JAEA-Technology
2023-007
DOI:10.11484/jaea-technology-2023-007

HTTR広領域中性子検出器の開発

ー熱サイクル負荷に対する耐熱性能の向上ー

Development of Wide Range Monitor for HTTR
– Improvement for Heat Resistance Performance Against Heat Cycle –

小澤 太教　菅沼 拓朗　本間 史隆　東村 圭祐
鵜飼 隆由　齋藤 賢司

Takayuki KOZAWA, Takuro SUGANUMA, Fumitaka HOMMA, Keisuke HIGASHIMURA
Takayuki UKAI and Kenji SAITO

高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
HTGR Research and Development Center
Oarai Research and Development Institute
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

June 2023

Japan Atomic Energy Agency　日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　JAEA イノベーションハブ　研究成果利活用課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2023

JAEA-Technology 2023-007

HTTR 広領域中性子検出器の開発
－ 熱サイクル負荷に対する耐熱性能の向上 －

日本原子力研究開発機構　高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所　高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

小澤 太教、菅沼 拓朗、本間 史隆、
東村 圭祐*[1]、鵜飼 隆由*[1]、齋藤 賢司

(2023 年 3 月 28 日受理)

HTTR 広領域中性子検出器の高温環境下における信頼性向上を目的として、広領域中性子検出器の構造変更を検討した結果、リード線によって MI ケーブル芯線と金属管を接合する構造を廃止し、MI ケーブル芯線と金属管を直接接合する構造が短時間で対応できる最も信頼性が高い方法であることが明らかとなった。この方法で接続部分のモックアップを製作して熱サイクル試験及び高温耐久試験を実施した結果、HTTR の使用条件においても接続部分の健全性が保たれることが明らかとなった。

大洗研究所：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002
＊1 三菱電機株式会社

JAEA-Technology 2023-007

Development of Wide Range Monitor for HTTR
- Improvement for Heat Resistance Performance Against Heat Cycle -

Takayuki KOZAWA, Takuro SUGANUMA, Fumitaka HOMMA,
Keisuke HIGASHIMURA*[1], Takayuki UKAI*[1] and Kenji SAITO

Department of HTTR, HTGR Research and Development Center,
Oarai Research and Development Institute,
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 28, 2023)

To improve the reliability of the HTTR wide range monitor in a high-temperature environment, structural changes of the wide range monitor were investigated. It was clear that the structure for directly joins of the MI cable core wire and metal tube instead of the joins with lead wire is the most reliable method with shortest way. From a result of the thermal cycle tests and high temperature endurance tests for a mock-up connecting this connection parts, it was clear that the soundness of the connection part was maintained under the usage conditions of the HTTR.

Keywords: HTTR, Neutron Detector, Wide Range Monitor, Improvement of Heat Resistance, Heat Cycle

*1 Mitsubishi Electric Corporation

目　次

1. 序論 1
2. 中性子計装設備 1
2.1 設備概要 1
2.2 広領域中性子検出器 2
3. 熱サイクル性能向上のための改良 3
3.1 断線メカニズムの推定 3
3.2 改良方針・評価 3
3.3 改良構造部のモックアップ試験 5
3.4 試験考察 6
4. 結論 7
謝辞 7
参考文献 8

Contents

1. Introduction 1
2. Neutron instrumentation facility 1
2.1 Outline of facility 1
2.2 Wide Range Monitor 2
3. Improvement of heat cycle resistance 3
3.1 Estimation of disconnection mechanism 3
3.2 Improvement policy and evaluation 3
3.3 Mockup test of improved structure 5
3.4 Evaluation of mockup test 6
4. Conclusion 7
Acknowledgements 7
References 8

This is a blank page.

1. 序論

日本原子力研究開発機構では、高温ガス炉技術基盤の確立及び高度化を図ることを目的として、我が国で初めての高温ガス炉（HTGR：High Temperature Gas-cooled Reactor）である高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature engineering Test Reactor）を建設し[1)]、2004 年 4 月に原子炉出口冷却材温度 950 ℃の運転を達成すると共に[2)]、2010 年 1 月から 3 月にかけて高温連続運転を完遂することで HTGR の基本特性データを取得した[3)]。HTTR の主要諸元を Table 1.1 に示す。

HTTR の中性子計装の一つである核分裂計数管の広領域中性子検出器（WRM：Wide Range Monitor）は、原子炉圧力容器内に設置され、HTTR の通常運転時の高温環境（450℃）に耐え、かつ、原子炉起動から中間出力領域までの熱中性子束を計測できるように開発されたものである[4)]。高温中性子環境下の長期作動試験については JRR-4 等において実施され、600 ℃で 404 日間の動作実績を有している[5)]。

HTTR での使用実績に関しては、2010 年 3 月の原子炉停止中において、3 チャンネルで構成している WRM のうち、ch.2 及び ch.3 の 2 チャンネルで動作不能となる不具合を経験している。当該 WRM は、定格出力換算日数において約 140 日で動作不能となっており、開発時の動作実績よりも短かった。このため、この原因を調べるため詳細な調査を行ってきた[6-8)]。

本報告書は、高温環境下における WRM の信頼性向上を目的として、動作不能に係る原因調査の結果を踏まえて WRM の構造変更を立案するとともに、構造変更部を模擬したモックアップを試作し、熱サイクル試験及び高温耐久試験によりその妥当性について検討したものである。

2. 中性子計装設備

2.1 設備概要

原子炉の中性子計装は、核分裂によって生じる中性子束を直接測定し、核反応に関する情報を速やかに得ることを目的としている。一般的な軽水炉の中性子計装は、原子炉出力の全域を起動系、中間出力系、出力系の 3 領域に分け、更にそれぞれの系統の信頼性を向上させるために 2～4 チャンネルの多重化構成としている。起動系の中性子検出器は、検出器の寿命等を考慮して出力上昇時に引き抜いて使用している。中間出力系及び出力系の中性子検出器は、制御棒操作による中性子のひずみが生じず、且つ炉心の平均中性子を代表するような位置（反射体や遮蔽体付近）に設置して使用されている。

HTTR においては、原子炉出力が 10^{-8} % から 30 % までを計測する広領域系と原子炉出力が 0.1 % から 120 % までを計測する出力領域系の 2 領域且つ 3 チャンネルから構成され、それぞれの測定領域を重複させることにより連続的な監視を行える設計となっている。これは、高温中性子環境下での長期作動試験を通して、約 400 ℃においても原子炉出力中間領域で性能劣化しない耐高温環境用核分裂計数管・電離箱の開発に見通しが得られ[5)]、起動系と中間出力系とを併せもつ広領域中性子計測が可能となったためである。HTTR の中性子検出器の配置図及び中性子計装の測定範囲を Fig. 2.1 及び Fig. 2.2 に示す。

2.2 広領域中性子検出器

WRM は、核分裂計数管の中性子検出器であり、原子炉出力の低い起動領域では核分裂計数管としてパルス計数法により計測し、原子炉出力の比較的高い領域では電流のゆらぎを利用したキャンベル法で計測する。このため、測定レンジが広く、1 台で 10 桁の中性子束領域を測定することができる。HTTR で使用している WRM の主な特徴を以下に列挙する。また、WRM の基本仕様を Table 2.1 に、外観写真及び概要図を Fig. 2.3 及び Fig. 2.4 に示す。

