



# 「もんじゅ」構造健全性診断システムの開発

田邊 宏暁 土井 基尾 渡士 克己

敦賀本部 国際技術センター

Development of the Structural Integrity Oriented Reliability Assessment System (SORE) for FBR‘ MONJU ’

Hiroaki TANABE Motoo DOI Katsumi WATASHI

International Cooperation and Technology Development Center, Tsuruga Head Office

原子力プラントの安定かつ安全な運転を維持するために、運転開始からのプラント運用期間中の保安全管理は重要である。そこで、プラントの保安全管理の補助的なシステムとして活用することを目的とし高速増殖原型炉「もんじゅ」の主要機器の代表場所を対象として、「構造健全性診断システム（SORE）」のプロトタイプシステムを開発した。SOREは、プラント運転によって得られる温度等の計測値を用いて運用開始初期から現在までの機器に発生した応力の履歴と、これによるクリープ疲労損傷を算出し、基準値との比較を行うことによって構造健全性を診断する。

*Plant maintenance and plant management activities are important for steady and safe operation of a nuclear plant. Therefore, the Structural Integrity Oriented Reliability Assessment System (SORE) has been developed as a prototype system to assist preservation management of the main components of the “MONJU” plant. SORE calculates stress intensity and creep-fatigue damage of the cross-sections of the components using the plant data; coolant temperature history, coolant flow rate, and so forth.*

## キーワード

FBR, 「もんじゅ」, 構造健全性, クリープ損傷, 疲労損傷, モニタリング

FBR, “MONJU”, Structural Integrity, Creep Damage, Fatigue Damage, Monitoring

## 1. はじめに

現在、米国軽水炉及び一部の国内軽水炉などには、実際のプラント運転情報から機器・配管等に発生する応力を計算し、その応力から機器・配管等の疲労損傷を計算するシステムが設置されている。特に米国軽水炉では、設計運転サイクルに基づく評価結果と比べ、実際の運転サイクルによる

疲労損傷が小さいことの証明や、プラント長寿命化対応を目的に、多くのプラントに米国電力研究所（Electric Power Research Institute : EPRI）の開発した疲労モニター「FatiguePro」が設置されている<sup>1)</sup>。国内では、日本原子力発電（株）敦賀発電所1号機において、同様の疲労モニターが設置されており、これは以下の目的で運用されている<sup>2)</sup>。



田邊 宏暁

プラント機器技術開発チーム所属  
予防保全技術開発にかかわる業務に従事



土井 基尾

プラント機器技術開発チーム所属  
予防保全技術開発にかかわる業務に従事



渡士 克己

プラント機器技術開発チームリーダー  
予防保全技術開発、検査技術開発にかかわる業務に従事

- ・設計時の疲労評価の保守性証明。
- ・リアルタイムの運転パラメータの自動収録と、自動疲労計算・収録で、疲労評価作業を省力化。
- ・登録された実データ、エビデンスによる長期的な疲労健全性の証明。

高速増殖原型炉「もんじゅ」(以下、「もんじゅ」)においても主要機器、配管について構造健全性を監視する手段の一つとしてプラント稼働中の実際のプラント運転データを用いてクリープ疲労損傷を評価する「構造健全性診断システム」(Structural Integrity Oriented Reliability Assessment System: SORE)の開発に着手した。開発に当たっては、軽水炉と異なり内圧が低いこと、クリープ温度域で運転すること等の「もんじゅ」の特徴及び以下の点を考慮しプロトタイプシステムの開発を行った。

- ① 「もんじゅ」の設計情報からの監視対象候補、考えられる評価場所及び評価項目の選定。
- ② 既存の計測量(温度、流量等)からクリープ疲労損傷を短時間で評価できるシステムの開発。
- ③ 速報性とクリープ疲労損傷の分析容易性を考慮したシステム機能(画面構成等)及び運用方法。
- ④ 設計段階でなく運用中の評価に適した温度、応力評価方法及びクリープ疲労損傷評価方法の準備。

本報では開発の概要として、評価項目、評価場所、温度・応力評価方法及びクリープ疲労損傷評

価方法並びにシステム機能と運用方法について報告する。図1にSOREの概要(解析処理の流れ及びシステム構成)を示す。

## 2. 評価項目

「もんじゅ」の機器・配管等の設備は、それぞれの設備に適した構造設計基準、例えばナトリウムを取り扱う設備では「ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設に関する構造等の技術基準」<sup>3)</sup>(以下、「構造等の技術基準」)によって設計が行われている。「もんじゅ」は、伝熱特性に優れ沸点が高いため低圧で冷却材として使える金属ナトリウムの特性を生かし、発電効率を高めるために、構造材料にクリープ現象の現れる程度の高温(「構造等の技術基準」によるとオーステナイト系ステンレス鋼に対して425℃以上)で運転する設計としている。高温構造設計法は「構造等の技術基準」に含まれており、「もんじゅ」の高温で運転される設備の設計に用いられた。

「構造等の技術基準」で定めている防止すべき破損様式には、延性破断、塑性崩壊、過大な塑性変形、疲労破断、弾塑性座屈、クリープ破断、過大なクリープ変形、クリープ疲労破断、クリープ座屈があり、それぞれの破損様式の発生防止は、「一次応力の制限」「特別な応力制限」「ひずみの制限」「クリープ疲労損傷の制限」「座屈の防止」で規定されている。

