基づく熱過渡裕度評価—原子炉とリップ時の原子炉容器出口ノズルと蒸発器給水入口管板—、サイクル機構技報 No.26 2005.3
- (32) 加藤満也(JNC)、他、もんじゅプラント動特性解析コードの整備Ⅵ；IHX 1 次側入口プレナム解析モデルの整備、原子力学会 2005 年春の年会、H5、2005 年 3 月
- (33) 核燃料サイクル開発機構（国際技術センター）、ナトリウム冷却系伝熱流動解析コードの精度向上—中間熱交換器 1 次入口プレナム解析モデルの改良、第 14 回 もんじゅ・国際技術センター技術報告会資料、平成 17 年 3 月 1 日、2 日、エムシースクエア
- (34) 西 義久（電中研）、他、プラント動特性解析コード CERES の検証；(1)もんじゅ中間熱交換器内熱流動、原子力学会 2005 年春の年会、H6、2005 年 3 月
- (35) 大高 雅彦、永井 桂一、荒 邦章、ナトリウムエアロゾルのレーザ誘起ブレイクダウン発光特性、原子力学会 2004 年春の年会、N11、2004 年 3 月
- (36) 永井 桂一、大高 雅彦、荒 邦章、レーザ誘起ブレイクダウン分光法によるナトリウム成分計測の一考察、原子力学会 2004 年秋の大会、L5、2004 年 9 月
- (37) 核燃料サイクル開発機構、蒸気発生器伝熱管破損解析コードの開発(Ⅱ)—ナトリウム側伝熱モデルの改良— JNC TN9400 2003-031、2003年5月
- (38) H HAMADA, et al., "Study of thermal influence on tubes due to sodium-water reaction in LMFBR steam generator" Proceedings of ICONE12-49064 , April 25-29, 2004, Arlington, USA
- (39) 浜田広次、栗原成計、反応熱を伴う高温液体金属二相噴流の伝熱特性、日本原子力学会和文論文誌、Vol.3、No.1、pp44~50、2004
- (40) 山口 彰、他、ナトリウム—水反応時の伝熱管熱伝達率の評価、原子力学会 2003 年秋の大会、F10、2003 年 9 月

- (41) 浜田広次、他、FBR 蒸気発生器での Na—水反応ジェット of 伝熱特性、原子力学会 2004 年春の年会、M38、2004 年 3 月
- (42) 核燃料サイクル開発機構、ナトリウム—水反応時の熱的影響確認試験、JNC TN9400 2003-014、2003 年 3 月
- (43) 核燃料サイクル開発機構、伝熱管破損伝播評価用ブローダウン解析コード(LEAP-BLOW)の開発—ナトリウム—水反応試験(SWAT-1R)による検証—JNC TN9400 2003-062、2003 年 6 月
- (44) 核燃料サイクル開発機構、ナトリウム—水反応ジェット解析コード(LEAP-JET)の開発—ナトリウム—水反応試験(SWAT-1R)による検証— JNC TN9400 2003-106、2004 年 3 月
- (45) 清野 裕、他、ブローダウン及びナトリウム—水反応ジェット解析コードの開発—ナトリウム—水反応試験(SWAT-1R)に検証—原子力学会 2005 年春の年会、E21、2005 年 3 月
- (46) 二神 敏、ナトリウム—水反応ジェット of 熱流動特性—温度分布に及ぼすカバーガス圧力の影響— 原子力学会 2005 年春の年会、E20、2005 年 3 月
- (47) 高田孝、他、ナトリウム—水反応の数値解析研究(9) ナトリウム—水反応の圧力依存性の数値解析評価、原子力学会 2003 年春の年会、J65、2003 年 3 月
- (48) JNC TN1400 2004-012 ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究、安全研究成果調査票 (平成 15 年度)
- (49) Dohee hahn, et al., Design feature of advanced sodium-cooled fast reactor KALIMER-600, Korea Atomic Energy Research Institute, ICAPP'04, June, 2004
- (50) S.B.Bhoje, et al, Safety design of prototype fast breeder reactor, Indira Gandhi center for Atomic Research, ICAPP'04, June, 2004
- (51) 経済産業省原子力安全・保安院、news release、2004.7.5、2004.7.27
- (52) JNES データベース、国内トラブル情報 92 年度版 92.5.19 解説
- (53) 経済産業省原子力安全・保安院、news release、1995.7.31、1995.8.2

付録1 軽水炉トラブルデータ集

故障・トラブルデータ(1/17)

参考資料2

平成16年11月

原子力安全・保安院

(法律対象:133件+通達対象:59件+その他20件=合計:212件)

\*:代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
1	通達	—	燃料集集体	外観検査	H7.5.11	燃料検査中における燃料集集体の変形等。	燃料集集体が所定の位置に着座しておらず、燃料集集体引き上げの際、燃料集集体検査用架台との接触、変形が生じたため。	その他 (保守)	作業要領書の見直し。	作業要領書の見直し。	高浜4
2	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H7.5.12	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れ(以下、「SCC」という。)が発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管渦電流探傷(以下、「ECT」という。)の実施。	美浜3
3	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H7.5.12	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	大飯2
4	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H7.5.29	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	伊方1
5	通達	—	高圧給水加熱器	中央監視	H7.7.12	第6B高圧給水加熱器ドレン流量増加に伴い、75%出力とした。	加熱器内のドレン水位が低く制御され、ドレンに蒸気が混入したことにより流量計指示が増加したため。	その他 (操作)	水位制御器の設定値変更。	対象外。	美浜3
6	法律	—	タービン バイパス弁 電気油圧式 制御装置	巡視点検	H7.7.13	定格出力にて調整運転中、タービンバイパス弁の電気油圧式制御装置からの油の漏えいが発生したため、原子炉を手動停止した。	当該弁用の制御油蓄圧槽と配管を接続しているフランジ部の取付不良によりパッキン(リング)が損傷していたため。	その他 (保守)	当該リング取替。 作業要領書見直し(フランジ部の確実な取付)。	作業要領書の見直し(フランジ部の確実な取付)。	KK-5
7	通達	—	循環水ポン プ	運転監視	H7.7.30	定格出力にて運転中、復水器に海水を送る循環水ポンプ3台のうち1台のポンプの潤滑水に流量低下が発生した。	ポンプ軸封部に付着・滞留した小さな貝類が成長し、潤滑水が供給されにくくなったため。	その他 (その他)	清掃及び定期洗浄の強化。	同左。	1F-5
8	通達	—	原子炉水位 計	運転監視	H7.8.25	原子炉水位計の不具合。	原子炉水位計検出器の製作工程で付着した塩化物によりピッチングが進行して貫通し、絶縁不良が発生したため。	腐食 (製作)	検出器の取替。 水位計設置時の作業方法の見直し。	水位計設置時の作業方法の見直し。	大飯4
9	通達	—	循環水ポン プ	運転監視	H7.9.17	定格出力にて運転中、復水器に海水を送る循環水ポンプ3台のうち1台のポンプの潤滑水に流量低下が発生した。	ポンプ軸封部に付着・滞留した小さな貝類が成長し、潤滑水が供給されにくくなったため。	その他 (その他)	清掃及び定期洗浄の強化。	同左。	1F-3
10	法律	—	原子炉容器 管台	運転監視	H7.10.13	原子炉水位計ハウジング部からの漏えいに伴う原子炉手動停止した。	原子炉水位計ハウジング製作時に混入した塩化物により、応力腐食割れが発生したため。	SCC (製作)	肉盛補修溶接、類似箇所のUT。	類似箇所のUTの検討。	美浜3
11	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H7.10.25	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	大飯2
12	通達	—	—	警報発生	H7.10.27	復水器真空低下に伴う発電機出力低下。	弁操作を誤り、復水ポンプ入口母管ブロー弁を開放したことにより、復水器内に空気が流れ込んだため。	その他 (操作)	号機間識別ミスによる誤操作防止の強化。 施錠管理の手動弁の追加。	施錠管理の手動弁の追加。	大飯1
13	通達	—	局部出力領 域モニタ検 出器	定期点検	H7.11.10	定期点検中、燃料装荷作業を実施していたところ、局部出力領域モニタ検出器が上部格子板から外れていた。	炉内の洗浄作業で使用した保護カバーを取外す際に、当該検出器上部にあるストッパー部が保護カバーにより押し下げられたためと推定された。	その他 (保守)	検出器取替。 作業手順の見直し(据付状態確認作業の追加)。	作業手順の見直し(保護カバー使用時)。	2F-2

## 故障・トラブルデータ(2/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
14	法律	—	原子炉給水系ドレン弁	運転監視	H7.11.25	定格出力にて運転中、格納容器床ドレンサンプへのドレン量に増加傾向が認められたため、原子炉を手動停止した。	原子炉給水系の逆止弁の水抜き配管に取り付けられているドレン弁に異物等がかみ込んだことにより、弁座部から漏えいが生じたため。	その他 (その他)	当該ドレン弁取替。 開閉操作後の洗浄を実施 作業手順の見直し。	作業手順の見直し。	1F-6
15	通達	—	復水器伝熱管	運転監視	H7.12.4	定格出力にて運転中、復水器に海水の微小な漏れ込みが発生した。	復水器冷却細管1本が浸食により貫通したため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付。	対象外。	1F-4
16	法律	—	原子炉圧力容器ベント弁弁座部	運転監視	H7.12.4	定格出力にて調整運転中、ドライwel内ガス冷却装置からの凝縮水に増加傾向が認められたため、原子炉を手動停止した。	原子炉圧力容器ベント配管に取り付けられている第1ベント弁の弁座面が不均一であったこと及び第2ベント弁に異物等がかみ込んだことにより、弁座部から漏えいが生じたため。	その他 (保守)	当該ベント弁の休取替。 作業要領書見直し(弁点検時の弁休と弁座の接触面の管理強化)。	作業要領書見直し(弁点検時の弁休と弁座の接触面の管理強化)。	浜岡1
17	法律	—	高水位調節弁ボネットフランジ部	巡視点検	H7.12.24	定格出力にて運転中、湿分分離加熱器ドレンタンク(B1)高水位調節弁付近より水の滴下が認められたため、原子炉を手動停止した。	当該弁の製作過程におけるボネットフランジ部のボルトの締め付け力の不足があったこと等により漏えいが発生したため。	その他 (製作)	当該ボルトの締め付け力の適正化、管理作業要領書見直し。	作業要領書見直し。	女川2
18	法律	—	主給水制御弁	運転監視	H8.1.6	B-主給水制御弁点検に伴う原子炉手動停止。	工場組立時の施工不良及び運転中の流体振動により弁棒ネジ部が破断したため。	疲労割れ (施工)	弁棒、弁休の取替。	類似弁の点検実施。	高浜1
19	法律	—	湿分分離加熱器逃がし弁	運転監視	H8.1.14	湿分分離加熱器逃がし弁の損傷。	ドレントラップが誤って設置されていたため、ドレン排出時の大きな圧力変動によりパワーシリンダが破損したため。	その他 (設計)	ドレントラップ、逃がし弁、配管の取替。	ドレントラップ設置方法の確認	伊方3
20	通達	—	復水器伝熱管	警報発生	H8.2.9	復水器の導電率が上昇したため、細管漏えいと推定し、75%出力とした。	細管2本が貝類の付着等により、エロージョンが発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	大飯1
21	法律	—	冷却材再循環ポンプ電源装置	運転監視	H8.2.23	出力27.9万kWで試運転中、10台ある冷却材再循環ポンプのうち1台の電源装置に異常が認められたため、原子炉を手動停止した。	当該ポンプに2系列ある電源装置制御回路のうち動作中であった制御回路に異常が発生し、他方の制御回路に切り替わった際、電源回路のコンデンサが十分放電されていなかったことにより、過電流が流れ電源装置の保護回路が動作したため。	その他 (その他)	制御系の切替が必要となった場合でも、コンデンサの十分な放電等が行えるように制御回路の調査実施。	対象外。	KK-6
22	法律	—	保護継電器	原子炉自動停止	H8.3.15	昇圧変圧器保護継電装置の動作による原子炉自動停止。	定期点検中の1号機の昇圧変圧器の作業中、誤って2号機の昇圧変圧器の回路を短絡させたため。	その他 (保守)	号機間識別の強化、HE防止の意識高揚。	号機間識別の強化。	高浜2
23	法律	—	主蒸気隔離弁パイロットシール部	運転監視	H8.4.24	定格出力で運転中、原子炉格納容器内の圧力が上昇していることが確認されたため、原子炉を手動停止した。	主蒸気隔離弁パイロット弁のポベットシールが、製造段階での融合不足による欠陥が存在した状態で装着されていたことで制御用窒素の圧力により欠損し、窒素が漏えいしたため。	その他 (製作)	ポベットシール取替。 受け入れ時の外観検査の改善。	対象外。	女川1
24	法律	—	原子炉冷却材再循環ポンプメカニカルシール	運転監視	H8.5.14	定格出力にて運転中、原子炉冷却材再循環ポンプ(B)の軸封部に機能低下が認められたため、原子炉を手動停止した。	微細な異物が軸封部に混入したためシール面が磨耗し、その磨耗粉が減圧装置の内面に付着したため。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 異物混入防止対策の強化。	対象外(異物混入防止対策により対応)。	志賀1
25	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H8.5.21	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	伊方2

故障・トラブルデータ(3/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
26	通達	—	残留熱除去系ポンプ電動機	巡視点検	H8.6.20	定格出力にて運転中、定例試験において残留熱除去系ポンプ(A)電動機から発煙が認められた。	当該電動機の上部軸受部の締付ナットの廻り止め施工が不十分なため締付ナットがゆるみ、その上にある油切りと接触し、その磨耗熱により付着していた潤滑油が白煙になったため。	その他 (施工)	締付ナット及び油切り取替。 締付ナット廻り止め施工の管理強化。	対象外。	KK-3
27	法律	—	原子炉冷却材再循環ポンプメカニカルシール	運転監視	H8.8.1	定格出力にて運転中、原子炉冷却材再循環ポンプ(C)の軸封部に機能低下が認められたことから、当該軸封部を取り替えるため、原子炉を手動停止した。	第2段メカニカルシールへの異物混入により、固定リングと回転リングの摺動面に面荒れが発生したため。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 異物混入防止対策の強化。	対象外(異物混入防止対策により対応)。	敦賀1
28	法律	—	タービン中間塞止弁	警報	H8.8.10	定格出力にて運転中、「タービン制御油タンクレベル高/低」警報が発報し、点検の結果、タービン中間塞止弁付近からタービン制御油の漏えいが認められた為、原子炉を手動停止した。	当該弁油圧制御装置のテスト電磁弁取付部の密封用Oリングが組立時の取付け不具合が起因となり、損傷したため。	その他 (施工)	Oリング取替(念のためテスト電磁弁も取替)。 テスト電磁弁の施工管理を強化。	テスト電磁弁の施工管理を強化。	東海2
29	法律	—	燃料集集体	運転監視	H8.8.24	定格出力にて運転中、原子炉水中のヨウ素濃度及び排ガス放射線モニタの指示に増加傾向が認められた為、原子炉を手動停止した。	燃料体1体からの漏えいが発生したため。	その他 (その他)	健全なものに取替。	対象外(偶発事象)。	KK-6
30	法律	—	原子炉補機冷却水系統	運転監視	H8.8.25	A-1次冷却材ポンプモータ下部軸受温度上昇に伴う原子炉手動停止。	弁への異物詰まりによる冷却材流量の低下のため。	その他 (保守)	弁体の取替。類似弁の点検。異物管理の徹底。	同左。	大飯2
31	通達	—	非常用ディーゼル発電機(A)電源室のバスタクト	定期点検	H8.9.7	定期点検中、非常用ディーゼル発電機(A)の電源室のバスタクトから発煙が認められた。	当該バスタクト内の絶縁体が表面の汚れや湿気等により絶縁の低下をおこし、アルミ合金製の導体間等に短絡が発生し焼損に至ったため。	その他 (その他)	バスタクトの絶縁管理強化。	対象外。	浜岡3
32	法律	—	発電機	発電機自動停止	H8.9.16	発電機故障に伴う発電支障。	発電機製作段階における位相リングの固定が不十分であったことから、振動等により素線が疲労破断し、放電現象が起き、他相との短絡に至ったため。	その他 (製作)	製作段階での取り付け管理強化。	位相リングの点検実施。	大飯4
33	法律	—	原子炉冷却材再循環ポンプメカニカルシール	運転監視	H8.10.6	定格出力にて運転中、原子炉冷却材再循環ポンプ(B)の軸封部に機能低下が認められたことから、当該軸封部を取り替える為、原子炉を手動停止した。	第2段メカニカルシールへの異物混入により、固定リングと回転リングの摺動面に面荒れが発生したため。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 異物混入防止対策の強化。	対象外(異物混入防止対策により対応)。	敦賀1
34	通達	—	燃料集集体	外観検査	H8.10.9	燃料集集体リーフスプリングの損傷。	リーフスプリングの寸法差が小さい設計で製作されており、リーフスプリングどうしが干渉し、応力腐食割れが発生したため。	SCC (設計)	外観検査の強化。	同左。	大飯4
35	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H8.10.18	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	伊方1
36	通達	—	原子炉容器管台	定期点検	H8.10.27	制御棒駆動装置ハウジング部からの漏えい。	制御棒駆動装置ハウジング部製作時に使用した潤滑油中の塩化物により、応力腐食割れが発生したため。	SCC (製作)	肉盛補修溶接。 類似箇所でのECT。	点検継続。	川内1

## 故障・トラブルデータ(4/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
37	通達	—	高圧給水加熱器	中央監視	H8.11.20	第6A高圧給水加熱器細管漏えいに伴い、75%出力とした。	伝熱管1本が表面の初期傷が進展貫通した。また、破断部からの噴流により、伝熱管2本が外面減肉により破孔したため。	SCC (施工)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	高浜2
38	通達	—	原子炉圧力容器内のジェットポンプ入口配管	定期点検	H8.11.26	定期検査中、原子炉再循環系配管取替工事の終了に伴う原子炉圧力容器内のジェットポンプ付近の状況確認を行っていたところ、ジェットポンプ入口配管10本のうち2本の配管の溶接近傍にひびが認められた。	溶接による引張残留応力により、溶存酸素を含んだ高温水中の環境下で、粒界型応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	クランプ取付、その後取替。	同材質のジェットポンプの点検実施。	1F-1
39	法律	C-H	抽出配管	巡視点検	H8.12.24	抽出配管エルボ部からの漏えいに伴う原子炉手動停止。	エルボ製作工程において付着した亜鉛より割れが生じ、その後のプラント起動・停止による応力サイクル等により割れが進展したため。	割れ (製作)	当該部を取替。 類似エルボの超音波探傷(以下、「UT」という。)による点検及び製作時の品質管理改善。	類似エルボのUTによる点検及び製作時の品質管理改善。	敦賀2
40	通達	—	燃料集集体	定期点検	H9.1.27	定期検査において燃料体の漏えい検査を実施したところ、1本に漏えいが認められた。	燃料体1体から漏えいしたため。	その他 (その他)	健全なものに取替。	対象外(偶発事象)。	KK-2
41	法律	—	主蒸気隔離弁弁棒シール部	運転監視	H9.1.28	定格出力にて運転中、原子炉格納容器内空調機ドレン量に漸増傾向が認められたため、原子炉を手動停止した。	格納容器内の主蒸気隔離弁のうち1弁の弁棒シール部のグランドパッキンを押える力が不十分であったことから、運転中にシール機能が低下し、蒸気が漏えいしたため。	その他 (保守)	グランドパッキン取替。 作業要領書見直し(施工管理の強化)。	作業要領書見直し(施工管理の強化)。	1F-3
42	法律	—	制御棒駆動水圧系配管	巡視点検	H9.2.21	定格出力にて調整運転中、制御棒駆動水圧系配管の壁貫通部付近から駆動水の漏えいが認められたため、原子炉を手動停止した。	当該配管の施工時に、上流側溶接部が全周溶接ではなく、4分の1周を残した溶接であったこと等により、当該上流溶接部の溶接終点部に応力が集中し、溶接後の材料硬化と重なって、施工段階で割れが発生、その後の配管内表面からの孔食の成長によりこの割れとつながったため。	割れ (施工)	配管取替。 施工法見直し(上流側の溶接を行わないこととした)。	対象外。	敦賀1
43	法律	—	残留熱除去系逆止弁	運転監視	H9.3.13	定格出力にて調整運転中、原子炉残留熱除去系B系統の原子炉格納容器内の逆止弁の開閉試験実施後、通常全閉となるべきところ全閉に至っていないことが確認されたため、原子炉を手動停止した。	前回の当該逆止弁の分解点検後にシャフトとアクチュエータの連結部の組立が適正に行われなかったことで原子炉の運転に伴い連結部の摩擦抵抗が増大し、逆止弁の復元力を上回ったため。	その他 (保守)	逆止弁の再組立。 作業要領書見直し(組立管理の徹底)。	作業要領書見直し(組立管理の徹底)。	KK-2
44	通達	—	復水器伝熱管	警報発生	H9.3.15	復水器の導電率が上昇したため、細管漏えいと推定し、50%出力とした。	細管2本が貝類の付着等により、エロージョンが発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	玄海1
45	法律	—	燃料集集体	運転監視	H9.4.29	排ガス放射線モニタの指示増加による原子炉手動停止。	燃料集集体1体から漏えいしたため。	その他 (その他)	燃料集集体を健全なものとの交換。	対象外(偶発事象)。	2F-2
46	法律	—	タービン駆動原子炉給水ポンプ	定期点検	H9.5.6	計画点検のための出力降下中、制御不調により原子炉水位が低下し、原子炉自動停止。	給水流量制御機器のうち、制御信号を伝える圧力リレーのOリングが硬化しており、制御不調となったため。	その他 (その他)	Oリングの取替。品質管理の強化及び操作手順書の充実。	類似設備のあるプラントは同対策実施。	1F-4
47	法律	—	制御電源	原子炉自動停止	H9.5.9	定期検査期間中における中間領域中性子束核計装装置の制御電源断による原子炉自動停止。	トリップ設定値の設定作業のノイズにより制御回路に異常電流が流れ、ヒューズが溶断し、制御電源断となったため。	その他 (保守)	作業対象の明確化。 同作業中の中性子束検出器隔離作業の徹底。	作業対象の明確化。	高浜2

故障・トラブルデータ(5/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
48	法律	—	低圧タービンケーシング内部の圧力検出用配管	運転監視	H9.5.21	低圧タービンケーシング内部の圧力検出用配管が破断し異音が発生したことによる原子炉手動停止。	ケーシング内外温度差での熱変位による応力及び当該配管廻りを流れる蒸気等の振動による繰返し応力が発生しているところ、溶接止端部処理不十分により応力が集中し、疲労限度に達して破断したため。	疲労割れ (施工)	次回定検で撤去予定であった当該配管を撤去。 溶接管理要項見直し。	溶接管理要項見直し。	KK-7
49	通達	—	化学体積制御弁	定期点検	H9.6.5	原子炉建屋内の燃料取替用水の漏えい。	誤って未隔離の弁を開放したため。	その他 (操作)	作業許可の運用強化、 ヒューマンエラー(以下、「HE」という。)防止の意識高揚。	対象外。	伊方3
50	通達	—	電動機駆動原子炉給水ポンプ出口逆止弁	運転監視	H9.6.8	調整運転中の電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁ボンネットシール部からの漏えいに伴う出力制限。	当該弁の分解点検後、組立の際にボンネットシール部に微細な異物がかみ込んだことにより、シール機能が低下したため。	その他 (保守)	当該弁のボンネットシール部のガスケットリングを取り替えると併に、逆止弁組立時における作業管理を強化することとした。	類似設備があり、従来より同等の対策を実施していないプラントは作業管理強化を実施。	1F-2
51	法律	—	軽油貯蔵タンク	運転監視	H9.7.12	非常用DG用軽油貯蔵タンクの基礎底部に軽油のじみが確認されたため、点検、調査を実施することし原子炉手動停止。	軽油貯蔵タンク底板下部周辺の防水機能が十分でなく、雨水が浸入し、当該底板が腐食・貫通に至ったため。	腐食 (施工)	タンク底板の取替及び同タンク底板下部周辺の構造を雨水が浸入しにくい構造に変更。	雨水が浸入しやすい構造となっているプラントなし。	東海2
52	通達	—	原子炉給水ポンプ出口逆止弁	運転監視	H9.8.19	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)出口逆止弁からの漏えいに伴う出力制限。	当該弁の分解点検後、組立時にプラグが所定の位置まで挿入されていなかったことから、当該部ガスケットリングシール面積が不足し、プラントの起動停止に伴う熱及び圧力変動によりシール機能が低下したため。	その他 (保守)	当該ガスケットリングを取り替え、適切に組込むとともに、逆止弁組立時における作業管理を強化することとした。	類似設備があり、従来より同等の対策を行っていないプラントは作業管理強化を実施。	KK-1
53	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H9.9.1	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡張時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	玄海2
54	通達	—	復水器伝熱管	警報発生	H9.9.24	復水器の導電率が上昇したため、細管漏えいと推定し、90%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	伝熱管取替。	定期的なECTの実施。	伊方1
55	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H9.10.3	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡張時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	伊方2
56	通達	B-P	中性子計測ハウジング	定期点検	H9.10.13	中性子計測ハウジングの内表面にひび。	溶接に伴う引張残留応力により運転中の溶存酸素を含んだ高温水中で、粒界型応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	耐応力腐食性に優れた材料を採用したものに取替えることとした。	同材質のものについて点検実施。	1F-4
57	法律	—	制御棒	運転監視	H9.10.24	制御棒1本の挿入動作不能が確認されたことから、原子炉手動停止。	ブレード上端付近に製造時の局所的な加工ひずみが生じ、運転に伴う照射誘起応力腐食割れ(IASCC)が発生して炉水が浸入。炉水とボロンカーバイト等の反応により水素が発生し膨張、最終的に充てん孔間のリガメントが破断し膨れが発生したため。	SCC (製作)	当該制御棒及び同型の制御棒について不具合の恐れのない制御棒に取替。 品質保証活動の強化。	同型及び類似の制御棒を使用しているプラントは制御棒交換を実施。	敦賀1
58	法律	—	タービン蒸気加減弁の圧力スイッチ	定期点検	H9.10.28	タービン蒸気加減弁急速閉トリップ用の圧力スイッチの不具合による原子炉自動停止。	圧力スイッチ取付架台の振動を十分に低減できなかったこと及び圧力スイッチの振動特性に個体差があったことから誤作動したため。	その他 (設計)	当該圧力スイッチ取付架台を振動を受け難い場所に移動するとともに、スイッチを耐震性の高いものと交換。	設置箇所の振動影響を確認検討し、影響が考えられるプラントについては型式変更等の対策を実施。	KK-4

故障・トラブルデータ(6/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
59	通達	B-P	中性子計測 ハウジング の予備管	定期点検	H9.12.4	中性子計測ハウジングの予備管の内表面にひび。	溶接に伴う引張残留応力により運転中の溶存酸素を含んだ高温水中で、粒界型応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	当該ハウジングについては、今後使用予定がないことから、当該部を切除し、溶接部付近の内表面に耐応力腐食割れに優れた材料を塗布することとした。	同材質のものについて予防保全対策を実施。	1F-3
60	法律	—	制御棒	運転監視	H9.12.5	制御棒1本の挿入動作不能が確認されたことから、原子炉手動停止。	ブレード上端付近に製造時の局所的な加工ひずみが生じ、運転に伴うIASCCが発生して炉水が浸入。炉水とボロンカーバイト等の反応により水素が発生し膨張、最終的に充てん孔間のリガメントが破断し膨れが発生したため。	SCC (製作)	当該制御棒及び同型の制御棒について不具合の恐れのない制御棒に取替。 品質保証活動の強化。	同型及び類似の制御棒を使用しているプラントは制御棒交換を実施。	2F-1
61	通達	—	流量制御系 スピードリ レー	調整運 転中	H9.12.20	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)の流量制御系点検に伴う出力制限。	当該流量制御系の一部であるスピードリレーのシリンダとピストンの間隔が一部管理値より狭くなっていたことにより磨耗し、磨耗粉が間隙部に付着し固着したため。	その他 (施工)	当該ピストンを適正なものに取り替えるとともに、施工管理を強化することとした。	類似設備のあるプラントは施工管理強化を実施。	浜岡3
62	法律	—	主復水器	運転監視	H10.1.10	主復水器の導電率上昇による原子炉手動停止。	給水加熱器防熱板を固定する取付板が設計寸法より短かったことにより防熱板が溶接不完全となっていたことから、蒸気の脈動に伴う繰返し応力で防熱板に割れが発生、進展し、破損すると共に、脱落して、復水器細管に衝突したことにより、海水が漏えいしたため。	疲労割れ (施工)	損傷細管を抜管、閉止し、防熱板を新品に取り替えるとともに、品質保証活動の強化を実施。	給水加熱器防熱板の点検もしくは取り付けが類似しているプラントについては対策を実施。	志賀1
63	法律	—	燃料集集体	運転監視	H10.1.16	排ガス放射線モニタの指示増加による原子炉手動停止。	燃料集集体1体から漏えいしたため。	その他 (その他)	燃料集集体を健全なものとの交換。	対象外(偶発事象)。	KK-1
64	法律	—	燃料集集体	点検中	H10.1.30	2体の燃料集集体について、燃料棒間隔を保持するためのスペーサの一部にずれ。	前回点検後のチャンネルボックス装着の際、過大な荷重がかけられたこと及び当該スペーサを固定するための架橋板が外れたことから、炉水の流れによりスペーサがずれたと推定された。	その他 (その他)	当該燃料集集体2体の取替及び作業管理の強化を実施。	当該燃料集集体2体の取替は当該プラントで実施。同事象の発生が考えられるプラントは作業手順書を見直し。	KK-1
65	法律	—	グラント蒸気 復水器伝熱 管	点検中	H10.2.4	グラント蒸気復水器伝熱管の損傷。	ターピングラント蒸気流により当該伝熱管が減肉したため。	磨耗 (その他)	損傷及び減肉伝熱管について施した。	当該部の点検実施もしくはECT手法の変更を実施。	敦賀1
66	法律	—	給水配管の ドレン弁及 び水抜き弁	定期点検	H10.3.5	給水配管のドレン配管を通じて給水の一部が復水器に流れていることが認められたことによる原子炉手動停止。	当該ドレン配管に設置されているドレン弁及び水抜き弁のシート部に微小な異物がかみ込まれ、浸食が発生、進展したため。	磨耗 (その他)	当該両弁を新品に交換するとともに、プラント起動時の給水系統等の点検を強化。	類似の構成のドレンラインのプラントなし。	女川2
67	法律	—	原子炉冷却 材再循環ポ ンプ	運転監視	H10.4.5	原子炉冷却材再循環ポンプ(A)トリップにともなう原子炉手動停止。	当該ポンプの変圧周波数電源装置の制御回路において、偶発的な誤信号により過電流が発生、継続し、予備制御回路への切替ができず、この結果、元の制御回路に復帰したものの当該主回路へのリセット後の電流が不安定となり再度過電流が発生、当該電源装置が停止したため。	その他 (その他)	過電流発生時に制御回路の切替が的確に行えるように制御ロジックを変更するとともに、誤信号を発信した制御回路の主制御ユニット基板を新品に取替えることとした。	同左対策について、検討。	KK-3
68	通達	—	蒸気加減弁 フランジ部	調整運 転中	H10.7.21	調整運転中のタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)蒸気加減弁フランジ部からの漏えいに伴う出力制限。	分解点検の際、当該フランジ部のボルトナット全数を同時に締め付けられず、一部を別途締め付けたことから片締め状態となりシール機能が低下したため。	その他 (保守)	当該弁のフランジ部の組立を適切に行うとともに、施工管理の強化を図ることとした。	同様のフランジ部のボルト締め付け装置を使用しているプラントは同対策を実施。	2F-2

