

(19) 日本国特許庁(JP)

(12) 公開特許公報(A)

(11) 特許出願公開番号

特開2007-206052
(P2007-206052A)

(43) 公開日 平成19年8月16日(2007.8.16)

(51) Int. Cl. F I テーマコード (参考)
G 2 1 C 13/00 (2006.01) G 2 1 C 13/00 G D F A
G 2 1 C 1/02 (2006.01) G 2 1 C 1/02 A

審査請求 有 請求項の数 2 O L (全 11 頁)

| | | | |
|------------|------------------------------|----------|--------------------|
| (21) 出願番号 | 特願2006-264217 (P2006-264217) | (71) 出願人 | 505374783 |
| (22) 出願日 | 平成18年9月28日 (2006.9.28) | | 独立行政法人 日本原子力研究開発機構 |
| (62) 分割の表示 | 特願2003-57147 (P2003-57147) | | 茨城県那珂郡東海村村松4番地49 |
| | の分割 | (74) 代理人 | 100092495 |
| 原出願日 | 平成15年3月4日 (2003.3.4) | | 弁理士 蛭川 昌信 |
| | | (74) 代理人 | 100088041 |
| | | | 弁理士 阿部 龍吉 |
| | | (74) 代理人 | 100095120 |
| | | | 弁理士 内田 亘彦 |
| | | (74) 代理人 | 100095980 |
| | | | 弁理士 菅井 英雄 |
| | | (74) 代理人 | 100094787 |
| | | | 弁理士 青木 健二 |
| | | (74) 代理人 | 100097777 |
| | | | 弁理士 葦澤 弘 |

最終頁に続く

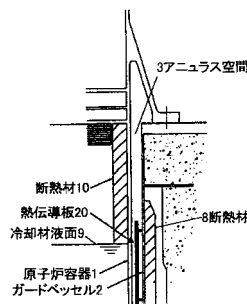
(54) 【発明の名称】 原子炉容器の熱荷重緩和装置

(57) 【要約】

【課題】 建設コストに有意な影響を与えずに、応力の発生要因である熱荷重自体を緩和し、原子炉の安全性の向上、プラントの経済性の向上を図る。

【解決手段】 外側に空間を介在させてガードベッセル(2)が設置された原子炉容器内の冷却材の液面近傍における前記原子炉容器の熱荷重を緩和する装置において、ガードベッセルを原子炉容器(1)より良熱伝導性の材料で構成し、液面下部の炉壁からの輻射熱でガードベッセルを加熱し、液面上部の炉壁を前記ガードベッセルからの輻射熱で加熱するようにしたものである。

【選択図】 図1



【特許請求の範囲】**【請求項 1】**

外側に空間を介在させてガードベッセルが設置された原子炉容器内の冷却材の液面近傍における前記原子炉容器の熱荷重を緩和する装置において、

前記ガードベッセルを原子炉容器より良熱伝導性の材料で構成し、液面下部の炉壁からの輻射熱で前記ガードベッセルを加熱し、液面上部の炉壁を前記ガードベッセルからの輻射熱で加熱することを特徴とする原子炉容器の熱荷重緩和装置。

【請求項 2】

前記良熱伝導性の材料は高クロム系鋼であることを特徴とする請求項 1 記載の原子炉容器の熱荷重緩和装置。

10

【発明の詳細な説明】**【技術分野】****【0001】**

本発明は原子炉容器の冷却材液面近傍の熱応力緩和、原子炉容器温度成層化界面近傍の熱応力緩和等に利用できる原子炉容器の熱荷重緩和装置に関する。

【背景技術】**【0002】**

高速増殖炉の原子炉容器は、上端を 100 以下に保つ必要があるコンクリート壁により支持され、炉心上部プレナムに 550 以上の高温冷却材を有することから、冷却材液面から上端支持部の間に鉛直方向の大きな温度勾配が生じる。特に、起動時においては昇温と液位上昇が同時進行することから勾配が厳しくなる。この結果、温度勾配の変曲点となる炉壁液面近傍部に原理的に高い熱応力が発生する。