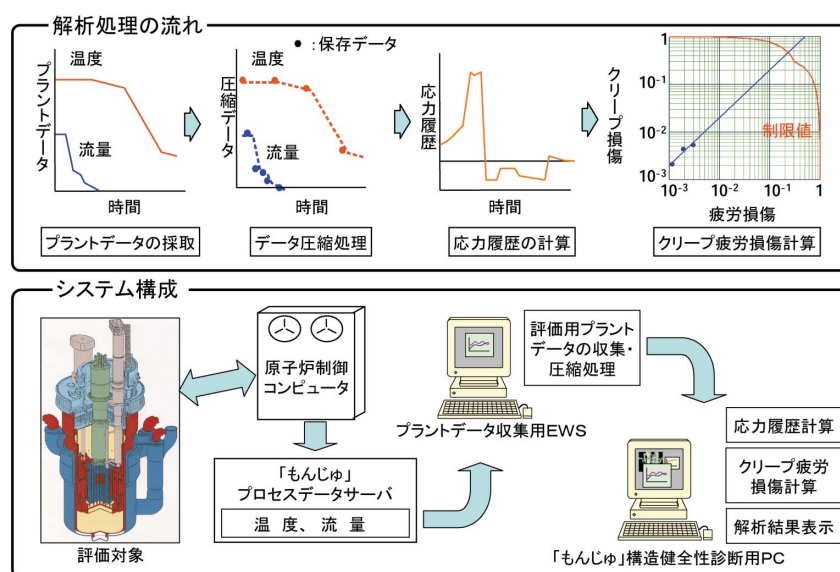


図1 構造健全性診断システム(SORE)の概要  
(解析処理の流れ及びシステム構成)

これらの破損様式のうち、運転時間や運転履歴に依存して増加していくものにクリープ疲労損傷がある。これは軽水炉の疲労損傷に相当し、「もんじゅ」の機器・配管は作用する内圧が低いため内圧による応力が低く、プラント過渡時の配管の熱膨張応力や容器の熱過渡応力が相対的に大きくなることから、熱応力による「クリープ疲労損傷」を評価項目としてプロトタイプシステムの開発を行った。

### 3. 評価場所

プロトタイプシステムの評価場所の選定方針は、

- ・設計時の強度計算書において「クリープ疲労損傷」が相対的に大きい部位、
- ・通常運転や過渡時の熱応力の発生が特徴的な部位、
- ・各冷却系統の代表部位、

を含むものとし、下記を評価対象とした。

- ①原子炉容器：液面近傍部、出口ノズル
- ②中間熱交換器：サポート胴、上部管板吊胴部
- ③一次主冷却系配管：ホットレグエルボ  
コールドレグサポート部
- ④二次主冷却系配管：ミキシングティ  
コールドレグエルボ

上記評価対象のうち、原子炉容器、中間熱交換器、一次主冷却系配管で選定した場所は、各系統・機器の中から30年運転後の熱過渡応力によるクリープ疲労損傷が相対的に大きくなる場所であり、構造や応力発生状況が異なる場所として容器の胴部、ノズル、管板吊胴部及び配管を選定した。二次主冷却系配管では、発生する熱応力が特徴的な場所を選定した。すなわち、運転中は常時425℃

以下であるが、空気冷却器送風機起動失敗事故で一時的に425℃を超えるコールドレグエルボと、手動トリップ等で空気冷却器で冷却されたナトリウムを主配管に戻すことによって熱過渡応力が相対的に大きくなるミキシングティを選定した。