## 故障・トラブルデータ(7/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
69	法律	—	タービン抽気系ドレン配管フランジシール部	運転監視	H10.7.30	タービン抽気系ドレン配管フランジシール部からの漏えいに伴う原子炉手動停止。	当該フランジ部を分解点検した際、シール部に微細な異物がかみ込み、フランジシール面及びパッキンに傷が発生、進展し、パッキンが損傷したため。	その他 (保守)	当該パッキンを新品と取替え、フランジシール面の手入れを行うとともに、組立時における作業管理の強化を図ることとした。	従来より同等の異物管理を行っていないプラントは作業管理強化の対策を実施。	1F-6
70	法律	—	主変圧器地絡過電流継電器	運転監視	H10.8.26	主変圧器地絡過電流継電器動作による原子炉自動停止。	前回定期検査時に当該継電器の接点を試験動作させた際、当該部に微細な面荒れが生じ、送電線への落雷に伴う同継電器の動作において、接点部が溶着し適切に開放されなかったため。	その他 (保守)	当該継電器を取替えるとともに、同継電器の接点を試験的に動作させる方法を改善することとした。	同事象の発生が考えられるプラントは同継電器の接点を試験的に動作させる方法を改善した。	1F-1
71	法律	—	500kV表示線保護継電器	運転監視	H10.8.29	500kV表示線保護継電器動作による原子炉自動停止。	当該継電器の主変圧器側電流検出器の電流ケーブル敷設時において、誤配線により電流検出器の極性が反転していたことから、送電線への落雷により同継電器の入力電流が整定値を超えたため。	その他 (設計)	当該電流検出器を適切に接続し直すとともに、誤配線を防止するため、施工管理を強化することとなった。	管理が明記していないプラントは施工管理の強化を図った。	KK-6
72	通達	—	原子炉容器管台	定期点検	H10.9.3	原子炉容器内サーモカップル(炉内計装用温度計)管台キャンビーシール部の損傷。	炉内核計装用温度計ハウジング補修溶接部の鋭敏化により、応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	原子炉容器上蓋の取替	耐食性に優れた材質に取替え検討。	大飯2
73	通達	—	圧力容器下部サンプルピット	定期点検	H10.10.8	原子炉格納容器内の不純物濃度の低い廃液(LCW)サンプルからのオーバーフロー。	主蒸気管に敷設されているベント配管において、本来閉止しておく3つの弁が不適切な引き継ぎにより開状態となっていたため。	その他 (操作)	定期点検中の作業は、同一の操作員が一貫して操作・確認を行う等、作業管理の強化を図ることとした。	同等の作業管理を行っていないプラントは作業管理の強化を実施。	KK-1
74	通達	—	復水器伝熱管	警報発生	H10.10.18	復水器の導電率が上昇したため、細管漏えいと推定し、60%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	美浜3
75	法律	—	給水ポンプ駆動タービンケーシングドレン配管用管台部	運転監視	H10.11.3	給水ポンプ駆動タービンケーシングドレン配管用管台部点検に伴う原子炉手動停止。	当該管台部において、当該ケーシングからの湿り蒸気により内側から浸食・腐食され、減肉が進展して貫通孔が発生したため。	磨耗 (保守)	当該管台部全数を耐食性に優れたものに取替えるとともに、類似管台の保守管理を徹底することとした。	類似箇所のあるプラントは保守管理を徹底した。	浜岡2
76	法律	—	格納容器冷却材ドレン弁	運転監視	H10.11.10	格納容器サンプ水位上昇に伴う原子炉手動停止。	異物により弁シートリークが発生したため。	その他 (保守)	ラインの洗浄。	定期的な洗浄。	川内1
77	法律	—	APRM(平均出力領域計測装置)	運転監視	H10.11.24	中性子束高信号による原子炉自動停止。	落雷による電流の一部が排気筒から主排気ダクトを通じ建屋外壁に流れた際、外壁近くのAPRM3chの伝送ケーブルに誘導電流が生じ、これにより誤信号が発生し、中性子束高警報が発生したため。	その他 (その他)	APRM及び関連設備の健全性の確認及び落雷による伝送ケーブルへの影響を低減する対策を講じたこととした。	伝送ケーブルへの影響が考えられるプラントは、伝送ケーブルへの影響を低減する対策を講じた。	1F-3
78	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H10.11.30	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	玄海2
79	法律	C-F/ C-H	余熱除去系配管	運転監視	H10.12.1	B余熱除去ポンプ出口ドレン元弁取り付け部の損傷。	弁の口径アップで固有振動数が変り、高サイクル熱疲労により割れが発生したため。	疲労割れ (その他)	配管、弁の取替え。 弁のサイズ変更。 取替時共振回避の確認。	振動計測の実施。	大飯2
80	法律	—	雑固体廃棄物焼却設備空気予熱器	運転監視	H11.1.19	雑固体廃棄物焼却設備空気予熱器における火災の発生。	当該空気予熱器の内部が空気流量の低下により、局部的に異常加熱され、溶融によって生じた穴から溶けた部材が軽油とともに床面に落下し、発火したため。空気流量の低下は廃油処理系統循環運転時の不適切な制御によるため。	SCC (設計)	当該空気予熱器を新品に取替えるとともに、運転制御回路を変更することとした。また、設計や運転手順に関する設備管理の改善を図ることとした。	同左。	2F

故障・トラブルデータ(8/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
81	通達	—	燃料集合体	運転監視	H11.1.20	燃料集合体漏えい。	偶発的に発生した燃料棒からの微小な漏えいのため。	その他 (その他)	取替。	対象外(偶発事象)。	玄海3
82	法律	—	RCPメカ シール	運転監視	H11.1.29	B-1次冷却系ポンプ封水戻り流量漸増に伴う原子炉手動停止。	異物の混入によるシール部の磨耗のため。	その他 (保守)	シール組立時の異物管理徹底。	シール組立時の異物管理徹底。	玄海1
83	法律	—	原子炉容器 装置	運転監視	H11.1.29	制御棒落下に伴う原子炉手動停止。	制御棒駆動装置(CRDM)摺動部に腐食生成物が発生し動作不良となり、制御棒を保持できなかったため。	腐食 (その他)	CRDM部品の取替。 事前に部品表面に保護皮膜を形成。	事前に部品表面に保護皮膜を形成の周知。 上蓋取替時の管理要領の検討。	大飯2
84	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H11.2.18	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	伊方2
85	通達	—	燃料集合体	外観検査	H11.3.15	燃料集合体支持格子の軽微な変形。	燃料集合体支持格子同士の干渉による支持格子が変形したため。	その他 (その他)	取替。	対象外(偶発事象)。	大飯1
86	法律	—	燃料集合体	運転監視	H11.3.31	気体廃棄物処理系除湿冷却器出口排ガス放射線モニタ指示上昇に伴う原子炉手動停止。	燃料集合体1体からの漏えいが発生したため。	その他 (その他)	燃料集合体の取替。	対象外(偶発事象)。	KK-7
87	通達	—	復水器	調整運転 中	H11.4.2	復水器の逆洗作業中、復水器真空度が低下、発電機出力は約96万kWまで低下。	誤って全室で同時に逆洗作業を実施したことによるため。	その他 (操作)	作業管理の強化。	同左。	2F-1
88	法律	—	制御棒	定期点検	H11.4.26	外観点検で制御棒13本のハンドル部ガイドローラ付近に割れ。	当該ハンドル部加工時に洗浄水等に含まれていた不純物の影響により、ガイドローラを固定するためのピン穴内部で腐食が発生、進展し、ハンドル部に引張応力が生じた結果応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	制御棒の取替。 不純物管理の徹底。	同タイプの制御棒の取替実施。	東海2
89	通達	—	復水器伝熱 管	警報発生	H11.4.29	復水器の導電率が上昇したため、細管漏えいと推定し、65%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	美浜2
90	法律	B-J/ B-P	余剰抽出配 管	運転監視	H11.4.30	格納容器サンプ水位上昇に伴う原子炉手動停止。	曲げ管加工による内面の残留応力の存在下において、1次冷却材管からの高温水の浸入による高温水と低温水との境界面の変動により疲労割れが生じたため。	疲労割れ (設計)	曲げ部の位置変更。 当該部を残留応力の低い部材に取替。	熱成層の影響等を設計基準に反映。 定期的なUTの実施。	美浜2
91	法律	—	低圧炉心ス プレイ系注 入弁弁棒	定期点検	H11.5.24	作動試験で弁棒動作不調、分解点検で弁棒の折損発見。	トルクスイッチがバイパスされ全開時停止せず、弁棒の強度を超える引張応力が発生したため。	その他 (操作)	弁棒の取替。 開閉操作手順の見直し。	手順書の見直し。	東海2
92	法律	—	発電機励磁 装置	警報	H11.5.25	定格出力運転中「発電機励磁装置重大故障トリップ」警報、発電機トリップ。原子炉自動停止。	励磁装置の監視プログラムの不備のため。	その他 (設計)	監視プログラムの一部修正。	不要(同様のプログラムなし)。	KK-6
93	通達	C-H	主蒸気管	定期点検	H11.5.26	主蒸気油圧防振器の損傷。	主蒸気管水抜き時、主蒸気管への窒素加圧をしないで水抜きを行ったため、主蒸気管内の圧力が低下し管内水が蒸気となり主蒸気管の低温水への浸入・冷却され水撃が生じたため。	その他 (操作)	当該油圧防振器を取替。 運転操作時の相互確認等の徹底。	運転操作時の相互確認等の徹底。	美浜3
94	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H11.5.27	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	高浜4
95	法律	—	再循環ポン プ軸封装置	運転監視	H11.6.3	シール水のドレン流量の増加により原子炉停止。	再循環ポンプ(PLR)-Nメカニカルシールへの異物混入による摺動面が磨耗したため。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 シール水系統の洗浄強化	シール水系統の洗浄強化	女川1

## 故障・トラブルデータ(9/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
96	通達	B-P	中性子計測 ハウジング	定期点検	H11.6.11	中性子計測ハウジング内面の溶接部 近傍にひびを確認。	溶接に伴う母材金属の鋭敏化及び残留応力の 発生、運転中の溶存酸素を含んだ高温水中も 環境下において、粒界型応力腐食割れが発生 したため。	SCC (施工)	ひび開口部の閉塞と耐食性 の金属材料で溶接。 ハウジングの拡管。	法律改正により健全性評 制度を導入。	東海2
97	通達	—	非常用 ディーゼル 発電機	定期点検	H11.6.14	クランク軸にひびを確認。	非金属介在物により疲労限度の低下、加工時 の残留応力等により、き裂が発生し進展したた め。	その他 (製作)	新品に取替。 定期検査時の計画的点検。 製造時の品質管理強化。	計画的な点検及び製造時 の品質管理強化について 検討。	志賀1
98	法律	B-P	炉内中性子 束監視装置	運転監視	H11.7.5	炉内中性子束監視装置高圧シール継 手部からのわずかなほう酸析出。	寸法計測の工具によりシール面に傷が付いた ため。	その他 (保守)	測定工具変更。 シール面点検方法の充実。	測定工具及び測定方法の 変更等の検討。	高浜4
99	法律	C-H	再生熱交換 器連絡管	警報発生	H11.7.12	再生熱交換器連絡配管からの1次冷 却材漏えい。	バイパス流が流れる内筒付き再生熱交換器の 構造に起因し、主流とバイパス流との合流点で の温度変動により疲労割れが生じたため。	疲労割れ (設計)	当該熱交換器を内筒なしの ものと取替。 類似箇所点検。	高サイクル熱疲労を考慮 した点検。	敦賀2
100	通達	—	復水器伝熱 管	中央監視	H11.7.18	復水器の導電率が上昇したため、細 管漏えいと推定し、50%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが 発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	玄海1
101	法律	—	再循環ポン プのケーブ ル端子部	運転監視	H11.7.28	10台のうち1台に電氣的な異常。 原子炉手動停止。	ポンプの回転振動とケーブルが共振。圧着端子 部が破断したため。	その他 (設計)	端子部を改良品に取替。 振動応力の低減及び共振 の防止。	類似箇所の絞込みを行 い、端子部の点検・応力 評価。	KK-7
102	通達	—	復水器伝熱 管	警報発生	H11.8.4	復水器の導電率が上昇したため、細 管漏えいと推定し、50%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが 発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	高浜2
103	法律	—	タービン制御 油圧系統	タービン自 動停止	H11.8.25	タービンソレイド動作に伴う原子炉手 動停止。	配管接合部の締め付け不足によるOリング損傷 が発生したため。	その他 (保守)	作業管理(締付力管理)の 徹底。	作業管理(締付力管理) の徹底。	川内1
104	法律	G-B-1	原子炉容器 炉心スプレ イ系スパー ジャ	定期点検	H11.8.27	炉心スプレイ系スパー ジャの溶接部 近傍にひび。	溶接に伴う母材金属の鋭敏化及び残留応力の 発生、運転中の溶存酸素を含んだ高温水中も 環境下において、粒界型応力腐食割れが発生 したため。	SCC (施工)	クランプを取り付け補修。	ステンレス製の炉内構造 物についてSCC対策の実 施状況に応じ、計画的な 点検を実施。	1F-1
105	通達	—	復水器	運転監視	H11.9.2	復水器真空度が低下したため出力降 下。	変流器の異常により非常用電源盤の受電遮断 器が作動。ここから受電を受けている弁が閉じ、 復水器のガスの抽出ができなくなったため。	その他 (その他)	当該変流器を新品に交換。	対象外(偶発事象)。	KK-1
106	法律	—	再循環ポン プ回転速度 検出器	定期点検	H11.10.18	回転速度の変動により原子炉を手動 停止。	回転速度検出器からの速度信号が干渉し、ノイ ズとなり、回転速度の指示が変動したため。	その他 (その他)	速度検出回路にノイズ除去 回路を設置。	回転検出器について検討 を行い、必要に応じてノイ ズ除去回路を設置。	2F-2
107	通達	—	非常用 ディーゼル 発電機	運転監視	H11.11.30	非常用ディーゼル発電機3A点検中の 不具合。	定期検査時に潤滑油系統内に異物が残留し、 油の流れを妨げたことから、潤滑不良となり、軸 受け部に損傷が発生したため。	その他 (保守)	異物混入防止対策(管理) の強化。	異物混入防止対策(管 理)の強化。	伊方3
108	法律	G-B-2 JG-A	原子炉容器 内部構造物	定期点検	H11.12.9	シュラウドサポート(下部開先面も含 む)と原子炉容器の溶接部にひびを 確認。	溶接に伴う残留応力及び運転中の溶存酸素を 含んだ高温水中も環境下において、粒界型応 力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	下部シュラウドサポートの取 替。 取付部の溶接補修他。	環境要素の改善と点検の 検討。	敦賀1
109	通達	—	制御棒位置 表示	運転監視	H12.1.1	制御棒の位置表示が行われなくなっ た。	越年時に2000年を1900年と誤認したことよ り、時間処理の不具合が発生したため。	その他 (その他)	各表示基盤の内蔵時計を 正規の時刻に設定。	不要。	2F-1
110	通達	—	復水器伝熱 管	中央監視	H12.2.14	復水器の導電率が上昇したため、細 管漏えいと推定し、60%出力とした。	細管2本が貝類の付着等により、エロージョンが 発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	大飯2
111	法律	—	—	中央監視	H12.2.19	復水器真空度低下によるユニット手 動停止。	復水器真空度と電気出力を読み違えたことよ り、復水器真空度が低下したと判断し、ユニッ トを手動停止したため。	その他 (操作)	HE防止対策の強化。	HE防止対策の強化。	大飯2

故障・トラブルデータ(10/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
112	法律	—	給水加熱器 伝熱管	定期点検	H12.2.23	伝熱管1本の破断を確認。	腐食ピットを起点に伝熱管の振動により繰返し 応力でひびが進展。ECTの指示を内面付着物と 誤判断したため。	疲労割れ (その他)	施栓、ECTの管理体制の改 善。	ECTの実施・評価の管理 体制について確認。	東海2
113	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.3.16	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡張時の残留応力と運転中の内圧に よる応力が重畳して、応力腐食割れが発生した ため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実 施。	高浜3
114	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.3.31	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡張時の残留応力と運転中の内圧に よる応力が重畳して、応力腐食割れが発生した ため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実 施。	玄海2
115	法律	C-H	抽出配管	運転監視	H12.4.7	格納容器内抽出配管からのわずかな 水漏れによる原子炉手動停止。	運転操作による一時的な圧力低下によりキャビ テーションが生じ、き裂が生じたため。	疲労割れ (操作)	当該部の取替。 運転操作の見直し。	運転操作の見直し検討。	美浜2
116	通達	—	復水器伝熱 管	警報発生	H12.4.19	復水器の導電率が上昇したため、細 管漏えいと推定し、80%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが 発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	高浜1
117	法律	—	発電機	警報発信	H12.4.29	発電機励磁装置故障による発電機自 動停止。	発電機点検時のケーブル端子の締付不十分によ る抵抗増加に伴う発熱・破断のため。	その他 (保守)	ケーブルの取替。 作業管理の徹底。	作業管理の徹底。	美浜2
118	通達	—	復水器伝熱 管	中央監視	H12.5.9	復水器の導電率が上昇したため、細 管漏えいと推定し、60%出力とした。	細管1本が貝類の付着等により、エロージョンが 発生し、漏えいしたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	大飯1
119	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.5.26	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡張時の残留応力と運転中の内圧に よる応力が重畳して、応力腐食割れが発生した ため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実 施。	伊方2
120	法律	—	燃料集集体	運転監視	H12.5.28	燃料集集体からの漏えい。	偶発的に発生した欠陥によるため。	その他 (その他)	燃料集集体の取替。	対象外(偶発事象)。	KK-6
121	法律	—	高圧タービン 検出用小口 径管	巡視点検	H12.6.29	高圧タービン排気圧力検出用配管継 手溶接部より漏えい。	溶接施工時の溶け込み不良及び検出配管とサ ポート間に隙間があり運転中の配管振動によ り、当該溶接部にき裂が発生し進展したため。	疲労割れ (施工)	検出配管のサポート部を隙 間のない形状に変更および 溶接方法の変更。	第1サポートについて隙間 のないことを確認。	KK-2
122	通達	—	湿分離加 熱器ドレンタ ンク	巡回点検	H12.7.7	3B湿分離加熱器第2段ドレンタンク マンホール部からの蒸気漏れに伴う 出力抑制。	マンホールを閉止する際、フランジパッキンに遺 物が付着した状態で組み立てられていたため、 異物噛み込み箇所から蒸気が漏えいしたため。	その他 (施工)	フランジパッキンの取替。 異物管理対策の強化。	異物管理対策の強化。	大飯2
123	法律	—	発電機内固 定子冷却水 部	運転監視	H12.7.14	発電機冷却用水素ガスの漏れこみ調 査のため原子炉を停止。固定子冷却 水系統の絶縁ホース1本に割れを確 認。	絶縁ホース製造時に内部にき裂が発生し、運転 による振動により繰返し応力が加わり、き裂 が進展貫通したため。	疲労割れ (施工)	当該ホースの取替実施。 当該発電機の他のホース 同部位のUTを実施。	対象外(偶発事象)。	KK-4
124	法律	—	クロスアラウ ンド管逃し弁	運転監視	H12.7.21	地震後、気体廃棄物処理系の流量増 加調査のため原子炉を停止。クロス アラウンド管逃し弁付属小口径管取 付けネジ部に割れを確認。	プラント起動・停止に伴う配管の熱膨張・収縮に より、取り付けネジ部に応力が繰返しかかり、 割れが発生・進展し、地震力によって開口した ため。	疲労割れ (その他)	当該小口径管配管を撤去。 当該部位を止栓。	応力評価を実施し、類似 の小口径配管について閉 止栓取付。	1F-6
125	法律	—	タービンバイ パス弁小口 径管	運転監視	H12.7.23	タービン制御油の漏えい調査のため 原子炉手動停止。タービンバイパス弁 用制御油配管と制御油を排出するた めのドレン配管の継手溶接部近傍に ひびを確認。	プラントの起動・停止に生じる蒸気流による配管 の振動と配管が共振し、当該溶接部に繰返し 応力が加わり、微小のひびが発生し、その後の 運転によりひびが進展し貫通したため。	疲労割れ (その他)	当該配管の取替。 タービン制御油配管及び接 続ドレン配管のサポートの 見直しを実施。	当該配管の振動評価を実 施し、必要箇所をサポート の追設。	1F-2
			制御棒駆動 水圧制御ユ ニット逆止	巡視点検	H12.7.23	制御棒駆動水圧制御ユニット付近で 水溜り発見。	同ユニットスクラム排水ライン逆止弁のボルト緩 みにより、逆止弁フランジ部にすきまが生じ、漏 えいが発生したため。	その他 (その他)	分解点検後の締め付け確 認。 起動前に再度締め付け確 認実施。	ボルト締め確認の確実な 実施。	1F-2

故障・トラブルデータ(11/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
126	法律	—	燃料集合体	運転監視	H12.7.25	放射線監視モニタの指示及び炉水中のよう素濃度の増加が認められ原子炉手動停止。燃料集合体1本からの漏えい発生を確認。	偶発的に発生した微小欠陥及びこれに起因する二次的な割れによるため。	その他 (その他)	燃料集合体の取替。	対象外(偶発事象)。	2F-4
127	通達	—	高圧給水加熱器	中央監視	H12.8.21	第6高圧給水加熱器細管漏えいに伴う出力抑制。	伝熱管1本の表面の初期傷が進展貫通した。また、破断部からの噴流により、伝熱管2本が外面減肉により破孔したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	高浜2
128	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.9.1	A蒸気発生器伝熱管の損傷(異物発見)。	蒸気発生器2次側に混入した異物が、伝熱管に接触し、流体振動により磨耗が生じたため。	磨耗 (その他)	閉止栓取付け。 異物混入防止対策の強化。	異物混入防止対策の強化。	美浜3
129	通達	—	燃料集合体	運転監視	H12.9.5	燃料集合体の漏えい。	偶発的に発生した燃料棒からの微小な漏えいのため。	その他 (その他)	取替。	対象外(偶発事象)	大飯1
130	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.9.14	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	川内1
131	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H12.10.2	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	高浜4
132	法律	C-H	充てん配管	定期点検	H12.10.13	充てん配管耐圧検査中の漏えい。	建設時に識別用として取り付けた塩化ビニルテープにより塩化物応力腐食割れが生じたため。	SCC (施工)	当該部を取替及び類似箇所 の点検。	類似箇所の点検。	伊方1
133	法律	C-H	主給水管	定期点検	H12.11.15	C-主給水管からの蒸気漏れ。	放射線透過試験用控部の溶接作業における溶接棒の管理不十分により、被覆棒に吸収された水分が溶接時に分解され低温割れが生じたため。	低温割れ (施工)	当該部にキャップを溶接。 同種の材質、溶接方法箇所 について検査を実施。	類似箇所の点検。	美浜3
134	通達	—	サンプリング 配管	警報発生	H12.11.30	共用試料採取室における気体状放射性物質の漏えい。	試料採取系のドレン配管のねじ込み部のねじ込み不足により、シール機能が喪失した。当該ねじは特殊仕様であったが、要求のねじ山加工がされていないことにより、ねじ込み不足が生じたため。	その他 (施工)	規定のねじに取替実施。 類似箇所の点検。 設計要求の改善。	類似箇所の点検。	大飯1
135	法律	—	EHガバナ油 配管	定期点検	H12.12.2	蒸気タービンEHガバナ油配管からの漏えいに伴う原子炉手動停止。	Oリング取付不良により漏えいしたため。	その他 (施工)	Oリング取替。 施工要領の改善。	施工要領の改善。	大飯1
136	法律	—	発電機内固 定子冷却水 部	運転監視	H12.12.6	発電機冷却用水素ガスの漏れこみ調査のため原子炉を停止。固定子冷却水系統の絶縁ホース1本に割れが確認。	施工不良によりホースを支持する箇所に間隙があり振動しやすい状態となっており、運転による振動により繰り返し応力が加わり、き裂が進展し貫通したため。	SCC (施工)	当該ホースの取替実施。 固定子巻き線端部の絶縁 方法の改善実施。	当該部の打音試験及び絶 縁ホースのUTを実施。 同様の修理を実施する際 には、絶縁シートを使用し ない。	KK-4
137	法律	—	原子炉冷却 材再循環ポ ンプメカシー ル部	運転監視	H12.12.26	定格出力にて運転中、原子炉冷却材再循環ポンプ(A)の軸封部に機能低下が認められたことから、当該軸封部を取り替えるため、原子炉を手動停止した。	シール水供給系統の制御棒駆動水ポンプ入口フィルタの取付不良のため、同系統に流入した微細な異物が、当該ポンプのシール面にかみこんだため。	その他 (施工)	メカシールの取替。 制御棒駆動水ポンプ入口 フィルタ交換時の作業管理 徹底。	左記対策について必要性 を検討し、実施。	東海2
138	法律	—	湿分離加 熱器逃がし 弁母管	定期点検	H12.12.30	二次冷却系湿分離加熱器逃がし弁母管ドレンライン元弁からの蒸気漏えい。	塩分を含んだダストが開放弁に混入し、塩化物応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	弁の取替。 同型弁の塩分管理強化。 塩分混入防止教育。	同型弁の塩分管理強化。 塩分混入防止教育。	伊方1

