



実用化高速炉構造設計基準のための研究開発

笠原 直人 安藤 昌教 森下 正樹
柴本 宏* 田中 良彦* 井上 和彦*

大洗工学センター 要素技術開発部
*日本原子力発電株式会社

Research and Development Issues for Fast Reactor Structural Design Standard (FDS)

Naoto KASAHARA Masanori ANDO Masaki MORISHITA
Hiroshi SHIBAMOTO* Yoshihiko TANAKA* Kazuhiko INOUE*

Advanced Technology Division, O-arai Engineering Center
* Japan Atomic Power Company

高速炉の実用化には、安全性と経済性に優れたプラントシステムの開発が不可欠である。そのため、核燃料サイクル開発機構と日本原子力発電株式会社は、共同でこのような要件を満たすプラント像の創出に向け、「FBRサイクル実用化戦略調査研究」を実施している。そのなかで、高温、低圧、薄肉構造等高速炉の特性を考慮した合理的な構造設計技術の確証及びそれらを踏まえた構造設計基準体系の確立が、経済性を向上させるうえでの重要課題の一つとして抽出されている。

これを受けて、実用化高速炉のプラント機器の特徴を活かし、合理的な設計を可能とする「実用化高速炉構造設計基準(略称 FDS = Fast Reactor Structural Design Standard)策定のための研究開発を実施している。主要開発課題は、機器の使用条件に応じて合理的健全性評価を行うための「破損クライテリアの高度化」、高温機器の非弾性変形を精度良く評価するための「非弾性設計解析に関する指針」、及び高温低圧条件での支配荷重を設定するための「熱荷重設定に関する指針」の整備である。

For realization of safe and economical fast reactor (FR) plants, Japan Nuclear Cycle Development Institute(JNC) and Japan Atomic Power Company(JAPC) are cooperating on " Feasibility Study on Commercialized FR Cycle Systems". To certify the design concepts and validate their structural integrity, the research and development of " Fast Reactor Structural Design Standard (FDS)" is recognized as an essential theme. FDS considers general characteristics of FRs and design needs for their rationalization. Three main subjects were settled in research and development issues of FDS. One is " rationalization of failure criteria " taking characteristic design conditions into account. Next is development of " a guideline on inelastic analysis for design " in order to predict elastic plastic and creep behaviors of high temperature components. Furthermore, efforts are being made toward preparing " a guideline on thermal loads modeling " for FR component design where thermal loads are dominant.



笠原 直人

構造信頼性研究グループ
グループリーダー
高温構造設計法の開発に従事
工学博士



安藤 昌教

構造信頼性研究グループ所属
研究員
非弾性解析法及び熱疲労に
関する研究に従事



森下 正樹

要素技術開発部次長
構造健全性評価法及び耐震
技術の開発に従事
工学博士



柴本 宏

研究開発室所属
研究主幹
高温強度評価法の開発等に従事
工学博士



田中 良彦

研究開発室所属
研究主務
非弾性解析とその設計適用
法の研究に従事
プロフェッショナルエンジ
ニア (PE)



井上 和彦

研究開発室所属
次長
設計手法高度化、3次元免震
技術の開発、研究開発計画
策定に従事
第一種放射線取扱主任者
計量士、計装士

キーワード

高速炉，実用化戦略調査研究，構造設計基準，破損クライテリア，非弾性解析，熱荷重，ラチェット変形，クリーブ疲労，構成式，系統熱過渡，サーマルストライピング

Fast Reactor, Feasibility Study, Structural Design Standard, Failure Criteria, Inelastic Analysis, Thermal Load, Ratchet Deformation, Creep-Fatigue, Constitutive Equation, Thermal Transient, Thermal Stripping

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構（サイクル機構）と日本原子力発電株式会社（原電）は，協力協定を締結して国内の一元的な体制で高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化に向けた研究「FBRサイクル実用化戦略調査研究（以下，実用化戦略調査研究という）」を実施している¹⁾。このうち，炉システムの開発においては，安全性と経済性に優れたプラント概念を実現するため，コンパクトで簡素な原子炉構造，配管短縮及び中間熱交換器・ポンプ合体機器などの新しい構造の検討を進めており，こうした設計の抜本的な合理化には構造設計基準の高度化が必要とされている。そこで，サイクル機構と原電は，前者が実施している構造・材料技術開発，後者が経済産業省から受託して実施している発電用新型炉技術確証試験の成果を活用して，2000年度から実用化高速炉構造設計基準のための研究開発を行っている。本報告では，共同研究の目的と概要について述べる。

高速炉の構造設計基準として最初に確立されたのは，米国ASMEが軽水炉用の応力基準体系を高温機器に適用できるように拡張して整備したB & PVコードSec. CC 1592²⁾である。その後登場した我が国の「高速増殖原型炉第1種機器の高温構造設計方針（動燃事業団）」³⁾（以下BDSという）、「高速増殖実証炉高温構造設計方針（日本原子力発電）」⁴⁾（以下DDSという）及びフランスのRCC-MR⁵⁾コードは，いずれも米国の体系に独自の材料データ及び解析手法を付加することによって発展してきたものである。

これに対し，「実用化高速炉構造設計基準（以下FDS = Fast Reactor Structural Design Standardという）」⁶⁾では，免震の採用によって熱応力が支配荷重となる見通しである実用化高速炉（以下，実用化炉という）の特徴を考慮して耐熱設計の考え方⁶⁾を大幅に取り入れる方針とした。延性材料に対して急速破壊が想定されない熱荷重に対しては，非弾性変形を許容することが可能であり，FDSでは非弾性設計解析に関する指針を整備する。さらに，

熱荷重に関する現状の予測精度は低い，熱流動も視野に入れた評価によって精度向上を図れる目処がつつあることから，熱荷重設定に関する指針を新たに設けることとした。

なお，関連研究として，構造設計に留まっていた従来の基準範囲について，事象想定，材料仕様，設計解析，製作，検査，運転までに広げ，各段階の裕度が適正に配分された設計を実現する，システム化規格の検討を実施している。また，耐熱応力を重視した材料研究として，高熱伝導かつ低熱膨張で高温強度に優れる12Cr系鋼の開発を実施している。

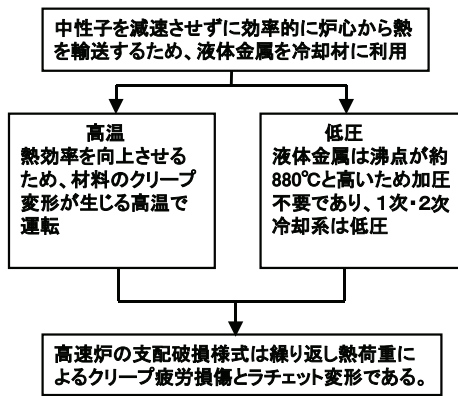
2. 開発課題の設定

2.1 実用化高速炉の構造設計上の特徴と課題

冷却材に液体金属を利用する高速炉の構造設計条件の特徴は，高温で低圧となることである。高温条件では構造物中の温度差に起因する熱応力が大きくなるうえ，材料の降伏応力低下に伴う弾塑性変形とクリープ変形が生じやすくなる。また，低圧条件では延性破断やクリープ破損の可能性は低くなる。その結果，高速炉機器では繰り返し熱応力によるラチェット変形とクリープ疲労損傷が支配破損様式となる（図1）。