図2に「もんじゅ」系統概念図中に評価場所を記入して示す。各評価場所の構造上の特徴を以下に示す。

#### 3.1 原子炉容器

原子炉鳥瞰図を評価場所とともに図3に示す。原子炉容器は「構造等の技術基準」で高速原型炉第1種容器に分類され設計されている。

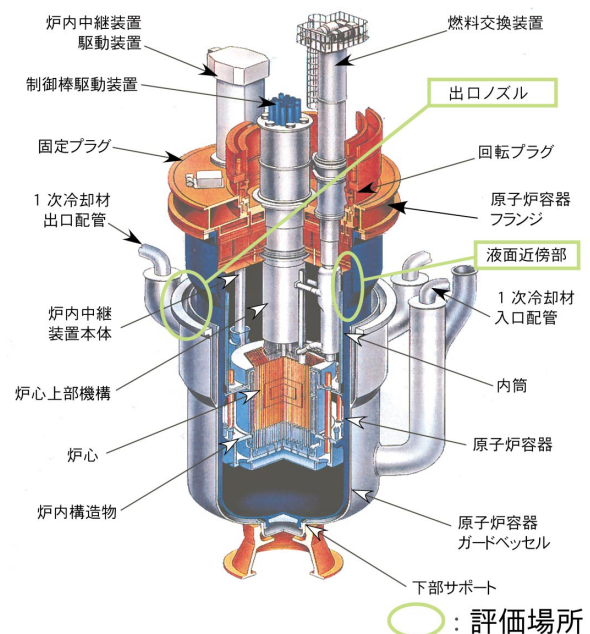


図3 原子炉鳥瞰図

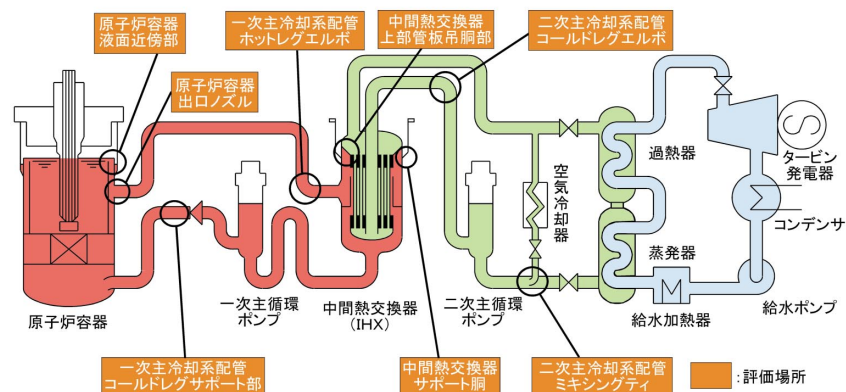


図2 構造健全性診断システム (SORE) 評価場所

液面近傍部は、プラント起動、停止、原子炉トリップ等の出力変化時にナトリウムとカバーガスの温度差による軸方向温度勾配が変化する場所であり、当該部に相対的に大きい熱応力が発生する。そのため、原子炉容器の中間胴を立上げ2重円筒構造にし、アニュラス部及び原子炉容器内に各々オーバフローラインを設け、図4に示すように、プラント起動途中で温度勾配の変化場所を移動させるための2液位制御（レベルB→レベルA）を行うことによって熱応力を低減している。

出口ノズルは、炉心出口ナトリウム温度変化の影響を受ける代表的な構造不連続部である。ナトリウムの温度変化を緩やかにするために、原子炉容器内に内筒が設置されており、炉心からのナトリウムは容器上部プレナム部でミキシングされ、原子炉容器と内筒のアニュラス部を下降し（一部は内筒のフローホールを通り）、出口ノズルに至る。また、出口ノズルは熱過渡応力を低減する方策として熱遮へい板を施している。

### 3.2 中間熱交換器

中間熱交換器（以下、IHX）の構造を評価場所とともに図5に示す。IHXは原子炉容器と同様に「構造等の技術基準」で高速原型炉第1種容器に分類され設計されている。

サポート胴は、胴内側が一次系の高温ナトリウムと接しており原子炉トリップ時などには原子炉容器出口ノズルと同様の熱過渡を受ける。熱応力

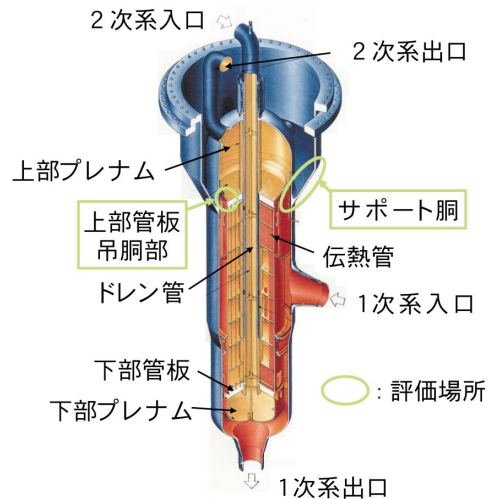


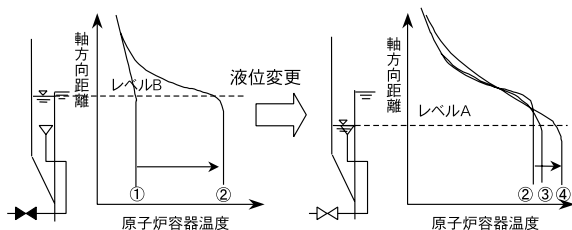
図5 中間熱交換器構造図

の発生要因は、ナトリウムの温度に追従しやすい胴部と温度追従が遅れるサポート部の温度差である。サポート部は、熱応力を低減しながらIHXの荷重を支持するYピース構造となっている。

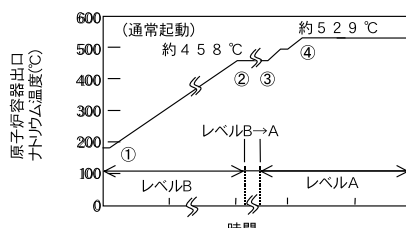
上部管板吊胴部は、一次系の高温ナトリウムと二次系の低温ナトリウムに接する場所である。そのため一次系と二次系ナトリウム温度差、それぞれのナトリウムの温度変化幅と温度変化率の影響を受け、管板リガメント／リムと吊胴の温度差、吊胴部評価断面内温度差により、上部管板吊胴部の熱応力が相対的に高くなる。

### 3.3 一次主冷却系配管

一次主冷却系配管図（Aループ）を評価場所とともに図6に示す。一次主冷却系配管は、A、B及びCループから構成され、一次主冷却系配管は



(a) 原子炉容器液面近傍の軸方向温度分布の推移



(b) 液位切替えタイミング

図4 起動時の液面制御運転

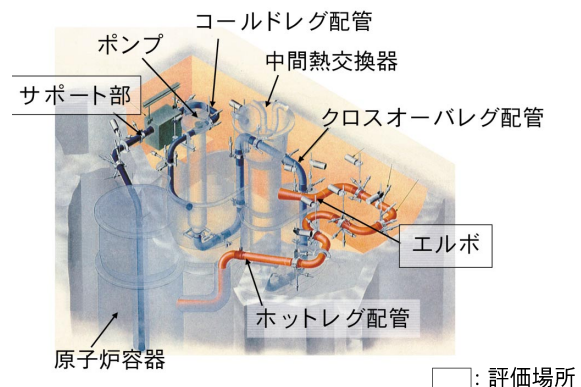


図6 1次主冷却系配管（Aループ）



「構造等の技術基準」で高速原型炉第1種配管に分類され設計されている。一次主冷却系配管の各ループは、同一の配管引き回しである。

ホットレグエルボは、定格運転温度529°Cのクリープ温度領域で運転できるように設計されており、配管の熱膨張変位及び一次系ナトリウムの過渡温度変化によって熱応力が発生する。当該エルボは、一次主冷却系ホットレグ配管において設計時の応力強さ範囲 $S_n$ 、クリープ疲労損傷が最大の場所である。