## 故障・トラブルデータ(12/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
139	法律	—	ジェットポン プ流量計測 用配管折損	運転監視	H13.1.15	1台のジェットポンプ流量の指示値に 変動が認められたため原子炉手動停 止。ジェットポンプ流量計測用配管の 折損を確認。	原子炉再循環ポンプの運転の流体振動数と当 該配管が共振し、繰り返し応力が生じ、き裂が 発生、進展したため。	疲労割れ (設計)	当該配管と同材質の配管で 接続。 治具によるディフューザー に固定。	破損の可能性のある計測 配管に対して対策を実 施。	2F-1
140	通達	—	高圧給水加 熱器	中央監視	H13.3.4	6A高圧給水加熱器ドレン流量指示増 加に伴う出力抑制。	加熱内のドレン水位が低く制御され、ドレンに蒸 気が混入したことにより流量計指示が増加した ため。	その他 (施工)	水位制御器の設定値変更。	水位制御器の設定値確 認。	高浜2
141	通達	—	給水加熱器 伝熱管	運転監視	H13.4.19	6B高圧給水加熱器細管漏えいに伴う 出力抑制。	伝熱管外面の初期傷から応力腐食割れが発 生・進展し、伝熱管の破孔に至ったため。	SCC (施工)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	高浜1
142	法律	—	RHR系逆止 弁駆動制御 弁	定期試験	H13.5.7	残留熱除去系逆止弁(原子炉格納容 器)の開閉試験を行ったところ開動作 しなかった。	駆動用空気電磁弁の動作不良のため。	その他 (その他)	電磁弁取替。	対象外。	2F-2
143	通達	—	燃料集合体	中間停止	H13.5.24	燃料集合体1体に漏えいを確認。	偶発的に発生した欠陥に起因するものと推定さ れた。	その他 (その他)	健全なものに取替。	対象外(偶発事象)。	1F-6
144	法律	—	原子炉補機 冷却水系手 動弁弁箱	運転監視	H13.6.18	原子炉格納容器内の高電動度廃液 の発生量が増加。 格納容器内空調器の冷却器入口弁 (原子炉補機冷却水系)グランド部より リーク。	グランドパッキンの劣化により弁グランド部の密 封性が低下し漏えいしたため。	その他 (その他)	パッキンの新品取替。	対象外。	KK-6
145	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H13.7.6	蒸気発生器伝熱管の損傷。	製作時の拡管の際、残留応力と運転中の内圧 による応力が重畳して、応力腐食割れが発生し たため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実 施。	高浜3
146	通達	G-B-2 JG-B	シュラウド下 部リング	定期点検	H13.7.6	シュラウドの下部リング外表面の溶接 部近傍にひび割れを確認。	製作時の機械加工によりリング表面が硬化した ため、溶接による引張り方向の残留応力と運転 中の炉水環境下で粒内応力腐食割れが発生 し、これが初期き裂となって、その後粒界応力 腐食割れが進展したため。	SCC (施工)	タイロッド工法による補修。	法律改正により健全性評 価制度を導入。	2F-3
147	法律	B-P	炉内核計装 装置シンプ ル案内管	定期点検	H13.9.8	炉内核計装置シンプル案内管の不 具合。	建設工事中に混入した塩化ビニルテープが案 内管に付着し腐食したため。	腐食 (施工)	清掃の実施。	類似箇所の点検。	伊方2
148	法律	—	PLRポンプ メカニカル シール	運転監視	H13.9.25	原子炉再循環ポンプの軸封部のシー ル機能が低下する兆しが認められた 為、メカニカルシールを取り替えるこ ととし原子炉手動停止。	メカニカルシールに微細な異物が浸入し、第二 段メカニカルシール静止リングのシール面に微 小な傷ができたことによるシール機能の低下の ため。	その他 (その他)	異物混入の可能性低減の ための諸対策実施。	対象外 (異物混入防止対策によ り対応)。	女川2
149	法律	—	制御棒	警報	H13.11.1	中間領域原子炉中性子束高信号によ る原子炉自動停止。	中性子束に係る記録計を確認しない状態での 制御棒引き抜きのため。	その他 (操作)	運転手順書の見直し。	同左。	2F-2
150	法律	—	余熱除去系 配管立上り 部	警報	H13.11.7	高圧注水系から余熱除去系熱交換器 に分岐している蒸気配管の曲がり部 が破断し、蒸気が漏えいしたことによ る火災報知器の作動及び手動停止。	原子炉水の放射線分解により発生し配管内に 滞留した高濃度の水素が、配管内に付着してい た貴金属の触媒作用等により着火し急速に燃 焼したことによるものと推定された。	その他 (その他)	水素の蓄積を防止するた め、蒸気凝縮系の分岐部に 弁の設置又は当該蒸気凝 縮系配管の撤去を実施。	同左対策の検討。	浜岡1

故障・トラブルデータ(13/17)

\*:代表的な対策を記載

番号	法律・通達区分	試験カテゴリ	発生部位	発見方法	発生年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
151	法律	B-P	CRDハウジング貫通部	定期点検	H13.11.9	原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの貫通部(スタブチューブ)との溶接部からの漏えい。	溶接金属、施工時の残留応力、炉水環境により、応力腐食割れによるき裂が発生し、進展して貫通したものと推定された。	SCC (施工)	スタブチューブの取替実施(溶接部は耐食性に優れた材料を使用)。	監視体制の確立及び予防保全について検討。	浜岡1
152	通達	—	タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転監視	H13.12.10	タービン駆動原子炉給水ポンプから電動駆動原子炉給水ポンプへの切り替えの際、原子炉水位低下により電気出力低下。	給水ポンプが、ラインアウト防止回路制限値以上の状態で切替操作を実施するとラインアウト防止回路作動により原子炉給水流量が減少することの記載が運転手順書になかったためと推定された。	その他 (操作)	運転手順書の見直し。	同左。	東海2
153	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H14.1.30	蒸気発生器伝熱管の損傷。	製作時の拡管の際、残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	高浜4
154	法律	—	PLRポンプメカニカルシール	運転監視	H14.3.4	原子炉再循環ポンプの軸封部のシール機能が低下した為、メカニカルシールを取り替えることとし原子炉手動停止。	メカニカルシールに微細な異物が浸入し、第二段メカニカルシール静止リングのシール面に微小な傷ができたことによるシール機能の低下のため。	その他 (その他)	異物混入の可能性低減のための諸対策実施。	対象外 (異物混入防止対策により対応)。	KK-1
155	法律	—	復水流量計配管	定期点検	H14.3.7	復水流量計配管付け根部からの水漏れ。	施工時の溶接溶け込み不足と運転時の配管振動による疲労割れと推定された。	疲労割れ (施工)	流体振動の少ない位置への取付位置の変更、溶接部健全性確認の徹底及び健全性確認事項の社内基準への反映。	類似溶接開先形状の部位のUT検査実施。	女川2
156	法律	—	再循環ポンプ	運転監視	H14.4.2	ポンプ(A)軸振動値に緩やかな変動が認められ、点検のため原子炉手動停止。	再循環ポンプ(PLR)-Pメカニカルシールの摺動面の当たりが偶発的に変化し、摺動面の摩擦抵抗が増加し軸がぶれて振動値が変動したため。	その他 (施工)	メカニカルシール及び継ぎ手部分解、点検手入れメカニカルシール摺動部品取替。 外周部摺動面が均一となるよう管理実施。	その他ブランドに対し、当該プラント対策の水平展開実施。	志賀1
157	法律	—	原子炉冷却系原子炉給水逆止弁	運転監視	H14.4.3	原子炉冷却系統設備 原子炉給水系(B系) 原子炉給水逆止弁。	弁体に表面粗さが発生し摩擦係数が増加した結果、逆止弁出入口差圧では、開動作しなかったため。	その他 (保守)	シート面の手入れ。	同様な弁について対策の必要性を検討。	東海2
158	通達	—	燃料集集体	運転監視	H14.4.26	定格出力で運転中、放射線監視モニタ(復水器と活性炭ホールドアップ装置との間のモニタ)の値にわずかな上昇傾向。	燃料集集体2体より漏えいしたため。	その他 (その他)	健全なものに取替。	異物混入防止対策の徹底。	KK-7
159	通達	—	タービン制御装置	運転監視	H14.5.5	定格出力で運転中、復水器の真空度が低下したため出力制限を行った。	タービン補機類を制御しているタービン制御装置内の基板が故障したため、復水器内の気体を抜き取る蒸気式空気抽出器の弁が閉まったため。	その他 (その他)	基板の取替。	対象外 (偶発事象)。	KK-3
160	法律	B-P	RHR低圧注入管第2隔離弁小口径配管	巡視点検	H14.5.25	原子炉起動中の現場確認で余熱除去(RHR)低圧注入管第2隔離弁(B)のドレン配管の溶接部から漏えいしているのを確認し、点検のため原子炉停止。	RHR系両系注入運転時の配管振動により共振し、繰り返し応力が加わり高サイクル疲労割れが発生し、当該溶接部が貫通半周割れに至ったため。	疲労割れ (施工)	配管ルート・サポートの見直し当該配管と当該弁ノズルの溶接を隅肉溶接から突き合せ溶接に変更する。	同左対策を検討。	浜岡2
161	法律	—	再循環ポンプ軸封装置	運転監視	H14.6.20	シール室の圧力低下の増加傾向が認められ、点検のため原子炉手動停止。	PLR-Pメカニカルシールに異物混入により摺動面に傷がつき、シール室圧力が低下したため。	その他 (その他)	メカニカルシール摺動部品取替。	対象外 (異物混入防止対策により対応)。	女川2

故障・トラブルデータ(14/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
162	通達	B-P	CRD配管 (原子炉格 納容器内 外)	定期点検	H14.8.22	配管の外周面にひびを発見。	建設時の海塩付着及び海水系ドレン配管から 滴下した海水に起因する粒内型応力腐食割れ のため。	SCC (施工)	配管取替。 定期的な配管塩分量測定。 海水系ドレン配管取替。	点検を実施し、ひびの確 認された配管は取替予 定。	1F-3
163	法律	—	燃料集合体	警報	H14.9.2	排ガス放射線モニタの指示値上昇、 タービン建屋内のダスト放射線モニタ 及び主排気筒放射線モニタの指示値 上昇に伴い、原因調査のため原子炉 手動停止。	燃料集合体1体より漏えいしたため。	その他 (その他)	健全なものに取替。	対象外 (偶発事象)。	2F-2
			湿水分離器 レベルスイッチ スト弁グラント				異物混入による弁座の損傷、ペローズの応力 腐食割れのため。	SCC (その他)	分解点検時の異物混入防 止再徹底。 ペローズの材質変更。 作業要領書の見直し。	作業要領書を見直す方向 で検討中。	
			排ガス減衰管 パイラルサンブラ 電磁弁継手 部				グラントの締め付け不足のため。	その他 (保守)	パッキンを交換後、締め付 け確認。 作業要領書の見直し。	作業要領書を見直す方向 で検討中。	
164	通達	B-P	CRD配管 (原子炉格 納容器外)	点検	H14.10.11	配管の外周面にひびを発見。	海水系ドレン配管から滴下した海水に起因する 粒内型応力腐食割れのため。	SCC (その他)	配管取替。 定期的な配管塩分量測定。 海水系ドレン配管点検口 キャップ撤去。	点検を実施し、ひびの確 認された配管は取替予 定。	1F-4
165	法律	C-H	1次系ベント 弁溶接部	巡回点検	H14.11.15	C-RCP封水注入ラインベント弁溶接 部からの漏えいに伴う原子炉手動停 止。	溶接部に大きな溶け込み不良があったことか ら、付近の流量調整弁に起因する振動により、 疲労き裂が発生、貫通したため。	疲労割れ (施工)	弁及び配管の取替。	振動計測の実施。	美浜3
166	法律	—	蒸気タービン タービン本体 軸受部	運転監視	H14.12.12	タービンNo. 2軸受付近高圧タービン ケーシング部からの発火。	潤滑油系Uシールにスラッジが堆積し、軸受系 統が正圧となったことから、軸受部より漏えいし た潤滑油が発火したため。	その他 (保守)	Uシール部の取替。 定期的な清掃。 軸受周辺配管の保温材へ カバー等を設置。 軸受下部に漏油受を設置。	対策の必要性について検 討。	敦賀2
167	法律	—	再循環ポン プ軸封部	運転監視	H15.2.28	定格出力にて運転中、原子炉冷却材 再循環ポンプ(B)(C)の軸封部に機 能低下が認められたことから、当該軸 封部を切り替えるため、原子炉を手動 停止した。	メカニカルシールへの異物混入により、固定リン グと回転リングの摺動面に面荒れが発生したた め。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 異物混入防止対策強化の 継続。	対象外 (異物混入防止対策によ り対応)。	敦賀1
168	—	G-B-2 JG-B	シュラウド	定期点検	H14.8.23	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れ	SCC (施工)	評価実施。今後、適切な頻 度で点検実施。 ごく軽微なもの及びシュラウ ドの健全性に影響を与えな いものを除き、全ての「ひ び」の除去を予定。	当面の措置を指示した 後、法律改正により健全 性評価制度を導入。	KK-3
169	—		シュラウド	定期点検	H14.9.20	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			浜岡4
170	—		シュラウド	定期点検	H14.9.23	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			女川1
171	—		シュラウド	点検	H14.9.28	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			1F-4
172	—		シュラウド	点検	H14.10.4	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			KK-1
173	—		シュラウド	点検	H14.10.6	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			2F-3
174	—		シュラウド	点検	H14.10.24	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			2F-4
175	—		シュラウド	点検	H14.10.30	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			KK-2

故障・トラブルデータ(15/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
176	—	同上	シュラウド	点検	H15.3.10	シュラウド溶接部にひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)	同上	同上	浜岡3
177	—	B-F/ B-P B-J/ B-P	PLR配管	定期点検	H14.10.29	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)	評価実施。 今後、適切な頻度で点検実施。 ごく軽微なもの及び再循環系配管の健全性に影響を与えないものを除き、全ての「ひび」の除去を予定。	当面の措置を指示した後、法律改正により健全性評価制度を導入。	浜岡4
178	—		PLR配管	定期点検	H14.11.8	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			浜岡1
179	—		PLR配管	点検	H14.11.8	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			浜岡3
180	—		PLR配管	点検	H14.11.26	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			2F-4
181	—		PLR配管	定期点検	H14.11.28	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			女川1
182	—		PLR配管	定期点検	H14.11.29	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			KK-1
183	—		PLR配管	点検	H14.12.3	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			KK-2
184	—		PLR配管	点検	H14.12.18	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			2F-3
185	—		PLR配管	点検	H14.12.26	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			2F-2
186	—		PLR配管	定期点検	H15.2.26	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)			KK-3
187	—	PLR配管	定期点検	H15.3.19	配管溶接継手部に超音波探傷検査によりひびを確認。	粒界及び粒内型応力腐食割れのため。	SCC (施工)	KK-4			
188	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H15.5.15	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	川内1
189	通達	—	高圧給水加熱器伝熱管	運転監視	H15.5.16	高圧給水加熱器伝熱管の損傷。	伝熱管外面のSCCが生じやすい環境下で、外面の初期損傷からSCCが発生・進展し、開口に至った。さらに開口部からの噴出した水による浸食により、別の伝熱管が損傷・開口したため。	SCC (施工)	閉止栓取付け。	定期的なECTの実施。	美浜2
190	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H15.5.22	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎点検の伝熱管ECTの実施。	高浜4
191	通達	—	残留熱除去系弁	定期点検	H15.7.24	残留熱除去系差圧検出器排水弁からの漏えい。	耐圧試験準備作業中、「閉」とすべき弁が「開」状態であったため。	その他 (操作)	弁の識別管理。 施工要領書の見直し。	同左。	1F-2
192	法律	B-F/ B-P	加圧器管台	定期点検	H15.9.10	加圧器逃がし弁用管台部及び加圧器安全弁用管台部の損傷。	溶接施工時に行った手直し溶接の残留応力と運転中の応力が重畳して応力腐食割れが発生したため。	SCC (施工)	管台取替え。	類似箇所のUT、ペアメタル検査。	敦賀2
193	法律	C-H	再生熱交換器	運転監視	H15.9.10	再生熱交換器胴側出口配管からの漏えい。	再生熱交換器内出口配管部で発生する温度ゆらぎによる熱疲労が主要因となり、ひび割れが発生、進展し、漏えいに至ったため。	疲労割れ (設計)	当該配管及び管台の取替え。	温度ゆらぎによる熱疲労割れの発生が懸念される箇所に対する検査の実施。	泊2
194	法律	—	加圧器スプレイ配管ベントライン閉止栓	運転監視	H15.11.9	加圧器スプレイ配管ベントライン閉止栓からの漏えい。	ベント弁の締め付け不足に起因して、プラント起動時にシート漏れが生じ、また閉止栓のOリングが損傷していたこと等から漏えいが発生したため。	その他 (操作)	高温状態での当該弁の増し締め及びシート漏れの有無確認を作業要領書に記載。	左記対策について検討。	美浜2

故障・トラブルデータ(16/17)

\*:代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
195	法律	—	1次冷却材 ポンプ	運転監視	H15.12.5	1次冷却材ポンプNo. 3シールからの 漏えい。	シール摺動部の面荒れ等によりシール動作が 悪くなったことでシート面の開きが広くなり、漏え い量が増加し、ポンプからの漏えいに至ったた め。	その他 (設計)	シールの取替。 シール機能向上のため、ば ね力を強化した3シールリン グ押さえバネに取替。	同左。	大飯1
196	法律	—	原子炉再循 環ポンプメカ ニカルシール	運転監視	H15.12.28	定格出力にて運転中、原子炉冷却材 再循環ポンプ(B)の軸封部に機能低 下が認められたことから、当該軸封部 を取替えるため、原子炉を手動停止し た。	第二段メカニカルシールへの微細な異物混入に よりシートリング摺動面の磨耗が進展し、浸食 が発生したことによりシール機能が低下したた め。	その他 (その他)	メカニカルシール取替。 異物混入防止対策の強化。	対象外 (異物混入防止対策によ り対応)。	敦賀1
197	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器 伝熱管	定期点検	H16.1.23	蒸気発生器伝熱管の減肉。	精度を向上させたECTによる検査により、旧振 れ止め金具が取り付けられた位置に外面減肉 を示す有意な信号指示が認められたため。	その他 (設計)	閉止栓取付け。 振れ止め金具については過 去に磨耗減肉対策として取 替済み。	定期的なECTの実施。	高浜3
198	法律	—	充てんポン プ主軸	運転監視	H16.3.17	充てんポンプ主軸の損傷。	ミニマムフローライン運転時に発生した気泡が ポンプ内に流れ込んだことにより発生した振動 により、主軸の折損および封水部の損傷等が発 生したため。	その他 (操作)	主軸取替え。 充てんポンプの運転要領見 直し(ポンプ運転時は体積 制御タンクを加圧)。	類似事象の発生が可能 性のある箇所について対 策要否検討。	伊方3
199	法律	B-P	原子炉再循 環ポンプ出 口配管フラ ンジ	運転監視	H16.3.17	定格出力にて運転中、原子炉格納容 器内の床ドレンサンプ水位の上昇が 確認されたことから原子炉を停止し た。	出口配管の除染用接続口フランジ部を点検、復 旧した際にボルトの締め付け力が不足していた ことから漏えいに至ったため。	その他 (保守)	フランジ締付方法の変更。 工事管理品質保証要領の 見直し。	同左。	島根2
200	法律	—	作業用空気 ライン仕切弁、 逆止弁	定期点検	H16.3.28	所内用圧縮空気(SA)系を空気供給 元としてエアラインマスク装備を使用 した作業員の酸欠。	SA系と窒素有する系統との仕切弁、逆止弁 のシート機能が配管内の錆の噛み込みにより 低下したため、他系統よりSA系へ窒素が流入 したため。	その他 (保守)	SA系の他系統からの分 離。 作業要領の見直し。	同左。	2F-4
201	法律	B-P	原子炉容器 上蓋貫通部	定期点検	H16.5.5	原子炉容器上蓋制御棒駆動装置取 付管台からの漏えい。	原子炉容器上蓋と管台との溶接部の引張残留 応力に、1次冷却系の環境が重畳し、応力腐食 割れが発生・進展し、貫通に至ったため。	SCC (施工)	管台溶接部の溶接補修。	検査頻度増加等を指示。	大飯3
202	法律	—	タービン加減 弁速度リ レー	原子炉自 動停止	H16.6.8	タービン加減弁急速閉による原子炉 自動停止。	速度リレーのシリンダスリーブ内面の経年的な 磨耗に起因して弁の急速閉が発生したため。	磨耗 (その他)	当該シリンダスリーブ取替。 速度リレー点検周期見直 し。	類似箇所の対策要否検 討。	敦賀1
203	法律	C-H	燃料取替用 水タンク	定期点検	H16.6.10	燃料取替用水タンクの変形。	タンク空気抜き管に取り付けられたダクトホース の閉塞により、タンク水抜き時にタンクが負圧と なったことによるタンクの変形したため。	その他 (その他)	変形した範囲の胴板の取 替。 作業管理の強化。	作業管理の徹底強化。	大飯1
204	法律	—	制御棒駆動 系アキュー ムレータ	警報発生	H16.6.16	制御棒駆動系水圧制御ユニット(HC U)のアキュームレータ圧力低下に伴 い隔離操作を実施。	ユニオン部組立時の作業不良によりOリングに 割れが発生・進展したため窒素が漏えいしたた め。	その他 (保守)	Oリング取替。 施工要領書見直し。	施工要領書見直し。	KK-5
205	法律	—	水素・酸素 注入設備酸 素流量調節 弁	警報発生	H16.6.21	給水系への水素流量切替操作中、復 水器真空度、発電機出力の低下が発 生。	酸素流量制御用の小流量調節弁の組立不良に よる動作不良により「酸素流量偏差大」となり、 水素・酸素注入設備が緊急停止したため。	その他 (保守)	弁の取替。 施工要領書見直し。 バックアップ酸素供給による OG系への影響評価。	施工要領書見直し バックアップ酸素供給によ るOG系への影響評価実 施。	KK-1
206	法律	C-H	主給水管エ ルボ	定期点検	H16.7.5	主給水管曲がり部の減肉。	曲がり部上流の隔離弁(玉型弁)により発生し た乱れが曲がり部にてさらに乱れたことにより、 減肉が発生・進展したため。	磨耗 (保守)	当該配管の取替。 玉型弁下流部の曲がり部 の減肉傾向の監視の強化。	玉型弁下流部の曲がり部 の減肉傾向の監視の強 化。	大飯1

## 故障・トラブルデータ(17/17)

\*: 代表的な対策を記載

番号	法律・通達 区分	試験 カテゴリ	発生部位	発見方法	発生 年月日	故障・トラブルの概要	原因	原因分類	当該プラントでの 対策	再発防止対策* (水平展開)	備考
207	法律	C-H	燃料取替用水タンク	定期点検	H16.7.14	燃料取替用水タンクからの水のにじみ。	当て板溶接部の引張残留応力に、海塩粒子による環境の影響が重畳されたことにより塩素型SCCが発生したため。	SCC (その他)	き裂の切削除去後、溶接補修を実施。	同様な事象の発生の可能性がある箇所を点検箇所 に追記。	大飯1
208	法律	—	復水系統配管	警報発生	H16.8.9	復水系統配管の破損。	主覆水管オリフィスにて発生した乱れにより、下流部の配管が減肉したことにより、配管が破損したため。 (中間取りまとめ)	磨耗 (保守)	(調査中)	(調査中)	美浜3
209	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H16.9.7	蒸気発生器伝熱管の減肉。	精度を向上させたECTによる検査により、旧振れ止め金具が取り付けられた位置に外面減肉を示す有意な信号指示が認められたため。	その他 (設計)	閉止栓取付け振れ止め金具については過去に磨耗減肉対策として取替済み。	定期的なECTの実施。	高浜4
210	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H16.9.10	蒸気発生器伝熱管の損傷。	建設時の拡管時の残留応力と運転中の内圧による応力が重畳して、応力腐食割れが発生したため。	SCC (その他)	閉止栓取付け。	毎定検の伝熱管ECTの実施。	川内1
						蒸気発生器伝熱管の減肉。	精度を向上させたECTによる検査により、旧振れ止め金具が取り付けられた位置に外面減肉を示す有意な信号指示が認められたため。	その他 (設計)	閉止栓取付け振れ止め金具については過去に磨耗減肉対策として取替済み。	定期的なECTの実施。	
211	法律	B-Q/ B-P	蒸気発生器伝熱管	定期点検	H16.9.21	蒸気発生器伝熱管の減肉。	精度を向上させたECTによる検査により、旧振れ止め金具が取り付けられた位置に外面減肉を示す有意な信号指示が認められたため。	その他 (設計)	閉止栓取付け振れ止め金具については過去に磨耗減肉対策として取替済み。	定期的なECTの実施。	泊1
212	法律		原子炉再循環ポンプ	警報発生	H16.9.29	原子炉再循環ポンプB自動停止、「インバータ重故障」、「再循環系制御盤」の警報発生に伴い、原因調査のため原子炉を停止した。	制御基板内部品(GTOオフ用パワートランジスタ)の偶発的な故障(短絡)により、主回路内部品(GTO)が損傷(短絡)したため。	その他 (その他)	基板の取替。	対象外 (偶発事象)。	1F-2



## 付録 2

### 軽水炉トラブル事例の調査・整理結果例（表紙）

- 付表 2-1 第 6 高圧給水加熱器(B)のドレン流量に増加傾向（美浜 3 号）
- 付表 2-2 局部出力領域モニタ検出器の変形（福島第二）
- 付表 2-3 給水逆止弁のドレン弁弁座部からの漏えい（福島第一）
- 付表 2-4 主復水器細管からの海水の漏れ込み(出力降下)（福島第一）
- 付表 2-5 中間領域中性子束核計装装置の制御電源断に伴う原子炉自動停止（高浜 2 号）
- 付表 2-6 タービンランド蒸気復水器伝熱管の損傷（敦賀 1 号）
- 付表 2-7 原子炉格納容器内サンプルピットからの溢水（柏崎刈羽 1 号）
- 付表 2-8 復水器真空度の低下（福島第二）
- 付表 2-9 一次冷却系の余剰抽出水系統配管からの漏えい（美浜 2 号）
- 付表 2-10 再生熱交換器連絡管の損傷（敦賀 2 号）
- 付表 2-11 中間領域原子炉中性子束高信号による原子炉自動停止（福島第二）
- 付表 2-12 再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる一次冷却水の漏えい（泊 2 号）

付表 2.1 第 6 高圧給水加熱器(B)のドレン流量に増加傾向 (1/2)

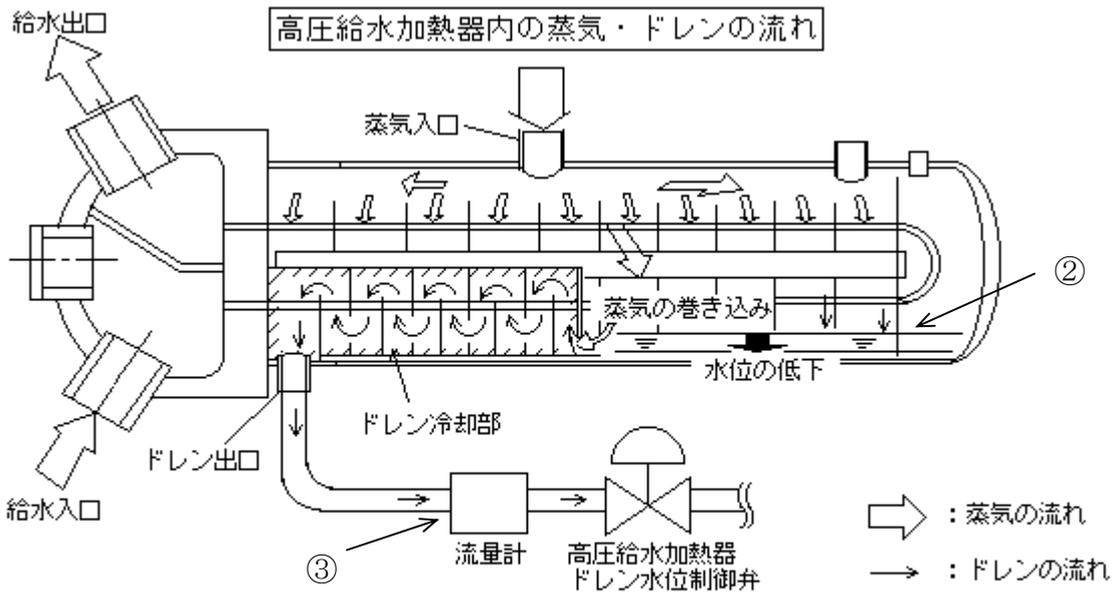
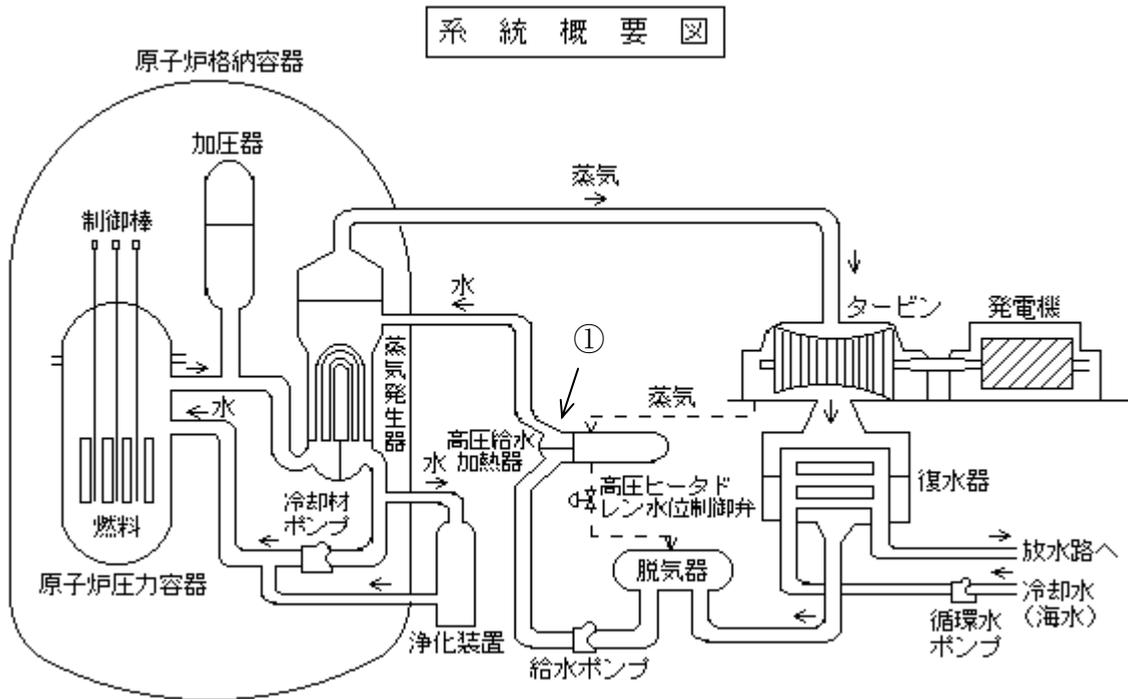
1.整理番号	005	
2.トラブル仮称	第 6 高圧給水加熱器(B)のドレン流量に増加傾向	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 7 年 7 月 12 日
	②プラント名	美浜発電所 3 号機
	③運転状況	定格出力にて調整運転中
	④発生設備・機器・部位	第 6 給水過熱器
	⑤発生現象	ドレン流量に増加傾向が認められた。 (1)伝熱管漏えい調査を実施したが漏えいは確認されなかった。 (2)当該加熱器水位制御弁、水位制御器及びドレン流量計等の関連機器を点検したが異常は認められなかった。 (3)運転時の関連パラメータを確認した結果、第 6B 高圧給水加熱器のドレン流量は、第 6A 高圧給水加熱器に比べて多く、事象発生時にはドレン温度も第 6B 高圧給水加熱器の方が高く推移していた。 (4)第 6B 高圧給水加熱器側のドレン水位は目標水位に比べ若干低めに制御されていた。
	⑥原因	当該加熱器 (添付図①) のドレン水位 (同図②) 設定の調整不足により、水位が低く制御されていたため、ドレン冷却部に蒸気が巻き込まれ、ドレン流量 (同図③) が見かけ上増加したものと推定される。 タービンから蒸気が、給水を加熱してドレンとなり、給水加熱器内のドレン冷却部を通して排出される際、ドレン水位が若干低めに制御されていたところに水位変動が加わり、水位が低下した時にドレン冷却部に蒸気が巻き込まれた。このことにより、蒸気ドレンの冷却が不十分となり、ドレンが沸騰しやすかったためドレンのはげが悪くなり、ドレン水位が上昇傾向となり、ドレン流量が見かけ上増加したものと推定される。
	⑦対策	(1)第 6B 高圧給水加熱器ドレン水位を、水位変動時にもドレン冷却部に蒸気が巻き込まれないように調整した。 (2)次回定期検査以降にも、ドレン水位設定を適切な値に調整する。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0-、評価レベル=0-
4.分析	①トラブルのモード	プロセス制御値異常 (単相の水の二相化→みかけ流量増加)
	②発生のメカニズム	・制御設定値 (この場合水位設定値) の不足 ・ドレン冷却部への蒸気混入 ・温度上昇によるドレン水の沸騰と二相流化に伴う圧損増大による排出阻害 ・水位上昇し (見かけ上ドレン増加)