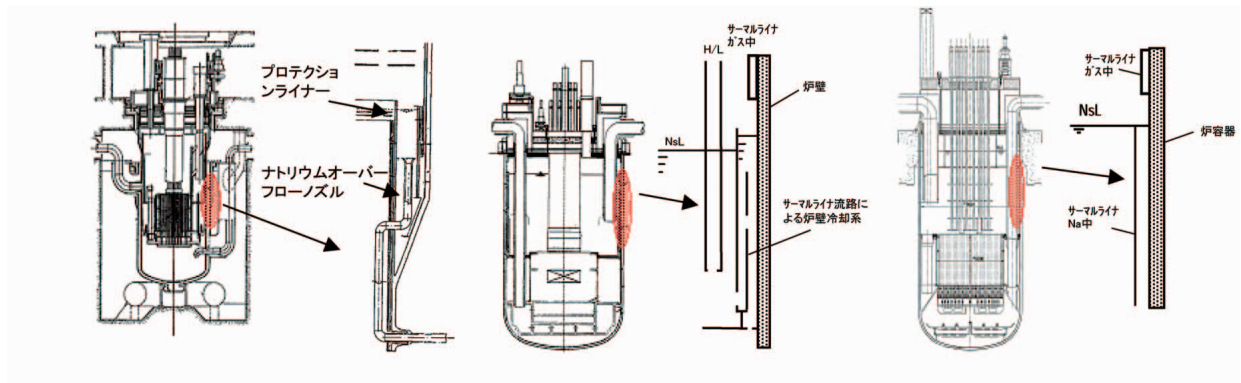
実用化戦略調査研究において有望とされているナトリウム冷却実用化炉の設計研究では，信頼性と経済性の向上のため，「もんじゅ」実証炉からさらに進んだプラント設計として，図2に示すようにコンパクトで簡素な原子炉構造の採用を検討している。そのための方策として，炉容器壁に付加する保護構造（炉壁冷却システム等）を削除することから，当該部位の熱応力が増加する。また，小型薄肉の容器では炉容器壁に重畳する炉心重量支持のための1次応力が「もんじゅ」や実証炉に比べ相対的に大きくなる。

冷却系に関しては図3のように，短縮した主管，循環ポンプと中間熱交換器を合体した機器の採用，及びループ数の削減が検討されている。そのために，出力に対する冷却材の熱容量が減少し，



	軽水炉	高速炉 (ナトリウム冷却炉)
炉出口温度	約300	約550
出入口温度差	約30	約150
運転圧力	PWR約15MPa BWR約7MPa	常圧(ポンプ突出圧約1MPa)
原子炉容器胴部板厚	PWR約220mm, R/t 10 BWR約160mm, R/t 20	約50mm, R/t 100

図1 高速炉の構造設計条件の特徴



	もんじゅ	実証炉	ナトリウム冷却実用化炉
温度 / 材料	529 / SUS304	550 / 316FR	550 / 316FR
炉壁保護	Y型構造 2液位制御	炉壁冷却構造 液位制御無	単純高温容器 液位制御無
発生応力	Pm = 20MPa, Sn = 270MPa	Pm = 20MPa, Sn = 390MPa (低温)	Pm = 30MPa, Sn = 370MPa

図2 原子炉構造設計の変遷

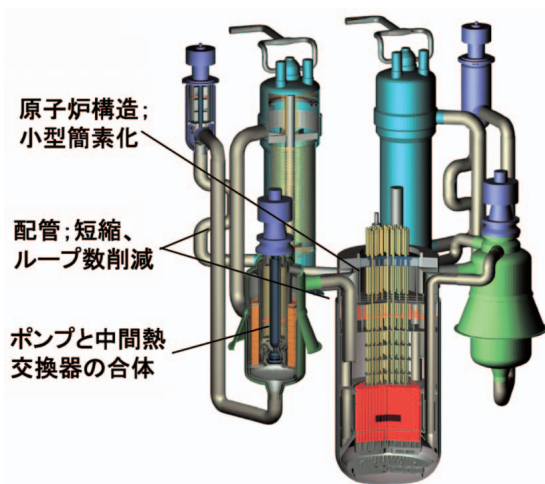


図3 ナトリウム冷却実用化炉の冷却系機器の特徴

流速が上昇することから、系統熱過渡荷重が厳しくなる(図4)とともに、流力振動やサーマルストライピングによる高サイクル疲労を想定する必要性が相対的に高まる。

材料は、原子炉構造に対して316FR、冷却系機器と配管に12Cr系鋼の使用が考えられている。熱膨張率の小さい12Cr系鋼の採用が熱応力の緩和に寄与する一方、配管短縮と機器合体は、熱膨張変形の拘束によって熱応力を増加させる要因となっている。さらに、冷却系ループ数の削減と機器合体は、形状と荷重の非対称性を顕著にする方向である。なお、地震荷重については、別途免震技術による緩和の研究が行われていることから、残された主要荷重は熱応力となっている。

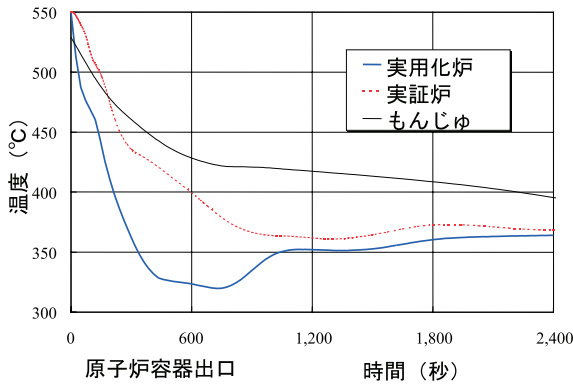


図4 手動トリップ時の原子炉容器出口温度変化の比較

2.2 設計ニーズに基づく課題の設定

実用化炉の設計ニーズに基づく構造設計基準上の課題を設定する。従来の基準の取り扱い範囲は、主として破損クライテリアと解析法の一部であった。これに対し、実用化炉では熱荷重の扱いが重要となることから、荷重設定法を加えて表1の観点から課題の整理を行う⁷⁾。

(1) 破損クライテリア

温度の上昇はクリープ効果を促進し、圧力（1次応力）の増加は応力を変位制御型から荷重制御型へ変化させることから、これらの設計条件によって重点的に防止すべき破損様式が異なってくる（図5）。従って、合理的設計を行うには、上記条件に着目した適切な設計区分を設ける必要がある。ここで図5に示す区分の中では高温・高圧が最も厳しいことから、従来の基準は本領域を保守的に大きく扱う傾向にある。このため、合理的設計に向けてこれを適正化する。

温度区分の目的は、強度に対するクリープの影響

判定である。現行基準はこれを運転中の最高温度のみで区分することから、高温運転時間が短い場合は過剰に保守的となる可能性がある。このため、実際のクリープ現象に關与する温度、時間、応力を考慮した精緻な区分によって、低温設計領域の拡大を図る。炉心支持構造等では系統熱過渡荷重が厳しいが、通常はクリープ温度以下で運転されるため、合理化の効果が期待される。

次に圧力の区分に関しては、低压領域から1次応力を増加させていった場合に問題となるのはラチェット変形であることから、その効果を適切に考慮した判定が必要である。これに対して従来は、変形については、強度との関係が必ずしも明らかでなかったことから、一律に保守的制限値を設けていた。実用化炉では、原子炉構造の一次応力増加により、炉容器壁に多軸ラチェット変形が生じ易くなったことから、その適切な制限方法を必要としている。

近年、軽水炉における研究で、ラチェット変形

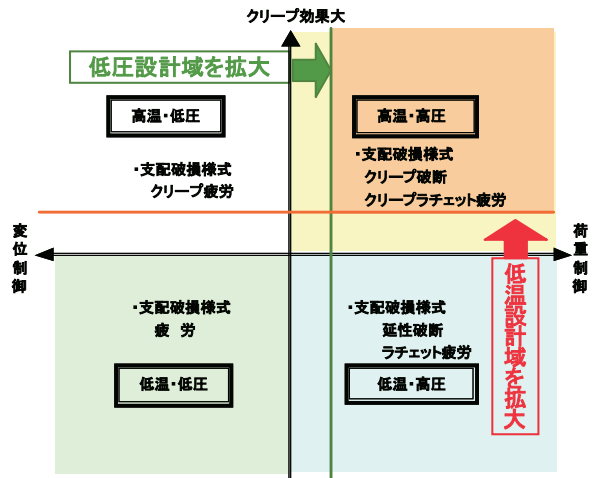


図5 設計区分と重点的に防止すべき破損様式

表1 実用化構造設計基準FDSの短期的開発課題の設定

	破損クライテリア	解析法	荷重設定法
設計ニーズ	低温設計域の拡大 低圧設計域の拡大 ラチェットひずみ許容限界の明確化	ラチェット変形の予測精度向上	合理的な熱荷重の設定 熱荷重の緩和
従来の基準・設計法	運転中の最高温度のみで高温設計域を設定 変形を一律に制限	弾性解析と設計係数を組合わせた保守的非弾性挙動評価法	基準外 慣例として熱流動解析と設計係数を組合わせた保守的な熱荷重設定
開発課題	高温設計域の合理的な設定法 ラチェットひずみ許容限界の設定（強度に及ぼす限界から変形を制限）	設計用非弾性解析法（推奨構成式と負荷履歴想定法、等）	合理的な熱荷重設定法（緩和設計に寄与する見通しの良い方法）