20

【0003】

これに対し、従来は熱荷重緩和方策は、液位制御装置による液位上昇の防止、炉壁冷却装置による炉壁の一樣冷却、および薄肉化による曲げ応力の低減であった。また、冷却材液面の下方の原子炉容器壁から容器蓋直下まで原子炉容器と協同して断熱空間を形成するライナー部を設け、断熱空間内に遮熱材を充填して液面近傍の温度勾配を緩和するものも提案されている（特許文献 1）。

【特許文献 1】特開昭 57 - 80594 号公報

【発明の開示】

30

【発明が解決しようとする課題】**【0004】**

このように、従来は熱荷重緩和方策は、液位制御装置による液位上昇の防止、炉壁冷却装置による炉壁の一樣冷却、および薄肉化による曲げ応力の低減であり、液位制御装置と炉壁冷却装置は物量増加によるコスト高を招き、薄肉化は他の破損モードの制限から限界があった。また、上記特許文献 1 においても物量増加によるコスト高を招くことになる。

【課題を解決するための手段】**【0005】**

本発明は、上記課題を解決しようとするもので、確実な動作を図るとともに、建設コストに有意な影響を与えずに、応力の発生要因である熱荷重自体を緩和し、原子炉の安全性

40

の向上、プラントの経済性の向上を図ることを目的とする。そのために本発明は、外側に空間を介在させてガードベッセルが設置された原子炉容器内の冷却材の液面近傍における前記原子炉容器の熱荷重を緩和する装置において、前記ガードベッセルを原子炉容器より良熱伝導性の材料で構成し、液面下部の炉壁からの輻射熱で前記ガードベッセルを加熱し、液面上部の炉壁を前記ガードベッセルからの輻射熱で加熱することを特徴とする。

また、本発明は、前記良熱伝導性の材料は高クロム系鋼であることを特徴とする。

【発明の効果】**【0006】**

本発明によれば、ガードベッセル壁を原子炉容器より良熱伝導性の材料で構成し、液面

50

下部の炉壁からの輻射熱でガードベッセルを加熱し、液面上部の炉壁をガードベッセルからの輻射熱で加熱するようにしたので、新たに付加する部材なしに冷却材液面近傍の熱荷重を緩和することができ、建設コストに影響を与えず、非接触かつ静的構造物であるため確実に動作させることができる。

【発明を実施するための最良の形態】

【0007】

以下、本発明の実施の形態について説明する。

図1は原子炉容器液面近傍の応力低減を行う熱荷重緩和装置の実施の形態の例を示す図である。

原子炉容器1の壁外面には、冷却材が万一漏洩した場合にこれを受け止めるためのガードベッセル2が設置され、原子炉容器壁とガードベッセルとの間の約150mm幅のアニュラス空間3には、原子炉容器の保護のために不活性ガスが満たされ、ガードベッセルの外壁には断熱材8が設けられてコンクリート温度を上げないようにしている。冷却材液面9より上部の原子炉容器内壁には断熱材10が設けられて高温の冷却材と断熱されているためこの部分の炉壁は低温状態にある。したがって、冷却材液面より下部の高温炉壁と冷却材液面より上部の低温炉壁では鉛直方向に温度分布が発生して熱応力の発生原因となる。本実施形態では、原子炉容器壁の外側に、冷却材液面の上下に亘る範囲に良熱伝導性の材料、例えば長時間安定な黒鉛等からなる熱伝導部材を配置したもので、この例では熱伝導部材として熱伝導板20を非接触で設置して原子炉容器壁鉛直方向の伝熱を促進して熱応力を緩和することを特徴としている。

10

20

【0008】

熱伝導板20は図示するように、ガードベッセル等の原子炉容器外の構造物から支持する。例えば、熱伝導板の寸法は厚さ30mm程度、長さ1500mm程度とし、設置位置は原子炉容器壁から板表面までの距離を60mm程度、鉛直方向位置は液面上部の板長さより液面下部の板長さを長くし、例えば液面上部の板長さ500mm、液面下部の板長さ1000mm程度となるようにする。