付表 2.1 第 6 高圧給水加熱器(B)のドレン流量に増加傾向 (2/2)

4. 分析	③発症の条件	設計不良？（制御設定値の指定不良＝水位変動を考慮に入れていなかった？） 調整不良（制御値設定不良） 調整管理不足（設定値不良を見過ごした）
	④新知見性	この種のトラブルはなく、新知見といえる。
	⑤適用性分類	運転保守・管理（制御値設定の調整）
	⑥得られた知見	給水加熱器の水位が低く設定されており、これに水位変動が加わってドレン冷却部に蒸気が巻込まれ、それによる温度上昇によってドレン排出阻害が起き水位が上昇する事象は初めての知見である。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA（軽水炉とシステム、機器構成が同様であり、同様のトラブルが発生する可能性がある。）
5.引用資料		1995/7/12、17 資源エネルギー庁原子力発電運転管理室報道発表資料

付表 2.1 の添付図

6.添 付 図



美浜発電所 3号機 平成 7年 7月 12日 発生 原因と対策添付図

高圧給水加熱器概念

付表 2.2 局部出力領域モニタ検出器の変形 (1/2)

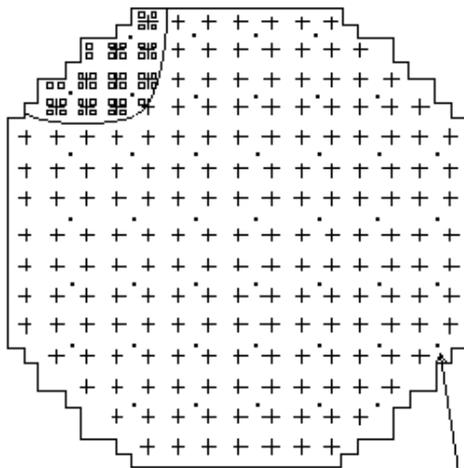
1.整理番号	013	
2.トラブル仮称	局部出力領域モニタ検出器の変形	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成7年11月10日
	②プラント名	福島第二原子力発電所2号機
	③運転状況	定期検査中
	④発生設備・機器・部位	局部出力領域モニタ検出器
	⑤発生現象	<p>燃料装荷中に、添付図に示す局所出力領域モニタ検出器が上部格子板からはずれているのが確認された。</p> <p>局部出力領域モニタ検出器の炉心内据付状態及び使用済燃料プールへ取出し後の状態を水中テレビカメラを用いて点検したところ、次のことが確認された。</p> <p>(1)LPRM 上部先端のプランジャー部が上部格子板から外れていた。</p> <p>(2)先端から下方へ約1.3mの箇所でLPRMが曲がっていた。</p> <p>(3)LPRM表面にこすれ跡があった。</p>
	⑥原因	炉内の洗浄作業で使用した保護カバーを取りはずす際に、局部出力領域モニタ検出器(LPRM)上部にあるストッパー部が保護カバーにより押し下げられ、上部格子板からはずれたものと推定される。
	⑦対策	当該局部出力領域モニタ検出器を取り替えるとともに、保護カバーを用いて作業をする場合には水中テレビカメラにて上部格子板の下方より局部出力領域モニタ検出器の据付状態を確認することにした。
	⑧特記事項	(INESによる暫定評価)基準3=0+、評価レベル=0+
4.分析	①トラブルのモード	機械的荷重印加による変形
	②発生のメカニズム	操作ミス
	③発症の条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計ミス(やりようによっては機器同士干渉する作業を放置した) 勘に頼った操作</li> <li>・設計上操作方法によっては干渉する治具を、モニタリングなしで使用したことによるトラブル</li> <li>・施工管理不十分(そういうことがあり得るとのマニュアルが整備されていない、過去の問題がなかったからと安易に作業を繰り返したこと)</li> </ul>

付表 2.2 局部出力領域モニタ検出器の変形 (2/2)

	④新知見性	過去に幾度となく繰返された同じ原因に由来するエラー事象で、新知見には該当しない。
	⑤適用性分類	運転保守・管理
	⑥得られた知見	ある作業・操作がやりようによっては機器同士が干渉しうる作業であるか否か、再度検討する必要がある。可能性のある場合は、対応手段を用意する（目視、検出器設置、最低限状況を認識して細心の注意を持って作業に当たるなど）。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA（あらゆる作業の中に同じ問題は潜んでいる可能性がある点で「もんじゅ」にも関連する。）
5.引用資料		1995/11/10、13 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料

付表 2.2 の添付図

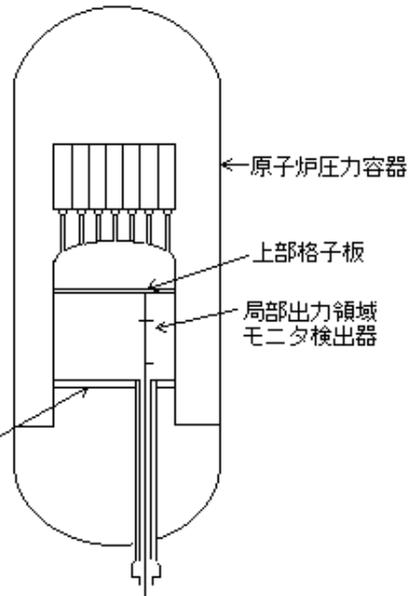
6.添 付 図



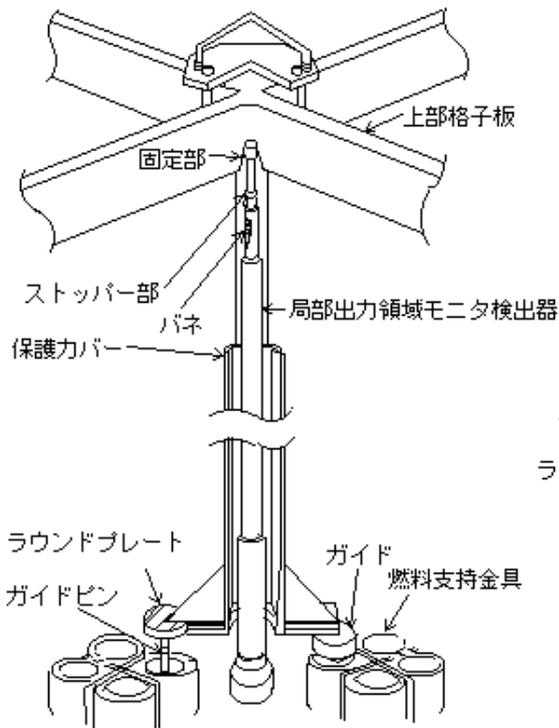
・ 局部出力領域モニタ検出器  
+ 制御棒

炉心配置概略図

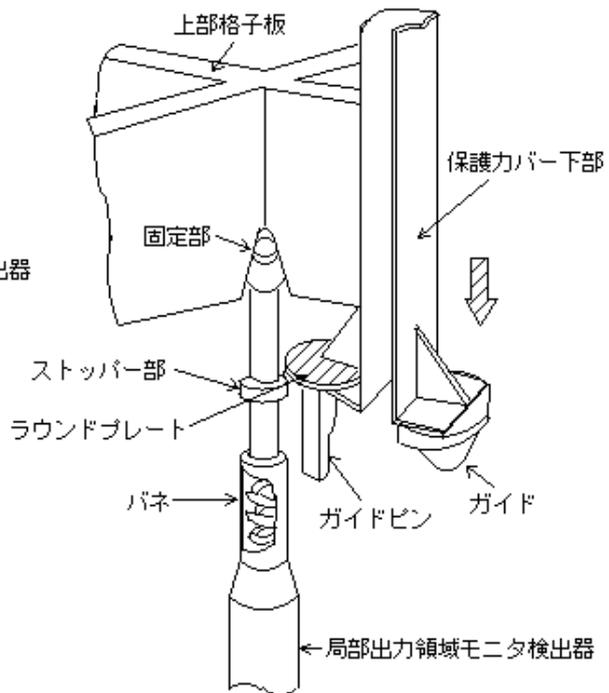
当該の局部出力  
領域モニタ検出器



局部出力領域モニタ検出器取付概略図



保護カバー取付概略図



保護カバー取りはずし時の上部概略図

福島第二原子力発電所 2号機 平成7年11月10日発生 原因と対策添付図

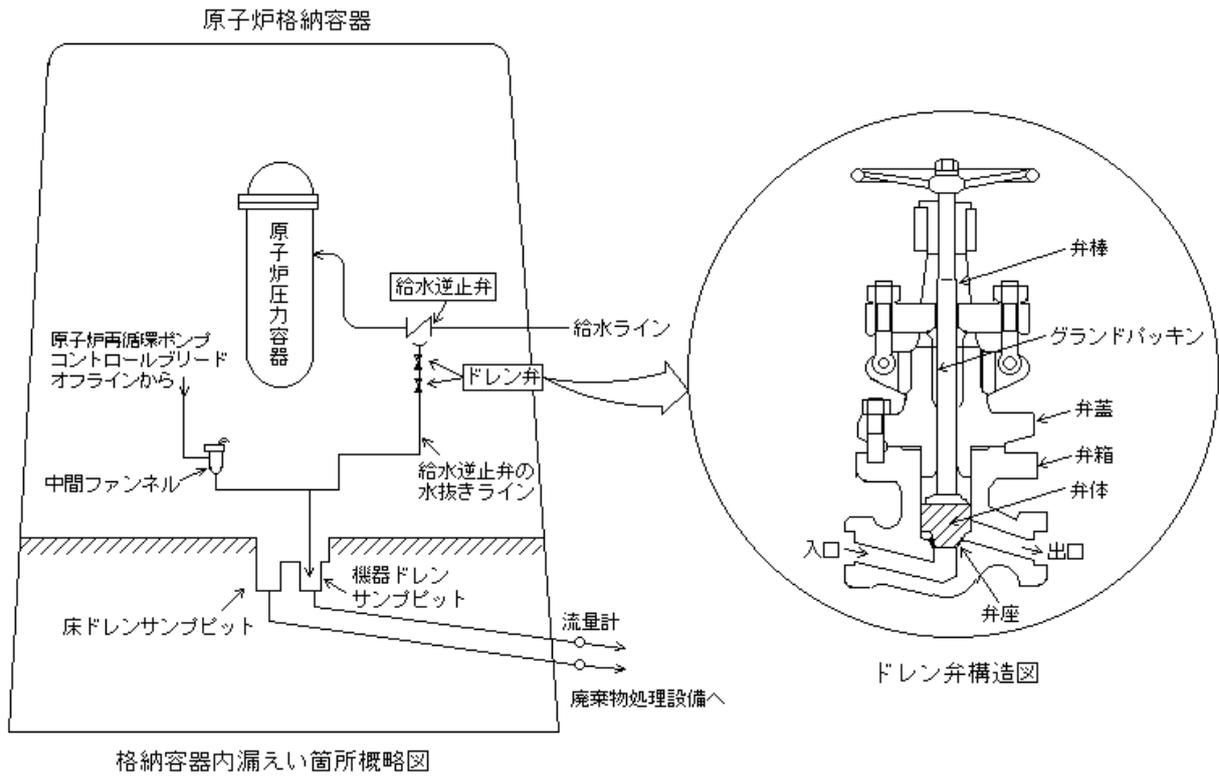
局部出力領域モニタ検出器概念

付表 2.3 給水逆止弁のドレン弁弁座部からの漏えい

1.整理番号	014	
2.トラブル仮称	給水逆止弁のドレン弁弁座部からの漏えい	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成7年11月25日
	②プラント名	福島第一原子力発電所6号機
	③運転状況	定格出力運転中
	④発生設備・機器・部位	蒸気発生器・伝熱管
	⑤発生現象	原子炉格納容器内にある格納容器床ドレンサンプへのドレン量に増加傾向が認められた。 原子炉給水逆止弁の水抜き配管に取り付けられているドレン弁(2台)を分解点検したところ、添付図に示すように、一次弁、二次弁ともに弁体にエロージョンが確認された。
	⑥原因	原子炉格納容器内にある原子炉給水系の逆止弁の水抜き配管に取り付けられているドレン弁に異物等がかみ込んだことにより弁座部から漏えいが生じ、給水の一部が漏れ出たものと推定される。
	⑦対策	当該ドレン弁の取替えを実施するとともに、開閉操作後のフラッシング(洗浄のための通水)を実施することにした。
	⑧特記事項	(INESによる暫定評価)基準3=0+、評価レベル=0+
4.分析	①トラブルのモード	弁座リーク
	②発生のメカニズム	異物噛み込み
	③発症の条件	・施工不良(プラント据付時の系統の洗浄が不十分で、異物の存在を見逃した) ・品質管理不良
	④新知見性	なし。
	⑤適用性分類	運転保守・管理
	⑥得られた知見	あらゆる部品が異物混入の発生源になる可能性を秘めている。 対策としては、そのことを認識した製作時、施工時品質管理以外に手はない。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリ-B(弁座に異物を噛み込む事象は一般的に見られるトラブルで、「もんじゅ」でも起きうる。)
5.引用資料	1995/11/27、29 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

付表 2.3 の添付図

6.添 付 図



格納容器内漏えい箇所概略図

福島第一原子力発電所6号機 平成7年11月25日発生 原因と対策添付図

漏えい箇所詳細図

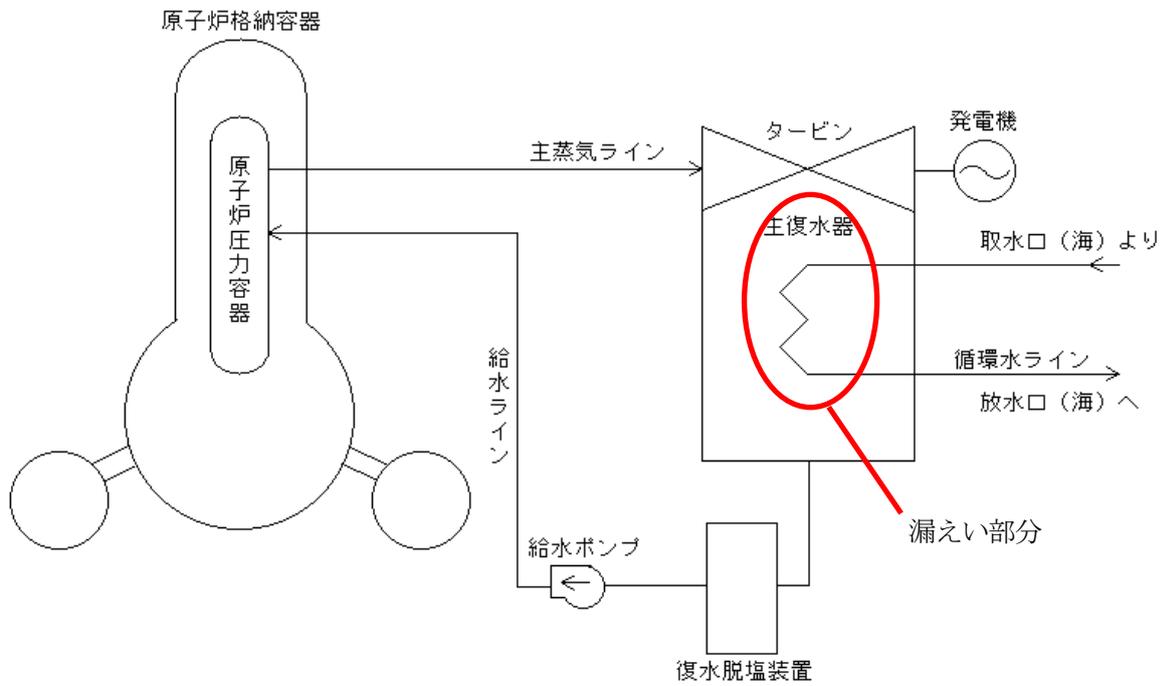
付表 2.4 主復水器細管からの海水の漏れ込み(出力降下)

1.整理番号	015	
2.トラブル仮称	主復水器細管からの海水の漏れ込み(出力降下)	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成7年12月4日
	②プラント名	福島第一原子力発電所4号機
	③運転状況	定格出力で運転中
	④発生設備・機器・部位	復水器伝熱管
	⑤発生現象	添付図に示す3台ある主復水器のうち1台の主復水器の導電率に上昇傾向が認められた。 泡沫方式による漏えい調査を行った結果、主復水器B-1の細管1本に漏えいが生じていることが確認された。 その後、第14回定期検査時に当該細管を抜管し、点検調査を実施したところ、外表面上側に梨地肌状の浸食跡が認められた。また、漏えい部は浸食が最も進んでいるスパンに認められ、冷却水入口側管板より4640mm位置の管真上に貫通孔が認められた。(添付図参照)
	⑥原因	タービン排気流に含まれる微粒化したドレンが高速流で衝突する領域で、浸食が徐々に進展し、漏えいに至ったものと推定される。
	⑦対策	細管のECT、目視点検により外面浸食管を摘出し、計114本に予防閉止栓を実施した。
	⑧特記事項	(INESによる暫定評価)基準2=評価対象外、評価レベル=評価対象外。
4.分析	①トラブルのモード	浸食
	②発生のメカニズム	水滴を含む高流速流体によるエロージョン・コロージョン
	③発症の条件	・設計不良(タービン排気流を直接伝熱管に当てないように耐衝撃板を設けるなどの設計が必要) ・品質管理不良(設計のチェックで構造的欠陥を見過ごした。)
	④新知見性	これまでにこの種の事例はなく、新知見といえる。
	⑤適用性分類	運転保守・管理(伝熱管減肉検査の実施)
	⑥得られた知見	タービン排気には当然ミストが含まれる可能性があり、構造的に排除できる設計と定期的な検査による健全性の確認が必要である。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA(「もんじゅ」にも軽水炉と同様の設備が存在するため、軽水炉と同様のトラブルが発生する可能性がある。)
5.引用資料	1995/11/29 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

付表 2.4 の添付図

6.添 付 図

系 統 概 略 図



福島第一原子力発電所4号機 平成7年12月4日発生 報道発表添付図

系統概念図

付表 2.5 中間領域中性子束核計装装置の制御電源断に伴う原子炉自動停止 (1/2)

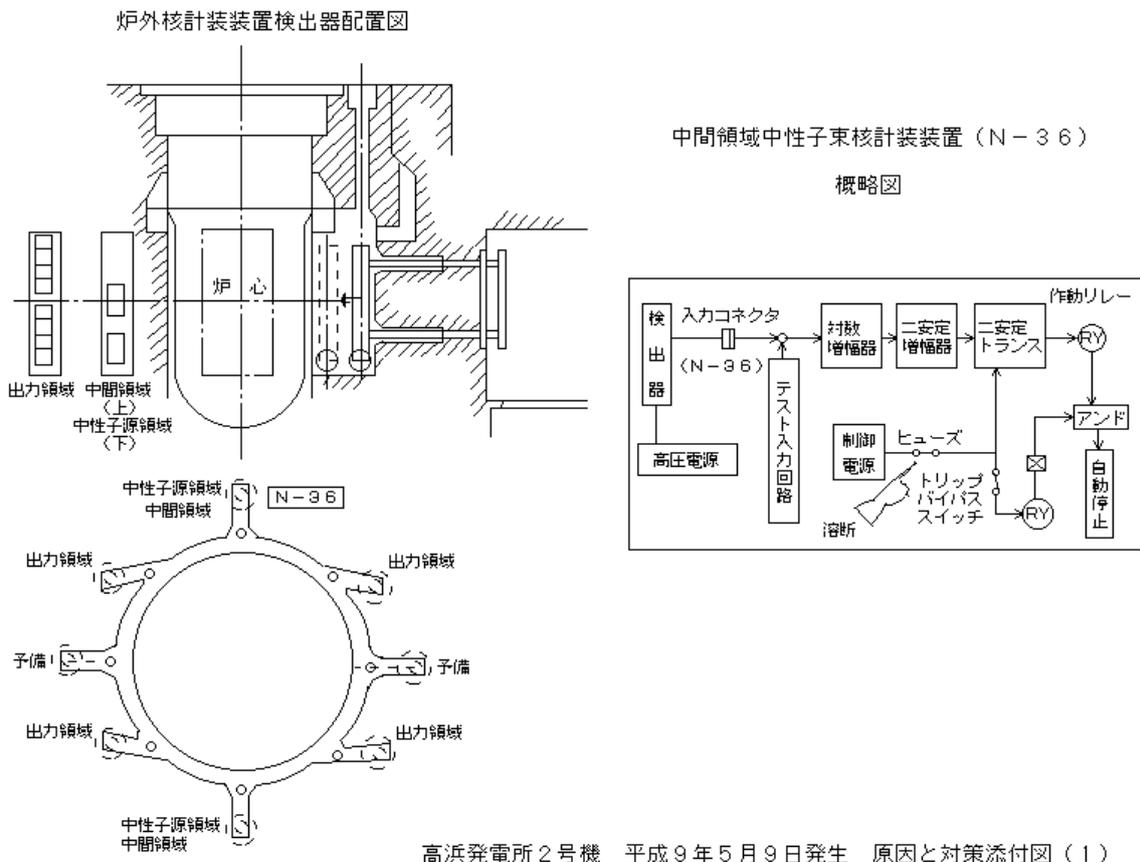
1.整理番号	047	
2.トラブル仮称	中間領域中性子束核計装装置の制御電源断に伴う原子炉自動停止	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成9年5月9日
	②プラント名	高浜発電所2号機
	③運転状況	定期検査中
	④発生設備・機器・部位	中間領域中性子束核計装装置、制御信号圧力リレー・Oリング
	⑤発生現象	<p>原子炉を起動し臨界状態（出力0キロワット）のところ、中間領域中性子束核計装装置(N-36)の制御電源断により「中間領域中性子束高」信号が発信し、原子炉が自動停止した。</p> <p>(1)N-36の制御電源回路を点検した結果、制御電源ヒューズが溶断していた。</p> <p>(2)当日の作業内容を確認した結果、定期検査時の作業としてN-36「中性子束高トリップ」及び制御棒引抜阻止」設定値の仮設定作業を実施していた。(N-36はトリップバイパス状態であった。)</p> <p>(3)同作業中、N-36作業盤で中性子束高トリップ用カードと隣接するパーミッシブP-6（以下、「P-6」という。）の設定値調整ネジに触れ設定をずらした可能性があったため、P-6設定値の確認が必要となった。(添付図参照)</p> <p>(4)P-6設定値確認は原子炉起動前に通常実施する作業だが、N-36はトリップバイパス状態でかつ高圧電源をOVとしていたので作業条件を満たしていると判断し、P-6設定値確認作業を実施した。</p> <p>(5)N-36検出器の高圧電源がOVの時、検出器信号に微小ノイズが確認された。</p> <p>(6)当該検出器の高圧電源がOVの時に、P-6設定値確認作業で、中性子束レベル計指示値をP-6設定値に近接させると、微小ノイズの影響により、制御電源回路に異常電流が発生することが確認された。</p>
	⑥原因	<p>N-36中性子束高トリップ設定値調整時に同じ盤上のパーミッシブP-6の設定値調整ネジに触れた可能性があったため、設定値確認作業を実施したところ、検出器が接続状態であったため、高圧電源の影響により検出器信号に微小ノイズが存在し、制御電源回路に異常電流が流れ、制御電源が断となり、「中間領域中性子束高」信号により原子炉が自動停止したものであった。</p>

付表 2.5 中間領域中性子束核計装装置の制御電源断に伴う原子炉自動停止 (2/2)

	⑦対策	(1)溶断したヒューズは新品に取替えた。 (2)作業対象設備については、テープを使って明確化等を行うこととした。 (3)原子炉運転中にパーミッシブ P-6 設定値の確認、変更を行う場合には、検出器信号入力コネクタを取り外して実施することとし、作業計画書へ反映するとともに、中間領域設定値変更作業について、作業計画書を整備した。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0+、評価レベル=0+
4.分析	①トラブルのモード	微少ノイズによる異常制御電流発生
	②発生のメカニズム	検出器高圧電源電圧が 0V でも、残留微少電流があった
	③発症の条件	施工不良（作業中に他の機器に誤って触れることをあらかじめ防 御して作業しなかった。）
	④新知見性	点検中の作業で、かえってトラブルを招くことはよくあること ある。
	⑤適用性分類	運転保守・管理、AM 関連
	⑥得られた知見	プラント運転中の点検は、作業機器に影響を与えないよう十分な 配慮が望まれる。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリ B（中性子束核計装装置は「もんじゅ」と違っている が、制御回路設定値確認作業時の注意としては関連あるか。）
5.引用資料		1997/5/9、5/13 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料

付表 2.5 の添付図 (1/2)

6.添 付 図

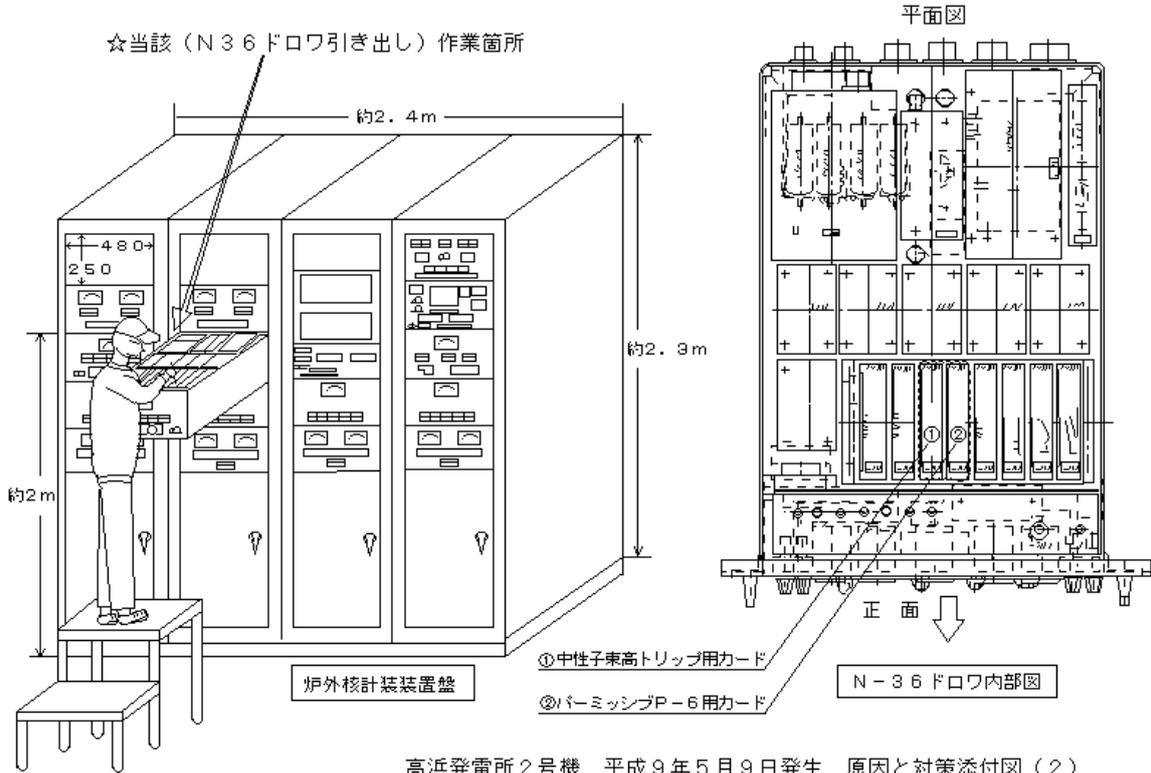


a. 中間領域中性子束核計装置概略図

付表 2.5 の添付図 (2/2)

6.添 付 図

高浜2号機炉外核計装装置中間領域  
設定値変更作業状況図



高浜発電所2号機 平成9年5月9日発生 原因と対策添付図(2)