によって生じる累積ひずみが疲労寿命に及ぼす影響について明らかとなってきた。これを受けて、知見の不足している高速炉の条件での累積ひずみが強度に及ぼす限界（ラチェット疲労限界）の検討を開始した。その結果に基づき、低圧設計域の拡大を図る。

(2) 解析法

前節で述べたように荷重条件が厳しくなったことから、降伏点の低い316FR鋼製の原子炉構造において非弾性挙動の正確な把握が必要となった。従来の弾性解析と設計係数を組合わせた非弾性挙動予測法に比べ、精度の高い非弾性解析法に基づく設計が期待されている。こうしたニーズに応えるため、具体的手順について記述した非弾性設計解析指針を策定する。

(3) 荷重設定法

実用化炉では厳しい熱荷重が設計成立性に大きく影響することから、その設定法を設計基準で取り扱うこととする。熱荷重設定の難しさは、冷却材の熱流動変化とそれに対する構造材の温度と応力といった複数の物理現象の評価が必要であることである。これに対し、従来は通例として荷重の原因となる熱流動現象と構造を個別に評価する保守的な予測方法が用いられてきた。合理的な荷重設定を行い、さらに原因に遡った荷重緩和設計を

促すためには、熱流動評価と構造評価を統合した熱荷重設定法が必要と考えている。こうした認識の下、熱流動・構造一貫評価による合理的で見通しの良い熱荷重（系統熱過渡荷重，サーマルストライピング荷重）設定法を開発する。

上記設定課題に基づき「破損クライテリアの高度化」、「非弾性設計解析に関する指針」及び「熱荷重設定に関する指針」等の整備を進める。FDSについては、その暫定試案を実用化戦略調査研究フェーズ2終了時（2005年度）に提示することが期待されている。この段階での基準体系は、図6に示すように、従来のDDSに上記指針を加えたものとする予定である。ここで「非弾性設計解析に関する指針」と「熱荷重設定に関する指針」は、それ自体として一般性のあるものであり、クライテリアを中心とした従来基準と観点の異なるものであるため、独立性を有する指針とする。3次元解析法については一般化までは難しいことから、熱交換器の管束集合に使用される球形管板のように、具体的なニーズのある構造に対して個別に評価法を整備し、FDSの付録に加えることとする。

3. 破損クライテリアの高度化

3.1 高温設計域の合理的な設定法

従来のBDS³⁾やDDS⁴⁾では、第1種機器に対し使

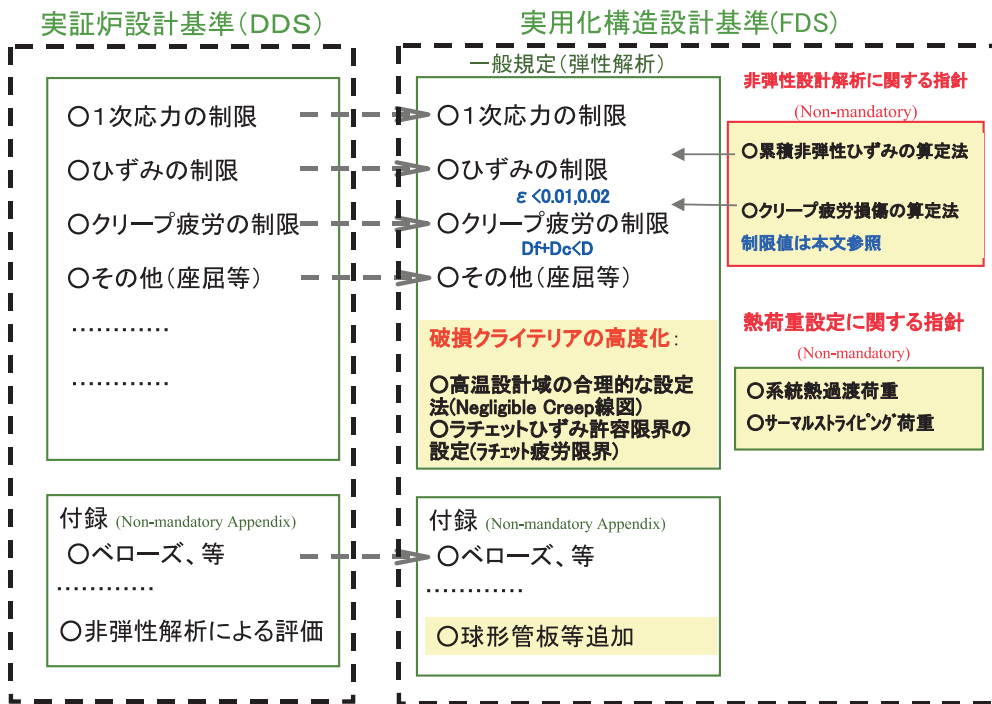


図6 実用化構造設計基準FDSの体系 (2005年度予定の暫定試案)

用時間にかかわらず運転中の最高温度と一律の制限値（316FR鋼等のオーステナイト系鋼で425℃，12Cr系鋼等のフェライト系鋼で375℃）の比較により，クリープ設計域の判定を行っている。そのため，高温使用時間の短い部位では，クリープの影響が過剰に評価される傾向にある。これに対し高速炉の低温側機器には，図7に示すように通常時は比較的低温域で使用され，高温保持時間の短い機器が含まれている。こうしたことから，高温設計域の合理的設定法を開発する。

フランスのRCC MR⁵⁾コードは，温度と時間を組み合わせることにより，我国のBDS³⁾やDDS⁴⁾より合理的に判定する方法を採用している。実際のクリープ強度は温度，時間及び応力に依存することから，RCC MRコードの考えをさらに発展させることができる。本研究では，クリープ設計域を温度・時間・応力(大きさ，1次応力or 2次応力)の組み合わせにより合理的に判定する方法を検討中である。この提案法により，実用化炉の原子炉構造材料である316FR鋼に対するクリープ設計域を判定した例を図8に示す。なお，応力は圧力のように時間変化しない1次応力と熱応力のように時間経過により緩和する2次応力に分類されるが，後者のケースを示す。図によると，例えば550℃，応力1.5Sm (Sm：設計応力強さ)の場合は1,650時間以内，500℃，2Smの場合は約1万時間以内であればクリープが強度に有意な影響を及ぼさない設計域と判定される。

3.2 ラチェットひずみ許容限界の設定

FDSでは，一定程度のラチェットひずみを許容することで，熱応力に対して合理的な許容値を与えようとしている。これに対し，軽水炉を中心とした近年の研究では，1～2%程度のラチェットひずみであっても，疲労寿命あるいはクリープ疲労寿命に影響を与える可能性が示唆されている。このため，高速炉の運転条件において，ラチェットのクリープ疲労寿命に及ぼす影響を把握しておくことが必要となった。そこで，クリープ疲労強度に対するラチェットの影響についての検討に着手し，その第1段階としてラチェット疲労試験を開始した。