【0009】

図2は原子炉容器冷却材液面近傍の熱荷重緩和の原理説明図であり、図2(a)は熱伝導板無しの場合、図2(b)は熱伝導板有りの場合の図である。

前述したように、高速増殖炉の原子炉容器は、コンクリート構造物に支持されることから上端を100以下に保つ必要がある。起動時には内包する冷却材の温度が200から550まで昇温するため、その過程で生じる鉛直方向の局所的な温度勾配により炉壁に高い熱応力が発生する。すなわち、原子炉容器の起動時の温度分布を成り行きまかせにした場合(図2(a))、高温の冷却材に接した接液部と低温のガス空間部の昇温終了時の急激な温度勾配(温度の折れ曲がり部)が発生し、昇温終了時に液面近傍炉壁外面(図2(a)のS点)に最大応力が生ずる。これを緩和するため、図2(b)に示すように、液面下部の高温炉壁からの輻射熱で熱伝導板を加熱し、熱伝導板から液面上部の低温炉壁を輻射加熱することにより、応力の要因となっている鉛直方向の温度勾配を小さくする。その結果、最大応力発生位置Sにおける温度勾配は、最大応力発生時刻Tにおいて滑らかになり、熱荷重が緩和される。本実施形態では、簡素な熱伝導板を付加するだけであるので安

30

40

【0010】

図3は輻射による等価熱伝達係数と使用温度との関係を示す図である。

平行平面間の輻射伝熱の大きさは数1式で表される。

【0011】

【数 1】

$$q = \varepsilon_{\text{eq}} \sigma (T_1^4 - T_2^4) = \varepsilon_{\text{eq}} \sigma (T_1^3 + T_1^2 T_2 + T_1 T_2^2 + T_2^3) (T_1 - T_2) = h_{\text{eq}} (T_1 - T_2)$$

$$\varepsilon_{\text{eq}} = \frac{1}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1}$$

10

【0012】

ただし、 ε_1 、 ε_2 は材料に依存する射出率（受熱量に対する輻射熱量の比）で、ステンレス製の炉壁と、高クロム系鋼、例えば12Cr鋼では0.1以上、黒鉛の場合は0.8以上の値である。また、 σ はステファンボルツマン定数である。ステンレス製の炉壁と黒鉛の熱伝導板を想定し、熱伝導板の効果を小さめに見積もる射出率の最小値 $\varepsilon_1 = 0.1$ 、 $\varepsilon_2 = 0.8$ を数1式に代入し、等価熱伝達係数 h_{eq} と $T(\text{K}) = T_1 = T_2$ （均熱状態）の関係を計算すると図3のようになる。図3において、横軸は炉壁、熱伝導板（黒鉛）の温度（T）、縦軸は等価熱伝達係数（ h_{eq} ）で、炉壁および熱伝導板の温度が高温になるにつれ急激に熱伝達係数が増加し、600 K近傍では輻射加熱によりガス強制循環熱伝達（ $5 \text{ W/m}^2 \text{ K}$ 程度）に近い熱伝達が行われることが予想できる。

20

【0013】

原子炉容器液面近傍熱応力の熱伝導板による熱荷重緩和の効果を検証するため、熱伝導板無し、熱伝導板有りの場合について、原子炉起動時に生じる最大応力を有限要素法を用いた数値実験により求めて比較した。

【0014】

ここでは熱伝導板として黒鉛または12Cr鋼を使用した場合の解析を行った。ただし、黒鉛は結晶構造により熱伝導率が大きく異なるため、熱伝導板の効果が過少評価となる小さめの熱伝導率を用いることとした。ステンレス製の炉壁物性値一覧を表1に示す。