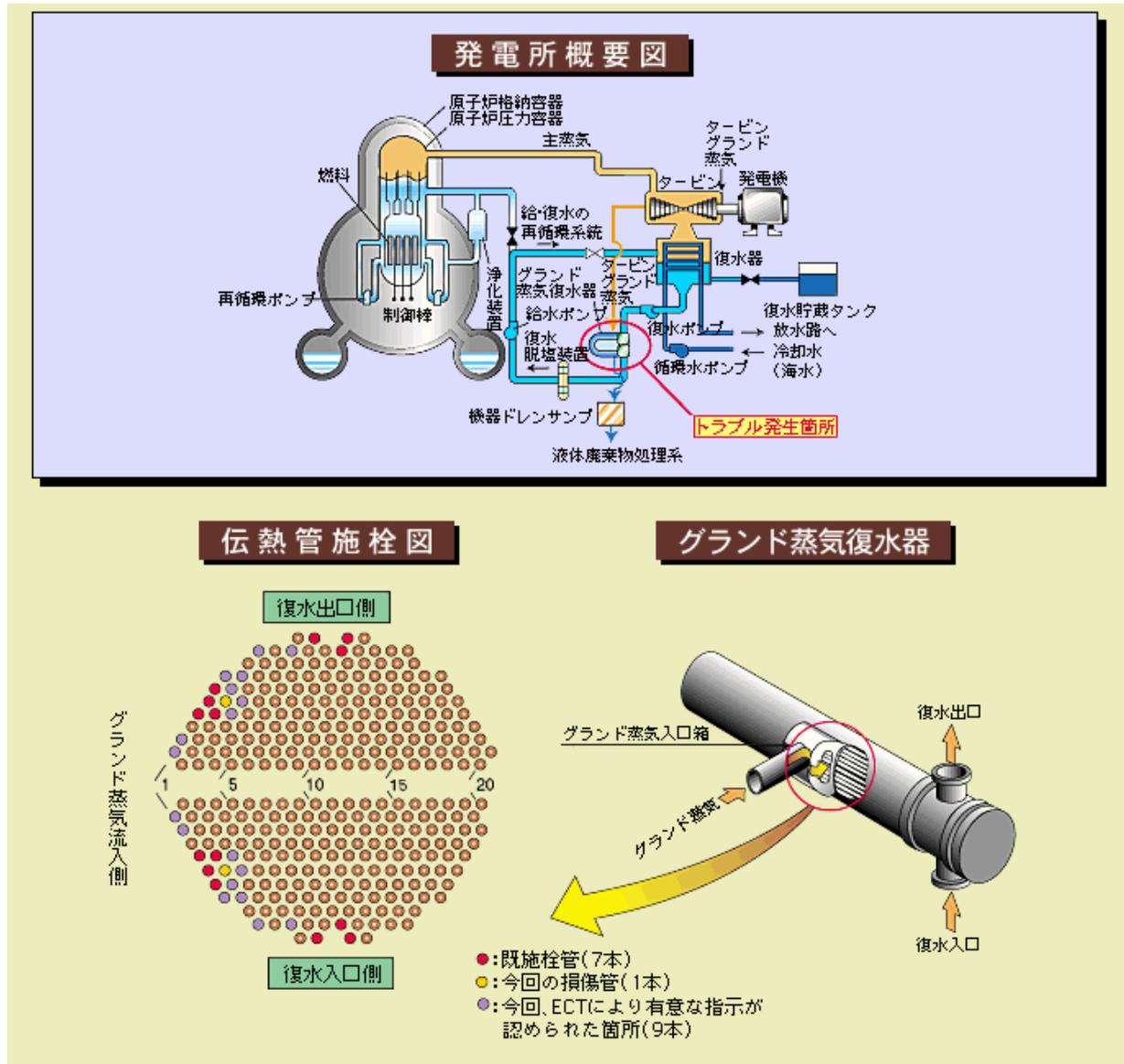
b. 作業状況説明図

付表 2.6 タービングランド蒸気復水器伝熱管の損傷

1.整理番号	065	
2.トラブル仮称	タービングランド蒸気復水器伝熱管の損傷	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成10年2月4日
	②プラント名	敦賀発電所1号機
	③運転状況	原子炉停止中
	④発生設備・機器・部位	タービングランド蒸気復水器・伝熱管
	⑤発生現象	<p>タービン蒸気復水器からのドレン流量の増加が認められた。当該復水器の点検を実施したところ、復水器内の伝熱管1本に貫通孔が認められた。(添付図 参照)</p> <p>当該復水器の水室を開放し、伝熱管及び管板からの漏えいの有無を確認した結果、伝熱管1本に漏えいが認められ、既設栓伝熱管7本を除く156本について、渦流探傷検査(ECT)を実施した結果、漏えいの認められた伝熱管1本に貫通を示す指示が認められた。</p> <p>当該損傷伝熱管の周辺の伝熱管9本が、外面からの減肉を示す有意な指示が認められ、これらの減肉はランド蒸気の流入口付近に生じていることが確認された。</p> <p>当該復水器伝熱管は、第23回定期検査(平成7年度)時、管支持板との接触による伝熱管の摩耗に着目して、自己比較方式のECTを実施し、有意な指示が認められた伝熱管7本について施栓していた。</p>
	⑥原因	ランド蒸気復水器の設置以降、ランド蒸気流入口近傍の伝熱管群において、蒸気及び凝縮水による減肉(ドレン・アタック)が徐々に進行し、当該伝熱管の貫通に至ったものと推定された。
	⑦対策	当該損傷伝熱管1本を施栓した。また、有意な指示が認められた伝熱管9本も施栓した。
	⑧特記事項	(INESによる暫定評価)基準2=評価対象外、評価レベル=評価対象外
4.分析	①トラブルのモード	漏えい
	②発生のメカニズム	ドレンアタックによる減肉
	③発症の条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計不良(ランド蒸気流入口近傍のドレンアタックを受けないような設計が必要。)</li> <li>・品質管理不良(設計のチェックで構造的欠陥を見過ごした)</li> </ul>
	④新知見性	これまでにこの種の事例はなく、新知見といえる。
	⑤適用性分類	運転保守・管理(伝熱管減肉検査の実施)
	⑥得られた知見	ドレンアタックを受けない設計対応、定期的な検査による健全性の確認が必要である。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA(「もんじゅ」にも軽水炉と同様にタービングランド蒸気復水器が存在するので、同様のトラブルが発生する可能性がある。)
5.引用資料	1998/2/4、2/6 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

付表 2.6 の添付図付

6.添 付 図



グラウンド蒸気復水器の伝熱管損傷箇所

付表 2.7 原子炉格納容器内サンプルピットからの溢水 (1/2)

1.整理番号	073	
2.トラブル仮称	原子炉格納容器内サンプルピットからの溢水	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 10 年 10 月 8 日
	②プラント名	柏崎刈羽原子力発電所 1 号機
	③運転状況	定期検査実施中
	④発生設備・機器・部位	原子炉格納容器内サンプルピット
	⑤発生現象	<p>原子炉開放点検の準備のため、主蒸気配管及び原子炉压力容器に水張り作業を行っていたところ、原子炉压力容器下部のサンプルピット（原子炉格納容器内のドレン水を溜める槽）から水があふれているのが発見された。</p> <p>調査の結果、当該主蒸気配管の空気抜きのために用いていたベント配管に設置されている 3 つの弁が本来閉止状態にあるべきところ、いずれも開状態になっていた。（添付図 参照）</p> <p>また、当時水張り作業に携わっていた中央制御室の操作員が作業を一時他の操作員に引継いだところ、その引継ぎが不適切であったこと等から、当該弁の開操作が行われず、その後においてもその状態が確認されなかったことが判明した。</p>
	⑥原因	同ベント配管を通じて、主蒸気配管内の水が当該サンプルピットに流入し、同ピットから床にあふれ出したものと推定された。
	⑦対策	今回と同様な定期検査中の作業においては、同一の操作員が一貫して操作・確認を行うことを徹底するとともに、やむを得ず他の操作員に引継ぐ場合においては、作業状況等を明確にして適切に引継ぐための対策を講ずる等、作業管理の強化を図ることとした。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0+、評価レベル=0+
4.分析	①トラブルのモード	外部漏えい
	②発生のメカニズム	バルブの閉め忘れ
	③発症の条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・施工管理不良（本来締めるべきバルブが空いたままになっていた、また水張り作業の終点が何であるかを測りもせず漫然と水を供給しつづけた）</li> <li>・品質管理不良（水を張り始め時点で当該バルブが閉まっているべきものならば、次の工程に移る前に前工程の仕舞いを確認していなかった前作業員のミス）（または水張り時点で当該バルブのついたラインから空気抜きをしていたとすれば、水張り終了間際に当該バルブは閉めるべきもので、何をもって水張りの完了と認知するかという、引継ぎ作業員の「作業の本質」理解不足）</li> <li>・組織管理不備（中途半端な時点で引継ぎをしたり、引継ぎ時点で行うべき事項が確実に行われていない組織運営上のミス）</li> </ul>

付表 2.7 原子炉格納容器内サンプピットからの溢水 (2/2)

	④新知見性	異なる保守作業が順次進行していた時に、引継ぎが不十分で生じるトラブルはよくある。
	⑤適用性分類	運転保守・管理、AM 関連
	⑥得られた知見	作業の本質を理解していない作業員の未熟、適当なときの確認もせずの引継ぎ、作業完了の目途もあきらかでないまま作業を行うマニュアルの不備など、運営上の欠陥が主原因と考えられる。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA（軽水炉に特徴的なシステムで、「もんじゅ」に直接関連ないが、作業運営管理システム上の問題として他山の石とすべき事例。）
5.引用資料	1998/10/8、10/16 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

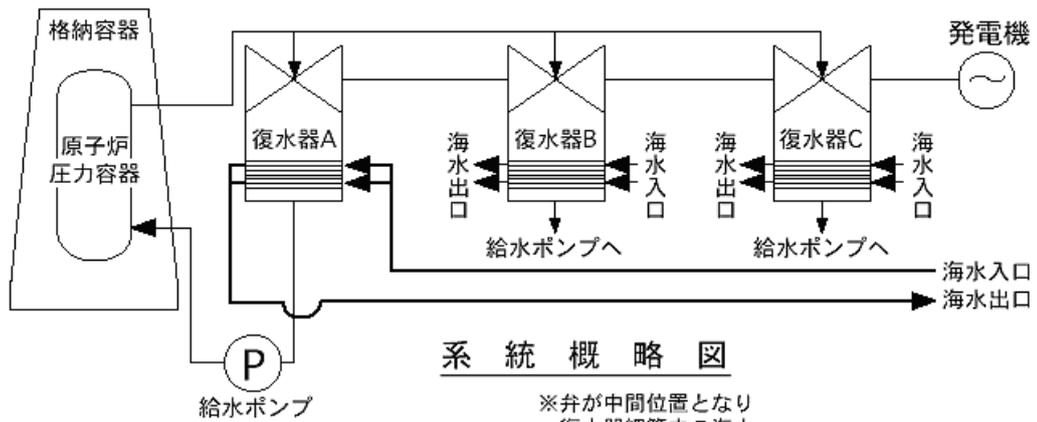


付表 2.8 復水器真空度の低下

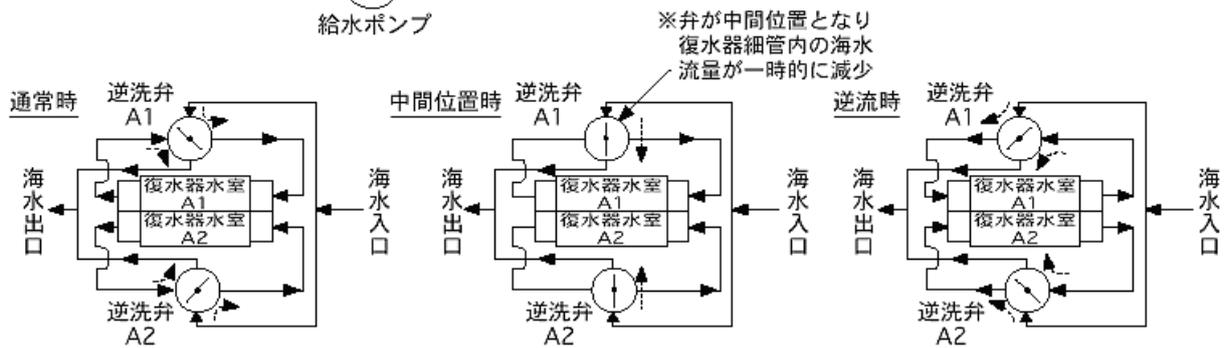
1.整理番号	087	
2.トラブル仮称	復水器真空度の低下	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 11 年 4 月 2 日
	②プラント名	福島第二原子力発電所 1 号機
	③運転状況	定格出力で調整運転中
	④発生設備・機器・部位	復水器・水室
	⑤発生現象	復水器の逆洗作業（復水器内の海生物等を除去するための作業）中において、当該復水器の真空度が低下した。 出力が約 96 万キロワットまで降下した。直ちに当該作業を中止したところ、定格出力に復帰した。 調査の結果、逆洗作業は、本来復水器の 6 つある水室毎に順次行われるべきところ、今回、誤って全水室で同時に実施されたことが確認された。（添付図 参照）
	⑥原因	この作業により、復水器細管内の海水流量が、逆洗弁の切替に際し全水室で減少したため、復水器の冷却能力が低下し、復水器の真空度の低下が生じたものと考えられる。
	⑦対策	複数の復水器水室で同時に逆洗作業を行わないよう作業管理の強化を図ることとした。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準＝評価対象外、評価レベル＝評価対象外
4.分析	①トラブルのモード	真空度低下
	②発生のメカニズム	・全水室同時逆洗作業 ・海水量一時的の減少 ・真空度低下
	③発症の条件	・施工不良（全水室同時に逆洗を許すような施工マニュアル不備） ・品質管理不足（作業実施前の確認（当然実施しているはず）時に不具合を是正できなかった）
	④新知見性	ヒューマンエラーはよく発生するトラブルである。
	⑤適用性分類	運転保守・管理、AM 関連
	⑥得られた知見	これまでのやり方と違うことをする場合には、事前に手順の確認、注意事項の徹底が必要である。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーA（「もんじゅ」にも当てはまる事象である。）
5.引用資料	1999/4/2、4/6 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

付表 2.8 の添付図

6.添付図



系統概略図



海水の流れ図（復水器Aの場合）

福島第二原子力発電所1号機 平成11年4月2日発生 原因と対策添付図

海水の流れ概要図

付表 2.9 一次冷却系の余剰抽出水系統配管からの漏えい

1.整理番号	090	
2.トラブル仮称	一次冷却系の余剰抽出水系統配管からの漏えい	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 11 年 4 月 30 日
	②プラント名	美浜発電所 2 号機
	③運転状況	復水器の点検・補修のため出力約 33 万キロワットで運転中
	④発生設備・機器・部位	一次冷却系の余剰抽出水系統・配管
	⑤発生現象	格納容器サンプに流入するドレン流量に増加が認められた。 一次冷却系 B ループの余剰抽出水系統配管 (余剰水の回収や水質調査のため 1 次冷却水を抽出する配管) の取出付近にわずかな水漏れが確認された。 点検の結果、当該配管の曲げ部において、添付図に示すように外面で約 7mm、内面で約 24mm の貫通き裂が認められ、その破面に疲労損傷の特徴を示す模様が確認された。この他、配管内面の当該き裂近傍に、類似のき裂が数本認められた。
	⑥原因	当該曲げ部には、曲げ加工時の残留応力に加え、主配管からの一次冷却水と余剰抽出水系統配管内の滞留水との温度境界面 (熱成層) の変動に伴う繰り返し熱応力が発生し、これによりき裂が発生、進展して貫通に至ったものと推定される。
	⑦対策	当該配管について、曲げ部を熱成層の影響を受けない位置に移すとともに、加工時の残留応力が小さいものに取り替えることとした。また、配管の設計に際し、熱成層の影響を考慮したものとした。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0、評価レベル=0
4.分析	①トラブルのモード	外部リーク
	②発生のメカニズム	・曲げ加工時の残留応力 ・ストライピング ・熱疲労損傷
	③発症の条件	配置設計ミス (流体のストライピングを考慮していなかった。)
	④新知見性	常時は流れていない枝管内の滞流水にメインの流れが入り込んで起こすストライピングとエルボ部の残留応力が重畳して熱疲労き裂が進展して貫通させることがあり得るとするのは、新しい知見である。
	⑤適用性分類	運転保守・管理
	⑥得られた知見	枝管管台溶接部には溶接の残留応力がある可能性もあり、溶接不連続部もあり得るので、熱成層化現象の影響を考慮した設計が必要である。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリ A (高速炉はストライピングには十分気を使って設計しているので、問題は少ないと考えられるが、ドレン管などの管台近傍にまで注意を配っているかは不明である。特に水系についてはもう一度点検を行っておく必要がある。)
5.引用資料	1999/4/30、5/25 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	



付表 2.10 再生熱交換器連絡管の損傷 (1/2)

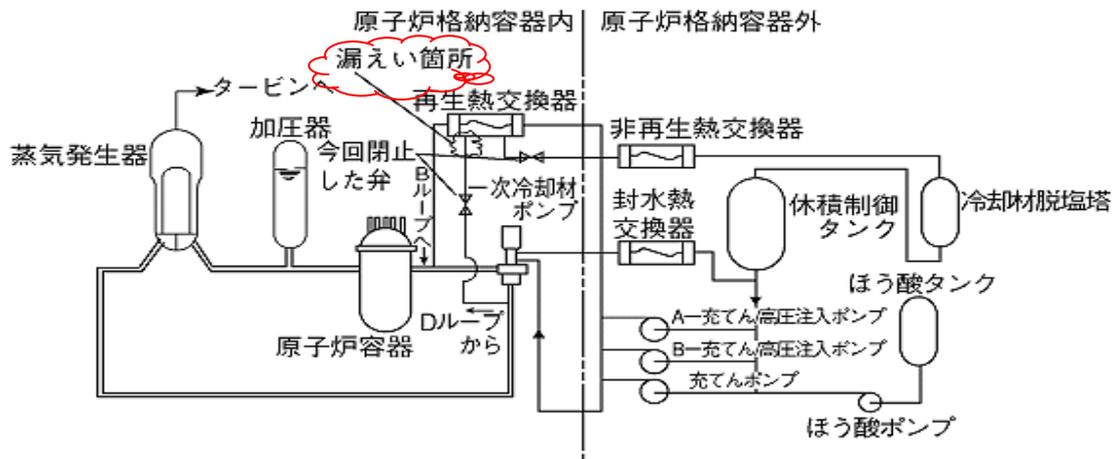
1.整理番号	099	
2.トラブル仮称	再生熱交換器連絡管の損傷	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 11 年 7 月 12 日
	②プラント名	敦賀発電所 2 号機
	③運転状況	定格出力にて運転中
	④発生設備・機器・部位	化学体積制御系・再生熱交換器・連絡配管
	⑤発生現象	<p>原子炉格納容器内の C ループ室前通路及び D ループ室前通路に設置されている火災報知器が動作するとともに、併せて格納容器内サンプ水位上昇率高を示す警報が発生し、原子炉格納容器内塵埃放射線モニタ等の指示値に上昇が確認された。</p> <p>化学体積制御系の再生熱交換器近傍の保温材部分から 1 次冷却材が漏えいしているのを発見した。漏えい箇所については、系統隔離を実施し、漏えいの停止を確認した。総漏えい量は約 89m<sup>3</sup>と推定されている。</p> <p>なお、格納容器内サンプ及び床面に貯まっている漏えい水については、液体廃棄物処理系への移送を行っている。その後、保温材を撤去し、当該部分を点検したところ、添付図に示す様に同再生熱交換器をつなぐ配管表面に約 80mm のひびが確認された。</p>
	⑥原因	<p>再生熱交換器の構造に起因する高サイクル熱疲労が原因。具体的には、再生熱交換器が中に内筒をもつ構造であったことから、高温のバイパス流と低温の主流が交換器の出口付近で複雑に混合し、これによる温度変動から、配管や胴に膨張、収縮の力が長年にわたり繰り返し加わったことで、亀裂が発生・進展したと考えられる。</p>
	⑦対策	<p>(1)技術基準の改正（高サイクル熱疲労による損傷防止の規定を追加）</p> <p>(2)検査の見直し</p> <p>①内筒付きの再生熱交換器については、5 年毎に超音波探傷検査を実施</p> <p>②高サイクル熱疲労を考慮した検査範囲の拡大</p> <p>③念のため、第 3 種管に関する検査の充実（格納容器内の第 3 種管のうち第 1 種管（一次冷却系主配管など）と同等の温度、圧力の一次冷却水が流れている部分については、第 1 種管並に超音波探傷検査を実施）</p> <p>(3)漏えい量を少なくするための監視機能の充実や運転手順書の整備</p> <p>(4)除染作業の機械化等</p> <p>(5)検査手法等の高度化</p>
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=1、評価レベル=1

付表 2.10 再生熱交換器連絡管の損傷 (2/2)

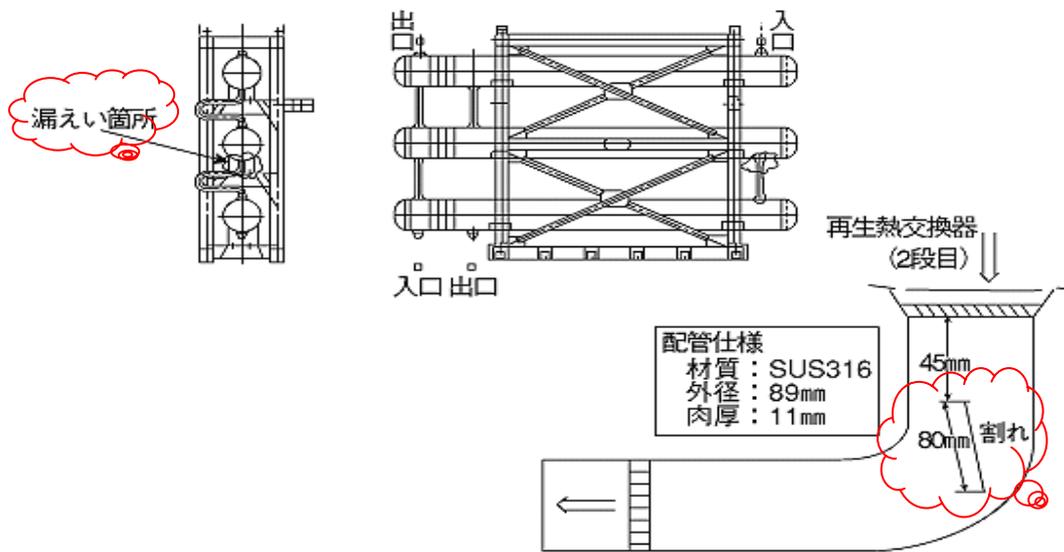
4.分析	①トラブルのモード	漏えい
	②発生のメカニズム	再生熱交換器構造に起因するストライピング
	③発症の条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構造設計ミス</li> <li>・ 品質管理不足</li> </ul>
	④新知見性	熱交換器の構造による高サイクル熱疲労の損傷は新知見である。
	⑤適用性分類	運転保守・管理
	⑥得られた知見	<p>温度差がある二つの流体が合流する場所は、ストライピングが機器にダメージを与えないように十分配慮する必要がある。また、再生熱交換器をストライピングが発生しない構造に変更し、取り替えることが必要である。</p> <p>全く同じケースとして、「泊 2 号：再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる一次冷却水の漏えい」がある。</p>
	⑦高速炉への適用性	<p>カテゴリーB（「もんじゅ」には当該系統、機器は存在しないが、機器の構造によってはストライピングが生じうるとの知見を反映する意味で、設計点検、検討が必要である。）</p>
5.引用資料	1999/7/12、13、10/25 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料	

6.添 付 図

### 敦賀2号機化学体積制御系概要図



### 再生熱交換器漏洩場所



敦賀発電所2号機 平成11年7月13日発生 報道発表(続報)添付図

再生熱交換器出口配管漏えい箇所説明図

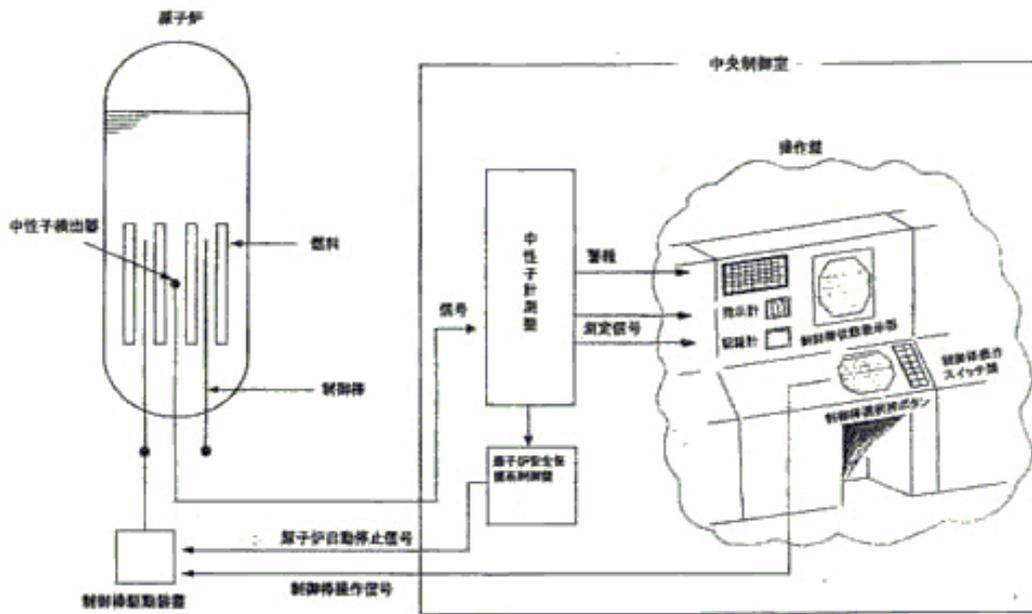
付表 2.11 中間領域原子炉中性子束高信号による原子炉自動停止 (1/2)

1.整理番号	149	
2.トラブル仮称	中間領域原子炉中性子束高信号による原子炉自動停止	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 13 年 11 月 1 日
	②プラント名	福島第二原子力発電所 2 号機
	③運転状況	原子炉起動中
	④発生設備・機器・部位	原子炉中性子計測系・中間領域中性子計測系
	⑤発生現象	中間領域原子炉中性子束高信号(注)により自動停止した。 信号発生時の原子炉出力は、定格の約 10 万分の 1 以下であった。
	⑥原因	調査の結果、運転員が制御棒を順次引き抜いて原子炉を起動していく際に中性子束を指示計だけで確認しており、中性子束の増加傾向を正確に把握できる記録計を確認せず、中性子束の変化を十分把握しない状態で引き抜き操作を継続したことにより、中性子束が増加し、自動停止のレベルに達したことが自動停止の原因と判明した。(添付図 参照)  記録計を確認しなかった理由は、制御棒引抜き手順書に記載されている解析による臨界予測点 (以下、「予測点」) には相応の誤差があることの周知不足などにより、予測点が次の引抜きステップ(注 2)の中頃と制御棒引抜き手順書に示されていることから、当該引抜きステップの制御棒の引き抜き操作では中性子束の持続的な増加はないと誤認していたためと考えられる。 (注 2)引抜きステップとは、制御棒の引抜き操作を順次及び引抜き位置でグルーピングしたもの。
	⑦対策	制御棒の操作時には中性子束の指示計の値だけでなく記録計も併せて確認し、中性子束の増加傾向を正確に把握すること及び予測点には相応の誤差を含んでいることなどを運転手順書等に記載すると共に、今回の事象を元にした事例検討を行い、原子炉起動時の制御棒操作に係る留意事項を、運転員に再徹底することとした。
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0+、評価レベル=0+
4.分析	①トラブルのモード	中性子高信号によるプラントトリップ
	②発生のメカニズム	・制御棒引き抜速度高 ・中性子束高 ・原子炉トリップ
	③発症の条件	・運転管理不足 (原子炉起動手順書の不備を見逃した。) ・品質管理不良 (運転員の教育不足・訓練不足、手順書の不備を発見できなかった。)

付表 2.11 中間領域原子炉中性子束高信号による原子炉自動停止 (2/2)

	④新見性	ヒューマンエラーによるトラブルはどこでも起こりうる事象で新見とはいえない。
	⑤適用性分類	運転保守・管理、AM 関連
	⑥得られた知見	ヒューマンエラーだが、沢山の類似プラントを運転しているのに、運転員の基礎教育不足やマニュアルの不備が生じることは、知識の共有が出来ていないことの証左。
	⑦高速炉への適用性	カテゴリC（軽水炉と高速炉では起動特性が違うので、「もんじゅ」では制御棒引抜シーケンスは確立していると考えられる。）
5.引用資料	2001/11/1、11/7、11/15 経済産業省原子力安全・保安院 報道発表資料	

6.添付図



原子炉の中性子計測装置

福島第二原子力発電所2号機 平成13年11月1日発生 原因と対策添付図

原子炉の中性子計測装置

付表 2.12 再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる一次冷却水の漏えい (1/2)