図9に試験概念を示す。横軸はひずみの繰り返し

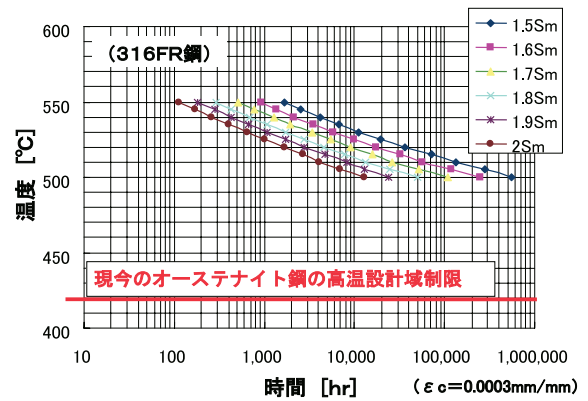
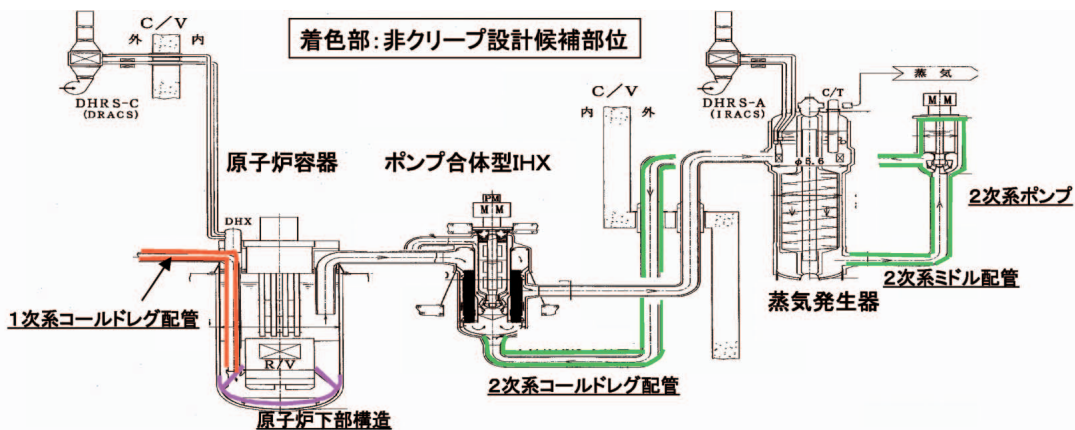


図8 温度・時間・応力の組み合わせによるクリープ設計領域の合理的設定



機 器	材 質	通常温度
原 子 炉 下 部 構 造	316FR鋼	395
1 次 系 コ ー ル ド レ グ 配 管	12Cr系鋼	395
2 次 系 ミ ド ル ・ コ ー ル ド レ グ 配 管 ， ポ ン プ		395

図7 通常は非クリープ域で運転される機器

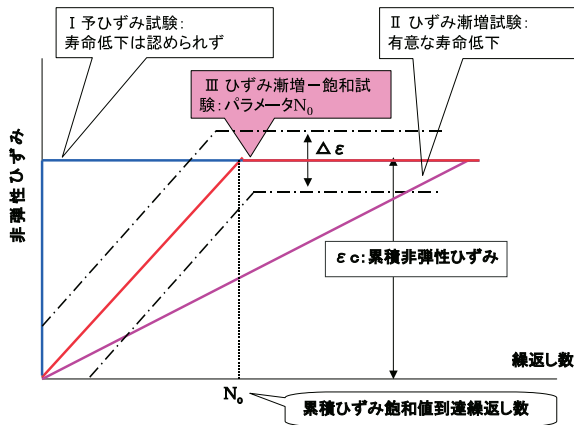


図9 ラチェット疲労試験条件

し数，縦軸は累積ひずみ量である。ラチェット疲労試験では，一定振幅の繰返しひずみとラチェットひずみ（累積ひずみ）を重畳させる。ここで，全寿命中のラチェットひずみの与え方により以下のような負荷パターンが考えられる。

() 初期に予ひずみとして与えるケースで，過去の知見から平均ひずみの存在による寿命低下は認められない。() 全寿命中ひずみを漸増させるケースで，近年の試験にて有意な寿命低下が観察されている。() 上記2つのパターンの中位にくるもので，ラチェットひずみは繰返し数 N_0 に達するまで漸増しその後飽和する。上記負荷パターン() のケースについて，飽和までの繰返し数 N_0 をパラメータとして予備試験の結果を得た。

現在までに得られた試験データ及び電力中央研究所取得データ⁸⁾を図10に示す。図の横軸は，ラチェットひずみが飽和するまでの繰返し数 N_0 と疲労試験の寿命 N_f の比である。縦軸はラチェット疲労試験寿命 N_f と疲労試験の寿命 N_0 の比である。縦軸において1より小さい値はラチェットによる疲労強度の低下を示す。試験は N_0 を変化させ，それによる強度の変化を調べた。その他の条件である，材料(316FR鋼)，温度(550)，ひずみ範囲(0.5%)，ひずみ速度(0.1%/s)及びラチェットひずみ(1.41%)は共通とした。

この結果から，全寿命に渡ってラチェットひずみを受けた場合は疲労寿命が低下する⁸⁾が，初期の予ひずみと同様に疲労寿命の1/10までの回数に受けた場合は寿命に変化の無い傾向が認められた。今後，ラチェットひずみに対して，寿命低下に及ぼすメカニズムやクリープ疲労への影響につ

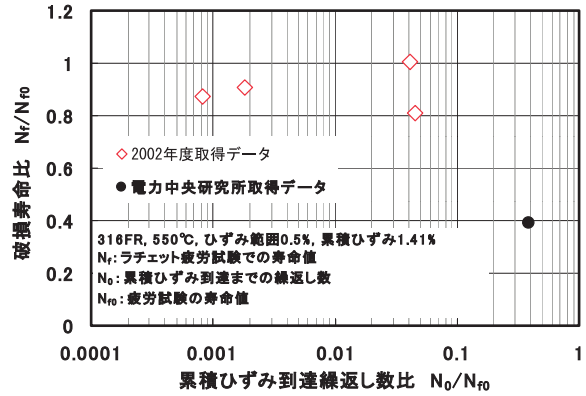


図10 ラチェット疲労試験の結果

いてデータを蓄積したうえで，許容方法を検討していく必要がある。

4. 非弾性設計解析に関する指針

4.1 検討方針

非弾性解析法の設計適用は1970年代より試みられている⁹⁾が，実際は進んでいない。その主な理由の一つは，材料の応力とひずみの関係記述のための構成式として決定的なものが存在しないことから，解がその選定に依存することである¹⁰⁾。これまでに，材料の非弾性挙動の正確な模擬のための詳細構成式が精力的に開発されてきたが，一般に高精度なものほど入力パラメータの数が多くなる。また，詳細構成式の有する材料に対する荷重履歴の影響を表現する機能は，それが分かっている試験結果等は正確に模擬できるが，プラント運転状態といった不確定な条件に対してはその長所を活かしきれない。

これに対し，古典的構成式は表2に示すように予測精度は低いですが，荷重履歴の結果に与える影響が比較的小さいことから，本研究では，設計用に古典的な構成式と詳細構成式を使い分ける方法を提案する。古典的構成式により「本質的に不確実性を含む設計段階の構造物の破損を，安全側に予測する方法」を短期課題とし，詳細構成式をベースとした「中心値予測とバラツキの考え方に基づく方法」を長期課題として検討する。なお，非弾性解析による設計を実現するためには，ほかにも表3に示す課題が存在し，これらを認識して指針化に取り組むこととした¹¹⁾。本報では，これまでの成果の中から構成式の選定について，解析評価事例とともに紹介する。

表2 構成式の分類と特徴

構成式	古典的構成式(等方硬化、移動硬化、移動硬化リセット、弾完全塑性モデル、等の2直線近似モデル)	詳細構成式(Chaboche、大野 王、電中研モデル等)
長所	・316FR、改良9Cr鋼については既存のデータベースにて、必要な材料特性データを用意できる。 ・設計手法として取り扱いが容易(解析条件が結果に与える影響が比較的小)	・材料の硬化挙動を高精度に予測でき、応力及びひずみの解析精度が高い ・妥当性の検証が進みつつある
短所	材料の硬化挙動を高精度に予測できず、応力及びひずみの予測精度が低い	・多様な材料特性データを必要とする ・設計手法として取り扱いが難しい(例:負荷履歴等の解析条件が結果に与える影響が比較的大)
検討方針	短期的課題(2005年度) 古典的構成式による保守的挙動予測	長期的課題 詳細構成式による中心挙動予測