コールドレグサポート部は、定格運転温度397°Cで設計されており、ホットレグエルボと同様に配管の熱膨張変位及び一次系ナトリウムの過渡温度変化によって熱応力が発生する。当該サポート部は、1次主冷却系コールドレグ配管において応力強さ範囲 $S_n$ 及びクリープ疲労損傷（クリープ損傷は、主蒸気管破損想定事故等の運転で短時間クリープ温度領域に入ることによる）が最大の場所である。

### 3.4 二次主冷却系配管

二次主冷却系配管図（Cループ）を評価場所とともに図7に示す。二次主冷却系配管は、A、B及びCループから構成され、「構造等の技術基準」で高速原型炉第3種配管に分類され設計されている。二次主冷却系配管は、AとCループが長尺で基本的には同一引き回し、Bループは相対的に短尺でA/Cループとは異なる配管引き回しである。評価対象としたコールドレグエルボは、定格運転温度が325°Cと低いものの、空気冷却器送風機起動失敗の想定事故に際して短時間クリープ温度領域になるとともに、エルボ前後の長尺直管に起因する熱膨張応力が支配的な場所である。

ミキシングティは、図8に示すように空気冷却器で冷却されたナトリウムを主冷却系配管に戻す場所に位置し、手動トリップ等では温度差のある2系統のナトリウムの影響を受ける。T管の枝管側は空気冷却器からの流入ナトリウムの影響を緩和するように、Yピース型ノズル構造としている。

## 4. 温度・応力評価方法

### 4.1 評価方法の概要

SOREは、開発の容易性、計算機の汎用性確保のために、PCを採用したシステムとしている。本システムでは現時刻での評価結果を速報できる機

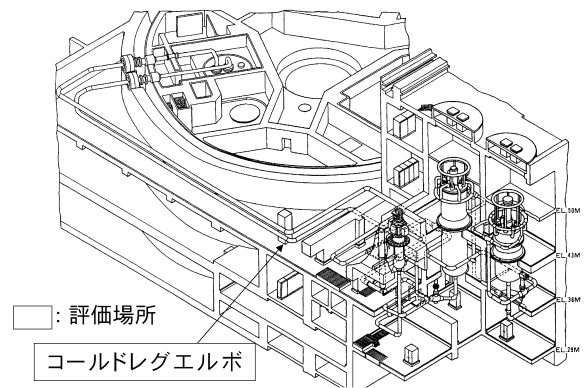


図7 2次主冷却系配管（Cループ）

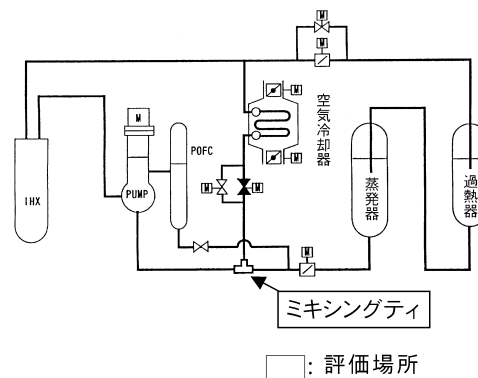


図8 2次主冷却系配管系統図

能（応力の経時変化を比較的短時間で算出する処理能力）が必要であり、現在のPCの処理能力を念頭におくと、通常のFEM解析を用いることは適切でなく、各評価場所の特性に応じ、以下の簡易法を採用した。

#### ① Green関数法

Green関数法は、構造物が受ける温度履歴から発生する評価場所の温度応答や応力を簡易評価する場合に用いられ、軽水炉の疲労モニターでも用いられている。Green関数による応力算出方法を模式図にして図9に示す。同図左側に示すように境界温度のステップ状単位温度変化に対する構造物の応力変化（ $G(t)$ : Green関数）を求める。実際の温度変化に対しては、同図右側に示すように、単位時間 $\Delta \tau$ 当たりの温度変化幅 $\Delta T_i$ に $G(t)$ を適用し、重ね合わせて応力の経時変化を算出する。Green関数法は線形性を前提とした応答解析手法であり、伝熱境界における熱伝達率の変化などの非線形性を定式化の中で陽に考慮することは困難である。そのため(1)式に示すように複数の熱伝達

率  $h(t)$  に対する Green 関数をあらかじめ FEM 解析によって準備し、異なる熱伝達率の解を重ね合わせて計算する方法を採用した。

$$\sigma(t) = \int_0^t G\{t-\tau, h(\tau)\} \frac{\delta T(\tau)}{\delta \tau} d\tau \quad \dots\dots(1)$$

$$\approx \sum_{j=1}^i G(i-j, h_i) \delta T(j)$$

$t$  及び  $\tau$ : 時間

$T(\tau)$ : 境界温度 (冷却材温度)