1.整理番号	193	
2.トラブル仮称	再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる一次冷却水の漏えい	
3.要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 15 年 9 月 7 日
	②プラント名	泊発電所 2 号機
	③運転状況	定格熱出力一定運転中
	④発生設備・機器・部位	再生熱交換器・胴出口配管
	⑤発生現象	<p>格納容器内のサンプル水位の上昇傾向が認められたため、監視カメラで確認したところ、再生熱交換器室において漏えいを確認した。現場にて確認した結果、再生熱交換器からの漏えいであることが判明したため、再生熱交換器を経由しないラインに切り替え、非破壊検査（PT：浸透探傷検査、UT：超音波探傷検査）を行った結果、漏えい箇所が特定された。（添付図参照）</p> <p>ひび割れが発生した再生熱交換器の胴側出口配管エルボ溶接部及び管台部について破面観察を行った結果、ビーチマーク、ストライエーション状模様等、高サイクル疲労に特徴的な組織状模様が認められた。</p> <p>また、再生熱交換器下段及び胴側出口配管を模擬した流動試験装置による水の流れと温度変化の調査、その他のひび割れを発生させ得る要因の調査等を行った。</p> <p>① 二重構造（内筒付き）である再生熱交換器の下段において、主流（内筒の中を通る低温水）とバイパス流（内筒の外側を通る高温水）が当該出口配管付近で混合することにより、温度ゆらぎが発生することが確認された。</p> <p>② 当該再生熱交換器の下流に設置されている抽出オリフィスにおいて、高温の流体が減圧される際に発生する軽微なキャビテーションにより配管が振動し、この振動が当該出口配管部まで伝達され変動応力として作用することが分かった。</p> <p>③ 当該漏えい部に係る高サイクル疲労について評価した結果、配管内表面の変動応力は、55～70MPa と評価され、当該部位について算出された疲労限（50～100MPa）を超える場合があり得ることから、ひび割れが発生する可能性があることが確認された。（添付図 参照）</p>
	⑥原因	<p>当該熱交換器内出口配管部で発生する温度ゆらぎによる熱疲労が主要因となり、これに抽出オリフィスのキャビテーションを起因とする微少な配管振動が寄与して、ひび割れが発生、進展し、漏えいに至ったものと推定された。</p>

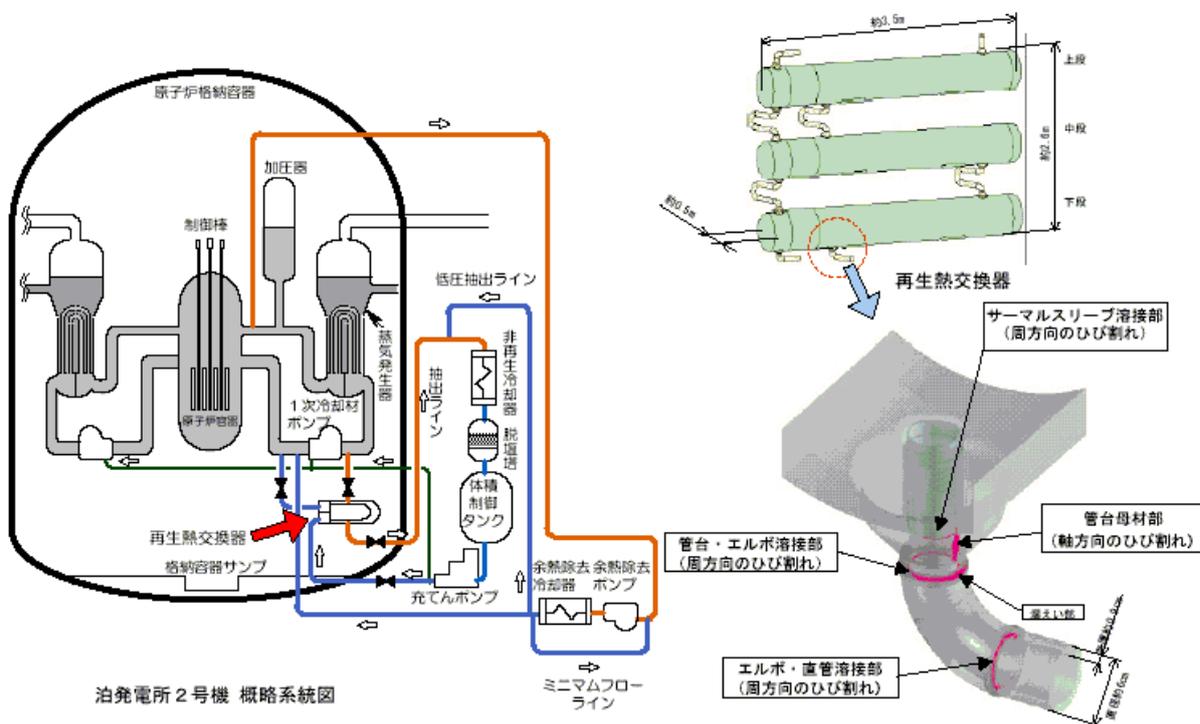
付表 2.12 再生熱交換器胴出口配管のひび割れによる一次冷却水の漏えい (2/2)

	⑦対策	<p>ひび割れが発生した当該再生熱交換器出口の配管エルボ及び管台を新しいものに取り替えた。その際、当該部分を温度ゆらぎによる影響を緩和する構造とした。</p> <p>さらに、余熱除去ポンプ入口ミニマムフローライン合流部等の再生熱交換器以外の高温水と低温水が合流する箇所について、超音波探傷検査による点検を実施した。</p> <p>また、再生熱交換器の長期的信頼性の確保、今後の点検・保守の合理化等の観点から、念のため、次回定期検査時に、内筒のない構造の再生熱交換器に取り替えた。</p>
	⑧特記事項	(INES による暫定評価)基準 3=0、評価レベル=0
4.分析	①トラブルのモード	漏えい
	②発生のメカニズム	<ul style="list-style-type: none"> <li>・再生熱交換器構造に起因するストライピング</li> <li>・熱サイクル疲労</li> <li>・キャビテーション振動</li> <li>・高サイクル疲労</li> </ul>
	③発症の条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計不良 (ストライピングの発生する熱交換器構造)</li> <li>・品質管理不足 (配管の検査不足)</li> </ul>
	④新知見性	熱交換器の構造による高サイクル熱疲労の損傷は新知見である。
	⑤適用性分類	維持基準、運転保守・管理
	⑥得られた知見	<p>温度差がある二つの流体が合流する場所は、ストライピングが機器にダメージを与えないように十分配慮する必要がある。また、再生熱交換器をストライピングが発生しない構造に変更し、取り替えることが必要である。</p> <p>全く同じケースとして「敦賀 2 号：化学体積制御系再生熱交換器からの漏えい」がある。</p>
	⑦高速炉への適用性	カテゴリーB (「もんじゅ」には当該系統、機器は存在しないが、機器の構造によってはストライピングが生じるとの知見を反映する意味で、設計点検、検討が必要である。)
5.引用資料	2003/9/10 経済産業省原子力安全・保安院	

6.添 付 図

泊発電所2号機 再生熱交換器胴側出口配管からの漏えいに係る調査結果の概要

添付資料(1/2)



泊発電所2号機 概略系統図

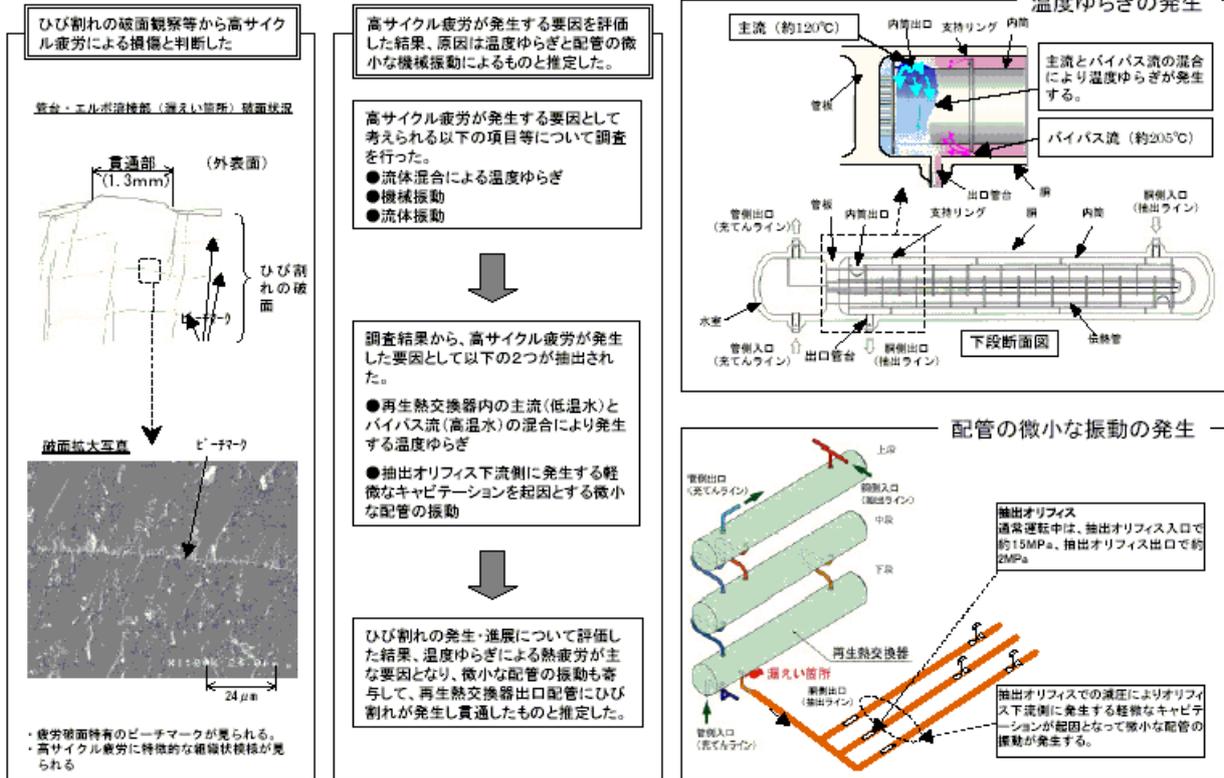
泊発電所2号機 平成15年9月10日発生 原因と対策添付図(1)

a 系統図及び損傷箇所

6.添 付 図

泊発電所2号機 再生熱交換器胴側出口配管からの漏えいに係る調査結果の概要

添付資料(2/2)

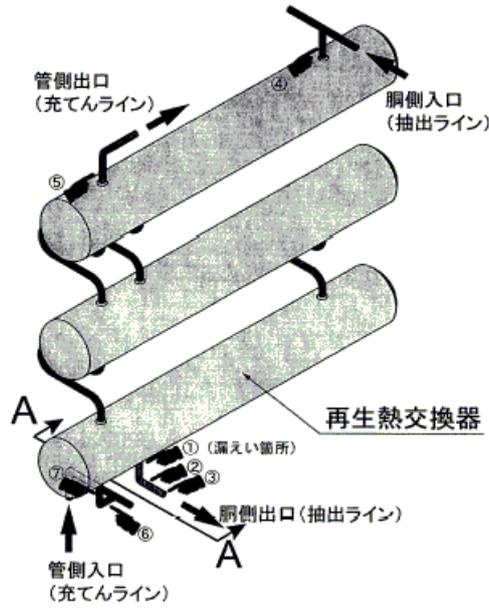


泊発電所2号機 平成15年9月10日発生 原因と対策添付図(2)

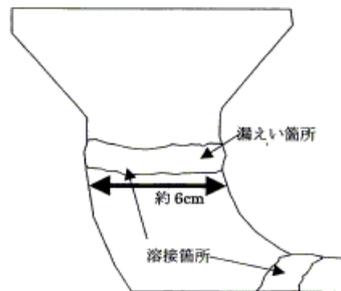
b 調査結果

6.添 付 図

再生熱交換器廻り超音波探傷検査箇所



A-A 矢視



泊発電所2号機 平成15年9月10日発生 報道発表添付図(2)

c 検査箇所詳細

### 付録 3

#### 軽水炉トラブル知見の高速炉への適用性検討結果例（表紙）

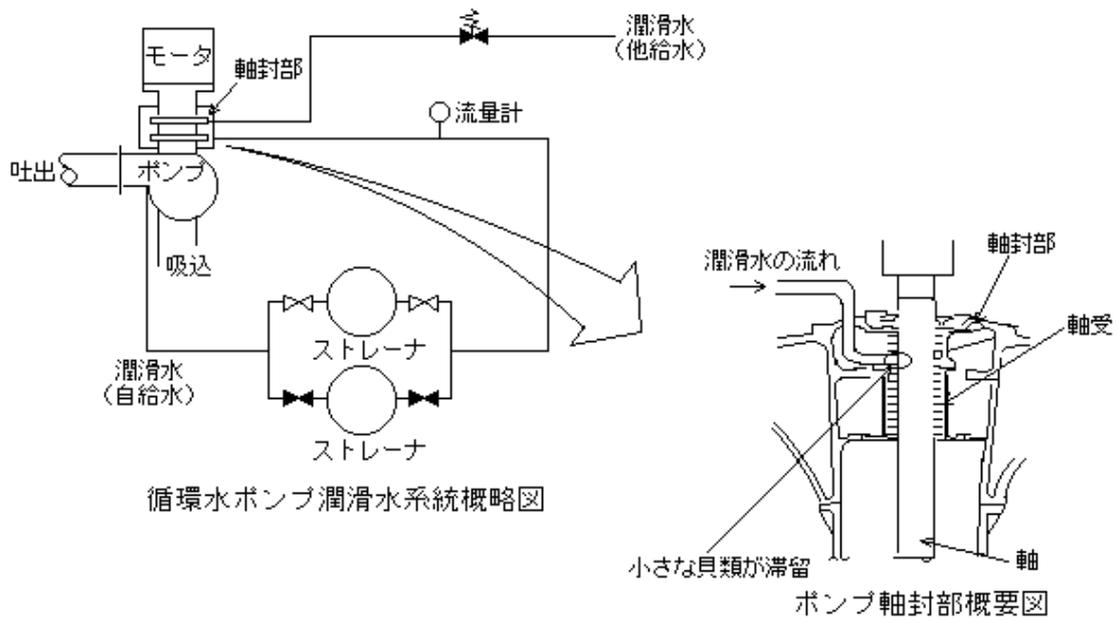
- 付表 3-1 復水器循環水ポンプへの貝類の異物混入による潤滑水流量低下
- 付表 3-2 原子炉再循環ポンプ軸封部のシール機能低下
- 付表 3-3 弁座への異物のかみこ
- 付表 3-4 高圧給水加熱器伝熱管損傷
- 付表 3-5 運転操作ミス
- 付表 3-6 運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル
- 付表 3-7 小口径配管の共振による破損
- 付表 3-8 小口径配管の熱疲労による破損
- 付表 3-9 給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる損傷
- 付表 3-10 制御回路の動作不良、制御プログラムミス、制御量調整不足
- 付表 3-11 長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成
- 付表 3-12 点検によりかえって悪くさせたトラブル
- 付表 3-13 塩化物の付着による配管応力腐食割れ

付表 3.1 復水器循環水ポンプへの貝類の異物混入による潤滑水流量低下

1. 整理番号	007,009	
2. トラブル仮称	復水器循環水ポンプへの貝類の異物混入による潤滑水流量低下	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	異物の混入によるトラブルなので、軽水炉の維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	<p>整理番号 007, 009 のトラブルは、両者とも、添付図に示すように復水器循環水ポンプのポンプ軸封部に侵入、付着した貝が原因で流路が狭くなり、潤滑水流量が低下に至ったトラブルである。</p> <p>これらの汚損生物によるトラブルは、過去にも発生しており、対策としては、定検時の点検、洗浄作業の強化の他、循環水ラインに定期的に淡水を注入し貝の繁殖防止を図ることが効果的である。また、無注水型軸受に取替える、あるいは潤滑水を淡水で供給する系統に変更することでトラブルの防止が図られる。</p>	
③AM との関連性	復水器循環水ラインのトラブルで、AM 策との関連はないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討		
①維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様、異物管理に維持基準は適用されない。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	「もんじゅ」循環水ポンプは、淡水の潤滑水を供給しており、汚損生物によるトラブルは発生しないものと考えられる。
	根拠(検討結果)	軽水炉で発生したトラブルは、循環させる海水を潤滑水として自給している。「もんじゅ」の循環水ポンプは、電動機の軸受は軸受冷却水系で、潤滑水は構内ろ過水供給系で淡水を供給しており、汚損生物による循環水ポンプのトラブルは発生しない系統構成となっている。
③AM との関連性	適用性評価結果	AM 策との関連はないと考えられる。
	根拠(検討結果)	復水器循環水ラインのトラブルであり、AM 策との関連はないと考えられる。
5. まとめ（要望事項）：		
① 維持基準：軽水炉と同様、異物管理に維持基準は準用されない。		
② 運転保守・管理：「もんじゅ」循環水ポンプは、淡水の潤滑水を供給しており、汚損生物によるトラブルは発生しないものと考えられる。		
③ AM との関連性：循環水ラインのトラブルであり、AM 策との関連はないと考えられる。		
備考（引用資料名）		
1) 1995/7/31,8/2 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料		
2) 1995/9/17 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料		

付表 3.1 の添付図

添 付 図



トラブル発生箇所

付表 3.2 原子炉再循環ポンプ軸封部のシール機能低下 (1/2)

1. 整理番号	024,027,033,082,095,137,148,154,161,167,196	
2. トラブル仮称	原子炉再循環ポンプ軸封部のシール機能低下	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	シール部機能は耐圧試験として実施するとともに、運転中も機能監視を行っているが、異物管理に維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	原子炉再循環ポンプ軸封部に微細な異物が混入し、シール面に傷がつき、シール機能を低下させるトラブルは繰り返し発生しており、新知見といえない。トラブル発生部は、摺動部品などを新品に交換するとともに、作業時の異物管理(施工管理、品質管理に反映)やフィルタ設置による異物混入対策がとられている。しかし、トラブルを引き起こす異物は目に見えない程度の微小な鉄粉などであり、対策を施しても再度トラブルを起こしている例もある。	
③AM との関連性	異物混入は、AM 策には関連しないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性(スクリーニング) 検討		
①維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様、異物管理は維持基準に適用されない。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	「もんじゅ」の一次、二次主循環ポンプについては軸封構造が軽水炉とは異なるが、異物の混入によるトラブルを未然に防止するため、メンテナンス時の異物管理やフィルタ設置による異物混入対策は軽水炉と同様に有効である。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」の一次主冷却系ポンプ及び上部軸受の概念を添付図に示す。本ポンプ上部はカバーガスバウンダリであり、上部軸受はカバーガスのシール機構となっている。シール部では循環油がカバーガス側にリークする構造であるが、リークした潤滑油は図示するように二重の回収構造で一次冷却材へのリークを防止している。なお、軸受には玉軸受が使用されており、潤滑油に含まれる異物による傷の発生が生じうる構造となっている。
③AM との関連性	適用性評価結果	異物の混入という点で、空気侵入による燃料の局所閉塞事象に関連がある。 また、二次主循環ポンプのシール部損傷は、CV バイパス事象に関連する。
	根拠(検討結果)	異物の混入という点では、空気侵入による酸化物の燃料局所閉塞事象に関連する。二次主循環ポンプのシール部が損傷すると PLOHS での CV バイパス事象となる。

付表 3.2 原子炉再循環ポンプ軸封部のシール機能低下 (2/2)

<p>5. まとめ (要望事項) :</p> <p>①維持基準 : 異物管理という観点では、維持基準の適用外である。</p> <p>②運転管理・保守 : 異物混入はシール機能だけでなく、軸変形や軸受損傷によるトラブル原因となりうるため、軽水炉の異物混入防止対策を参考に潤滑油系、アルゴンガス系に適用範囲を広げて、メンテナンス手順に反映することは有効である。また、非接触型の軸受に変更するなどの対策を実施することにより、軸受トラブルの未然防止が可能となる。</p> <p>③AM との関連性 : 異物の混入という点で、空気侵入による燃料の局所閉塞事象に関連がある。また、二次主循環ポンプのシール部損傷は、CV バイパス事象に関連する。</p>
<p>6.その他</p> <p>(1)予防保全対策について 再循環ポンプ (BWR) 及び主循環ポンプ (PWR) におけるシール機能低下対策として、トラブルが生じたポンプについては摺動部を新品に取り替える他、各電力において以下のような追加対策が行われている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 異物管理の強化(1) : シール水供給系統にフィルタ設置またはフィルタ機能の強化 (メッシュを細かいものに変更又は追加)</li> <li>・ 異物管理の強化(2) : 混入した異物は工具等に付着していた目に見えない程度の微小な鉄粉等と考えられることから、専用クリーンハウスの設置、専用衣服の着用および専用換気設備の設置など、従来から実施している異物管理を徹底するとともに、治工具の洗浄の徹底並びに作業エリアへの粘着マット(塵埃の飛散を抑制)の敷設を行うことにより異物管理を強化する。(九州電力(株)玄海原子力発電所*1)</li> <li>・ 異物管理の強化(3) : シール水供給系統の分解点検時の清掃強化</li> </ul> <p>(2) 再循環ポンプと主循環ポンプのシール構造の違いについて 再循環ポンプと主循環ポンプはともに一次冷却材を循環するポンプであり、ポンプ軸封構造を有する。系統圧力が約 7MPa の BWR 型プラントの再循環ポンプ軸封部は、2 段シール構造であり、第 1 段シールには静止リングと回転リングが接触する構造がとられているのに対し、系統圧力が 15MPa 以上の PWR 型プラントの主循環ポンプ軸封部は、3 段シール構造であり、No.1 シールは比接触型のシール構造がとられており、No.2 シールは接触型であるもののシール部の差圧が小さい (約 0.5MPa) タイプとなっている。</p> <p>(3) 「ふげん」発電所の再循環ポンプシール部のトラブル事例を添付資料に示す。当該ポンプのシール部は再循環ポンプや主循環ポンプ、ナトリウムポンプとも構造が大きく異なるため、知見が直接反映されることはないが、メンテナンス時に機器の機能にかかわる部分の管理が必要という観点で「もんじゅ」にもその知見は適用される。</p>
<p>備考 (引用資料名)</p> <p>*1 : JNES データベース 国内トラブル情報 98 年度版 99.1.29 解説</p>

付表 3.2 の添付図

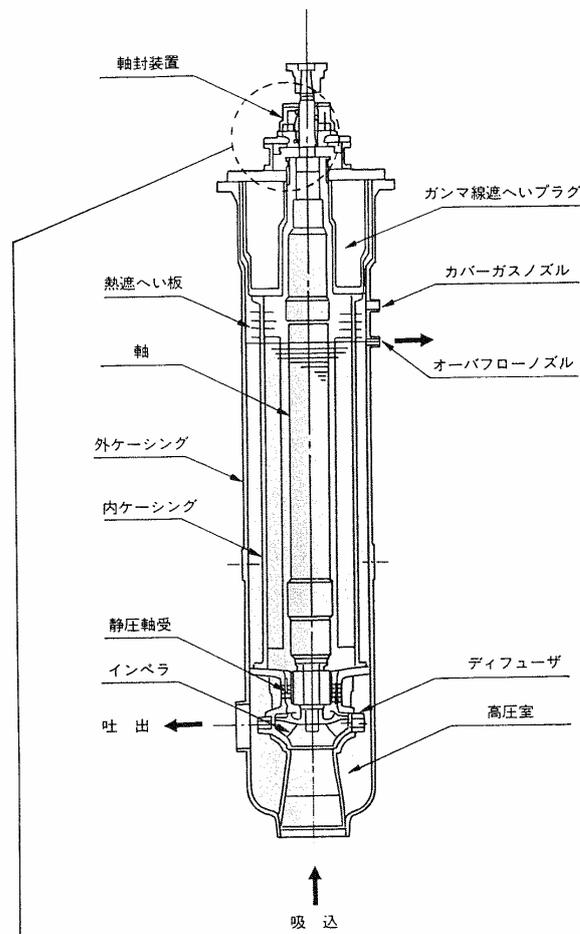


図 2 「もんじゅ」の1次主冷却系循環ポンプ

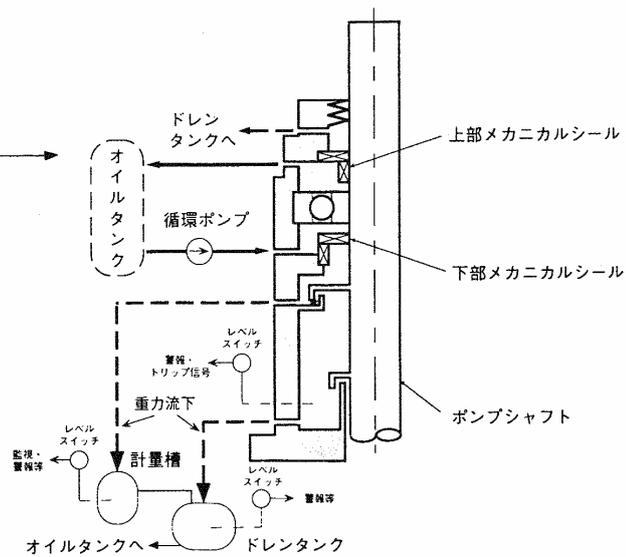


図 3 「もんじゅ」の1次系ポンプ上部ベアリング潤滑油の二重回収構造

「もんじゅ」一次冷却材ポンプ構造・シール部構造概念図

付表 3.2 の添付資料(1/4)

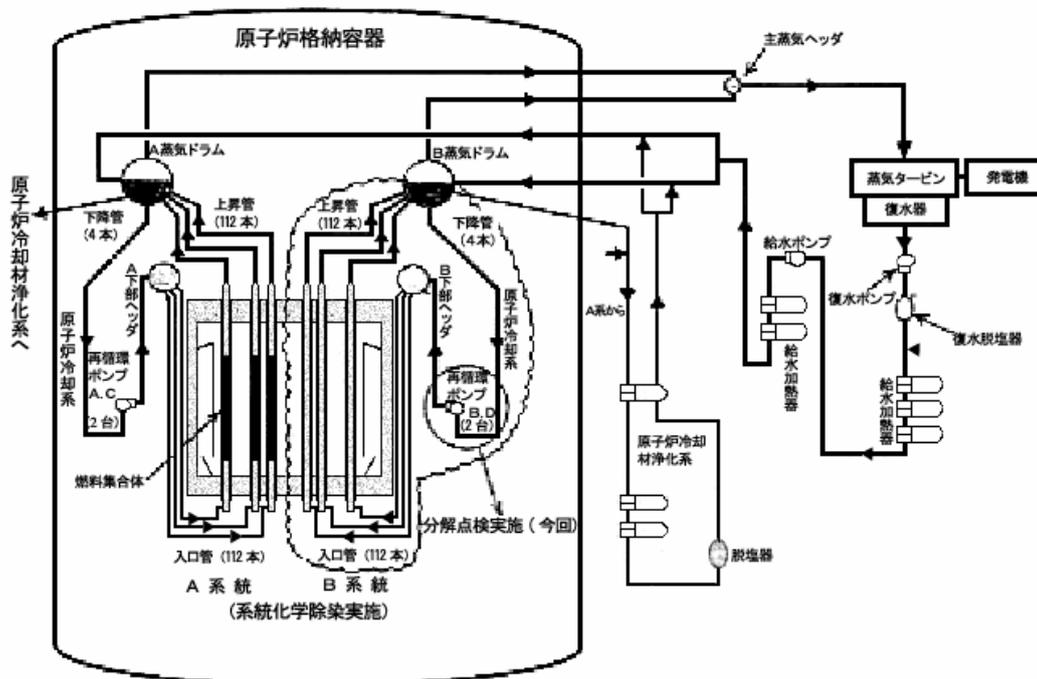
1.トラブル仮称	再循環ポンプ B 号機の試運転時における不具合	
2. 要約 (トラブル概要)	①発生年月日	平成 11 年 4 月 7 日
	②プラント名	新型転換炉ふげん発電所
	③運転状況	第 15 回定期検査中
	④発生設備・機器・部位	原子炉冷却材再循環ポンプ B 号機
	⑤発生現象	原子炉冷却材再循環ポンプ B・D 号機の分解点検終了後、ポンプの試運転を実施したところ、B 号機のシール水注入系で「B-熱遮蔽差圧高」警報が発信した。
	⑥原因	<p>原因に関する調査結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ポンプ内部の外観点検の結果、主軸に取り付けられているスリーブと、本体（ポンプケーシング）側にあるフローティングリングおよびラビリンス部とが接触したと推定される摺動傷がそれぞれに認められた。</li> <li>・ ポンプ内部で線状の金属片や金属粉が認められたが、成分分析等の結果から、スリーブがラビリンス部との接触により削れたものと推定された。</li> <li>・ 熱遮蔽装置へのフローティングリングの取付状態を確認したところ、フローティングリングが僅かに傾いて同装置に取り付けられていたことを確認した。また、内部の寸法測定の結果、同装置と本体との間には組み込む際の若干の隙間余裕があり、この隙間が偏った場合、フローティングリングおよびラビリンス部が主軸と接触する可能性があることが判った。</li> <li>・ 工場での再現試験の結果、フローティングリングが僅かに傾き、かつ熱遮蔽装置が主軸に対して僅かにずれた状態で本体側に組み込まれた場合、今回と同様に差圧上昇および摺動痕等が再現することを確認した。また、フローティングリングを取り付ける際には、トルク管理にてボルトを締め付けているが、同リング下部にあるガスケットへの押し付け状態の差により、僅かに傾いて取り付けられる可能性があることが判った。</li> </ul> <p>今定期検査における当該ポンプの分解点検後の組立作業において、フローティングリングを組み込む際トルク管理を行っていたが、下部にあるガスケットへの押し付け状態の差等により僅かに傾いた状態で熱遮蔽装置に組み込まれた。また、熱遮蔽装置を本体に組み込む際に、厳密な隙間管理を行っていなかったことから、同装置が主軸に対して僅かにずれた状態で本体に組み込まれた。</p> <p>以上の状態でポンプを起動したため、フローティングリングとスリーブの接触による振動の発生および当該部の温度上昇により、シール水の流路抵抗が増加し、熱遮蔽装置差圧高の警報が発信したものと推定された。</p>