表3 非弾性設計解析に関する指針の検討課題

適用範囲	・指針案を適用する部位の指定
構成式選定	・指針案で適用すべき構成式の選定
負荷履歴	・負荷履歴が解析結果に及ぼす影響の把握
設計評価法	・非弾性解析で用いる累積非弾性ひずみ評価法、クリープ疲労評価法の検討
解析評価事例	・指針案を使用する者の解析結果の品質を保証するための例題 ・一般則である条文による説明が難しい事項(負荷履歴等)の補足として事例を示す役割も担う

ひずみ評価のためには軟らかめの応力ひずみ式を適用すればよい。

2直線近似モデルでは記述できない繰返し硬化(または軟化)に関しては、その上下限をあらかじめ与えておくことにより、その影響を抱括できる。2直線近似モデルには等方硬化則と移動硬化則があり、一般的に、前者は加工硬化を、後者は累積ひずみ硬化を過大評価する。累積ひずみ硬化の過大評価(=降伏曲面の無制限な移動)に関してはリセットという手法によってある程度補正できる。

4.2 構成式選定

高速炉の機器構造に生じる支配的な破損様式である、累積非弾性ひずみ及び(クリープ)疲労について、合理的かつ保守的な評価結果が得られるような構成式を選定する。指針では、構成式を古典的構成式(2直線近似モデル)と詳細構成式に区分したうえで、各々1~2種類程度のモデルを指定する方針である。ここで、2直線近似モデルによって応力-ひずみ履歴を正確に求めることは難しいが、応力またはひずみの一方だけを保守的に評価することは可能である。図11に示すように、保守的な応力評価のためには硬め、保守的な

4.3 累積非弾性ひずみの試評価

実用化炉の原子炉容器液面近傍における累積非弾性ひずみについて、種々の構成式を用いた非弾性解析により評価する。原子炉容器の材料は316FRであり、液面近傍部の概要は図12に示すとおりである。当該部には、自重及び内圧による一定の一次応力に、起動時の熱過渡荷重による降伏点を越える2次応力が繰り返し加わる。

最大応力発生位置における軸方向の応力-ひずみの予測結果を図13に示す。図中で、Aは移動硬化則リセット-繰返し応力ひずみ式、Bは移

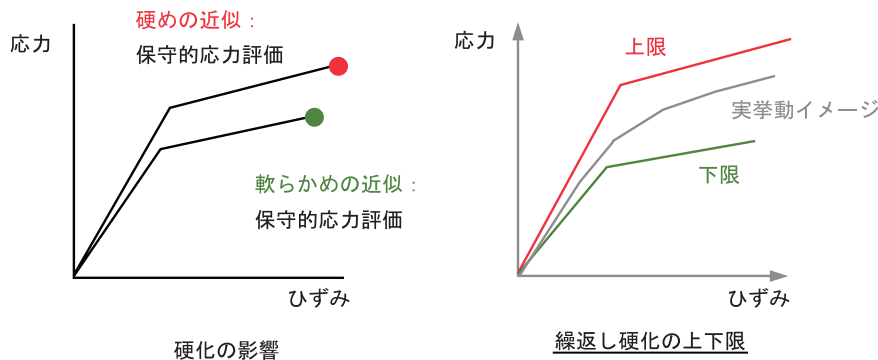


図11 2直線近似モデルによる応力またはひずみの保守的近似

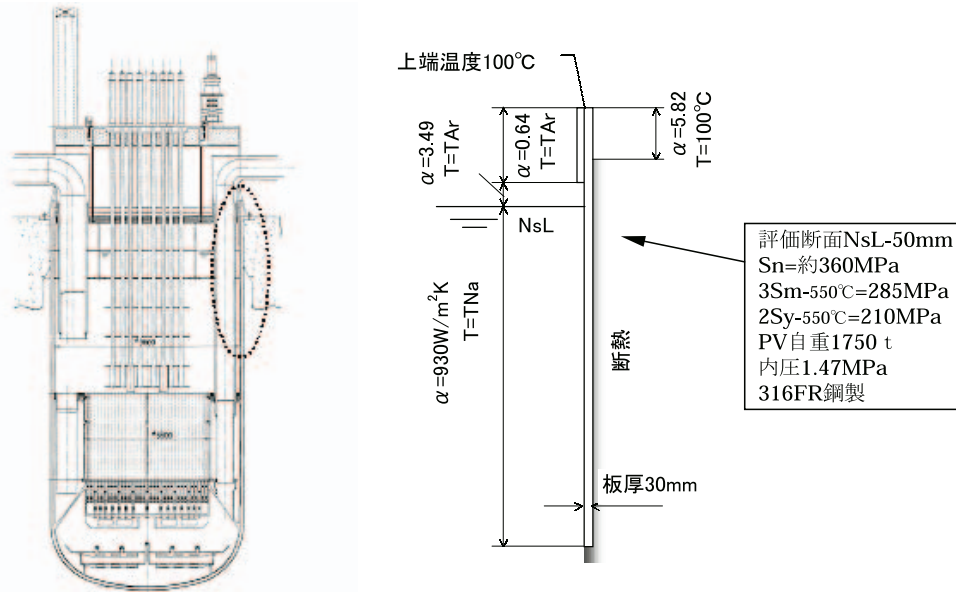


図12 原子炉容器液面近傍部の解析条件

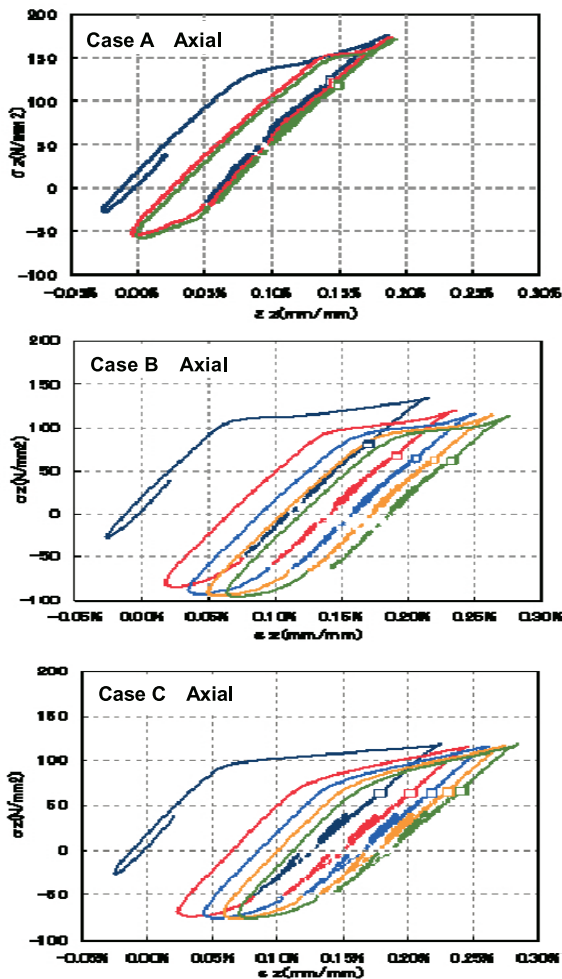


図13 累積非弾性ひずみの試評価結果

動硬化則 リセット - 単調応力ひずみ式, Cは材料の繰返し効果を詳細にモデル化した電中研モデル¹²⁾により予測した結果である。繰返しに伴う応力 - ひずみ線図の右側への移動量が, 累積非弾性ひずみの大きさを表している。

繰返し硬化特性を示す316FRでは, 硬化前の単調応力ひずみ式を利用したケースBが, 最も正解に近いと考えられるケースCより保守的(大きめ)な累積非弾性ひずみを予測している。これに対し, DDSで採用されている弾性解析と設計係数を組合せた手法を用いると, 一桁ほど大きなひずみの値が予測される。したがって, Bの移動硬化則 リセット - 単調応力ひずみ式を用いて, 従来法より合理的かつ実際に比べて保守的な評価結果を得られる見通しがある。その妥当性については, 今後構造物試験によって検証していく予定である。