【0015】

【表 1】

| 温度 (°C) | ヤング係数 (N/mm ²) | ポアソン 比 | 瞬時熱膨張係数 (10E-6 mm/mm/°C) | 密度 (×E+3 kg/m ³) | 熱伝導率 (×E-6 kcal/mm·s·°C) | 比熱 (kcal/kg·°C) |
|------------|-------------------------------|-----------|--------------------------------|---------------------------------|-----------------------------|--------------------|
| 20 | 1.54E+05 | 0.3 | 15.15 | 7.97 | 3.5556 | 0.114 |
| 50 | 1.54E+05 | 0.3 | 15.65 | 7.97 | 3.6389 | 0.117 |
| 75 | 1.54E+05 | 0.3 | 16.07 | 7.97 | 3.7500 | 0.118 |
| 100 | 1.54E+05 | 0.3 | 16.48 | 7.97 | 3.8611 | 0.120 |
| 125 | 1.54E+05 | 0.3 | 16.86 | 7.97 | 3.9722 | 0.122 |
| 150 | 1.54E+05 | 0.3 | 17.22 | 7.97 | 4.0556 | 0.123 |
| 175 | 1.54E+05 | 0.3 | 17.55 | 7.97 | 4.1667 | 0.125 |
| 200 | 1.54E+05 | 0.3 | 17.85 | 7.97 | 4.2778 | 0.127 |
| 225 | 1.54E+05 | 0.3 | 18.12 | 7.97 | 4.3611 | 0.127 |
| 250 | 1.54E+05 | 0.3 | 18.36 | 7.97 | 4.4722 | 0.128 |
| 275 | 1.54E+05 | 0.3 | 18.58 | 7.97 | 4.5556 | 0.129 |
| 300 | 1.54E+05 | 0.3 | 18.79 | 7.97 | 4.6111 | 0.130 |
| 325 | 1.54E+05 | 0.3 | 18.99 | 7.97 | 4.7222 | 0.130 |
| 350 | 1.54E+05 | 0.3 | 19.19 | 7.97 | 4.8056 | 0.132 |
| 375 | 1.54E+05 | 0.3 | 19.39 | 7.97 | 4.8889 | 0.133 |
| 400 | 1.54E+05 | 0.3 | 19.57 | 7.97 | 4.9722 | 0.133 |
| 425 | 1.54E+05 | 0.3 | 19.75 | 7.97 | 5.0278 | 0.133 |
| 450 | 1.54E+05 | 0.3 | 19.93 | 7.97 | 5.1389 | 0.134 |
| 475 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.11 | 7.97 | 5.2222 | 0.136 |
| 500 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.28 | 7.97 | 5.3056 | 0.136 |
| 525 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.45 | 7.97 | 5.3889 | 0.137 |
| 550 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.60 | 7.97 | 5.5000 | 0.137 |
| 575 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.74 | 7.97 | 5.5556 | 0.138 |
| 600 | 1.54E+05 | 0.3 | 20.87 | 7.97 | 5.6389 | 0.138 |

10

20

【0016】

また、熱伝導板物性値（黒鉛）を表 2 に、熱伝導板物性値（12Cr 鋼）を表 3 にそれぞれ示す。

【0017】

【表 2】

30

| 密度 (×E+3 kg/m ³) | 比熱 (kcal/kg°C) | 熱伝導率 (kcal/mm·s·°C) |
|---------------------------------|-------------------|------------------------|
| 2.25 | 0.165 | 5.70E-06 |

【0018】

【表 3】

| 温度(°C) | 密度 ($\times E+3$ kg/m ³) | 比熱 (kcal/kg°C) | 熱伝導率 (kcal/mm ² ·s·°C) |
|--------|--|-------------------|--------------------------------------|
| 0 | 7.860 | 0.1061 | 5.422E-06 |
| 400 | 7.860 | 0.1746 | 7.452E-06 |
| 450 | 7.860 | 0.1873 | 7.643E-06 |
| 500 | 7.860 | 0.1999 | 7.810E-06 |
| 550 | 7.860 | 0.2174 | 8.049E-06 |
| 600 | 7.860 | 0.2348 | 8.264E-06 |
| 650 | 7.860 | 0.2695 | 8.192E-06 |
| 700 | 7.860 | 0.3039 | 8.096E-06 |