付表 3.2 の添付資料(2/4)

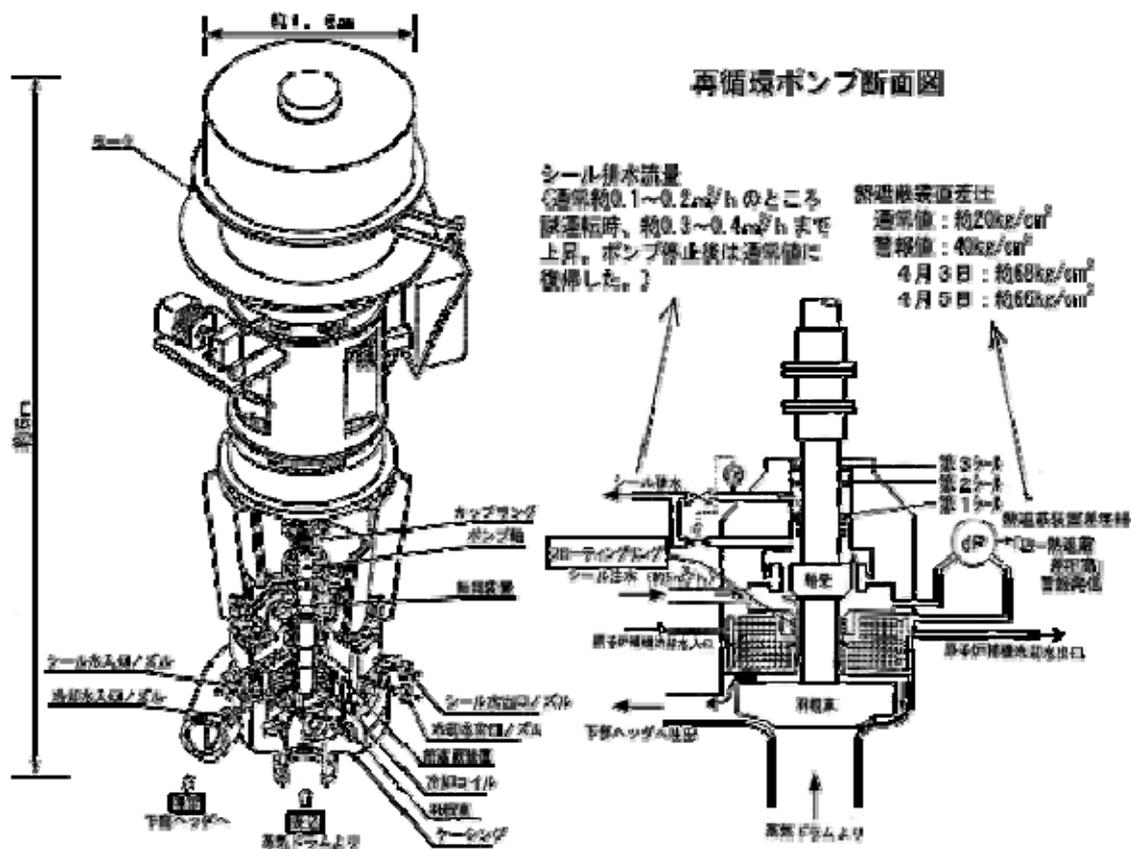
	⑦対策	<p>1)摺動傷が認められたフローティングリングおよびスリーブ等を新品と取り替える。</p> <p>2)今後のポンプ組立作業にあたっては、作業要領書に以下の点を明確に記載し、サイクル機構職員立会のもと確実に実施することとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フローティングリングを熱遮蔽装置に取り付ける際には、従来のトルク管理に加え、隙間ゲージ等を用いて傾きがないことを確認する。</li> <li>・熱遮蔽装置を本体に組み込む際には、専用治具を用いて隙間確認を行う。</li> </ul>
3.分析	①トラブルのモード	接触による振動・摩擦熱の影響
	②発生のメカニズム	機械的接触
	③発症の条件	作業手順の管理不足
	④新知見性	これまでに同様のトラブルはなく、新知見である。
	⑤適用性分類	作業手順書の改善
	⑥得られた知見	シール機構が機能するためのメンテナンス時の管理項目を明確に手順書に示す対策が必要。
	⑦高速炉への適用性	(「もんじゅ」のポンプとは構造が全く異なるが、メンテナンス手順書において管理のポイントを示す必要があるという点で適用される)
4.引用資料	福井県安全環境部原子力安全対策課 HP	

付表 3.2 の添付資料(3/4)

5. 添付図



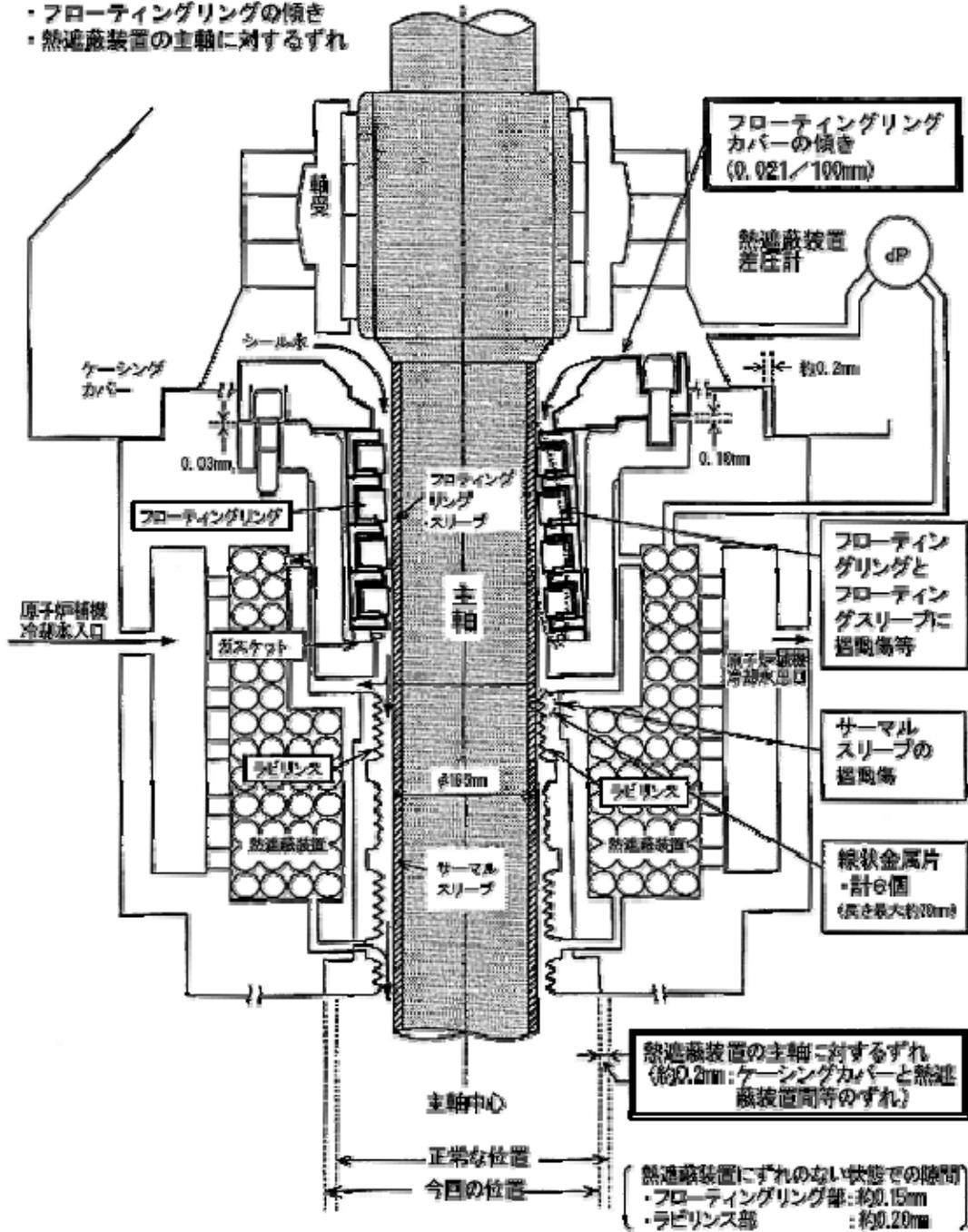
添付図 ふげん系統概要図と再循環ポンプ構造図



5.添付図

<今回の事象の発生要因>

- ・フローティングリングの傾き
- ・熱遮蔽装置の主軸に対するずれ



b. 不具合発生状況

付表 3.3 弁座への異物のかみこみ (1/2)

1. 整理番号	014、016、030、050、066、076、163b	
2. トラブル仮称	弁座への異物のかみこみ	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	異物の混入によるトラブルなので、軽水炉の維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	<p>弁座への異物かみこみの例は多く、特に定検時の開閉操作に伴うかみこみの割合が高い。個々のトラブルでの対策は次のようにまとめられるが、これらを反映した保守作業管理が必要である。</p> <p>① 異物混入防止対策  (製作又は保守時) 施工後のブローによる異物排出。エアブローを伴う工事の場合は、エアフィルタの設置による異物混入防止。ファイバースコープによる目視確認。</p> <p>② 弁座かみこみ防止策  フラッシング洗浄、弁座/弁体の接触面の管理強化、シートリークの有無確認。</p> <p>③ 上記対策の作業管理要領書への反映。</p>	
③AM との関連性	異物混入であるので、AM 策との関連はないものと考えられる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
①維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	本トラブルの現象は、機器構造の経年変化等の設備の維持に係るものではなく、異物混入であるため、維持基準の対象外である。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	<p>軽水炉でのトラブルに対する以下の対策は、高速炉でも十分有効であり、反映する必要がある。</p> <p>① 異物混入防止対策  (製作又は保守時) 施工後のブローによる異物排出。エアブローを伴う工事の場合は、エアフィルタの設置による異物混入防止。  ファイバースコープによる目視確認。</p> <p>② 弁座かみこみ防止策  フラッシング洗浄、弁座/弁体の接触面の管理強化、シートリークの有無確認。</p> <p>③ 上記対策の作業管理要領書への反映。</p>
	根拠(検討結果)	<p>軽水炉で経験した弁座への異物かみこみに関して、軽水炉のトラブルで特定された異物の種類(保守時の金属切屑片、鉄錆)は高速炉でも異物源として考えられる。</p> <p>「もんじゅ」では、水・蒸気系の弁で生じる可能性があり、高速炉特有のナトリウム系、カバーガス系の弁でも弁座への異物かみこみは起こりうるので、軽水炉での経験を反映し、トラブルの未然防止を図っていくべきである。</p>
③AM との関連性	適用性評価結果	異物混入という観点では、金属切屑片、鉄錆などの異物の混入は炉心局所閉塞の起因事象の一つに考えられる。
	根拠(検討結果)	これらトラブルの要因となった異物(特定されたもの)は保守工事の金属切屑片、鉄錆であり、炉心局所閉塞の起因事象になりうる。

付表 3.3 弁座への異物のかみこみ (2/2)

<p>5. まとめ (要望事項)</p> <p>①維持基準：軽水炉の維持基準は準用されない。</p> <p>②運転管理・保守：弁座への異物かみこみに対し、軽水炉で摘出された下記対策を高速炉でも反映することが望ましい。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 異物混入防止対策 (製作又は保守時) 施工後のブローによる異物排出。エアブローを伴う工事の場合は、エアフィルタの設置による異物混入防止。ファイバースコープによる目視確認。</li><li>・ 弁座かみこみ防止策 フラッシング洗浄、弁座/弁体の接触面の管理強化、シートリークの有無確認。</li><li>・ 上記対策の作業管理要領書への反映。</li></ul> <p>③AM との関連性：異物混入という観点では、金属切屑片、鉄錆などの異物の混入は炉心局所閉塞の起因事象の一つに考えられる。</p>
<p>備考 (引用資料名)：</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1) 1995/11/27、29 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>2) 1995/12/4 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>3) 1996/8/26 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>4) 1997/6/9 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>5) 1998/3/5、3/10 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>6) 1998/11/10、11/20 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</li><li>7) 2002/9/2、9/3、11/18 経済産業省原子力安全・保安院報道発表資料</li></ol>

付表 3.4 高圧給水加熱器伝熱管損傷(1/2)

1. 整理番号	037,112,127,141、189	
2. トラブル仮称	高圧給水加熱器伝熱管損傷	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	火力基準で設計、製作が行われており、維持基準は適用されない。これに変わるものとして、発電用電気工作物の規定に基づき、定期検査、定期自主検査が実施されている。	
② 運転管理・保守(検査)	<p>熱交換器の管板内の伝熱管拡管部での初期欠陥が起点となって、応力腐食割れが発生、進展して貫通し、拡管圧着部内に給水が染み込んで侵食し、管板端面から給水がフラッシュして伝熱管外面をアタックして自らの伝熱管を破損させるとともに、その破損部から給水が噴出して周りの伝熱管を減肉させた事例である。(添付資料参照) 対策は、伝熱管の定期的な点検で健全性を確認し、大きな損傷に発展する前に伝熱管を施栓することが必要である。また、ECT 検査でノイズと間違えて放置したことにより、破損という大きなトラブルに発展した事例があり、体積検査装置の高度化が重要である。</p> <p>給水加熱器の細管は、通常、定期自主検査として、適切な頻度で伝熱管の腐食、浸食、スケールなどをチェックすることになっている。軽水炉プラントでは、2～3年ごとに実施される分解点検で伝熱管の ECT による体積検査を 100%実施することを推奨している。</p>	
③ AM との関連性	三次系の水・蒸気系のトラブルで、AM 策との関連はないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
① 維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	火力基準で設計、製作が行われており、発電用電気工作物の規定に基づき、定期自主検査を実施する。
② 運転管理・保守(検査)	適用性評価結果	「もんじゅ」にも同様の設備が存在するため、軽水炉と同様の定期自主検査により、伝熱管の健全性を確認する必要がある。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様の機能、構造の給水加熱器が存在するので、定期的に伝熱管曲がり部の支持板付近や管板内拡管部分の検査を念入りに行い、貫通孔が生じる前に施栓等の処置を行い、噴流水による自および周辺伝熱管減肉などの二次トラブルに拡大するのを未然に防ぐ必要がある。
③ AM との関連性	適用性評価結果	給水加熱器伝熱管損傷を起因事象とした PLOHS 事象の AM 策と関連がある。
	根拠(検討結果)	PLOHS 発生時に SG に給水を注入する AM 策に関連し、給水加熱器が使用できない場合の異常時手順書などを整備しておく必要があると考えられる。
5. まとめ (要望事項)		
① 維持基準：火力基準で設計、製作が行われており、維持基準は適用されない。		
② 運転管理・保守：「もんじゅ」にも同様の設備が存在するため、軽水炉と同様の定期自主検査により、伝熱管の健全性を確認する必要がある。		
③ AM との関連性：給水加熱器の不調を起因事象とした PLOHS 事象の AM 策と関連がある。		
備考 (引用資料名) 2000/8/22、28 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料 2000/8/28 関西電力(株)報道発表資料		

付表 3.4 高圧給水加熱器伝熱管損傷 (2/2)

添付資料：給水加熱器の損傷について

給水加熱器伝熱管が破損した事例を添付表に示す。本表に示すように、給水加熱器の伝熱管損傷は、十年以上前にも発生しており新知見ではない。伝熱管損傷のメカニズムは、添付図 2.2.2-7-1 に示すように、製作時に生じた熱交換器の管板内の初期欠陥が起点となって、応力腐食割れが発生、進展し伝熱管拡管部外表面まで貫通した。そして、管・管板部の拡管圧着部に給水が染み込んで侵食し、管板端面から給水がフラッシュして伝熱管外面をアタックして自らの伝熱管を破損させたものと推定される。破損伝熱管から高圧の給水が噴出して、隣接伝熱管を外側からエロージョンで減肉させ、二次破損を引き起こしたものである。一方、ECT 検査でノイズと間違えて放置したことにより、破損という大きなトラブルに発展した事例があり、体積検査装置の高度化が重要である。

いずれにせよ、伝熱管を破損させるまでに、プラント運開後 10 年以上たって発生している。美浜 1 号で約 11 年、美浜 2 号では約 15 年、約 30 年と異なる機器に発生しているが、高浜 2 号では約 19 年、21 年、25 年と同じ機器に発生している。東海第二でも約 22 年後であり、伝熱管を破損させるまでにはかなりの年数を経ており、経年劣化によるトラブルである。

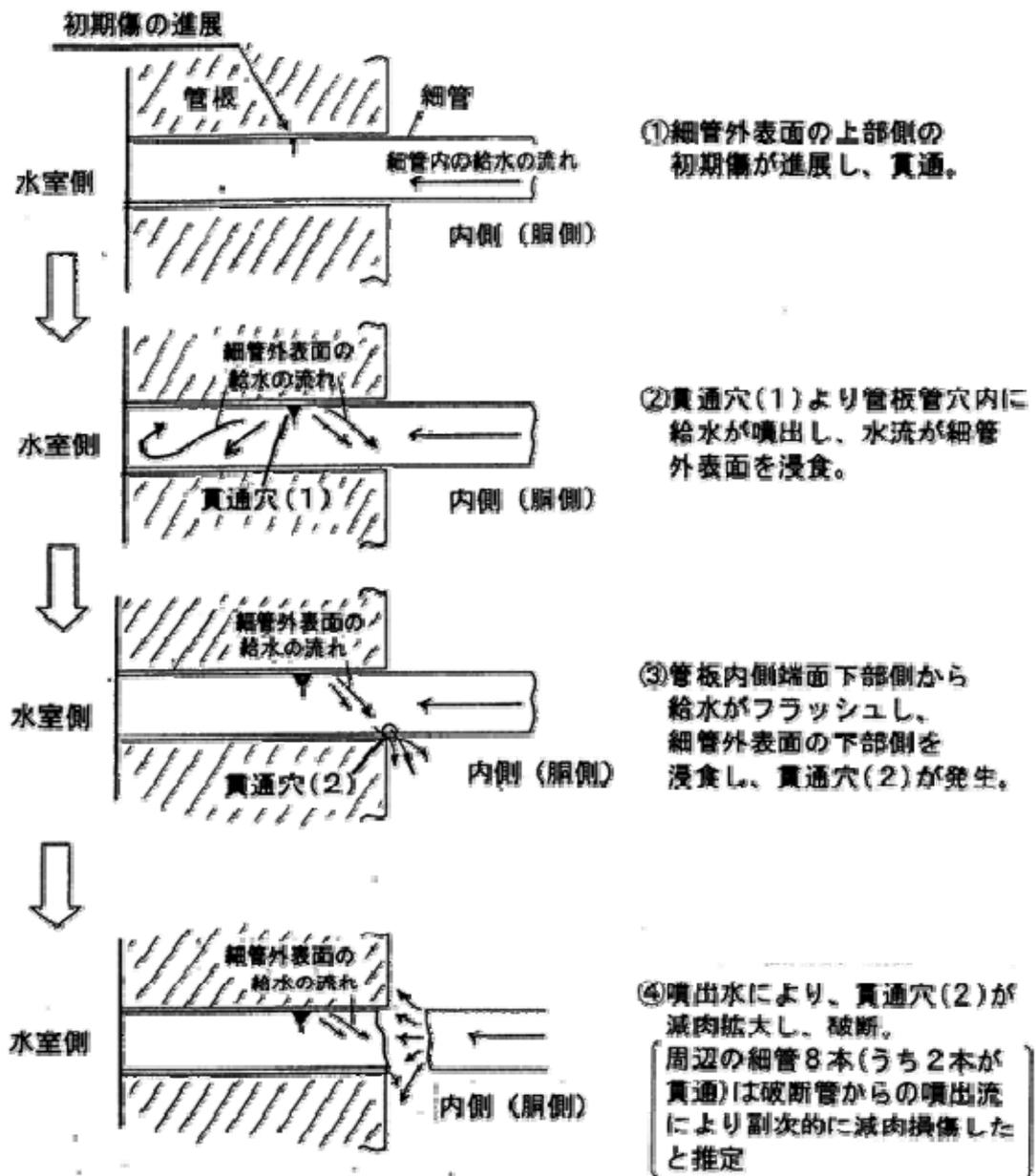
給水加熱器の細管は、通常、定期自主検査として、適切な頻度で伝熱管の腐食、浸食、スケールなどをチェックすることになっている。拡管圧着部での侵食時間などは相当あり、時間的余裕は十分にあると考えられるので、軽水炉と同様なインタバルで伝熱管の体積検査を実施し、健全性を確認しておく必要がある。

添付表 給水加熱器伝熱管損傷トラブル事例

No	発生年月日	プラント名	内 容
01	1985 年 1 月 6 日	美浜 1	5A 給水加熱器の管板内伝熱管損傷（詳細不明）
02	1988 年 4 月 16 日	美浜 2	5A 給水加熱器の管板内伝熱管損傷（詳細不明）
03	1995 年 1 月 27 日	高浜 2	6A 給水加熱器の管板内伝熱管損傷（詳細不明）
04	1996 年 11 月 20 日	高浜 2	6A 給水加熱器の管板内伝熱管 1 本破断、2 次漏洩で 2 本破損
05	2000 年 2 月 23 日	東海第二	第 5 給水加熱器 U 字管支持板付け根部破損
06	2000 年 8 月 21 日	高浜 2	6A 給水加熱器の管板内伝熱管 1 本破断、2 次漏洩で 2 本破損
07	2001 年 4 月 19 日	高浜 1	6B 給水加熱器の管板内伝熱管 1 本破断、2 次漏洩で 2 本破損
08	2003 年 5 月 16 日	美浜 2	5B 給水加熱器の管板内伝熱管 1 本破断、隣接管に外面減肉

付表 3.4 の添付図

添 付 図



高圧給水加熱器損傷発生メカニズム

付表 3.5 運転操作ミス (1/2)

1. 整理番号	049、111b、191	
2. トラブル仮称	運転操作ミス	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	運転操作ミスであるので、軽水炉の維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	<p>運転操作ミス（ヒューマンエラー）の背景には要領書に不備がある場合が多い。本トラブルを分析した結果、特に、現場が異なる2つ以上の保守作業が同時に進行し、それら作業が相互に影響する場合にはトラブルが生じ易く、注意を要することが分った。その場合は、それら作業の相互関係を詳細に分析し、作業間の手順を明確化すると共に、作業組織体制（統括・個々の作業グループ）、作業進行管理、確認、作業指示等を明確にし、要領書に反映する必要がある。</p>	
③AM との関連性	<p>AM 策には、運転員の手動操作を含む複数の作業を同時に進行させる場合がある。これらの手順書については、保守時と同様、作業間のミスマッチが生じないことを再確認することが望ましい。</p>	
4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討		
①維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	本トラブルの現象は、機器構造の経年変化等の設備維持に係るものではないため、軽水炉の維持基準は適用されない。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	異なる2つ以上の保守作業が同時進行し、それら作業が相互に影響する場合には、それら作業の相互関係を詳細に分析し、作業間の手順を明確化すると共に、作業組織体制（統括・個々の作業グループ）、作業進行管理、確認、作業指示等を明確にし、要領書に反映する必要がある。
	根拠(検討結果)	高速炉でも、定検時には、複数の保守作業を同時に行うのが常であり、その中には、それら作業が相互に影響する場合が考えられるため、軽水炉のトラブル対策を採用し、トラブルの未然防止を図る必要がある。
③AM との関連性	適用性評価結果	高速炉 AM 策が策定された時点で、同時に進める作業間でミスマッチすることがないように手順書をチェックすることが必要である。更に、AM 策の実施訓練をして手順の妥当性を確認することが望ましい。
	根拠(検討結果)	<p>高速炉の AM 策については、今後検討されると予想されるが、その中には、運転員の手動操作を含む複数の作業を同時に進行させる AM 策も考えられる。</p> <p>これら AM 策遂行時には、軽水炉の保守時の上記トラブルと同様なトラブルで AM 策が失敗する事態も考えられるので、手順書の整備と実施訓練が望まれる。</p>

付表 3.5 運転操作ミス (2/2)

5. まとめ (要望事項)

- ① 維持基準：軽水炉の維持基準は準用されない。
- ② 運転管理・保守：異なる 2 つ以上の保守作業が同時進行し、それら作業が相互に影響する場合には、それら作業の相互関係を詳細に分析し、作業間の手順を明確化すると共に、作業組織体制（統括一個々の作業グループ）、作業進行管理、確認、作業指示等を明確にし、要領書に反映する必要がある。
- ③ AM との関連性：高速炉 AM 策が策定された時点で、同時に進める作業間でミスマッチすることがないよう手順書をチェックすることが必要である。更に、AM 策の実施訓練をして手順の妥当性を確認することが望ましい。

備考 (引用資料名)

- 1) 1997/6/5、6/12 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
- 2) 2000/2/21、25 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
- 3) 2003/5/22 経済産業省原子力安全・保安院報道発表資料

付表 3.6 運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル (1/2)

1. 整理番号	013、047、073、087、091、093、149、152、203	
2. トラブル仮称	運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	運転手順書ミスによるトラブルなので、維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	<p>総じて、運転手順書又は保守作業要領書の不備が主要因である。</p> <p>トラブルは、各々、特異な条件（の重なり）下で要求される作業で発生しているが、現場の状況にそくした要領書となっていない場合も多々ある。どこまでも運転員、作業員の立場に立って手順書、要領書を作成することの必要性が改めて認識させられる。</p>	
③AM との関連性	<p>AM 手順書の作成の基本精神は上記の作業要領書作成の場合と変わらない。特に、重大な放射線災害をもたらすかも知れないという緊迫状態での作業であることを考えると、一層入念なチェックが必要であり、訓練による妥当性を確認することも必要である。</p>	
4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討		
①維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	本トラブルの現象は、機器構造の経年変化等の設備の維持に係るものではないため、軽水炉の維持基準は適用されない。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	復水器逆洗作業時のトラブル（No.087）、水・蒸気系の耐圧漏えい試験後の水抜き作業時のトラブル（No.093）及び各種用水タンクの水抜き時のトラブル（No.203）については、高速炉でも発生の可能性があるため、作業要領書の再チェックが望ましい。
	根拠(検討結果)	運転操作、保守作業の条件は常に一定とは限らず、多様な条件の下では、上記の軽水炉で経験したようなトラブルの発生の可能性がある。
③AM との関連性	適用性評価結果	AM 手順書の作成の基本精神は上記の作業要領書作成の場合と変わらない。特に、重大な放射線災害をもたらすかも知れないという緊迫状態での作業であることを考えると、一層入念なチェックが必要であり、訓練により妥当性を確認することも必要である。
	根拠(検討結果)	高速炉の AM 策は今後検討されると予想するが、軽水炉の場合と同じく、運転員の立場に立った手順書の作成が必要である。
5. まとめ（要望事項）		
① 維持基準：軽水炉の維持基準は準用されない。		
② 運転管理・保守：復水器逆洗作業時のトラブル（No.087）、水/蒸気系耐圧・漏えい試験後の水抜き作業時のトラブル（No.093）及び各種用水タンクの水抜き時のトラブル（No.203）については、高速炉でも発生の可能性があるため、作業要領書の再チェックが望ましい。		
③ AM との関連性：AM 手順書の作成の基本精神は上記の作業要領書作成の場合と変わらない。特に、重大な放射線障害をもたらすかも知れないという緊迫状態での作業であることを考えると、一層入念なチェックが必要であり、訓練により妥当性を確認することも検討すべきである。		

付表 3.6 運転手順書に記載ない操作をしなかったことによるトラブル (2/2)

備考 (引用資料名)
1) 1995/11/10、13 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
2) 1997/5/9、5/13 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
3) 1998/10/8、10/16 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
4) 1999/4/2、4/6 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
5) 1999/5/25、6/16 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
6) 1999/5/27、6/3 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
7) 2001/11/1、11/7、11/15 経済産業省原子力安全・保安院報道発表資料
8) 2001/12/10、12/25 経済産業省原子力安全・保安院
9) 2004/6/10 経済産業省原子力安全・保安院

付表 3.7 小口径配管の共振による破損(1/2)

1. 整理番号	048、079、125a、139、155、160	
2. トラブル仮称	小口径配管の共振による破損	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	発生した余熱除去系のドレン配管（整理番号 079,160）は、100mm 以下の口径であり、維持基準の体積検査、表面検査が免除される機器であり、他の事例は火力設備の配管又は計装配管であり、維持基準適用対象外である。	
②運転管理・保守(検査)	<p>いずれのケースも、振動源の近くの小口径配管が共振を起こし、高サイクル疲労によるき裂進展により貫通き裂に達して内部流体が漏えいしたトラブルである。本トラブルは、計装配管を含めた主配管に接続した小口径配管で、現場あわせの配管ルートの場合もあり、振動モードを把握できないことから発生したトラブルである。また、プラント運転で流量などが変化した場合や配管口径を変更したことにより、振動周期が変化して共振を起こし、配管破損に至ったトラブルもあった。</p> <p>計装配管を含め小口径配管は、数多いので配管の健全性を全てチェックするのは大変であり、トラブルが生じた部分の対処療法にならざるをえないと考えられる。この種のトラブルを解決するため、軽水炉では「ベント管を削除しダイナミックベントで対処する」などの破損トラブルの多い枝管の設置を極力避けた設計としている。</p> <p>また、主配管に接続する小口径の配管は、運転中での異常振動、異常音を点検することにより、ある程度のトラブル発生を防止できると考えられる。</p>	
③ AM との関連性	補給水量以下の漏えい量となる小口径配管は、原子炉冷却材漏えい事象の対象外であり、AM 策との関連はないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討		
①維持基準	適用性評価結果	小口径配管(呼び径 100mm 未満) は、体積検査、表面検査は免除される。系の耐圧試験は、維持基準を準用する。
	根拠(検討結果)	維持基準の体積検査、表面検査は、呼び径 100mm 以下の管は免除されるので、これ未満の小口径配管は維持基準の検査対象外である。ただし、計装配管以外の小口径配管は、維持基準の規定を準用し、系の耐圧試験を実施する必要がある。
②運転管理・保守(検査)	適用性評価結果	振動源（ポンプなど）に近い位置に接続した小口径配管は、解析による配管の健全性が確認できない場合には運転中に異常に振動、異音を発していないか点検することが必要である。特に、改造工事で配管口径を変更する二次系ドレン配管は、熱応力のチェックだけでなく振動に対しての設計検討を行う必要がある。また、試運転時も含めて運転中に異常振動を引き起こしていないか確認することが望ましい。
	根拠(検討結果)	軽水炉で発生した部位と同様の設備である水・蒸気系の計装配管などは、軽水炉と同様に、運転中に異常に振動、異音を発していないか点検し、必要によりサポートの追加などの処置を行うことが必要である。また、新たに口径を変更して設計・製作される二次系のドレン配管は、主配管の熱膨張による健全性チェックは行われていると考えられるが、主配管の振動に対する共振検討などについても設計検討が必要である。また、運転中での異常な振動を起こしていないかなどを現場確認することが必要である。なお、現場点検できない CV 内のナトリウム配管等については設計で再確認する必要がある。