5. 熱荷重設定に関する指針

5.1 系統熱過渡荷重

高速炉の運転状態に伴う冷却材温度変化によって生じる熱応力は, 系統熱過渡と呼ばれ, プラント機器にとって主要な荷重である。系統熱過渡荷重は, プラントの運用法と「システムパラメータ」の組合せによって決まる。個々の「システムパラメータ」は変動範囲を持っていることから, 系統熱過渡荷重の大きさもそれに応じて変化する。

したがって、プラント機器はこれらの中でも最も厳しい荷重に耐えるように設計する必要がある。従来の機器設計では、熱流動と構造とを個別に評価していた。すなわち、前者では「システムパラメータ」の変動に対する冷却材温度変化（以下、熱過渡条件という）の傾向を熱流動解析から把握し、これらの変動を包絡する保守的熱過渡条件を設定していた。具体的には、熱流動解析の結果を時間軸上のブレイクポイントで区分し、各領域の最急勾配で接続した多直線による温度変化図を作る。さらに各線分に温度変化幅の拡幅係数と温度変化速度の増倍係数を掛け、接続することによって最終的な熱過渡条件をつくる（多直線化法）。次に、この熱過渡条件を構造設計側に受け渡し、その条件の下で許容される形状を構造解析によって求める、という手順を踏んでいた（図14左のフロー）。

これに対して、本研究で提案するのは、図14右側のフローのような熱流動と構造の一貫評価により、「システムパラメータ」と発生熱応力の関係を直接把握する方法である¹³⁾。これにより「システムパラメータ」の変動を考慮しても、熱過渡条件の保守的設定という過程を経ずに、パラメータの組み合わせから客観的な熱過渡条件を決定することができる。

上記考えに基づき、本研究では、現実的なケース数の「システムパラメータ」とそれに対する

「応力解析結果」を入力条件として、変動パラメータの組み合わせの中から最大の熱応力を発生させる条件を設定する方法を指針化する。ここで、入力条件に関しては使用者側の責任としている。例えば、「システムパラメータ」の変動のほかにも、「熱流動解析」の誤差が無視できないと判断した場合は、その範囲も使用者が入力しなければならない。解析誤差は数値計算法やモデル化手法に依存するため、基本的に解析者が最も適切に判断できるからである。「システムパラメータ」と「熱流動解析」の変動範囲を入力した場合は、両者を含めた最も厳しい組み合わせによる熱過渡条件が設定される。

熱流動・構造一貫評価法を設計へ適用するうえでの課題は、膨大な解析ケースと計算時間の削減である。本研究では実験計画法と熱流動・構造統合解析コードの使用によりこの問題の解決を図った。実験計画法とは、条件割付の直交性を利用し、複数の因子が結果に与える影響を少ない試行回数で合理的に得る手法である。また、同時に要因効果分析の機能により因子が結果に与える影響度も定量評価できる^{例えば14)}。熱流動解析・構造統合解析コードは、種々のシステムパラメータの入力から冷却材温度変化と熱応力の応答計算を短時間で実行するものである¹⁵⁾。

実用化炉の中間熱交換器の上部管板（図15）を対象として本手法を適用し、系統熱過渡荷重評価

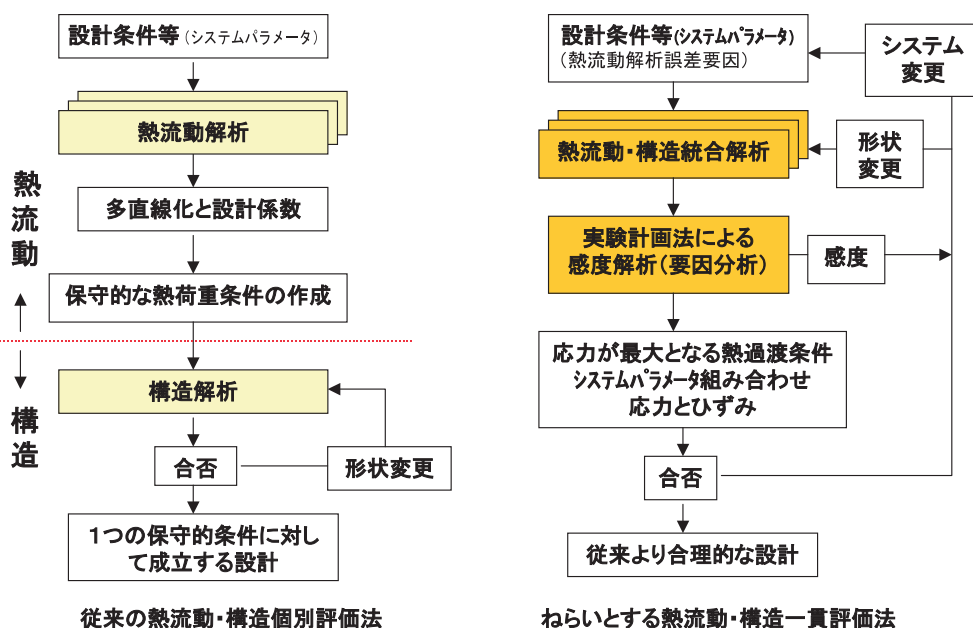


図14 熱流動・構造一貫評価による系統熱過渡荷重設定法

の合理化効果を確認した。上部管板は、中間熱交換器が1次系ポンプと合体型の新しい構造をしていることから円環状で、上部プレナム容積が小さいことから厳しい系統熱過渡荷重を受ける。なお、この管板は1・2次ナトリウム系の4つの熱的境界条件を有する最も複雑な設計部位の一つでもある。代表的熱過渡事象として原子炉手動トリップを選定すると、系統熱過渡に関与する複数の設計因子の影響度を定量評価するために必要な解析ケース（各因子の変動パラメータの全組み合わせ）は4,374通りとなる。これを、実験計画法を用いて18ケースに絞った。そのうえで対応する18ケースの熱過渡解析を実施し、各条件下での代表部位における熱応力を評価した。

実験計画法からは、設計因子の感度分析により、全組み合わせ（4,374ケース）に対する最大応力値が推定される。実験計画法による推定の妥当性を調べるため、最も厳しい設計因子を組合わせたケースでの熱応力を実際に追加解析した。代表部位における温度及び応力の時刻歴を、従来法である多直線化法により評価した結果と併せて図16及び図17に示す。本結果から、多直線化法と比べ、提案法により合理的な応力評価ができることを確認した。

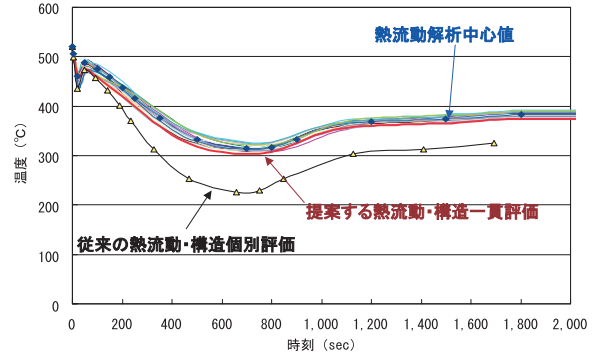


図16 中間熱交換器管板の熱過渡条件(2次側出口)