$G(t)$ : Green 関数

$h(t)$ : 熱伝達率

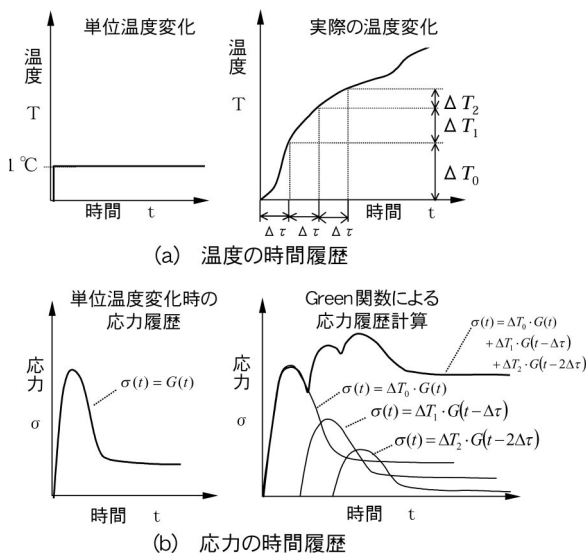


図9 Green関数による応力算出法

## ② 簡易テーブル法

評価場所の熱応力の発生挙動 (メカニズム) が明らかである場合は、その特徴 (冷却材の温度差、温度落差及び温度変化率と構造物評価断面の発生応力の関係) に基づく応力算出用簡易テーブルを作成した。したがって簡易テーブルを用いることによって温度計による測定値から熱応力を読み取ることができる。

## ③ 計算式による方法

一次主冷却系配管及び二次主冷却系配管は、内圧、自重、熱膨張、熱過渡により応力が発生し、これらの応力発生要因を考慮した「構造等の技術基準」の配管の (1次+2次) 応力強さ範囲  $S_n$  算出式(2)式を用いて応力強さの計算を行った。

第一項は“内圧”; 第二項は“自重及び熱膨張に

よるモーメント”; 第三項は“熱過渡による壁厚方向温度勾配”; 第四項は“自重及び熱膨張による軸力”による寄与をそれぞれ表している。

$$\text{応力強さ} = \frac{K_i C_i P_0 D_0}{200t} + \frac{C_2 D_0}{2I} M_i + \frac{E_0 \alpha_0 |\Delta T_i|}{2(1-\nu)} + \frac{|F_a|}{A} \quad \dots\dots(2)$$

$K_i$ ,  $C_i$  及び  $C_2$ : 「構造等の技術基準第48条」に定める応力係数

$P_0$ : 運転圧力

$D_0$ : 管の外径

$t$ : 管の厚さ

$I$ : 管の断面二次モーメント

$M_i$ : 自重及び熱膨張によるモーメント

$E_0$ : ヤング率

$\alpha_0$ : 瞬時熱膨張係数

$\Delta T_i$ : 評価断面の温度差 (線形温度勾配)

$\nu$ : ポアソン比

$A$ : 管の断面積

$F_a$ : 自重、熱膨張及びアンカー点の熱変位による軸力

各評価場所に応じた温度・応力評価方法を以下に示す。

## 4.2 原子炉容器

### (1) 液面近傍部

液面近傍部の発生応力算出フローを図10に示す。液面近傍部にはナトリウム温度計がないため、液面近傍部の応力評価の前段階として、液面近傍部のナトリウム温度を算出する必要がある。原子炉容器内の流況は、原子炉トリップ時のように一次主冷却系流量が急激に低下する場合と、原子炉トリップ時以外 (非原子炉トリップ時) の一次主冷

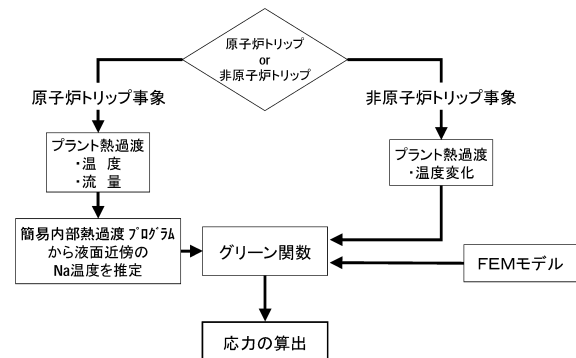


図10 液面近傍部の応力計算フロー

却系流量が大きく、炉上部プレナムのミキシングが促進されている場合との二つに大別できるため、原子炉トリップ事象と非原子炉トリップ事象で液面近傍ナトリウム温度の計算方法を定めた。原子炉トリップ事象時の液面近傍ナトリウム温度は、炉心出口温度、一次主冷却系流量、原子炉容器出口ナトリウム温度等の計測データを用いて原子炉容器内部熱移動解析を行い、「もんじゅ」の40%（電気）出力試験で解析結果を検証して用いることとした。解析は、原子炉容器内を8ブロックに分けて行い、炉上部プレナム内の熱成層化現象を含めた液面近傍に接するナトリウム温度変化を把握するものである。

非原子炉トリップ事象時は、一次主冷却系流量が大きく、炉上部プレナム内のミキシングが促進されており、ナトリウムの温度変化が原子炉トリップ事象と比較し緩やかであるため、原子炉容器出口ナトリウム温度を液面近傍ナトリウム温度とした。

応力はGreen関数法によって求め、プラント起動時の液位制御を考慮した下記3ケースのGreen関数を準備した。

- ・液位がレベルAにある時
- ・液位がレベルBにある時
- ・液位をレベルBからレベルAに切替える時

## (2) 出口ノズル

出口ノズルでは、ナトリウム流量の変化幅が大きいため、ナトリウムとノズル間の熱伝達率の変化が大きくなる。したがって、ナトリウム温度と流量から熱伝達率を算出し、熱伝達率の異なるGreen関数を組合せて用いることにより、熱伝達率の非線形性を考慮した熱応力計算を行うこととした。出口ノズルの評価を行う計測データとしては、原子炉容器出口ナトリウム温度及び一次主冷却系流量である。