付表 3.7 小口径配管の共振による破損(2/2)

③AM との関連性	適用性評価結果	一次系のドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管は、一次冷却材漏えい事象に関連する。
	根拠(検討結果)	一次系のドレン弁までの接続配管の破損は一次冷却材漏えい事象の起因事象となる。
<p>5. まとめ (要望事項)</p> <p>① 維持基準：軽水炉と同様に、小口径配管(呼び径 100mm 未満) は体積検査、表面検査は免除される。</p> <p>② 運転管理・保守： 振動源（ポンプなど）に近い位置に接続した小口径配管は、運転中に異常に振動、異音を発していないか点検することが必要である。特に、改造工事で配管口径を変更する二次系ドレン配管は、熱応力のチェックだけでなく振動に対する設計検討と運転中での異常振動の有無を確認することが望ましい。</p> <p>③ AM との関連性：一次冷却系のドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管は、一次冷却材漏えいの事象に関連する。</p>		
<p>備考 (引用資料名)</p> <p>1) JNES データベース 国内トラブル情報 97 年度版～2002 年度版</p> <p>2) JSME S NA1-2002 発電用原子力設備規格維持規格 (2002 年改訂版)</p>		
<p>添付資料：「もんじゅ」での破損の可能性がある部位について</p> <p>「もんじゅ」の主配管に接続される小口径配管は、ナトリウム系のドレン、ベント、純化系配管、水・蒸気系配管などが考えられる。ポンプ、タービンなど振動源の近くの小口径配管、計装配管は、プラント運転中に異常に振動、異音を発していないか点検することが必要である。</p> <p>特に、改造工事で新しく取り替えを行う二次ナトリウム充填ドレン系の配管は、口径が変わったために共振領域になった軽水炉のトラブル例があるので、熱応力のチェックだけでなく振動に対する設計検討と運転中での異常振動の有無を確認することが必要であると考えられる。</p>		

付表 3.8 小口径配管の熱疲労による破損 (1/2)

1. 整理番号	090 (ストライピング)、099&193 (熱交換器構造による温度揺らぎ)、124 (熱膨張変位の繰り返し)	
2. トラブル仮称	小口径配管の熱疲労による破損	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	<p>本事例で損傷した配管は、三種管又は四種管であるが、溶接部ではなく母材部に発生した損傷であり、軽水炉の維持基準の検査対象外である。維持基準では、三種管で溶接部について呼び径 100mm を超えるものについては体積又は表面検査、呼び径 50～100mm では表面検査を要求している。四種管では溶接部について目視検査 (VT-3) を要求している。</p>	
② 運転管理・保守 (検査)	<p>損傷部はいずれも溶接部ではなく母材部で体積検査を要求されていない部分で発生しており、過去に発生していない新知見である。ストライピングは、エルボの加工による残留応力と流体の熱成層の変動に伴う熱サイクルとの重畳で発生したもので、熱成層の影響を考慮した配管設計が要求される。熱交換器による温度揺らぎは、熱交換器の構造による温度変動であり、これを緩和する配管構造とする、念のため、構造を変更した熱交換器と交換している。(本トラブル発生後に、水平展開をしたにもかかわらず、他プラントで 1 基発生している。) 熱膨張変位の繰り返しは、主配管の熱変位を吸収できないために生じたものである。</p> <p>小口径配管であれ、プラントの運転継続に影響を与えることになるので、高サイクル熱疲労及び熱膨張変位を考慮した設計とする、もしくはなるべく小口径配管を設置しない設計とする必要がある。</p>	
③AM との関連性	<p>補給水量以下の漏洩量となる小口径配管は、原子炉冷却材漏えい事象対象外であり、AM 策との関連性はないと考えられる。</p>	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
① 維持基準	適用性評価結果	<p>溶接部でない部分は、維持基準は準用されない。溶接部については、配管口径や事象によって準用される場合とされない場合がある。</p>
	根拠(検討結果)	<p>短期間でき裂が貫通に至る高サイクル疲労は、設計段階で考慮されるべきもので、維持基準の対象外にされている。熱膨張変位については、配管口径によって準用される場合とされない場合が考えられるが、母材部については、軽水炉と同様、維持基準は適用されない。</p>
② 運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	<p>同一の機器はないが、同様な要因で損傷が発生する可能性があるため、小口径配管の設計点検を行うと共に、必要により軽水炉と同様な運転・保守 (体積検査の実施など) を実施する必要がある。</p>
	根拠(検討結果)	<p>「もんじゅ」でも添付資料に示すように、同様な要因で損傷が発生する可能性がある部位があるので、水平展開により抽出、評価することは重要である。特に、ナトリウム主配管に接続する配管は、ナトリウム漏えいとなるので、抜けがないように設計点検すると共に、主配管の熱膨張変位については、設計通りの変位量であるかなどを運転再開時に確認することが必要である。</p>
③AM との関連性	適用性評価結果	<p>一次系のドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管の損傷は、一次冷却材漏えいの事象に関連する。</p>
	根拠(検討結果)	<p>熱膨張変位による一次系ドレンラインなどの破損は、一次冷却材漏えい事象の要因の 1 つとなる。</p>

付表 3.8 小口径配管の熱疲労による破損 (2/2)

<p>5. まとめ (要望事項)</p> <p>① 維持基準：溶接部でない部分は、維持基準は準用されない。溶接部については、配管口径や事象によって準用される場合とされない場合が考えられる。</p> <p>② 運転管理・保守：同一の機器はないと思われるが、同様な要因で損傷が発生する可能性があるため、熱疲労や熱膨張変位の繰り返しが生じる部位について設計点検を行い、損傷の発生可能性がないことを確認する必要がある。また、温度や変位をモニターすることにより荷重条件の妥当性を確認することが重要である。</p> <p>③ AM との関連性：一次系のドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管の損傷は、一次冷却材漏えいの事象に関連する。</p>
<p>備考 (引用資料名)</p> <p>1) JNES データベース 国内トラブル情報 99 年度版～2000 年度版</p> <p>2) JSME S NA1-2002 発電用原子力設備規格維持規格 (2002 年改訂版)</p>
<p>添付資料：各事例の「もんじゅ」での損傷の発生可能性部位について</p>
<p>上記事例は大きく 3 種類の要因に分類される。分類毎に「もんじゅ」で損傷が発生する可能性がある部位を以下に述べる。</p> <p>1. サーマルストライピング</p> <p>損傷が発生する可能性がある部位：温度が異なる流体が合流する部位</p> <p>例) 一次系：なし。</p> <p>二次系：オーバーフロー系 (純化系) 戻り部 (ただし、温度差は 30℃で小さい)</p> <p>補助冷却系戻り部 (ミキシングティーを取り付け、配管への対策を施している)</p> <p>2. 温度ゆらぎ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低流量時に配管内 (特に水平配管) に熱成層が生じないかの確認が必要。</li> <li>・水平に設置した熱交換器：一次及び二次純化系のエコノマイザの構造の確認が必要。</li> </ul> <p>3. 熱膨張変位</p> <p>主配管に接続されるナトリウム系のドレン、ベント、純化系配管、水・蒸気系配管など候補部位の特定はできないが、点検リストを作成し、設計点検、再開後の点検などを実施することが望ましい。一次系のドレン弁、ガス抜き弁までの接続配管の損傷は、一次冷却材漏えいの事象に関連するので重要である。また、新しく取り替えを行う二次ナトリウム充填ドレン系の配管は、この破損によりナトリウム漏えいとなるので、主配管の熱変位を考慮した設計となっていることの確認と施工後の機能試験などで設計通りの変位以下であることの確認をしておくことが重要である。</p>

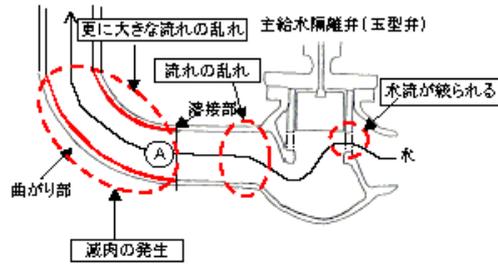
付表 3.9 給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる損傷

1. 整理番号	206,208	
2. トラブル仮称	給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる損傷	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	火力基準で設計・製作しているので、維持基準は対象外である。	
② 運転管理・保守 (検査)	給水管、復水管のエロージョン、コロージョンによる減肉は、添付図に示すメカニズムで発生する。この問題は、従来から認識されており、定期的な自主点検を行っている。整理番号 206 ではこの自主点検により破損以前に減肉が発見されたもので、整理番号 208 は自主点検リストから漏れていたために減肉を事前に発見できず破損に至ったものである。このため、今後はシステマティックで確実な点検を行うよう検査体制を見直すこととしている。また、エロージョン、コロージョンを生じにくい (Cr 量を増加した) 材料に変更することも重要である。	
③ AM との関連性	二次系の水・蒸気系のトラブルであり、AM 策との関連はないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
① 維持基準	適用性評価結果	軽水炉の維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	火力基準で設計・製作が行われており、維持基準対象外である。
② 運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	「もんじゅ」でも軽水炉同様に、システマティックで確実な点検を行うよう検査体制を強化することが望ましい。また、エロージョン、コロージョンを生じにくい材料に変更することも重要である。特に、長期間運転中止後の運転再開にあたっては、問題となりそうな箇所の配管肉厚を点検し、トラブルが生じないようにすべきであるとする。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」も軽水炉と同様の機器・部品があり同様の事象の発生が予想されるため軽水炉と同様な運転管理・保守が必要である。検査要求レベルは、機器の重要度に応じて適切に定められるべきである。
③ AM との関連性	適用性評価結果	AM 策との関連はないものと考えられる。
	根拠(検討結果)	水蒸気系のトラブルであるので、AM 策との関連はないものと考えられる。
5. まとめ (要望事項)		
① 維持基準：火力基準で設計・製作されているので、維持基準対象外である。		
② 運転管理・保守：軽水炉同様にシステマティックで確実な点検を行うよう検査体制を強化することが望ましい。また、エロージョン、コロージョンを生じにくい材料に変更することも重要である。		
③ AM との関連性：水蒸気系のトラブルであるので、AM 策との関連はないものと考えられる。		
備考 (引用資料名)：2004/7/5、7/27 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料 2004/8/9、8/10 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料		

付表 3.9 の添付図

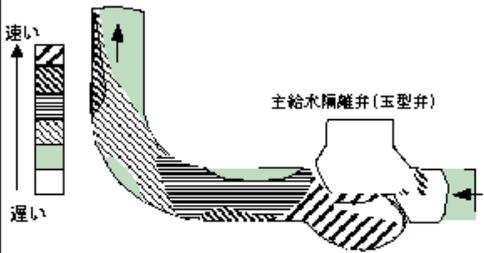
添 付 図

**減肉発生メカニズム**



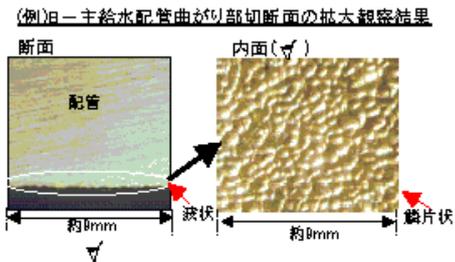
主給水隔離弁(玉型弁)内部で生じた流れの乱れが、配管曲がり部でさらに強くなっており、エロージョン・コロージョンを発生させる可能性があることが確認された。

**流況解析**



主給水隔離弁下部で流れに乱れが生じ、エロージョン・コロージョンを起こす可能性があることが確認された

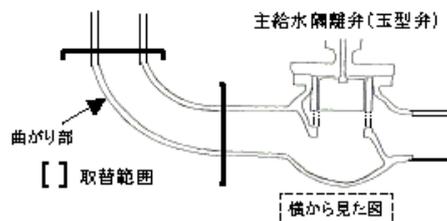
**拡大観察(A部)**



エロージョン・コロージョンに見られる鱗片状模様を呈し減肉していた。

**対 策**

**(例)B・C-主給水配管曲がり部(90°)の取替**



- 今後、主給水隔離弁(玉型弁)と同型式の弁を有する大飯2号機を含め、当該部について、減肉傾向の監視を強化する。また、他プラントを含め主給水系統で著しい減肉が発生する可能性のある部位についても、同様の措置を講じる。
- 保守管理上明らかになった問題点に関し、保守管理システム全般について点検を行うとともに、その結果を踏まえ対策を講じる。

エロージョン・コロージョンによる減肉発生メカニズム

付表 3.10 制御回路の動作不良、制御プログラムミス、制御量調整不足(1/2)

1. 整理番号	021、067、092、205	
2. トラブル仮称	制御回路の動作不良、制御プログラムミス、制御量調整不足	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	電気計装設備であるので、維持基準は適用外である。	
② 運転管理・保守(検査)	<p>整理番号 021 と 067 は、制御回路を切り替え時のトラブルであり、制御回路の基板取替え、制御回路の調整で解決しているが、切り替え操作の確認をプラント運転開始前に確認しておく必要がある。092 は、監視プログラムが 2 つの信号を同時に読み取ってしまったために生じたトラブルで、プログラムの一部を修正しており、設計段階でのシーケンスチェックで見つけてしかるべきものである。205 は、復水器の水素・酸素注入設備が不具合を起こしてバックアップの系統から自動的切り替わって作動したが、注入量が適切に調整されていなかったために、大量の酸素が復水器に注入され、真空度低下に至ったもので、事前に注入量の調整を実施しておけば防げたトラブルである。</p> <p>いずれも制御に係るトラブルであるが、設計段階でのシーケンスチェック、運転前の作動確認試験、制御量の事前調整がなされておれば未然に防げたトラブルで、新知見とはいえない。プラントはメインの機器のみでなく、周辺機器や制御系などの周りのこまごました設備の健全性も含めて全体として健全な運転が継続できる。周りの細かいところへの品質保証的な目配りはどうしても薄くなりがちである。メインの機器に影響を及ぼす機器・設備については、万一それが機能喪失したらどんな事態を招くかを綿密に検討し、対策を図る必要がある。</p>	
③AM との関連性	制御に係るトラブルで、AM 策とは関連しないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性（スクリーニング）検討		
① 維持基準	適用性評価結果	電気計装設備であり、維持基準は準用されないと考えられる。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様に、電気計装設備は維持基準適用外である。
②運転管理・保守(検査)	適用性評価結果	制御回路の切り替え、制御量の調整は「もんじゅ」にも同様な設備があるので、設計段階でのシーケンスチェック、運転開始前に切替作動確認試験、制御量の調節を実施し、トラブルの未然防止を図る必要がある。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」には、同一設備ではないが、同じ機能を有する制御機器は存在するので、軽水炉と同様の設計チェック、単体機能試験、模擬試験、制御量の調節など機能が正常に発揮できることを事前に確認しておく必要があると考えられる。
③AM との関連性	適用性評価結果	制御に係るトラブルで、AM 策とは関連しないと考えられる。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様に、制御に係るトラブルなので、AM 策とは関連しないものと考えられる。

付表 3.10 制御回路の動作不良、制御プログラムミス、制御量調整不足(2/2)

<p>5. まとめ (要望事項)</p> <p>① 維持基準：電気計装設備であり、維持基準は準用されないと考えられる。</p> <p>② 運転管理・保守(検査)： 制御回路の切り替え、制御量の調整は、設計段階でのシーケンスチェック、運転開始前の切替作動確認試験、制御量の調節を実施し、トラブルの未然防止を図る必要がある。</p> <p>③ AM との関連性：制御に係るトラブルで、AM 策とは関連しないと考えられる。</p>
<p>備考 (引用資料名)： 1998 年度～2004 年度 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</p>

付表 3.11 長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成 (1/2)

1. 整理番号	083	
2. トラブル仮称	長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
①維持基準	腐食生成物によるトラブルであり、軽水炉の維持基準は適用されない。	
②運転管理・保守 (検査)	<p>制御棒駆動装置内で腐食が発生し、腐食生成物が制御棒駆動装置の摺動面に入り込んだため、摩擦抵抗の増加等により制御棒の動作が緩慢になったトラブルである。腐食の発生は、余熱除去系トラブルの際、原子炉容器上蓋が長期間湿潤状態に置かれていたことによるものと推定された。制御棒の動作が緩慢になり、制御棒動作の途中で固定ラッチが制御棒をつかみ、制御棒を不完全に保持したことになり、可動ラッチ開放時に落下等の事象が発生したものと考えられた。</p> <p>当該プラントでは制御棒駆動機構を新品に取り替え、原子炉容器上蓋取替時の作業管理を充実させるとともに、念のため、腐食を防止する保護皮膜を施工した。通常の定検作業等においては、長時間湿潤状態に置かれることはないが、本トラブルを受け、これ以降の原子炉容器上蓋取替では同様の保護皮膜の施工を行っている。</p>	
③AM との関連性	制御棒誤作動による原子炉スクラムの要因の1つとなる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
①維持基準	適用性評価結果	腐食生成物やナトリウム付着に起因するものであり、維持基準は準用されない。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」のナトリウム系ではナトリウム化合物やナトリウム付着によるトラブルが考えられるが、これらは経年変化等の設備維持に係るものではなく、維持基準の対象外である。
②運転管理・保守 (検査)	適用性評価結果	<p>「もんじゅ」の制御棒駆動機構は、腐食生成物が生成する構造とはなっておらず、軽水炉の対策は適用する必要がない。但し、メンテナンス時には大気に開放されるため、湿分の混入を防止するとともに、不活性ガス置換に関する作業管理を強化するなどにより、トラブルの未然防止を図ることが望まれる。</p> <p>また、ナトリウムの融点は371Kであり、ベローズなどの可動部に付着したナトリウムが固化することによるトラブルが考えられ、これらに考慮した設計となっているか確認する必要がある。</p>
	根拠(検討結果)	添付図に「もんじゅ」の制御棒駆動機構の概念を示すが、PWR型軽水炉の制御棒駆動機構と異なり、「もんじゅ」の制御棒駆動機構はベローズによって、駆動機構部分をナトリウム系と仕切っているため、ナトリウムペーパー等の混入は生じない構造となっている。また、通常時、駆動機構部分は不活性ガスに置換され、腐食が生じる環境になっていない。
③AM との関連性	適用性評価結果	軽水炉と同様、制御棒の誤作動による原子炉スクラムの要因の1つと考えられる。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」では、腐食生成物やナトリウム付着による動作不良が発生する可能性はある。

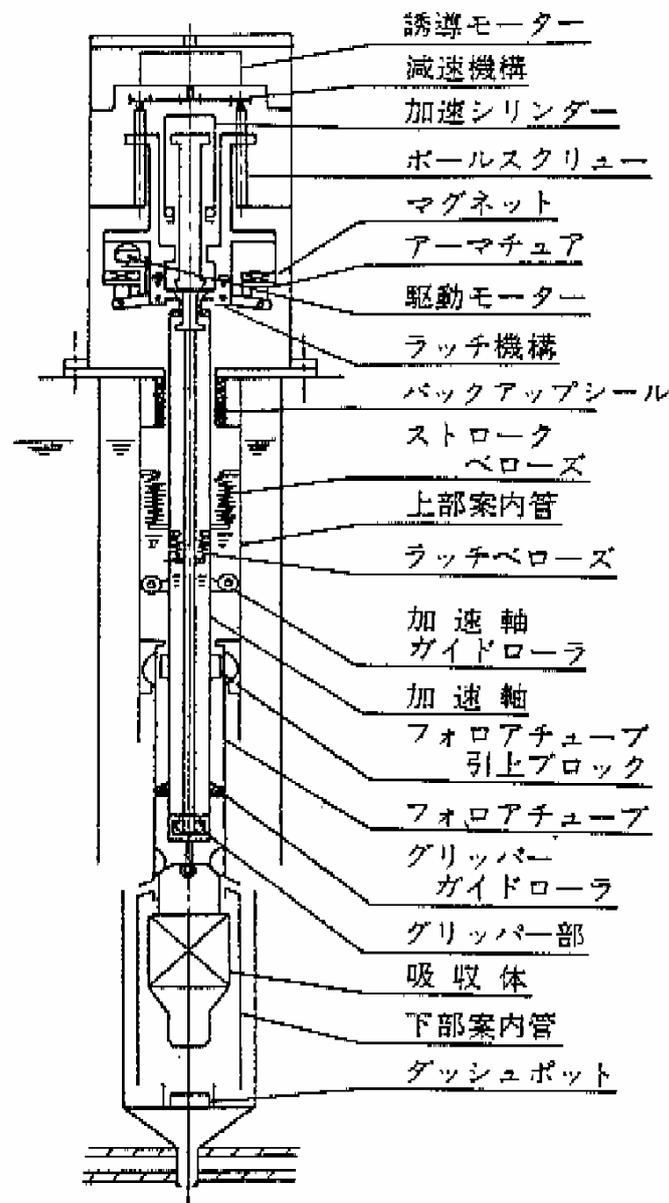
付表 3.11 長時間放置した機器の管理不足による腐食生成物の生成 (2/2)

5. まとめ (要望事項)

- ①維持基準：腐食生成物やナトリウム付着に起因するものであり、維持基準は適用されない。
- ②運転管理・保守：メンテナンス時の湿分混入防止等の作業管理強化や、ナトリウム付着によるトラブルを考慮した設計になっていることの確認などが必要と考えられる。
- ③AM との関連性：制御棒誤作動による原子炉スクラムの要因の1つと考えられる。

備考 (引用資料名)：

- 1) 1999/1/29、4/16 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料
- 2) 動力炉技法 No.22 1977.5 高速増殖原型炉「もんじゅ」制御棒駆動機構のナトリウム中試験結果概要添付図



「もんじゅ」の制御棒駆動機構概念図

付表 3.12 点検によりかえって悪くさせたトラブル

1. 整理番号	070 (接触器溶着)、098(傷)	
2. トラブル仮称	点検によりかえって悪くさせたトラブル	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	点検時の作業によるトラブルで、維持基準の対象外である。	
② 運転管理・保守(検査)	<p>福島第一1号のトラブル(整理番号070)は、前回点検時に主変圧器の地絡過電流継電器の動作試験で接点に面荒れが生じ、プラントの運転でしゃ断すべき継電器の接点が溶着してしゃ断できなかったトラブルである。高浜4号機のトラブル(整理番号098)は、点検時にシール面を寸法確認の工具(ノギス)で傷つけてしまうと共に、異物も混入しシール面を傷つけたために、ホウ酸が漏えいしたトラブルである。</p> <p>試験や点検を行ったために、かえってトラブルの引き起こす原因を作ってしまうことはよくあることである。継電器の試験は、直接接点を接触させない方法での試験の実施を、シール部の点検はシール部を保護した点検要領、工具の変更を行い、管理の徹底を図ることとしている。</p> <p>試験や点検後に、動作確認や耐圧試験などで機器の機能が健全であることを確認することが必要である。</p>	
③ AM との関連性	点検時の作業によるトラブルで、AM 策とは関連しないと考えられる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
① 維持基準	適用性評価結果	維持基準は準用されないと考えられる。
	根拠(検討結果)	軽水炉と同様に、点検時の作業によるトラブルは、維持基準の対象外である。
② 運転管理・保守(検査)	適用性評価結果	継電器のリレー接点の面荒れによるトラブルは、「もんじゅ」でも軽水炉で実施している試験方法を採用することが望ましい。また、シール部点検要領も、軽水炉の点検要領、作業管理などを参考に見直し、トラブル防止を図ることが望ましい。
	根拠(検討結果)	継電器のリレー接点の面荒れは、「もんじゅ」でも同様の機器があるので、軽水炉のトラブルを参考にして、試験要領の見直し、試験後の作動確認などを行うことが望ましい。また、シール部も数多くあるので、その点検要領、作業管理の徹底を軽水炉と同様に行い、トラブル防止を図っていくべきと考える。
③ AM との関連性	適用性評価結果	AM 策との関連はないと考えられる。
	根拠(検討結果)	点検、検査時の作業により生じたトラブルなので、AM 策との関連はないと考えられる。
5. まとめ (要望事項)		
① 維持基準：軽水炉と同様に、点検時の作業によるトラブルには、維持基準は準用されない。		
② 運転管理・保守： 「もんじゅ」でも軽水炉と同様の機器があり、軽水炉で実施している試験要領、点検要領を参考にして、要領書類の見直しが必要であり、点検後の健全性を確認する作動確認を実施することが望ましい。		
③ AM との関連性：点検、検査時の作業によるトラブルなので、AM 策との関連はないと考えられる。		
備考 (引用資料名) 1998/8/26、8/28 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料 1999/7/5、7/14 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料		

付表 3.13 塩化物の付着による配管応力腐食割れ(1/2)

1. 整理番号	162,164	
2. トラブル仮称	塩化物の付着による配管応力腐食割れ	
3. 軽水炉トラブルの適用性検討項目との関連性調査		
① 維持基準	破損した CRD 配管は、口径が 34mm の小口径配管で、維持基準の検査対象外 (100mm 未満) である。	
② 運転管理・保守(検査)	<p>福島第一 3 号(整理番号 162)と福島第一 4 号(整理番号 164)で発見された CRD 配管のひび割れは、格納容器外の CRD 配管上方に設置された海水系の配管から海水が漏れいして CRD 配管に塩化物が付着し、応力腐食割れが発生したトラブルである。福島第一 3 号(整理番号 162)では、格納容器内の CRD 配管にもひび割れが発見されたが、これは建設時に大気中に放置されていたため、塩化物が付着したものと推定されている。海水漏れに対しては、ステンレス配管に振りかからないように、防止板などを設置することでよい。しかし、長年塩分雰囲気晒されて塩化物がステンレス鋼に付着し、応力腐食割れを起こしたトラブルは、海岸に設置する日本の原子力発電所では海から塩分雰囲気に晒されるのは避けがたいことであり、ステンレス鋼を使用しなければならないであれば、重大事故に至る前に、小さな傷の段階で見つけることが重要で、定期的な検査によって健全性を確認していくことが必要である。</p>	
③ AM との関連性	CRD 配管の損傷は、原子炉停止時に制御棒が挿入されないスクラム失敗事象の起因事象となる。	
4. 高速炉への適用性 (スクリーニング) 検討		
① 維持基準	適用性評価結果	口径が小さい配管 (100mm 以下) は、体積検査、表面検査が免除される。
	根拠(検討結果)	塩分雰囲気に晒されて、ステンレス鋼を用いている機器は、補助冷却系とメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管がある。これら機器は、100mm 以下の管で、軽水炉の維持基準では体積検査、表面検査を免除している。
② 運転管理・保守(検査)	適用性評価結果	補助冷却系とメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管は、ステンレス鋼であり、塩分雰囲気に晒されている機器であるので、運転前に伝熱管の健全性を確認しておくと共に、塩分が付着していないことの確認も行っておくべきである。
	根拠(検討結果)	「もんじゅ」で、塩分雰囲気に晒されて、ステンレス鋼を用いている機器は、補助冷却系とメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管である。長年、大気中に晒されていた CRD 配管に応力腐食割れが生じたのであれば、これら機器は塩分を含む海岸の空気に長年晒されており、軽水炉のトラブル対応と同様に、運転開始前に健全性を確認すると共に、該当部分の塩分付着量を検査する必要があると考えられる。

付表 3.13 塩化物の付着による配管応力腐食割れ(2/2)

③AM との関連性	適用性評価結果	補助冷却系及びメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管破損は、PLOHS の起因事象の1つである。
	根拠(検討結果)	補助冷却系及びメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管が破損すると、崩壊熱除去ができなくなり、PLOHS の起因事象となる。
<p>5. まとめ (要望事項)</p> <p>① 維持基準：軽水炉と同様に、小口径配管(呼び径 100mm 未満) は、体積検査、表面検査が免除される。</p> <p>② 運転管理・保守：補助冷却系とメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管は、ステンレス鋼であり、塩分雰囲気に晒されている機器であるので、運転前に伝熱管の健全性を確認しておくと共に、塩分が付着していないことの確認も行っておくべきである。</p> <p>③ AM との関連性：補助冷却系及びメンテナンス冷却系の空気冷却器伝熱管破損は、PLOHS 事象に関連する。</p>		
<p>備考 (引用資料名)：2000/8/22、9/25 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料 2000/10/11、11/22 経済産業省資源エネルギー庁報道発表資料</p>		