- WRM は、原子炉停止状態から定格出力の 30 %(9 MW)までの中性子計測に利用され、異常な出力上昇に対して原子炉スクラム信号を発信するために用いられる。
- WRM は、事故時監視計装にも位置づけられており、定格運転時においても炉外に取出さず、100 % 出力運転時の炉内環境温度(450℃)でも健全性を保てる仕様となっている。
- WRM は、HTTR が停止中でも燃料を取り出さない運用となっていることから、炉心状態監視の目的で炉内中性子の連続監視にも利用している(中性子源からの中性子を含めて常時 3 cps 以上の中性子を検出し、未臨界状態を常に確認)。

以上の様に HTTR の WRM は、450℃の高温環境下で使用されるため、WRM の開発に当たっては特に高温環境下で大きくなる熱応力を如何に緩和するかが大きな課題となっている。このため、WRM の開発段階においては、製作メーカとの協力のもとに種々の試験を行い、以下の様な耐熱構造等の工夫が施されている[9,10]。耐熱構造に係る概略図を Fig. 2.5 に示す。

- 容器構造を 2 重構造とし、外側容器に高温耐圧性を持たせるとともに内側容器の電離ガスと等しい圧力のガスを封入することにより、圧力変化に伴って発生する電極側の金属-セラミックシール部の応力を低減させて接続部が破損しにくい構造を採用している。
- MI ケーブル側の金属-セラミックシール部も内側容器の電離ガスと等しい圧力のガスを封入することにより、接続部が破損しにくい構造を採用している。
- 上記構造の採用により、金属-セラミックシールは強度を要求せず耐漏洩性のみの要求としている。

HTTR で使用している WRM は、上記の様な構造設計上の工夫により 600 ℃の高温環境下でも計測できるように製作されていたが、高温 50 日連続運転や安全性実証試験等に伴う熱サイクルにより検出器内部の信号線接合部が断線し動作不能となった[6-8]。このため、断線部位の特定及び断線メカニズムの解明の一環として、WRM の模擬試験体を用いた熱サイクル試験及び不具合が発生した WRM の X 線 CT 検査を実施した。この結果、断線部位は検出器内部の信号線接合部近傍のリード線が熱サイクルにより脆性破壊していることを特定した。具体的には、原子炉の起動・停止に伴う熱サイクルによる応力がリード線(ニッケル)の粒界に沿った亀裂を発生させ、その後の熱サイクルで亀裂が広がり断線に至ったものと判断した[7,8]。

断線部位及び断線箇所を Fig. 2.6 及び Fig. 2.7 に示す。断線部位は、MI ケーブルと検出器エレメント端子部を繋ぐ構成部であり、断線箇所は MI ケーブル芯線と検出器エレメントを繋ぐリード線のうち e 部と f 部の間であった。なお、MI ケーブルのシース側はコネクタに接合されている。動作不能となった WRM は、2006 年 6 月から 7 月の期間に原子炉内に装荷されており、装荷後は原子炉出口冷却材温度 950 ℃となる高温 50 日連続運転や安全性実証試験での手動スクラム等の高温状態から急激な温度変化が生じる運転を実施していた。WRM の使用実績を Table 2.2 に示す。

3. 熱サイクル性能向上のための改良

前述の脆性破壊であることを踏まえ、リード線と MI ケーブルの接合部近傍における熱サイクル負荷等に対する耐熱性能の向上を目的に断線メカニズムの推定及び構造変更による改良を検討した。改良に当たっては、数種類の構造変更案を検討し、選定した変更案が実機の WRM に採用できるかどうかを判断するために接合部近傍部のモックアップを製作し、「熱サイクル負荷に対する耐熱性能の検証を目的とした熱サイクル試験」及び「HTTR 特有の高温環境に対する耐熱性能の検証を目的とした高温耐久試験」を実施した。以下にその詳細について記載する。

3.1 断線メカニズムの推定

断線したリード線は、中性子束を測定する検出器エレメントと、測定した信号を送るための MI ケーブルを繋ぐ端子 e 部と f 部の間にある。具体的にリード線の両端は、MI ケーブル芯線と金属管の 2 箇所で接合している。熱サイクルによる脆性破壊の断線であることを踏まえ、各部位が高温時の線膨張により応力が生じることを仮定した。断線部位に存在する各材料の線膨張率を確認したところ、MI ケーブル芯線（インコネル）とリード線（ニッケル）が同等であることに対し、金属管（ハイパロイ：50%Ni50%Fe 合金）は線膨張係数が小さいことを確認した。そのため、線膨張時のリード線と MI ケーブルの伸びを金属管が吸収することが出来ないことから、MI ケーブル側への圧縮応力が発生し、MI ケーブルよりも細径のリード線に応力が集中したことで断線事象を起こしたと推定した。線膨張時の構成部材の変位を Fig. 3.1、構成部材の線膨張係数を Table 3.1 に示す。

3.2 改良方針・評価

構造変更案を 3 つ立案し、その適用性について断線原因となった線膨張時の応力集中の観点から「①接合部近傍の構造強度」、断線したリード線の強度の観点から「②材料の強度」、金属管接合部の信頼性の観点から「③接合方法の信頼性」に着目し、机上により検討した。

(1) 変更案 1 （MI ケーブル芯線と金属管の直接接合）

細径のリード線（φ0.5mm）への応力集中を緩和することを目的に、リード線によって MI ケーブル芯線と金属管を接合する構造を廃止し、リード線よりも太径で固い材料である MI ケーブル芯線（φ0.91mm）と金属管を直接接合する構造とすることで応力が集中し難い構造に変更する。変更案 1 のイメージを Fig. 3.2 に示す。

・構造強度

MI ケーブル芯線（φ0.91mm）は、断線したリード線（φ0.5mm）よりも太径であることから、断面積が広くなることで応力が小さくなる。それにより従来の構造よりも応力が集中し難い構造である。

・材料強度

MI ケーブル芯線の材料であるインコネルは、検出器製造メーカの熱サイクル試験において、亀裂、細りが認められず、熱サイクル負荷に対する耐熱性能が高い材料であることが確認されている。また、一般的にインコネルはニッケルよりも引っ張り強さの高い材料であり、線膨張時の変形により線の一部に応力が集中し難い材料である。

・接合方法の信頼性

MI ケーブル芯線を延長して金属管に直結する接合方法は、検出器製造メーカにて原子力プラント向けの検出器に施工実績があるため信頼性が高い接合方法であることを確認している。

(2) 変更案 2 （リード線の強度向上）

断線したリード線の強度を向上させることを目的に、ニッケルであるリード線を引っ張り強さの高いインコネル等に変更することで、線膨張時の変形により線の一部に応力が集中し難い構造に変更する。変更案 2 のイメージを Fig. 3.3 に示す。

・構造強度

構造上の変更がないため、既設品と同様に線膨張時の変位による応力が MI ケーブル芯線と金属管をつなぐ細径のリード線へ応力が集中し易く、断線事象を起こすことが予想される。

・材料強度

リード線の材料であるニッケルをインコネルもしくはコバルト合金に変更する案を候補とする。コバルト合金は放射線下での使用実績がなく、熱サイクル試験に加え、放射線下での使用の検証も必要になる。インコネルは、変更案 1 の材料強度の評価にも示した通り、ニッケルよりも引っ張り強さを有していることから、変更案 2 の材料としては、コバルトよりもインコネルの採用が適切であり、材料強度が向上すると共に、線膨張時の変形により線の一部に応力が集中し難い材料である。