## 4.3 中間熱交換器 (IHX)

### (1) 上部管板吊胴部

#### 1) ナトリウム温度推定

上部管板吊胴部の評価を行うための計測データとしては、一次側を原子炉容器出口ナトリウム温度、一次主冷却系流量、二次側をIHX出口ナトリウム温度、二次主冷却系流量を用いている。

上部管板吊胴部に発生する熱応力は一次側と二次側のナトリウム温度差に依存するため、一次主冷

却系と二次主冷却系の温度計設置位置から上部管板吊胴部までのナトリウムが流れる時間 ( $\Delta t_1 + \Delta t_2$ ) を(3), (4)式により計算し、計測温度を時間補正して上部管板吊胴部近傍の一次系側及び二次系側のナトリウム温度とした。

$$\Delta t_1 = L / (Q / A) \quad \dots\dots(3)$$

$\Delta t_1$  : 温度計からIHXノズルまでの時間

L : 温度計からノズルまでの配管長さ

Q : ナトリウム流量

A : 配管断面積

$$\Delta t_2 = V / Q \quad \dots\dots(4)$$

$\Delta t_2$  : IHX内のプレナム部でのミキシングに要する時間

V : プレナム容積

### 2) 応力計算法

上部管板吊胴部では、手動トリップ等の温度変化時に管板と吊胴部の熱容量が異なるために熱応力が発生する。パラメータには上部管板に面した一次側と二次側のナトリウムの温度落差、温度差及び温度変化率があり、これらパラメータと設計評価時のFEM解析による結果の関係を図11に示す。上部管板吊胴部近傍の一次側と二次側のナトリウム温度差及び二次側のナトリウム温度落差と応力との間には定格運転、手動トリップ、1次主冷却系循環ポンプ軸固着の各事象で、それぞれ比例関係がある。したがって、これらの比例関係を一次式で近似した推定線を引き、この推定線で作成したデータベースを用いて応力を計算することとした。

なお、計算した応力に適切な保守性を持たせるため、FEM解析による応力を包絡するように推定線を引いている。

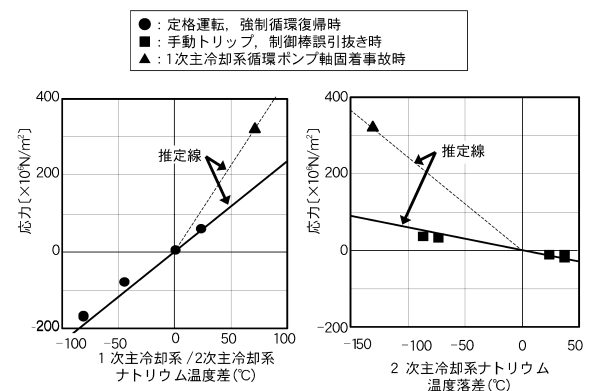


図11 上部管板吊胴部の応力推定線

## (2) サポート胴

サポート胴は、内面が一次系の高温ナトリウムに接液し、外面が窒素雰囲気であり、両者の温度差によってIHX胴側に最大応力が発生する。サポート胴においても原子炉容器出口ナトリウム温度とFEM解析による応力の間には、上部管板吊胴部と同様の処理を行うと直線関係が成立することから、推定線に基づくデータベースを準備する方法によった。

## 4.4 一次主冷却系配管

一次主冷却系配管ホットレグエルボ及びコールドレグサポート部は、前述の(2)式により応力強さの履歴を算出している。ここで第一項は、内圧が低く寄与が少ないため設計時の定常運転条件を与え、一定値としている。第二項と第四項のうち、自重により発生するモーメント及び軸力の寄与も小さいため、設計時の定常運転の結果を用いることとした。熱膨張により発生するモーメント及び軸力は、ナトリウムの温度変化に依存する。したがって、設計時の想定温度  $T_d$  と実際の運転で経験した温度  $T$  を用いて、設計時のモーメント及び軸力を補正することによって、下記(5)式によって熱膨張分を算出した。

$$[M_t \text{ 又は } F_t] = [M_d \text{ 又は } F_d] \times \frac{(T-20)}{(T_d-20)} \times \frac{E_c}{E_h} \quad \dots\dots(5)$$

$M_t$  又は  $F_t$  :  $T^\circ\text{C}$  のときの熱膨張によるモーメント又は軸力

$M_d$  又は  $F_d$  : 設計時の熱膨張によるモーメント又は軸力

$T$  : 評価場所の配管温度

20 : 室温

$T_d$  : 設計時の評価場所の配管温度

$E_c$  :  $20^\circ\text{C}$  のヤング率

$E_h$  :  $T^\circ\text{C}$  のヤング率

(2)式において第三項は、手動トリップ等の温度変化時に配管内外面の温度差によって発生する。そこで、一次主冷却系配管の内部を流れるナトリウムの温度落差（ホットレグエルボでは原子炉容器出口ナトリウム温度、コールドレグサポート部では原子炉容器入口ナトリウム温度）とその温度変化率をパラメータとして評価断面温度差の最大値  $\Delta T_t$  を算出する簡易テーブルを準備した。