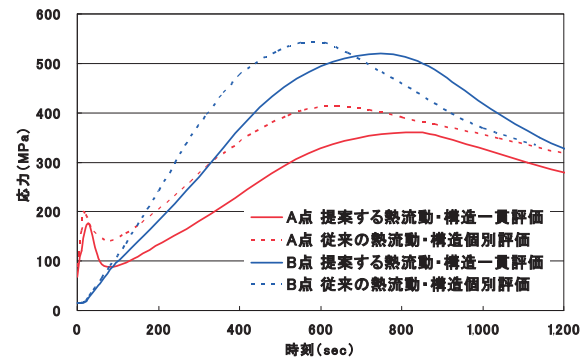


図17 中間熱交換器管板の熱過渡応力の評価結果

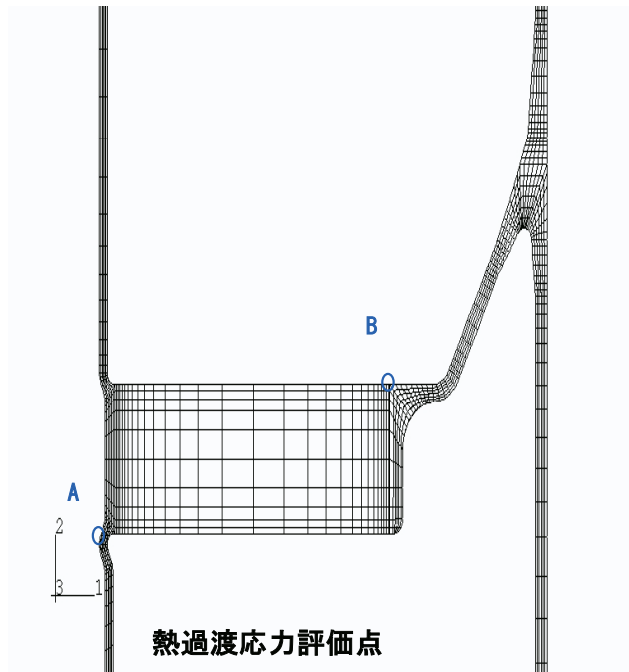
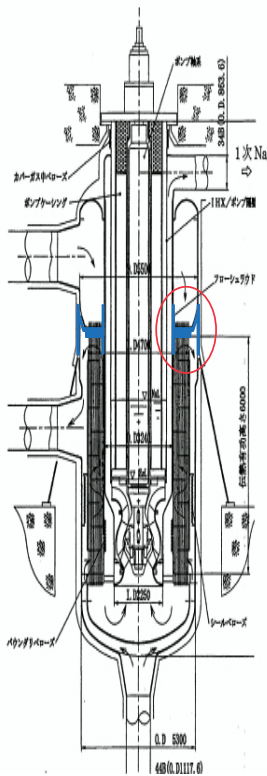


図15 中間熱交換器管板の系統熱過渡評価

5.2 サーマルストライピング荷重

原子力プラントの機器、配管において温度の異なる冷却材が合流する領域では、流体混合による不規則な温度ゆらぎが生じるため、繰り返し熱応力による構造材の高サイクル疲労破損に留意する必要がある。この現象は、サーマルストライピング(Thermal Striping)と称され、合理的な設計評価法の確立が望まれている。ここで、流体温度ゆらぎによって生じる熱応力は、流体温度振幅の他に、ゆらぎの周波数、熱伝達係数、及び構造の拘束条件によって変化する。そのため、応力の評価は必ずしも容易ではなく、従来は流体温度振幅に線膨張係数とヤング率を静的に掛け合わせて保守的に応力計算していた。

これに対し、図18に示すような流体温度ゆらぎが熱応力に変換されるまでのメカニズムに立脚した、周波数伝達関数に基づく合理的な熱応力評価手法を提案した¹⁶⁾。関数の入力は、流体温度変動 $T_f(t)$ を次式により無次元化して周波数領域で表したものである。

$$T_f^*(j\omega) = T_f(j\omega) / T_0 = \mathfrak{S}[T_f(t) / T_0] \quad (1)$$

ここで、 T_0 は代表温度である。図17において、熱応力の周波数伝達関数 $G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b)$ を用いると、流体温度ゆらぎに対する周波数領域の応力応答が以下のように求まる。ここで周波数伝達関数は、表面温度ゆらぎに変換する有効熱伝達関数 $H(Bi, j\omega)$ と表面温度ゆらぎ応力変動に変換する有

効熱応力関数 $S(x^*, j\omega, R_m, R_b)$ の積で表される、

$$\sigma^*(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) = G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) T_f^*(j\omega) \quad (2)$$

$$G(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) = H(Bi, j\omega) S(x^*, j\omega, R_m, R_b) \quad (3)$$

式(2)から得られた結果を次式のように逆フーリエ変換して有次元化すると、応力の時刻暦が求まる。

$$\begin{aligned} \sigma(x, h, t, R_m, R_b) &= \frac{E\alpha T_0}{1-\nu} \sigma^*(x, Bi, t^*, R_m, R_b) \\ &= \frac{E\alpha T_0}{1-\nu} \mathfrak{S}^{-1} \left[\sigma^*(x^*, Bi, j\omega, R_m, R_b) \right] \end{aligned} \quad (4)$$

ただし、 E : ヤング率、 α : 線膨張率、 ν : ポアソン比である。

周波数伝達関数を利用した応力評価法の合理性について確認するため、図19に示す熱流動試験によって得られたランダムな流体温度ゆらぎ計測データを入力として、以下の3ケースの比較を行った¹⁷⁾。

- (a) 従来法 : 線膨張係数とヤング率を静的に掛け合わせて算出した応力により疲労損傷係数を計算
- (b) 提案法 : 式(3)による応力評価結果に基づき疲労損傷係数を予測

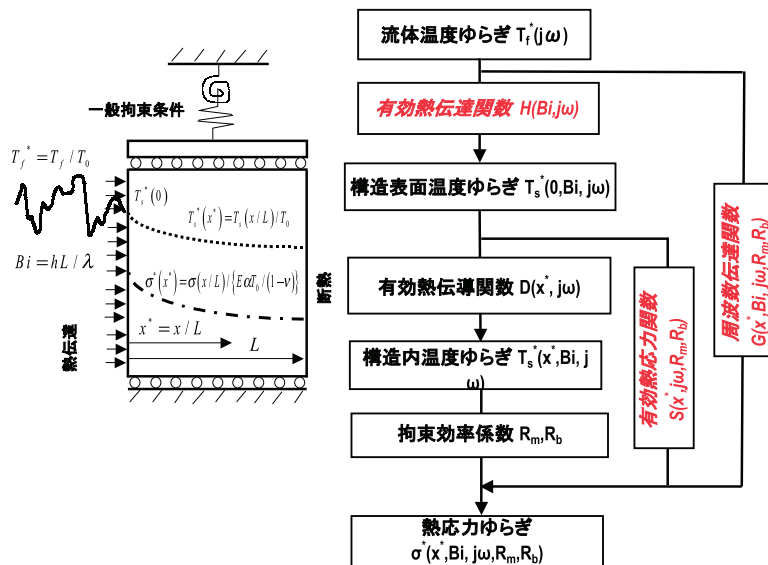


図18 熱応力の発生機構と伝達関数による記述

(c) FEM (参照解): リファレンス用としてFEM解析によって求めた応力から損傷係数を予測
上記の3通りの方法で計算した疲労損傷係数 D_f を表4に示す。

本結果から、提案法によって合理的かつ高精度の疲労損傷評価が可能となることが分かる。

6. 今後の計画

2005年度までの実用化戦略調査研究フェーズ2期間内に優先的に扱う課題に対して、具体的な解決策を提示した。今後は、提案法の適用性や精度を検証するための試験研究が中心となる。図20は原子炉構造液面近傍部を対象とした構造物試験の例である。本試験では、非弾性設計解析指針の検

証のためのひずみ計測と、ラチェット疲労限界確認のための強度データの取得を目的としている。

これまで述べてきた課題に加え、基準の開発を通してシーズとして拳がってきている、あるいは指摘されている破損防止に関する課題がある。これらについて、現段階では設計の制限となっていないことから、本報で述べた課題を優先することとするが、長期的課題として継続的に取り組む必要があると考えている。例えば、長時間クリープ疲労強度の予測精度の改善、詳細非弾性構成式の設計への適用、高サイクル疲労線図の整備、新技術の段階的追加によって複雑化した基準体系の改善、多次元熱流動解析に基づく熱荷重評価などの課題が挙げられる。