・接合方法の信頼性

細径のリード線の圧着は、製造メーカでニッケル以外の素材で実績がないことから、インコネルでの接合を採用する場合、放射線下及び HTTR での使用を想定した高温環境下での検証が必要となる。

(3) 変更案 3 （リード線の複数化）

断線したリード線の冗長性を確保することを目的に、リード線の本数を 1 本から 2 本に増やすことにより、1 本のリード線が断線した場合でも WRM の機能が維持できる構造とする。変更案 3 のイメージを Fig. 3.4 に示す。

・構造強度

リード線の本数を増やすことによる冗長性は確保できているものの、線膨張時の変位による応力が金属管 MI とケーブル芯線をつなぐ細径のリード線へ応力が集中し易く、断線事象を起こすことが予想される。

・材料強度

リード線の材料であるニッケルは熱サイクル試験にて亀裂が発生したためインコネルに比べて熱サイクルには弱い材料であることを確認している。

・接合方法の信頼性

細径のニッケル線の圧着は、製造メーカで既存品の構造である 1 本での施工実績はあるが、2 本での施工実績がないことから、複数本での接合を採用する場合は、変更案 2 と同様に検証が必要となる。

評価した結果から、以下の通り変更案 1 を採用することとした。

熱サイクルに対する接合部近傍の構造強度については、MI ケーブル芯線の断面積が広くなることで応力が集中し難くなる変更案 1 が変更案 2、3 と比較して優位と判断した。材料強度は、インコネルが熱サイクル試験により耐熱強度が高いと確認されており、また、引っ張り強さもニッケルよりも有していることから、インコネルを使用する変更案 1、2 がニッケルを使用する変更案 3 と比較して優位と判断した。接合方法の信頼性については、変更案 1 のみが製作メーカにおいて施工実績を有しており検証の必要性がないことから変更案 2、3 と比較して優位と判断した。最終的に採用した変更案 1 の概略図を Fig. 3.5 に示す。

3.3 改良構造部のモックアップ試験

採用した変更案が実機の WRM に採用できるか判断するために、金属管接合部及び MI ケーブル芯線について、1)熱サイクル負荷に対する耐熱性能の検証を目的に熱サイクル試験、2)HTTR 特有の高温環境に対する耐熱性能の検証を目的に高温耐久試験を実施した。前述の変更案 1 をもとにして Fig. 2.7 の f 部近傍構造を模擬した模擬試験体を製作した。模擬試験体の概略図及び模擬試験体の断面図を Fig. 3.6 及び Fig. 3.7 に示す。なお、模擬試験体は、それぞれの端部に f 部近傍部を模擬した端子を取り付けた構造とし、9 本製作した。9 本の内訳としては、熱サイクル試験及び高温耐久試験に各 3 本使用し、残りの 3 本は各試験の比較用として使用した。

モックアップ試験の試験条件と評価方法を Table 3.2 に示す。熱サイクルの条件は、前述の WRM 動作不能原因調査時と同様とし、不具合が発生した試験結果と比較できるように設定した。モックアップ試験のフローチャートを Fig. 3.8 に示す。

(1) 熱サイクル試験

模擬試験体の加熱方法を Fig. 3.9 に示す。熱サイクル試験は、模擬試験体 3 本の両端を電気炉に入れて加熱することで熱サイクル負荷をかけ、MI ケーブル接合部近傍の温度は熱電対で測定した。加熱手順は、以下の通りである。

1) 室温の電気炉に模擬試験体を挿入する。
2) 約 400 ℃/ 20 分の速度で昇温加熱する。
3) 熱電対温度が 450 ℃に達した状態で 1 時間保持する。
4) 模擬試験体を電気炉から取り出し、室温に下がるまで放置する。
5) これを 1 サイクルとして 55 回繰り返す。

構造変更した接続箇所 f 部近傍の異常の有無を確認するため、外観確認、導通確認及び X 線撮影を実施した。なお、外観確認及び導通確認に関しては、熱サイクル回数 10、20、30、35、45、55 回後に実施した。また、X 線撮影に関しては、熱サイクル回数 20、40、55 回後に実施した。

熱サイクル試験の結果を Table 3.3、Fig. 3.10 及び Fig. 3.11 に示す。熱サイクル試験の結果から、試験に用いた全ての模擬試験体において、外観に関しては亀裂や破損がないこと、MI ケーブル芯線の導通に関しては異常がなかったこと、X 線撮影に関しては亀裂及び断線等の異常がなかったことが確認できた。

(2) 高温耐久試験

HTTR 特有の高温環境に係る耐熱性能を確認するために、高温耐久試験を実施した。加熱方法は熱サイクル試験と同様であるが、450 ℃で 720 時間(30 日)保持した点が異なる。高温耐久試験の結果を Table 3.4、Fig. 3.12 及び Fig. 3.13 に示す。高温耐久試験の結果から、試験に用いた全ての模擬試験体において、外観に関しては亀裂や破損がないこと、MI ケーブル芯線の導通に関しては異常がなかったこと、X 線撮影に関しては亀裂及び断線等の異常がなかったことが確認できた。

3.4 試験考察

熱サイクル試験では、常温から 450℃の間における 55 回の熱サイクルにおいて、金属管接合部及び MI ケーブル芯線に異常が確認されなかったことから、HTTR の起動・停止を想定した熱応力に対して十分に改善されたものと判断できる。55 回の熱サイクルの設定については、既存品が 30 回の熱サイクルにて亀裂が確認されたことを踏まえると、十分保守側の設定である。高温耐久試験では、720 時間(30 日)の熱応力下においても、金属管接合部及び MI ケーブル芯線に異常が確認されなかったことから HTTR 特有の高温での運転環境を想定した熱応力に対して耐熱性能は十分に有していると判断できる。以上の考察から、推定していた断線メカニズムが妥当であったと判断し、また、HTTR で想定される高温環境下において接合構造の健全性が向上したことから、変更案 1 を WRM に係る製作仕様として決定した。

4. 結論

高温環境下における WRM の信頼性向上を目的として、動作不能に係る原因調査の結果を踏まえた WRM の構造変更を検討した結果、以下が明らかとなった。

- モックアップ試験の熱サイクル試験により亀裂等の異常が生じなかったことから、推定していた断線メカニズムが妥当であることを確認した。
- 先の WRM 動作不能が熱サイクルによるニッケル製リード線の断線に起因したことから、ニッケル製リード線を使用せずに MI ケーブル芯線と金属管を直接接合する構造変更を考案した。
- 上記構造変更案について、他の構造変更案と比較検討した結果、上記構造変更案が構造変更後の検証を短時間で対応できる最も信頼性が高い方法であるとの結論を得た。
- 上記構造変更案で MI ケーブル芯線と金属管を接続したモックアップを製作して熱サイクル試験及び高温耐久試験を実施した結果、HTTR の使用条件においても接続部分の健全性が保たれることが明らかとなった。