10

【0019】

また、射出率も小さめの値を仮定し、ステレス製の炉壁と12Cr鋼で0.1、黒鉛で0.8を表4のように使用した。

【0020】

【表 4】

20

| | 形態係数 | 射出率 | ステファン・ボルツマン定数(kcal/m ² hrK ⁴) |
|-------------|------|-----|--|
| 炉壁(ステンレス) | 1.0 | 0.1 | 4.88E-08 |
| 熱伝導板(黒鉛) | | 0.8 | |
| 熱伝導板(12Cr鋼) | | 0.1 | |

【0021】

荷重条件は、原子炉起動時にかかる熱荷重を模擬して、内部ナトリウム温度を200から600まで上昇させて解析を行った。昇温速度は200から400までを毎時15、400から600までを毎時20とした。また、ナトリウム温度の上昇に伴う液面の上昇を考慮した。ナトリウム液面の上昇は200から400の上昇区間で880mm、以後400から600の区間で350mmそれぞれ上昇することとした。解析モデルの作成には有限要素解析用メッシュ生成プログラムFEMAP v7.1を用い、解析ツールには汎用非線形構造システムFINAS v14を用いた。

30

【0022】

図1を基に作成した解析メッシュを図4に、熱伝導板部分を拡大した解析メッシュを図5に示す。また、解析に用いた要素の一覧を表5に示す。

40

【0023】

【表 5】

| 有限要素モデル作成に用いた要素 | |
|-----------------|---------------------------|
| 熱伝導解析 | |
| | 熱伝導8節点四辺形軸対称要素(HQAX8) |
| | 熱伝達3節点軸対称要素(FCAX3) |
| | 輻射リンク6節点四辺形軸対称要素(RALINK6) |
| 応力解析 | |
| | 8節点四辺形軸対称要素(QAX8) |

10

【0024】

図6は解析の結果得られた熱伝導板の有無による発生応力の違いを示す図で、横軸は発生応力 S_n (MPa)、縦軸は軸方向座標 (mm) であり、熱伝導板による応力緩和方策の無いケース、黒鉛熱伝導板を施したケース、12Cr鋼熱伝導板を施したケースの3パターンの解析結果を示している。

解析結果は強度設計の指標として使用される炉壁外表面の応力強さ範囲 (S_n) を算出し示した。計算結果より熱伝導板の射出率と熱伝導率の違いにより S_n が変動することが分かる。熱伝導板として射出の良好な黒鉛を用いた解析から得られた結果は、熱伝導板を考慮しないケースに比べ、 S_n の最大値が約590MPaから約430MPaへと約27%減少している。また、熱伝導板として12Cr鋼を用いた解析結果では、 S_n の最大値が約500MPaと約15%減少することが確認された。このことから、熱伝導板を使用した簡素な設備により、炉壁に生じる熱応力を有意に緩和させられることが検証できた。

20

【0025】

次に新たに部材を付加することなく材料の変更のみで原子炉容器の熱荷重を緩和する例を説明する。

図7は原子炉容器液面近傍の応力低減を行う熱荷重緩和装置の実施の形態の他の例を示す図である。

通常、ガードベッセルは原子炉容器と同じ材料で作られるが、本実施形態ではガードベッセル2の材料を原子炉容器より熱伝導性が良好な材料に変更してガードベッセル2を熱伝導部材とし、ガードベッセルが炉壁と輻射によって熱的に結合して原子炉容器壁鉛直方向の伝熱を促進し、液面近傍の熱応力を緩和することを特徴としており、原子炉容器の構成は熱伝導板がない点を除いて図1の場合と同じである。

30

【0026】

図8は本実施形態の原子炉容器冷却材液面近傍の熱荷重緩和の原理説明図であり、図8(a)はガードベッセル無しの場合、図8(b)は良熱伝導材ガードベッセル有りの場合の図である。