## 4.5 二次主冷却系配管

### (1) ミキシングティ

ミキシングティで応力が相対的に大きいのは、空気冷却器側ノズルのYピース部である。ミキシングティには、蒸発器及び空気冷却器それぞれからナトリウムが流入するため、応力評価においてはそれぞれの接液境界の温度変化に対してGreen関数を適用し、両方を重ね合わせてミキシングティの応力を計算する方法としたそれぞれの接液境界について、原子炉容器出口ノズルの場合と同様に、熱伝達率の非線形性を考慮した評価としている。

### (2) コールドレグエルボ

コールドレグエルボは熱膨張応力が支配的であるため、(2)式を用いて、一次主冷却系配管と同様の方法によって応力強さの履歴を算出している。

なお、4.2～4.5に記載した評価方法は、各評価部位についてFEM解析結果と比較し、その妥当性を確認している。

## 5. クリープ疲労損傷評価方法

「構造等の技術基準」においては、クリープ疲労損傷は、疲労損傷  $D_f$  とクリープ損傷  $D_c$  を合計した値を制限値  $D$  により評価しており、SOREにおいてもクリープ疲労損傷の評価方法の考え方は、基本的にはこれと同様である。SOREでは、設計時と異なり評価場所が経験してきた過渡の回数及び順序が分かっているため、以下に示す評価方法とした。

### (1) 疲労損傷 $D_f$ の評価方法

設計評価時にはプラントの起動、通常停止、異常事象等の設計想定回数に対して、損傷の評価結果が厳しくなるような全ひずみ範囲の時点の組合せを設定し疲労損傷の評価を実施しており、荷重の組合せにレンジペア法<sup>4)</sup>の考え方を用いている。

一方、評価場所が経験してきた過渡の回数や順序が既知の場合は、荷重サイクルを想定するのではなく、現実に経験した荷重サイクルを用いることにより、適切な疲労損傷をレインフロー法<sup>5)</sup>によって計算することができる。レンジペア法とレインフロー法によるサイクル組合せと回数の考え方の違いを図12に示す。

SOREでは、各評価場所の応力成分と温度の履歴から極値となる時点を選び、それを時刻歴デー



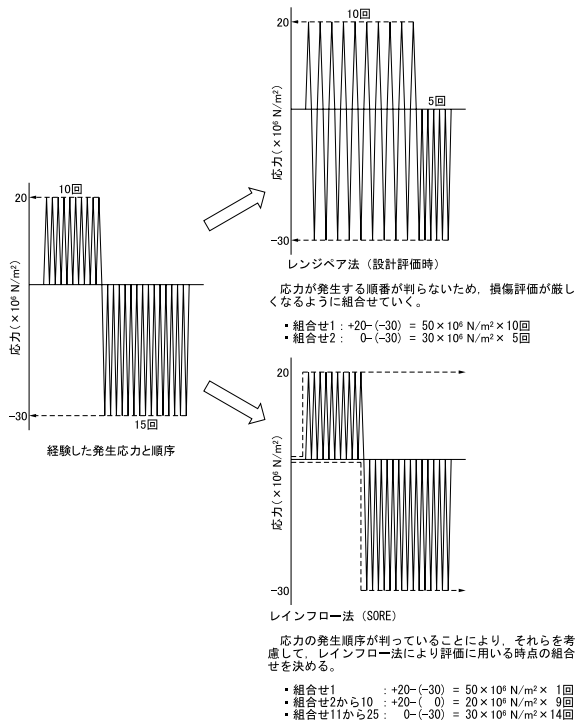


図12 レンジペア法とレンジフロー法による組合せと回数の考え方の違い

タとして応力成分、金属温度、極値間の最高金属温度等を保存しておき、それらのデータからレンジフロー法で応力強さ範囲  $S_n$  を算出し、ひずみ範囲  $\epsilon_i$  及び累積疲労損傷  $D_f$  を計算している。なお、使用した疲労曲線は、設計疲労曲線とした。

## (2) クリープ損傷 $D_c$ の評価方法

設計評価時は、疲労損傷評価と同様に各事象の発生順序と各発生応力に対する高温での保持時間が想定できないため、「構造等の技術基準」に則り損傷が大きくなるようにひずみ範囲や応力緩和レベル等を設定し、クリープ損傷を評価している。SOREにおいては、経験してきた運転履歴が既知である。また、クリープ損傷は、過渡により発生した応力が高温に保持されて応力緩和する過程で発生するため、図13に示すように評価場所の温度  $425^\circ\text{C}$  をしきい値として「過渡+高温保持」で一つのサイクルを定めることとした。クリープ損傷は当該サイクルの高温保持時間について計算される。1サイクル中の応力緩和は、1サイクル中の応力変動も含めた最大応力を初期値とした応力緩和曲線で代表させ、それぞれの評価場所に応じた弾性追従の程度を想定した。ただし、前サイクル