今後は、上記構造変更案をもとにした WRM を製作し、信頼性向上の観点から既存 WRM と順次交換する予定である。

謝辞

WRM の原因調査及び試験等にあたっては、HTTR 運転管理課及び三菱電機株式会社電子システム事業本部通信器製作所諸氏に多大なご協力を頂きました。また、本報告書をまとめるに当たり、高速炉・新型炉研究開発部門大洗研究所高温ガス炉研究開発センター水素・熱利用研究開発部中川繁昭氏に貴重なご意見を頂きました。以上、記して謝意を表します。

参考文献

1) Saito, S., Tanaka, T., Sudo, Y., Baba, O., Shindo, M., Shiozawa, S., Mogi, H., Okubo, M., Ito, N., Shindo, R., et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994, 247p.
2) 高松 邦吉, 中川 繁昭, 坂場 成昭, 高田 英治, 栃尾 大輔, 島川 聡司, 野尻 直喜, 後藤 実, 柴田 大受, 植田 祥平 他, 高温工学試験研究炉の出力上昇試験(高温試験運転)－試験方法及び結果の概要－, JAERI-Tech 2004-063, 2004, 61p.
3) Shinohara, M., Tochio, D., Hamamoto, S., Inoi, H., Shinozaki, M., Nishihara, T., Iyoku, T., Long-term high-temperature operation in the HTTR, 1; Outline and main test results, Proceedings of 5th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2010) (CD-ROM), 2010.
4) Wakayama, N., Ara, K., Terada, H., Yamagishi, H., Tomoda, T., Development of experimental VHTR instrumentation, IAEA specialists meeting on gas-cooled reactor core and high temperature instrumentation, Windermere (UK), 15-17 June, 1982, 15p., (IAEA-TC-389/6-13).
5) 若山 直昭, 江崎 正弘, 荒 克之, 山田 邦貴, 浮草 寛,片桐 政樹, 高温ガス炉計装用各種センサーの現状と開発研究課題, 日本原子力学会誌, Vol.22, No.12, 1980, pp.845-859.
6) 篠原 正憲, 澤畑 洋明, 川本 大樹, 茂木 利広, 齋藤 賢司, 高田 昌二, 吉田 直昭, 磯崎 涼佑, 勝山 幸三, 高温工学試験研究炉(HTTR)の使用済広領域中性子検出器の動作不能調査 -原因調査及び輸送作業-, JAEA-Technology 2012-025, 2012, 31p.
7) 篠原 正憲, 茂木 利広, 齋藤 賢司, 高田 昌二, 石見 明洋, 勝山 幸三, 高温工学試験研究炉(HTTR)の使用済広領域中性子検出器の動作不能調査 -原因調査及び照射後試験-, JAEA-Technology 2012-026, 2012, 21p.
8) 篠原 正憲, 茂木 利広, 齋藤 賢司, 芳賀 広行, 佐々木 新治, 勝山 幸三, 高田 清志, 東村 圭祐, 藤井 淳一, 鵜飼 隆由 他, 高温工学試験研究炉(HTTR)の使用済広領域中性子検出器の動作不能調査 -サンプル試験及び破壊試験-, JAEA-Technology 2012-032, 2012, 29p.
9) 友田 利正 他, 原子炉核計装用高温核分裂計数管 -電離箱の開発-, 三菱電機技報,Vol. 57(4), 1983, pp.285-289.
10) 若山 直昭, 高温用核分裂計数管型電離箱の開発研究, JAERI-M 85-193, 1985, 160p.

Table 1.1 HTTR の主要諸元

原子炉熱出力	30 MW
1 次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395 ℃
原子炉出口冷却材温度	850 ℃（定格運転時）
	950 ℃（高温運転時）
1 次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m^3
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10 %（平均 6 %）
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製（2.25 Cr - 1 Mo 鋼）
冷却回路数	1 ループ（中間熱交換器及び加圧水冷却器）

Table 2.1 HTTR 広領域中性子検出器の基本仕様

項目	仕様
1. 寸法	
(1) 外径	φ38 mm
(2) 検出器全長	387 mm
(3) ケーブル長	約 8 m
2. コネクタ	TRC-3SP-M
3. 材料	
(1) 主要材料	インコネル
(2) 電離箱材料	アルミナセラミック
(3) 中性子有感物質	濃縮ウラン
(4) 封入ガス	$Ar+N_2+He$
4. 絶縁抵抗	
(1) HV 極 C-I	10^{10} Ω以上
(2) SIG 極 C-I	同上
(3) I-O(共通)	10^{8} Ω以上
5. 使用条件	
(1) 周囲温度	通常時:450 ℃ 事故時:550 ℃ (ただし、コネクタ部は 80℃)
(2) 熱中性子束	1×10^{11} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$
(3) γ線束	1×10^{8} Gy/h
(4) 最高使用圧力	4.7 MPa
6. 動作定格	
(1) 動作電圧	約 300 V
(2) 熱中性子感度(パルス)	0.1 cps/($cm^{-2}\cdot s^{-1}$)±20 %
(3) 熱中性子感度(直流)	約 1.6×10^{-14} A/($cm^{-2}\cdot s^{-1}$)±20 %
(4) 電流パルス	1.6 μA
(5) 電荷パルス	6.5×10^{14} C
(6) 電荷収集時間	150 ns 以下

Table 2.2　WRM の使用実績

サイクル名	RS-8	RS-9	RP-10	HP-11-4	合計
運転モード	定格/単独	定格/単独	定格/並列	高温/並列	
EFPD （定格出力換算日数）	23.7日	8.5日	38.4日	68.6日	139.2日
運転概要	●第3回施設定期検査（出力100%）	●循環機回転数低下試験（出力100%）＊	●連続30日間の定格運転（出力100%）	●第4回施設定期検査（出力100%）	
	●制御棒引抜き試験（出力80%）＊	●循環機2台停止試験（出力100%）＊	（原子炉出口冷却材温度約850℃）	●連続50日間の高温試験運転（出力100%）	
	●循環機回転数低下試験（出力80%）＊	●制御棒引抜き試験（出力30%）＊		（原子炉出口冷却材温度950℃）	
	●循環機2台停止試験（出力80%）＊	●循環機2台停止試験（出力30%）＊			
原子炉停止方法	●手動スクラムによる停止（出力80%）	●手動スクラムによる停止（出力100%）	●通常停止	●通常停止	
		●手動スクラムによる停止（出力30%）			

＊安全性実証試験

Table 3.1 部材の線膨張係数

部位	材料	線膨張係数（／K）
金属管	ハイパロイ(50%Ni50%Fe合金)	9.7×10^{-6}
MIケーブル芯線	銅クラッドインコネル	15.1×10^{-6}
リード線	ニッケル	15.0×10^{-6}

Table 3.2　モックアップ試験条件と評価方法

試験項目	試験条件	評価方法	評価要領	実施回数	判定基準
熱サイクル試験	初期温度：室温 最大温度：450°C 温度上昇速度：400°C強/約20分 温度保持時間：1時間以上 サイクル数：55回	①外観確認	模擬試験体の外観を目視確認する。	7回 （試験開始前及び熱サイクル10、20、30、35、45、55回実施後）	金属管に亀裂、破損がないこと。
		②導通確認	テスターにて模擬試験体両端の導通を確認する。		導通があること。
		③X線撮影	X線撮影により模擬試験体内部の状態を確認する。	4回 （試験開始前及び熱サイクル20、40、55回実施後）	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド（空洞）発生等の変化がないこと。
高温耐久試験	初期温度：室温 最大温度：450°C 温度保持時間：720時間（30日間）	①外観確認	模擬試験体の外観を目視確認する。	2回 （試験開始前及び試験完了後）	金属管に亀裂、破損がないこと。
		②導通確認	テスターにて模擬試験体両端の導通を確認する。		導通があること。
		③X線撮影	X線撮影により模擬試験体内部の状態を確認する。		MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド（空洞）発生等の変化がないこと。

Table 3.3 熱サイクル試験結果

模擬試験体	評価項目	判定基準	評価結果									判定
			サンプル端	試験開始前	熱サイクル数							
					10回	20回	30回	35回	40回	45回	55回	
サンプルA	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	良
			B端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	
			B端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	
サンプルB	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	良
			B端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	
			B端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	
サンプルC	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	良
			B端	OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	OK	OK	OK	—	OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	
			B端	OK	—	OK	—	—	OK	—	OK	

Table 3.4 高温耐久試験結果

模擬試験体	評価項目	判定基準	評価結果			判定
			サンプル端	試験開始前	試験開始前	
サンプルD	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	良
			B端	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	OK	
			B端	OK	OK	
サンプルE	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	良
			B端	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	OK	
			B端	OK	OK	
サンプルF	外観確認	金属管に亀裂、破損がないこと。	A端	OK	OK	良
			B端	OK	OK	
	導通確認	MIケーブル芯線に導通があること。		OK	OK	
	X線撮影	MIケーブル芯線に亀裂、断線がないこと。 MIケーブル芯線と金属管の接合部に隙間がないこと。 ボイド(空洞)発生等の変化がないこと。	A端	OK	OK	
			B端	OK	OK	

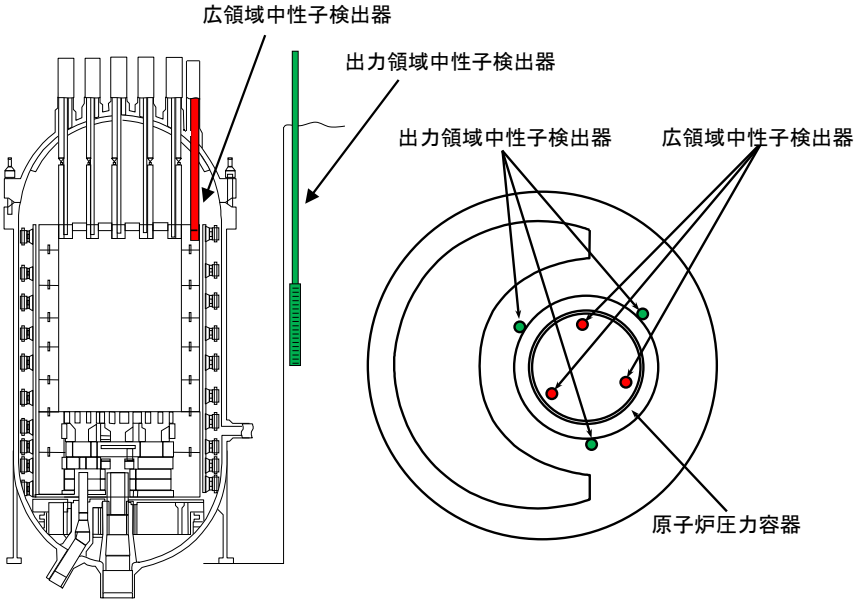


Fig. 2.1　中性子検出器の配置図

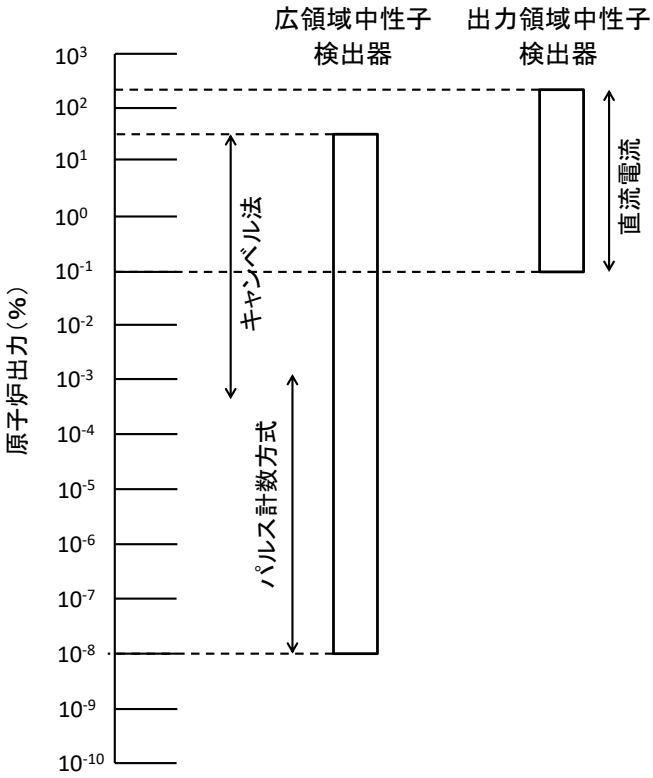


Fig. 2.2　中性子計装の測定範囲

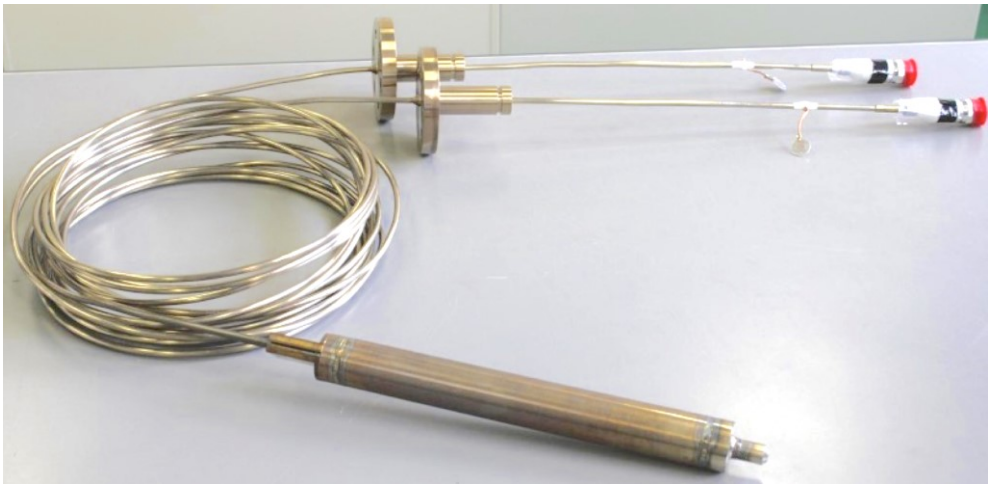
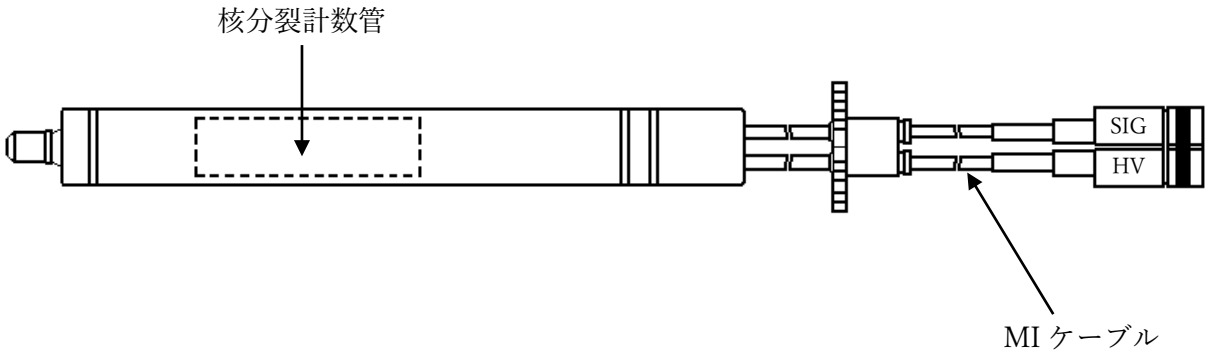
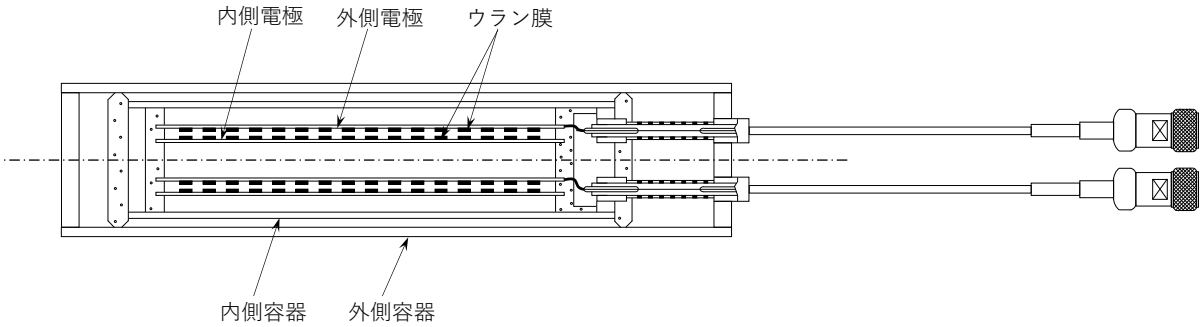