図2で説明したと同様に、起動時には内包する冷却材の温度が200 から550 まで昇温するため、その過程で生じる鉛直方向の局所的な温度勾配により炉壁に高い熱応力が発生し(図8(a))、高温の冷却材に接した接液部と低温のガス空間部の昇温終了時の急激な温度勾配(温度の折れ曲がり部)によって、昇温終了時に液面近傍炉壁外面(図8(a)のS点)に最大応力が生ずる。これを緩和するため、図8(b)に示すように、液面下部の高温炉壁からの輻射熱で良熱伝導材ガードベッセルを加熱し、良熱伝導材ガードベッセルから液面上部の低温炉壁を輻射加熱することにより、応力の要因となっている鉛直方向の温度勾配を小さくする。その結果、最大応力発生位置Sにおける温度勾配は、最大応力発生時刻Tにおいて滑らかになり、熱荷重が緩和される。本実施形態では、新たに付加する部材は一切なく、建設コストに影響を与えず、非接触かつ静的構造物であるため確実に動作することが特徴である。

40

【0027】

50

図9は輻射による等価熱伝達係数と使用温度との関係を示す図(図3に対応)で、横軸は炉壁、ガードベッセル(高クロム系鋼、例えば12Cr鋼)の温度(T)、縦軸は等価熱伝達係数($h_{e,q}$)である。

本実施形態では原子炉容器壁と12Cr鋼製ガードベッセルの射出率を小さめに仮定し、数1式に $\epsilon_1 = 0.1$ 、 $\epsilon_2 = 0.1$ を代入し、等価熱伝達係数 $h_{e,q}$ と $T(\quad) = T_1 = T_2$ (均熱状態)の関係を計算したものであり、炉壁およびガードベッセル(高クロム系鋼、例えば12Cr鋼)の温度が高温になるにつれ急激に熱伝達係数が増加し、600近傍ではガードベッセルを通しての輻射加熱により良好な熱伝達が行われることが予想できる。

【0028】

10

特別な熱応力緩和措置を施さない簡素な316FR鋼製容器とガードベッセルからなる原子炉構造を対象とし、ガードベッセルによる輻射加熱を考慮しない場合、原子炉容器と同じ316FR鋼製ガードベッセルが存在した場合、良熱伝導材である12Cr鋼製ガードベッセルが存在した場合について、原子炉起動時に600まで昇温した場合の生じる最大応力の違いを数値実験により求めて比較した。

【0029】

解析に使用した炉壁物性値は表1に示したものの、ガードベッセルの良熱伝導材の物性値は表2(12Cr鋼)に示したものであり、不確定性のある射出率については熱応力緩和の効果を小さめに見積もるため、 $\epsilon_1 = 0.1$ 、 $\epsilon_2 = 0.1$ を使用した。荷重条件、解析モデルの作成、解析ツールは熱伝導板の場合と同じである。

20

【0030】

図7を基に作成した解析メッシュを図10に、液面近傍部分を拡大した解析メッシュを図11に示す。

【0031】

図12は解析の結果得られた発生応力の違いを示す図(図6に対応)で、横軸は発生応力 S_n (MPa)、縦軸は軸方向座標(mm)であり、ガードベッセルによる輻射加熱を考慮しないケース、ガードベッセルの材質を12Cr鋼としたケース、316FR鋼としたケースの3パターンの解析結果を示している。

解析結果はそれぞれ設計における強度評価の指標となる応力強さ範囲(S_n)の炉壁外表面に沿った鉛直方向分布に従って示した。ガードベッセルとして12Cr鋼を用いた場合は、ガードベッセルによる輻射加熱を考慮しないケースに比べ、 S_n の最大値が約590MPaから約519MPaへと約12%減少している。また、ガードベッセルの材質に316FR鋼を用いた解析結果では、 S_n の最大値が約562MPaと約4.7%減少することが分かった。このことから、ガードベッセルの材料を通常材から良熱伝導材に変更することによって、顕著な熱荷重緩和を達成できることが確認された。

30

【産業上の利用可能性】

【0032】

本発明によれば、新たに付加する部材なしに冷却材液面近傍の熱荷重を緩和することができ、建設コストに影響を与えず、非接触かつ静的構造物であるため確実に動作させることができるので、産業上の利用可能性は極めて大きい。