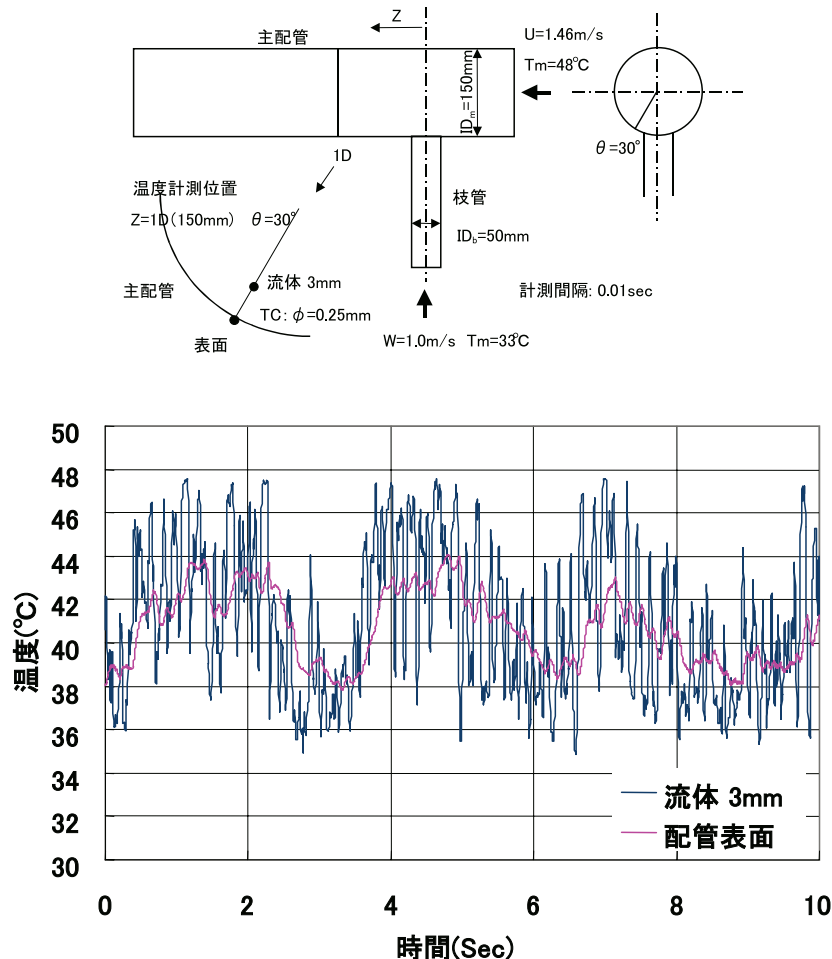


図19 サーマルストライピング熱流動試験体と試験結果

表4 疲労損傷評価結果の比較

(a) 従来法	(b) 提案法	(c) FEM (参照解)
$D_f = 3.75 \times 10^{-3}$	$D_f = 7.60 \times 10^{-6}$	$D_f = 7.37 \times 10^{-6}$

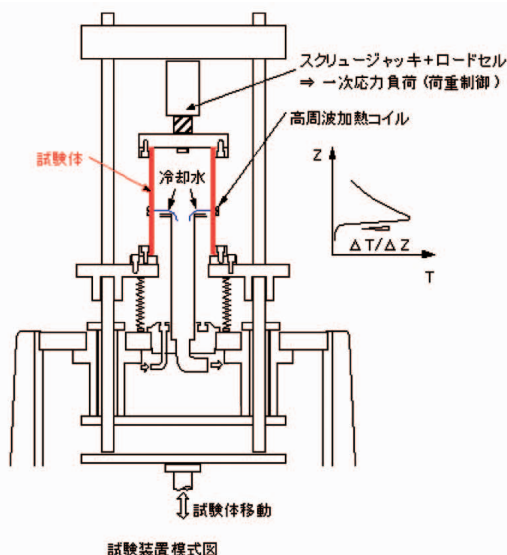


図 20 原子炉構造液面近傍部ひずみ計測及び破損限界試験

測定項目:

- 変形・ひずみ: ラチェットひずみ (非弾性解析の検証)
- き裂発生: クリープ疲労 (破損クライテリアの検証)

仕様

- ・最高温度 : 1,000°C
 - ・最大温度勾配 : 70°C/mm
 - ・ストローク範囲 : 200mm
 - ・ストローク速度 : 2mm/min ~ 20mm/min
 - ・1次応力 : max 7ton
- 1次応力は実証炉より高めの条件とする

7. おわりに

実用化高速炉の構造設計の特徴を整理し、実用化高速炉構造設計基準の策定に必要な研究課題を抽出した。こうした課題を解決するための具体策として(1)機器の使用条件に応じて合理的に破損を防止するための高度化クライテリア(2)非弾性変形を高精度で評価するための非弾性設計解析に関する指針、及び(3)熱荷重を合理的に評価するための熱荷重設定に関する指針の考え方を提示した。さらに、こうした提案による合理化効果を示すための設計適用例、及びこれまでに得られた検証例を紹介した。

謝 辞

本研究を遂行するに当たり、三菱重工業株式会社の大谷知未氏、富士電機株式会社の定廣大輔氏、川崎重工業株式会社の島川貴司氏、株式会社東芝の神保雅一氏、及び株式会社日立製作所の祐川正之氏には多大なご協力をいただきましたことに、深く御礼申し上げます。

なお、本研究は、経済産業省受託研究「発電用新型炉技術確証試験」の一部が成果として反映されています。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 野田 宏, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の取組み状況, 原学会誌, Vol.42, No.7 (2000)
- 2) ASME, "Background of the ASME Boiler and Pressure Vessel Code for design of elevated temperature

class1 components in Sec. ", New York ,(1974)

- 3) 永田他, "高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発", 動燃技報, No.65 pp39/71,(1988)
- 4) Kawasaki, N. et al., Recent Design Improvements of Elevated Temperature Structural Design Guide for DFBR in Japan, SMiRT15, Div.F, F04/4 ,(1999)
- 5) Afcen, "Design and Construction Rules for Mechanical Components of FBR Nuclear Island(RCC-MR)"; Paris ,(1985)
- 6) 笠原直人, 浅山泰, 森下正樹, 耐熱設計思想に基づく高温構造設計基準の検討, 圧力技術, 第39巻, 第5号, pp26/38 (2001)
- 7) 笠原直人, 森下正樹, 堂崎浩二, 田中良彦, 柴本宏, 実用高速炉構造設計基準の開発課題, 機械学会, 年次大会講演論文集(), pp433/434 (2002)
- 8) (財)電力中央研究所, 平成14年度 発電用新型炉技術確証試験(高温構造健全性評価技術確証試験)
- 9) Dhalla, A. K. et al., "Simplified Methods, in Recommended Practice in Elevated Temperature Design: A Compendium of Breeder Reactor Experiences, Vol.II Preliminary Design and Simplified Methods" ,WRC Bulletin 362, WRC, New York ,(1991)
- 10) 朝田泰英, 非弾性解析の有効性と限界, 機械学会, 材料力学部門講演会, 164 (1994)
- 11) 笠原直人, 島川貴司, 安藤昌教, 非弾性解析による設計アプローチ, 機械学会, 計算力学講演会論文集, 117, pp33/34 (2001)
- 12) Y.Takahashi, N.Ohno, G.Yagawa, "Improvement of Structural Integrity Assessment Guideline for Fast Reactor Components Part I: Evaluation of Defect-free Structures"; Central Research Institute of Electric Power Industry, Nagoya University, University of Tokyo, SMiRT16, No.F1426,(2001).
- 13) 笠原直人, 神保雅一, 細貝広視, 熱流動 - 構造統合解析による高速炉プラントの系統熱過渡荷重緩和

- 法, サイクル機構, サイクル技報 16号 pp81/92 , (2002)
- 14) William Y. Fowlkes and Clyde M. Creveling, Engineering Methods for Robust Product Design: Using Taguchi Methods in Technology and Product Development, Prentice Hall PTR, (1995)
- 15) Naoto Kasahara and Masaaki Inoue, Object Oriented Design Procedure for Nuclear Components Against Thermal Transient Stress, ASME, PVP-Vol.360, Pressure Vessel and Piping Codes and Standards,(1998)
- 16) N.Kasahara and H.Takasho., Stress response functions to multi-dimensional spatial fluctuations of fluid temperature, ASME, PVP-Vol.443-1, pp25/31, (2002)
- 17) 笠原直人, 上出英樹, 五十嵐実, 細貝広視, 高正英樹, 周波数特性に着目した流体温度ゆらぎによる熱疲労損傷の評価法, 機械学会, 材料力学部門講演論文集pp415/416 ,(2002)