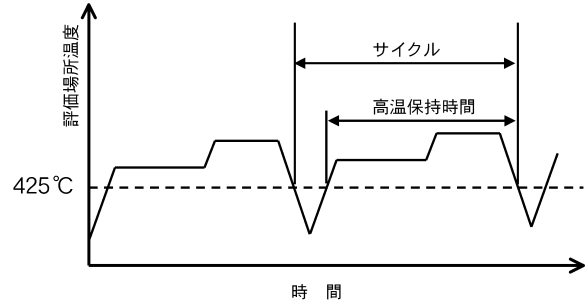


図13 クリープ損傷評価のサイクルと高温保持時間

の応力緩和終了時の応力レベルが当該サイクルの最大応力より大きいときは、前サイクルの応力緩和終了時の応力を緩和開始応力として採用することとした。

なお、「構造等の技術基準」と同じく、クリープ損傷の計算に設計用クリープ破断曲線に対する高温使用時間の積分値を用い、計算された値の2倍をクリープ損傷としている。

## 6. システム機能と運用方法

プロトタイプとして開発したSOREの機器構成、評価タイミング、表示できる評価結果、その他機能を以下に示す。

### (1) 機器構成 (図14参照)

機器構成は、機能拡張やシステムトラブル対応を容易にするよう、下記のように機能及びハードを分散させたシステムとした。

- ・プラントデータ収集用EWS (既存システム: 評価用プラント運転データの収集・蓄積・保存)
- ・「もんじゅ」構造健全性診断用PC (新規: クリープ疲労損傷の評価及び結果の保存)

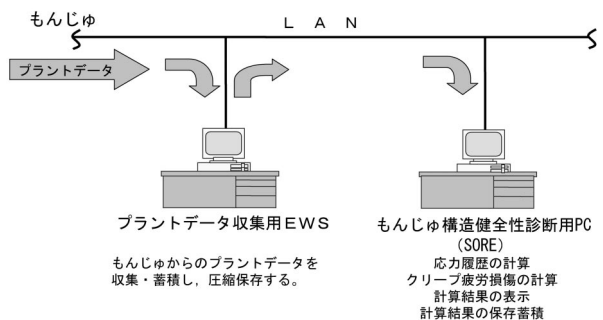


図14 構造健全性診断システム機器構成図

## (2) 評価タイミング

- ・ 1日1回、自動解析処理を行う(1:00am)。
- ・ 速報処理として、操作時刻の解析を行い、約30分で結果を表示する。
- ・ システム起動時に自動解析を行い、約30分で結果を表示する。

## (3) 評価結果の表示

以下の評価データを表示する。

- ・ 応力成分、応力強さ
- ・ 累積疲労損傷：Df
- ・ 累積クリープ損傷：Dc
- ・ 累積クリープ疲労損傷：Df + Dc
- ・ 累積クリープ疲労損傷制限値：D
- ・ 裕度：制限値Dに対する裕度
- ・ Df vs. Dc図
- ・ Df, Dcの詳細内容(部位の金属温度、応力強さ範囲、ひずみ範囲、用いた設計疲労線図、許容繰返し回数、当該サイクルの緩和開始応力)

## (4) その他機能

- ・ 主要な系統の現在のプラントデータ(温度、流量)を表示する。
- ・ 評価場所に対応した設計仕様書、構造図、強度設計計算書を表示する。

以上の(1)～(4)に示したシステム機能を有することで、SOREでは下記運用が可能である。

- ① 実プラントデータによる現在のクリープ疲労損傷の評価(自動解析又は、速報処理)。
- ② 計画運転によるクリープ疲労損傷の予測(手作業)。
- ③ 診断者のための詳細情報の表示。

①は日常的な運用であり、運転部門、保守部門に対して現在の各評価場所のクリープ疲労損傷情報を提供する。それら情報が1画面で分かる画面構成である。

②の運用方法は、SOREの計算プログラムの一部を利用するものであり、計画運転データ(流量・温度)を作成し、計画運転から予測されるクリープ疲労損傷の増加を計算する運用方法である。

③の運用方法は、診断者が評価結果に対する詳細情報(各評価場所の金属温度、各応力成分、応

力強さのトレンドや、各ひずみサイクルの応力強さ範囲等)を必要とする際に表示するものである。

## 7. おわりに

「もんじゅ」の代表的な部位について、実際のプラント運転データから熱応力による「クリープ疲労損傷」を計算し、表示するプロトタイプシステム(SORE)を構築し、速報性とクリープ疲労損傷の分析容易性を有することを確認した引き続き今後も、下記の観点からシステムの見直しを行い、「もんじゅ」のより安全かつ安定した運転をサポートしていくための道具として整備していきたい。

- ・ 評価項目の追加(他の破損様式による構造健全性診断機能の追加)
- ・ 評価場所の追加
- ・ 実力ベースの評価方法の追加

## 謝 辞

本システムの開発に当たっては、(株)東芝 平山浩氏、高倉健一氏、神保雅一氏、吉田恵氏、丸山富美氏、三菱重工業(株) 佐郷ひろみ氏、町田秀夫氏[現(株)テブコシステムズ]、和田宏氏[現西菱エンジニアリング(株)]、加口仁氏、(株)日立製作所 芋生和道氏、林正明氏の協力を頂いた。関係各位に紙面を借りて感謝申し上げます。

## 参考文献

- 1) 中村均：“米国における疲労及びクリープ疲労モニタリング技術の現状”，日本溶接協会 原子力発電設備における健全性モニタリング技術の現状と将来に関する国内シンポジウム 資料集，p.21 (2000)。
- 2) 青木孝行：“敦賀1号における疲労モニタリングシステム”，日本溶接協会 原子力発電設備における健全性モニタリング技術の現状と将来に関する国内シンポジウム 資料集，p.49 (2000)。
- 3) “ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設に関する構造等の技術基準”，科学技術庁・原子力安全局 (1984)。
- 4) 大友暁，木原重光，他：“プラント機器の損傷評価と余寿命予測技術・例”，応用技術出版，p.154 (1987)。
- 5) 同上，p.155。