40

【図面の簡単な説明】

【0033】

【図1】原子炉容器液面近傍の応力低減を行う熱荷重緩和装置の実施の形態の例を示す図である。

【図2】原子炉容器冷却材液面近傍の熱荷重緩和の原理説明図である。

【図3】輻射による等価熱伝達係数と使用温度との関係を示す図である。

【図4】解析メッシュを示す図である。

【図5】熱伝導板部分を拡大した解析メッシュを示す図である。

【図6】解析の結果得られた熱伝導板の有無による発生応力の違いを示す図である。

【図7】原子炉容器液面近傍の応力低減を行う熱荷重緩和装置の実施の形態の他の例を示

50

す図である。

【図8】原子炉容器冷却材液面近傍の熱荷重緩和の原理説明図である。

【図9】輻射による等価熱伝達係数と使用温度との関係を示す図である。

【図10】解析メッシュを示す図である。

【図11】液面近傍部分を拡大した解析メッシュ図である。

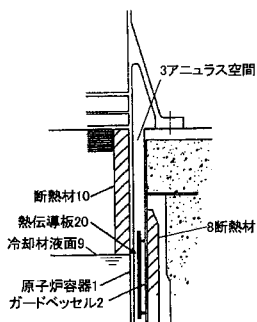
【図12】解析の結果得られた発生応力の違いを示す図である。

【符号の説明】

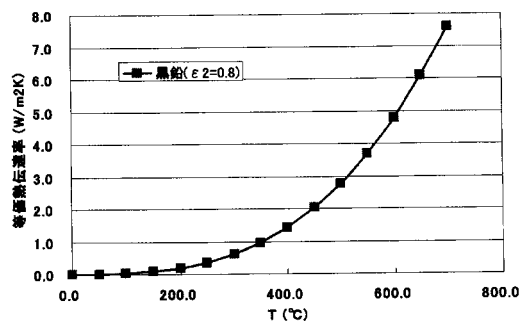
【0034】

1 ... 原子炉容器、2 ... ガードベッセル、3 ... アニユラス空間、8、10 ... 断熱材、9 ... 冷却材液面、20 ... 熱伝導板。

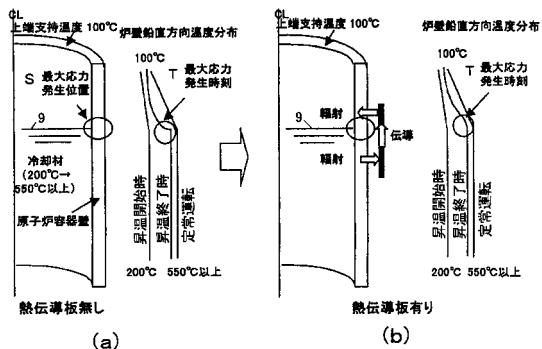
【図1】



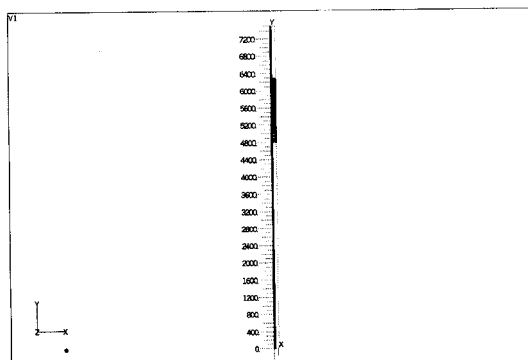