Fig. 2.3 外観写真



(a) 外観



(b) 内部構造

Fig. 2.4 概要図

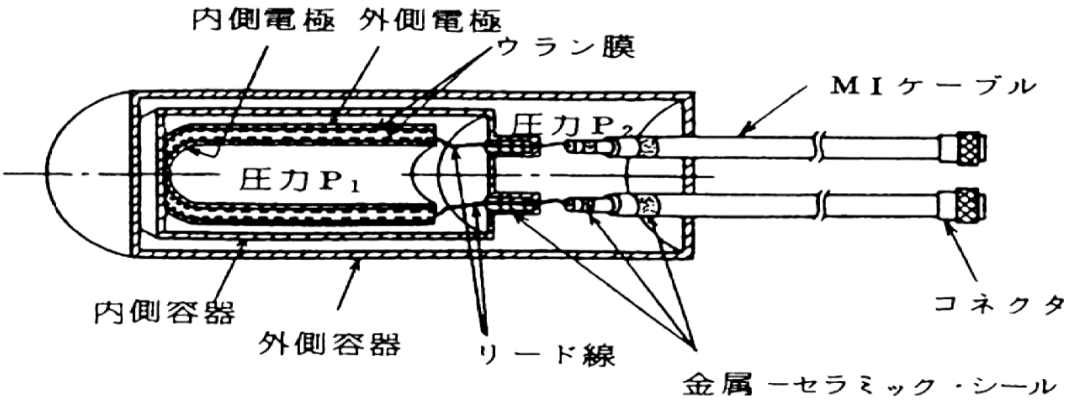


Fig. 2.5 耐熱構造に係る概略図

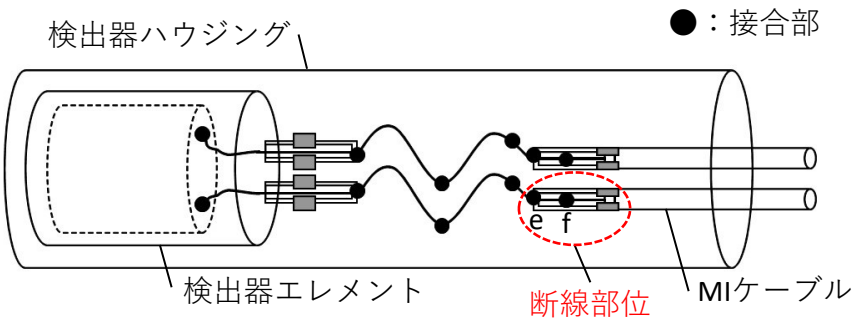


Fig. 2.6 断線部位

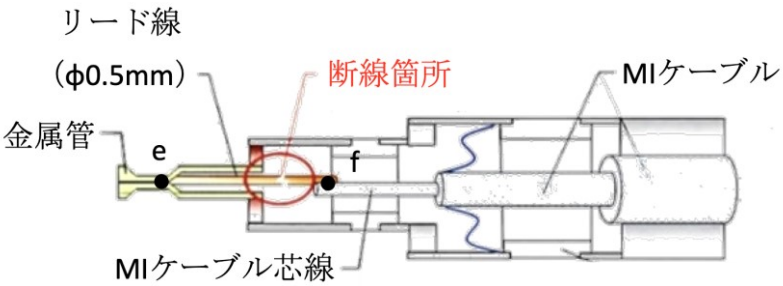


Fig. 2.7 断線箇所

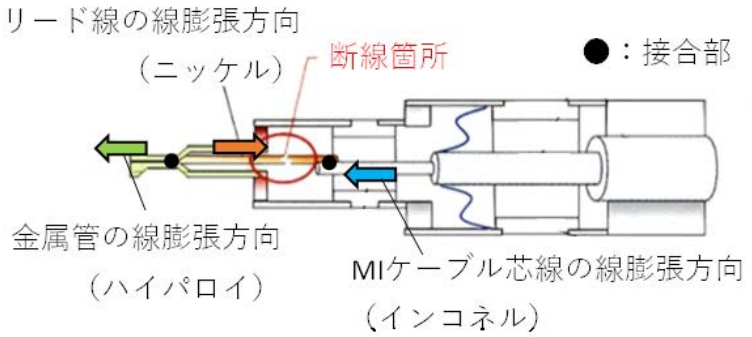


Fig. 3.1 線膨張時の構成部材の変位

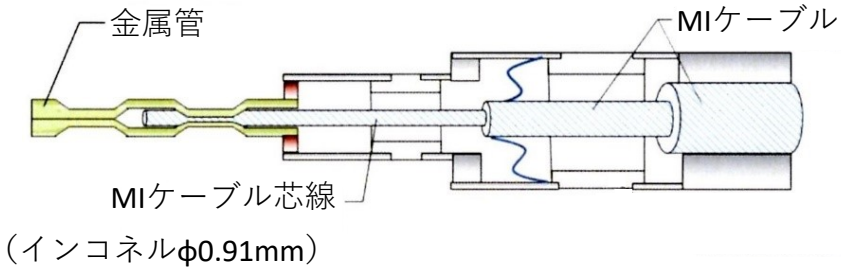


Fig. 3.2 変更案 1 のイメージ

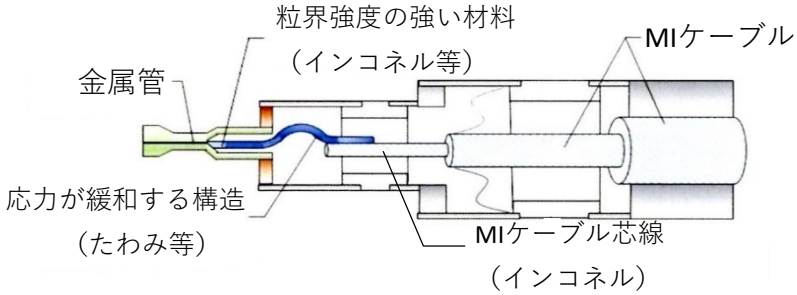


Fig. 3.3 変更案 2 のイメージ

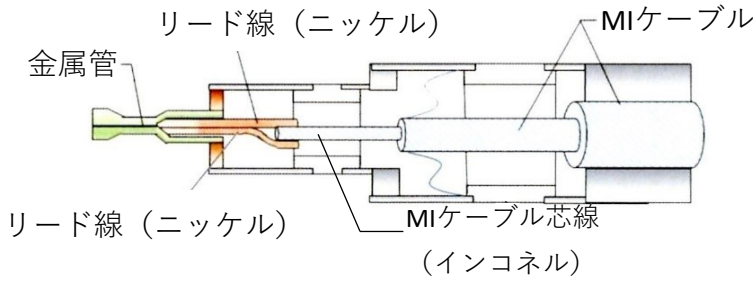


Fig. 3.4 変更案 3 のイメージ

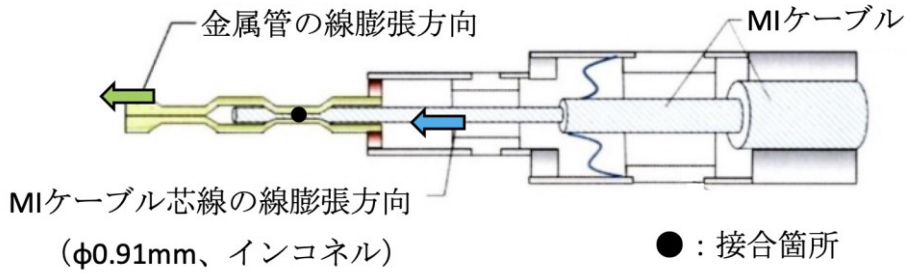


Fig. 3.5 採用した変更案 1 の概略図

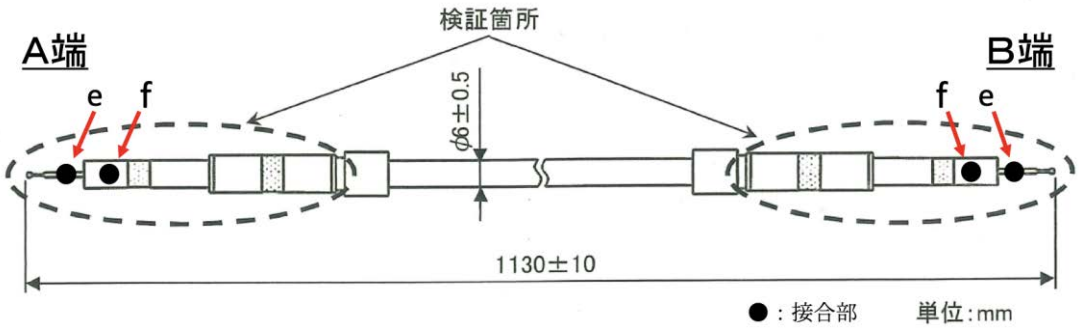


Fig. 3.6 模擬試験体の概略図

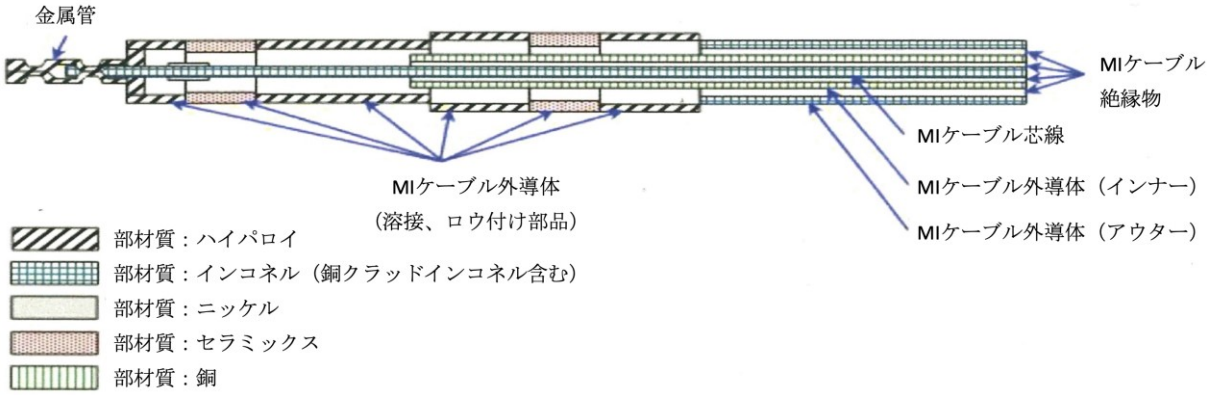


Fig. 3.7 模擬試験体の断面図

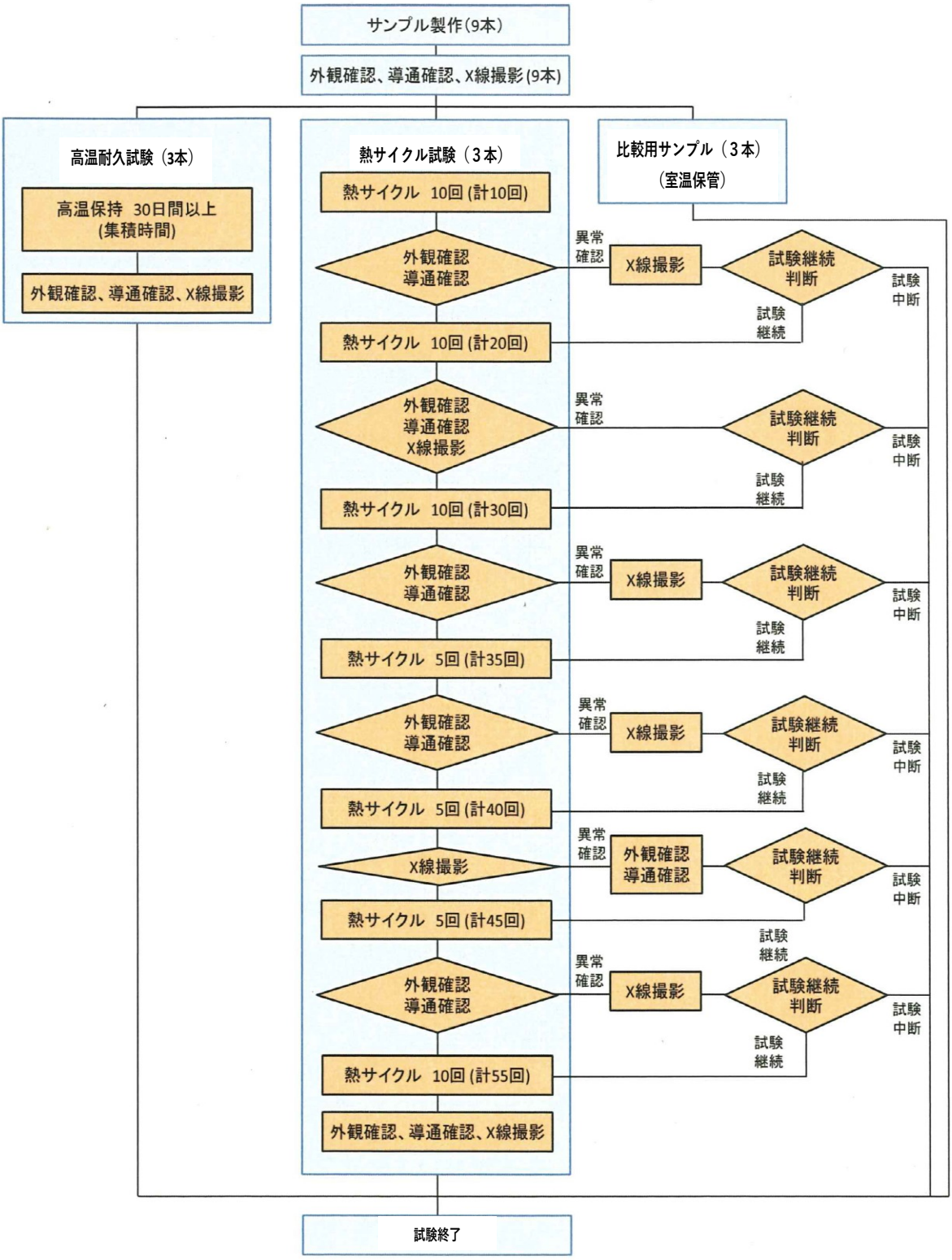


Fig. 3.8 モックアップ試験のフローチャート

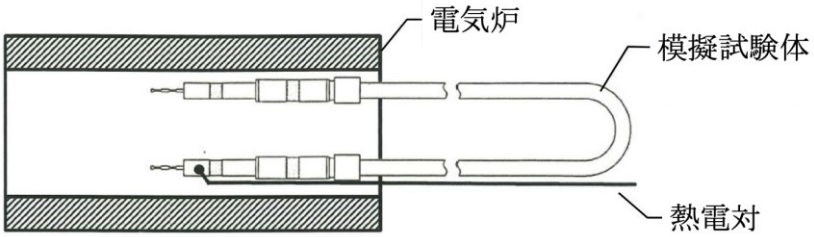
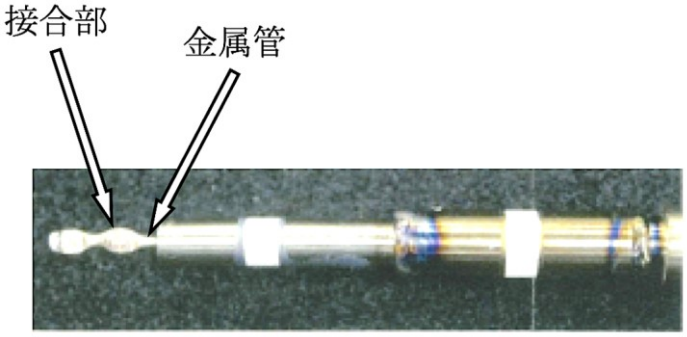
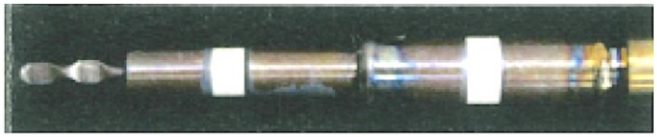


Fig. 3.9 模擬試験体の加熱方法

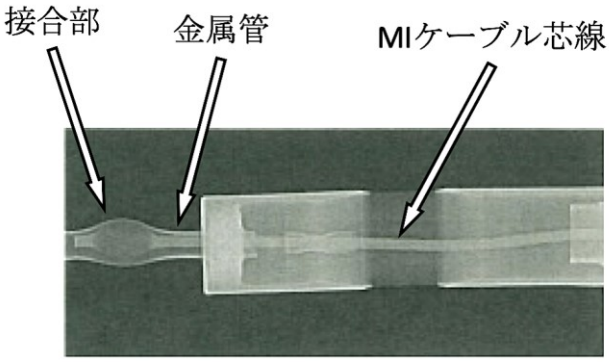


(a) 試験前

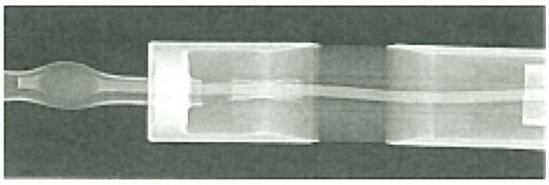


(b) 試験後(55回加熱)

Fig. 3.10 熱サイクル試験前後の外観写真

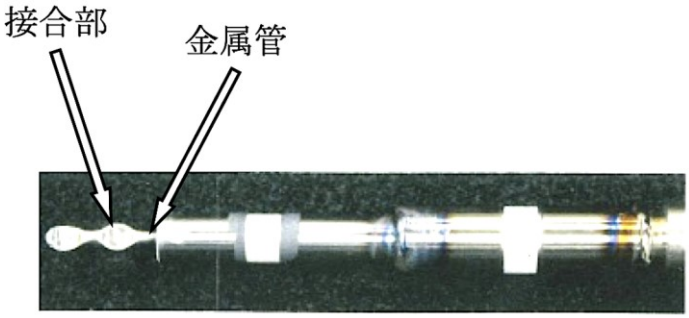


(a) 試験前



(b) 試験後(55回加熱)

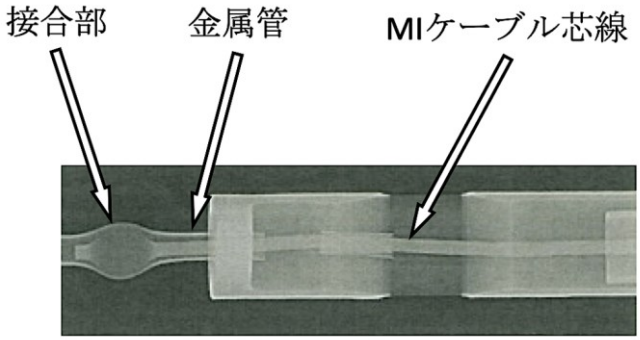
Fig. 3.11 熱サイクル試験前後の X 線写真



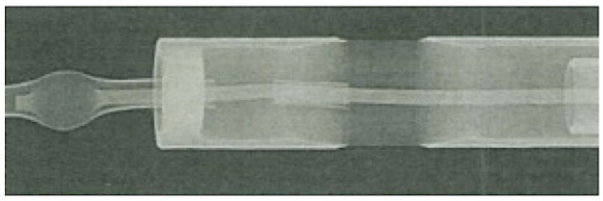
(a) 試験前

(b) 試験後

Fig. 3.12 高温耐久試験前後の外観写真



(a) 試験前



(b) 試験後

Fig. 3.13 高温耐久試験前後の X 線写真