【図3】



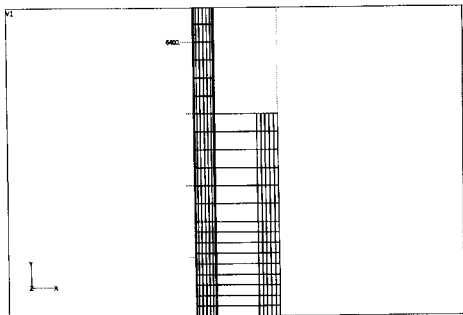
【図2】



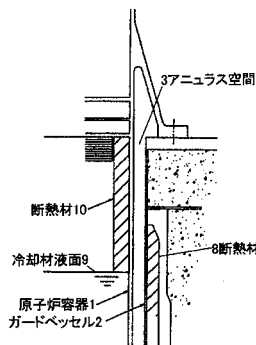
【図4】



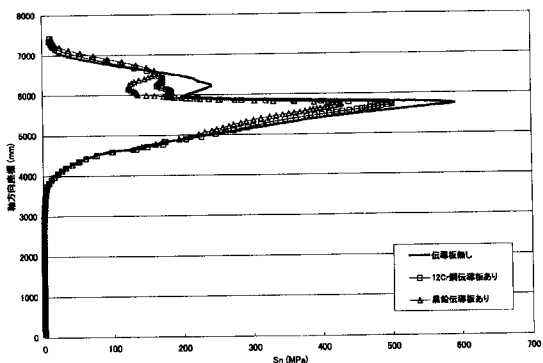
【 図 5 】



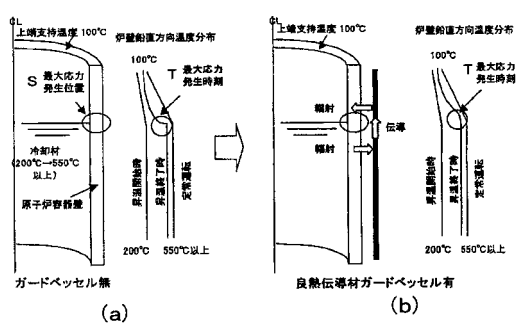
【 図 7 】



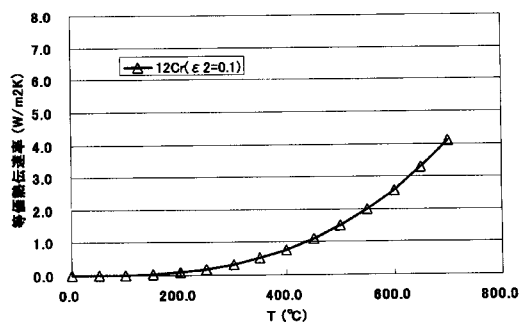
【 図 6 】



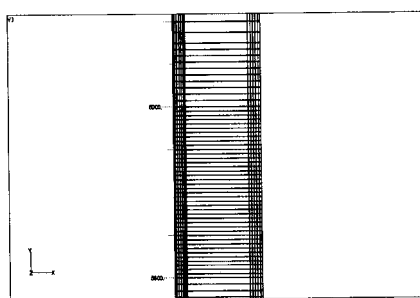
【 図 8 】



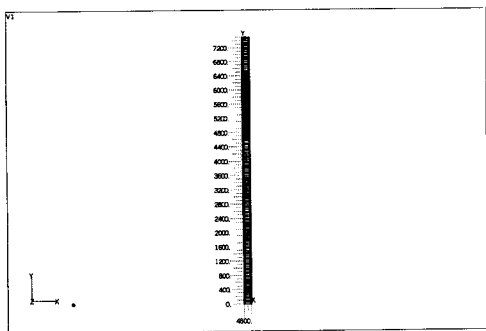
【 図 9 】



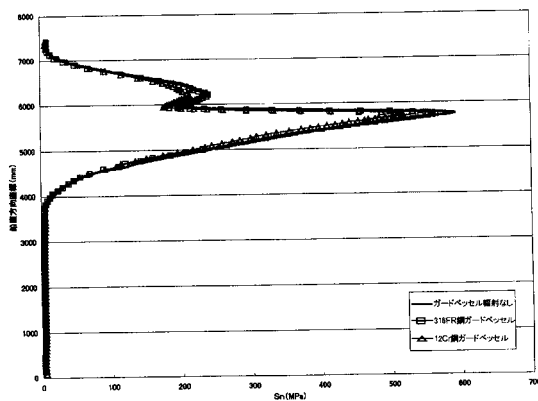
【 図 11 】



【 図 10 】



【 図 12 】



フロントページの続き

(74)代理人 100091971

弁理士 米澤 明

(74)代理人 100139114

弁理士 田中 貞嗣

(72)発明者 笠原 直人

茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター内

(72)発明者 安藤 昌教

茨城県東茨城郡大洗町成田町4002 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター内