

JAERI-Tech

2003-049



JP0350095



HTTR 安全性実証試験 (SR-1/S1C-1) の試験計画 (受託調査)

2003年3月

中川 繁昭・坂場 成昭・高田 英治・橘 幸男
齋藤 賢司・古澤 孝之・沢 和弘

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
人手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県
那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料
センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費
頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research
Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy
Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

HTTR 安全性実証試験（SR-1/S1C-1）の試験計画
(受託調査)

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

中川 繁昭・坂場 成昭・高田 英治・橘 幸男
斎藤 賢司・古澤 孝之・沢 和弘

(2003 年 2 月 25 日受理)

高温ガス炉の固有の安全性を定量的に実証するために、HTTR（高温工学試験研究炉）を用いた安全性実証試験を行う。安全性実証試験のうち第 1 期の試験では、異常な過渡変化に相当する試験（但し、スクラムなし）として、制御棒の引抜き試験および 1 次冷却材流量の低下を模擬した試験を実施し、第 2 期の試験では、事故を模擬した試験を重点的に行う計画である。試験に対する挙動解析と実測データの比較検討により、炉心動特性コード、プラント動特性コード等の安全評価コードの高精度化と検証を行い、十分信頼性のある安全設計・評価技術を確立する。これらの成果は、高温ガス炉の安全設計方針、安全評価方針等の作成に役立てる。

本報は、HTTR の安全性実証試験全体概要を示すとともに、2003 年 3 月に計画している制御棒引抜き試験および循環機停止試験の試験内容、試験条件、事前解析結果等について示す。

本報告書は、文部科学省からの受託事業「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の成果である。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

Safety Demonstration Test (SR-1/S1C-1) Plan of HTTR
(Contract Research)

Shigeaki NAKAGAWA, Nariaki SAKABA
Eiji TAKADA, Yukio TACHIBANA, Kenji SAITO
Takayuki FURUSAWA and Kazuhiro SAWA

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 25, 2003)

Safety demonstration tests in the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) will be carried out in order to verify inherent safety features of the HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor). The first phase of the safety demonstration tests includes the reactivity insertion test by the control rod withdrawal and the coolant flow reduction test by the gas circulator trip. In the second phase, accident simulation tests will be conducted. By comparison of their experimental and analytical results, the prediction capability of the safety evaluation codes such as the core and the plant dynamics codes will be improved and verified, which will contribute to establish the safety design and the safety evaluation technologies of the HTGRs. The results obtained through its safety demonstration tests will be also utilised for the establishment of the safety design guideline, the safety evaluation guideline, etc.

This paper describes the test program of the overall safety demonstration tests and the test method, the test conditions and the results of the pre-test analysis of the reactivity insertion test and the partial gas circulator trip test planned in March 2003.

Keywords: Safety Demonstration Test, Inherent Safety, Reactivity Insertion, Gas Circulator Trip, Accident Simulation, Safety Design, Safety Evaluation, HTGR, HTR, HTTR

Present Study is entrusted from Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

目次

1. はじめに	1
2. HTTR と安全性実証試験の全体概要	2
2.1 HTTR の概要	2
2.2 安全性実証試験計画	3
3. 制御棒引抜き試験 (SR-1)	9
3.1 試験目的	9
3.2 試験条件	9
3.3 計測項目	9
3.4 試験手順	9
3.5 事前評価	10
4. 循環機停止試験 (S1C-1)	17
4.1 試験目的	17
4.2 試験条件	17
4.3 計測項目	17
4.4 試験手順	18
4.5 事前評価	18
5. おわりに	22
謝辞	22
参考文献	22

Contents

1. Introduction	1
2. Test Program of Overall Safety Demonstration Test	2
2.1 Outline of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	2
2.2 Safety Demonstration Test Program	3
3. Reactivity Insertion Test (SR-1)	9
3.1 Test Program	9
3.2 Test Condition	9
3.3 Test Method	9
3.4 Test Procedure	9
3.5 Pre-test Analysis	10
4. Partial Gas Circulators Trip Test (S1C-1)	17
4.1 Test Program	17
4.2 Test Condition	17
4.3 Test Method	17
4.4 Test Procedure	18
4.5 Pre-test Analysis	18
5. Conclusion	22
Acknowledgment	22
References	22

1. はじめに

HTTR（高温工学試験研究炉）は、高温ガス炉技術の基盤の確立、熱利用技術の基盤の確立および高温での先端的照射研究を行う目的で、日本原子力研究所大洗研究所に建設された、原子炉出力 30 MW、原子炉出口ヘリウムガス温度最高 950℃の我が国初の高温ガス炉である⁽¹⁾。

HTTR は 1998 年 11 月 10 日に初臨界に達した後、1999 年 9 月から出力上昇試験を開始し、2001 年 12 月 7 日に原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃を達成した。2002 年 3 月 6 日には、定格運転（原子炉出口冷却材温度 850℃までの運転）の使用前検査合格証を取得した。今後、原子炉出口冷却材温度 950℃の達成を目指すとともに、以下の試験を行っていくこととしている。

① 安全性実証試験

高温ガス炉固有の安全性を定量的に実証するとともに、安全評価用コードの検証に資する。

② 基盤技術試験

HTTR の運転・保守等の経験から高温ガス炉の運転性能を把握する。

③ 核熱利用試験

HTTR と水素製造システムを接続し、核熱利用技術を実証する。

④ 高温照射試験

HTTR で照射試験を実施し、新素材や燃料の開発等を行う。

本報は、これらの試験のうち、安全性実証試験の全体概要を示すとともに、安全性実証試験のうち、2003 年 3 月に計画している制御棒引抜き試験および 1 次系流量低下試験（循環機停止試験）の具体的な試験内容と事前解析結果について示す。

2. HTTR と安全性実証試験の全体概要

2.1 HTTR の概要

HTTR は熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度、定格運転時 850°C、高温試験運転時 950°C（定格運転時と高温試験運転時では 1 次冷却材流量が異なる）の高温ガス炉である。HTTR の基本仕様を Table 2.1 に、原子炉本体の構造断面図を Fig. 2.1 に示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。炉心は、燃料カラム 30 カラムと制御棒案内カラム 7 カラムにより構成され、その外周を可動反射体および大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。燃料体は、ピン・イン・ブロック型であり、被覆燃料粒子を黒鉛粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒を黒鉛ブロックの中の燃料棒挿入孔に挿入したものである。

原子炉の出力制御は、炉心領域および可動反射体領域の合計 16 対の制御棒で行う。原子炉スクラム時には、制御棒は重力によって制御棒案内ブロックの 1 対の穴に落下挿入され、原子炉を安全に停止することができる。

原子炉冷却設備は、Fig. 2.2 に示すように、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備および原子炉スクラム時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備と炉容器冷却設備からなる。主冷却設備は、1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備および加圧水冷却設備からなり、原子炉で発生した熱を最終的には加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気へ放散する。1 次冷却設備は、中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger) および 1 次加圧水冷却器 (PPWC : Primary Pressurized Water Cooler) により構成され、原子炉からの最高 950°C の 1 次冷却材は、高温二重管の内管内を流れて原子炉から IHX および PPWC に輸送され、約 400°C まで冷却された後、内管と外管の間を流れ再び原子炉へ戻る。運転モードは、PPWC だけを使用する単独運転 (PPWC のみで約 30MW の除熱を行う) と、PPWC と IHX の双方を使用する並列運転 (PPWC で約 20MW および IHX で約 10MW の除熱を行う) がある。補助冷却設備は、原子炉がスクラムした場合に炉心からの残留熱を除去するための工学的安全施設であり、補助ヘリウム系および補助冷却水系からなる。炉容器冷却設備は、配管破断事故（減圧事故）のような主冷却設備および補助冷却設備の循環経路を確保できないような事故の場合、原子炉圧力容器の外部の自然対流および熱放射により炉心の冷却を行うために用いるとともに、通常運転時の生体遮へい体コンクリートの冷却にも用いられる。

原子炉制御装置は、原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、1 次冷却材流量等を制御するもので、原子炉出力制御装置、プラント制御装置等から構成される。原子炉制御装置の基本構成を Fig. 2.3 に示す。原子炉出力制御装置は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系と、原子炉出口冷却材温度を一定に制御する原子炉出口温度制御系より構成される。プラント制御装置は、主冷却設備の起動・停止および通常運転にかかる制御を行うとともに、通常運転時に起こり得る外乱に対して、温度、流量、差圧等のプロセス量を制御する原子炉

入口温度制御系、1次冷却材流量制御系、1次冷却材圧力制御系、1次・2次ヘリウム差圧制御系、加圧水温度制御系、1次冷却材・加圧水差圧制御系により構成される。

2.2 安全性実証試験計画

安全性実証試験⁽²⁾は、異常状態を模擬した試験であり、HTTRを用いて、高温ガス炉の安全性を定量的に示すとともに、異常時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を確立することを目的とする。

試験は小さな異常状態の模擬から大きく2段階で実施する。第1期は異常な過渡変化に相当する試験（但し、高温ガス炉の安全性を利用してATWS（Anticipated Transient Without Scram）とする）を実施する。第2期では、事故を模擬した試験を中心に実施する。

第1期の安全性実証試験（以下、第1期安全性実証試験という。）は、2002年度から2005年度にかけて実施する予定であり、第2期の安全性実証試験（以下、第2期安全性実証試験という。）は、2006年度以降に実施予定である。第1期安全性実証試験は、行政庁の許可を取得済みであるが、第2期の試験については、第1期の試験結果に基づいて安全評価、原子炉設置変更許可申請等を行い、行政庁の許可を取得した後に実施する。

第1期安全性実証試験の試験項目、試験目的、試験条件および主な測定項目をTable 2.2に示す。第1期安全性実証試験は、反応度投入事象を模擬した制御棒引抜き試験および1次冷却材流量低下事象を模擬した1次系流量低下試験からなる。

1次系流量低下試験は、原子炉出口温度制御系を切り離さない状態で、1次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる流量部分喪失試験と、原子炉出力制御系を切り離し、1次ヘリウム循環機を（PPWC用の全3台中）1台又は2台停止して強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる循環機停止試験に分類される。なお、これらは原子炉スクラムを伴わない試験であり、炉心熱容量が大きく、負のフィードバック特性に優れている高温ガス炉固有の安全性により、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、燃料温度の変化が緩慢であることを実証するものである。試験で得られたデータは、炉心動特性コードおよびプラント動特性コードの予測精度向上のために利用することができ、国内外の高温ガス炉開発にとって非常に有益で役立つものと期待されている。

第2期安全性実証試験では、PPWC用1次ヘリウム循環機3台全てを停止し、1次冷却材流量喪失事象を模擬する「循環機停止試験（1次ヘリウム循環機3台停止）」、1次ヘリウム循環機3台全停止に加え、炉容器冷却設備（VCS）を停止し、原子炉冷却設備が全て作動しない状態をつくる「炉容器冷却系停止試験」、および1次ヘリウム循環機3台全停止後、1次冷却材の回収（減圧）を行い、苛酷事故に相当する冷却材喪失事故（減圧事故）を模擬する「減圧事故模擬試験」を実施する計画である。

本報では、第1期安全性実証試験のうち、2003年3月に計画している原子炉出力50%からの制御棒引抜き試験および原子炉出力30%からの循環機停止試験（1次ヘリウム循環機3台中の1台停止）について、試験内容および試験条件の詳細ならびに事前評価結果を示す。

Table 2.1 Major specification of HTTR

Item	Specification
Thermal power	30 MW
Coolant	Helium gas
Reactor outlet coolant temperature	850 °C (Rated operation mode) 950 °C (High temperature test operation mode)
Reactor inlet coolant temperature	395 °C
Primary coolant pressure	4.0 MPa
Primary coolant flow rate	12.4 kg/s (Rated operation mode) 10.2 kg/s (High temperature test operation mode)
Core structures	Graphite
Core height	2.9 m
Core diameter	2.3 m
Power density	2.5 MW/m ³
Fuel	Low enriched UO ₂
Enrichment	3~10 wt% (avg. 6 wt%)
Fuel element type	Prismatic block
Pressure vessel	Steel (2·1/4Cr - 1Mo)
Number of main cooling loop	1

Table 2.2 Phase I safety demonstration test items

Test item	Test conditions	Data to be obtained
Reactivity insertion test - Control rod withdrawal test	<ul style="list-style-type: none"> • Rated operation mode • Single loaded operation mode • Reactor power : 30% ~ 80% • Central pair of control rods are withdrawn • Control rods withdrawal rate : 1 or 5 mm/s • Control rods withdrawal distance : 50mm (max.) • Without scram 	<p>Transient data</p> <ul style="list-style-type: none"> • Reactor power • Reactivity • Primary coolant temperatures • Temperatures of reactor internals, etc.
Coolant flow reduction test - Partial loss of coolant flow test	<ul style="list-style-type: none"> • Rated operation mode • Single loaded operation mode • Reactor power : 30% ~ 100% • Parameters : change of primary coolant flow rate and rate of change • Without scram 	<p>Transient data</p> <ul style="list-style-type: none"> • Reactor power • Reactivity • Primary coolant temperatures • Primary coolant flow rate, etc.
Coolant flow reduction test - Gas circulators trip test	<ul style="list-style-type: none"> • Rated operation mode • Single loaded operation mode • Reactor power : 30% ~ 100% • Gas circulators to be stopped : one or two out of three at the primary pressurized water cooler • Without scram 	<p>Transient data</p> <ul style="list-style-type: none"> • Reactor power • Reactivity • Primary coolant temperatures • Primary coolant flow rate • Temperature of reactor internals, reactor pressure vessel, etc.

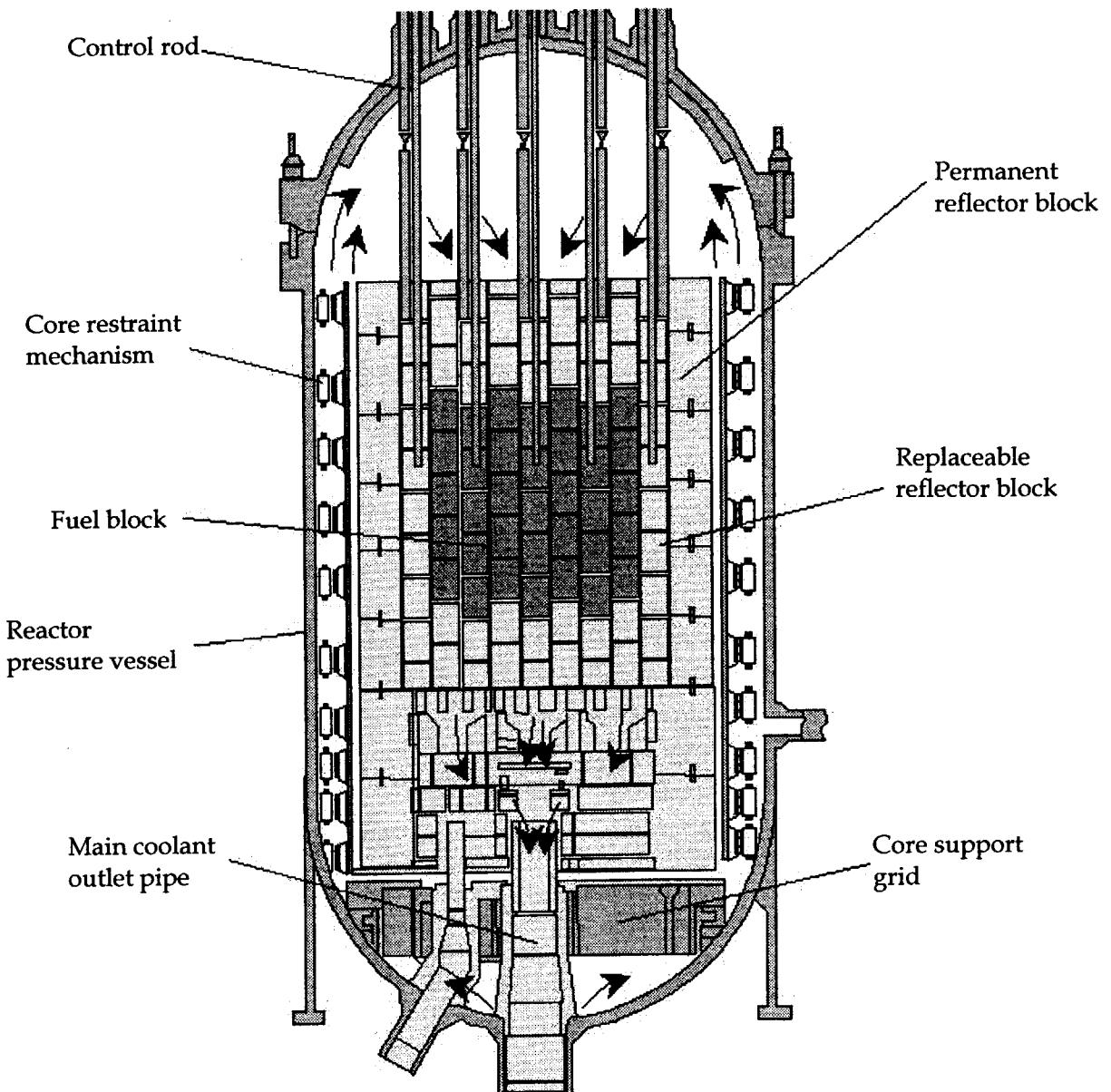


Fig. 2.1 Vertical view of HTTR reactor core

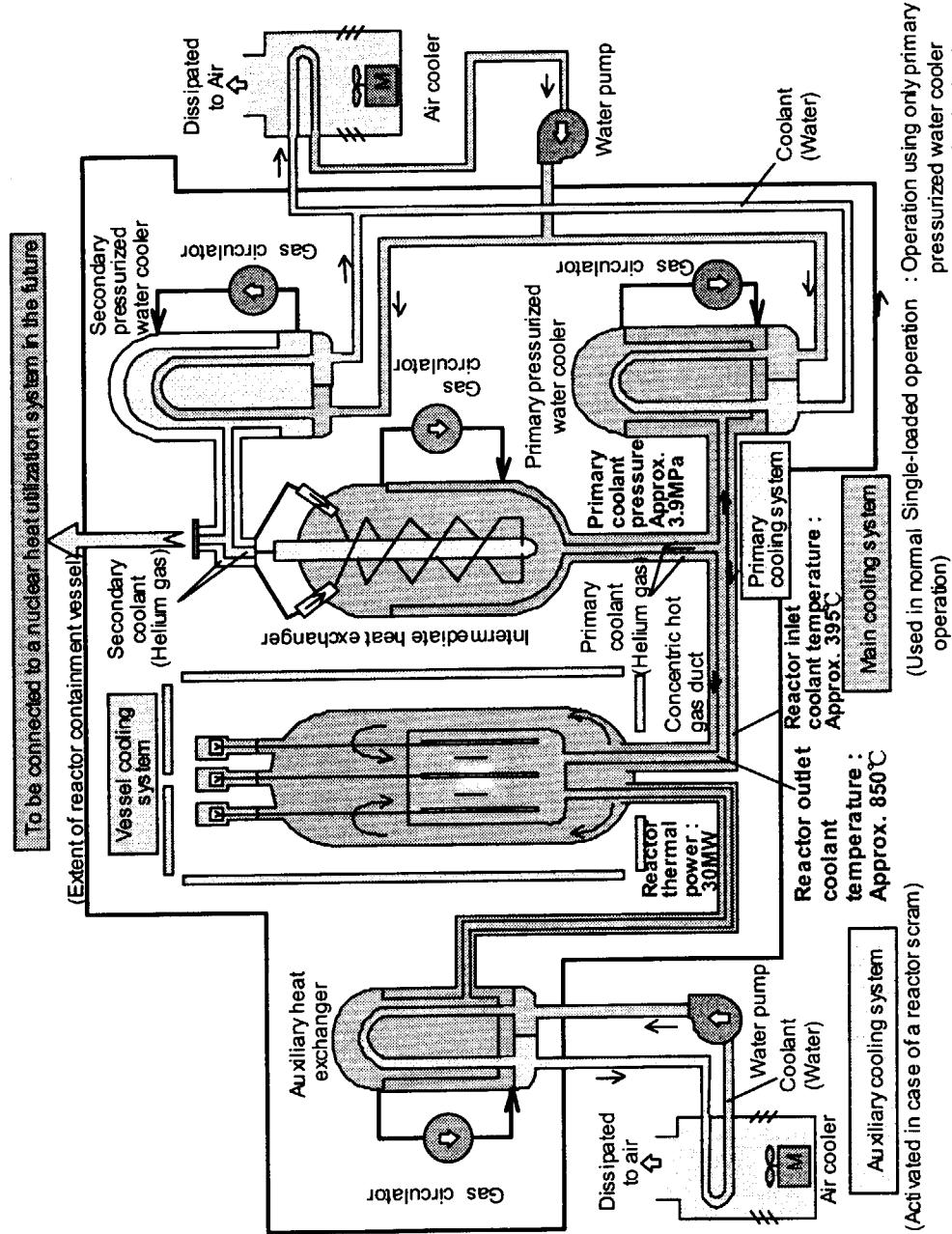


Fig.2.2 Schematic diagram of reactor cooling system; main cooling system, auxiliary cooling system and vessel cooling system

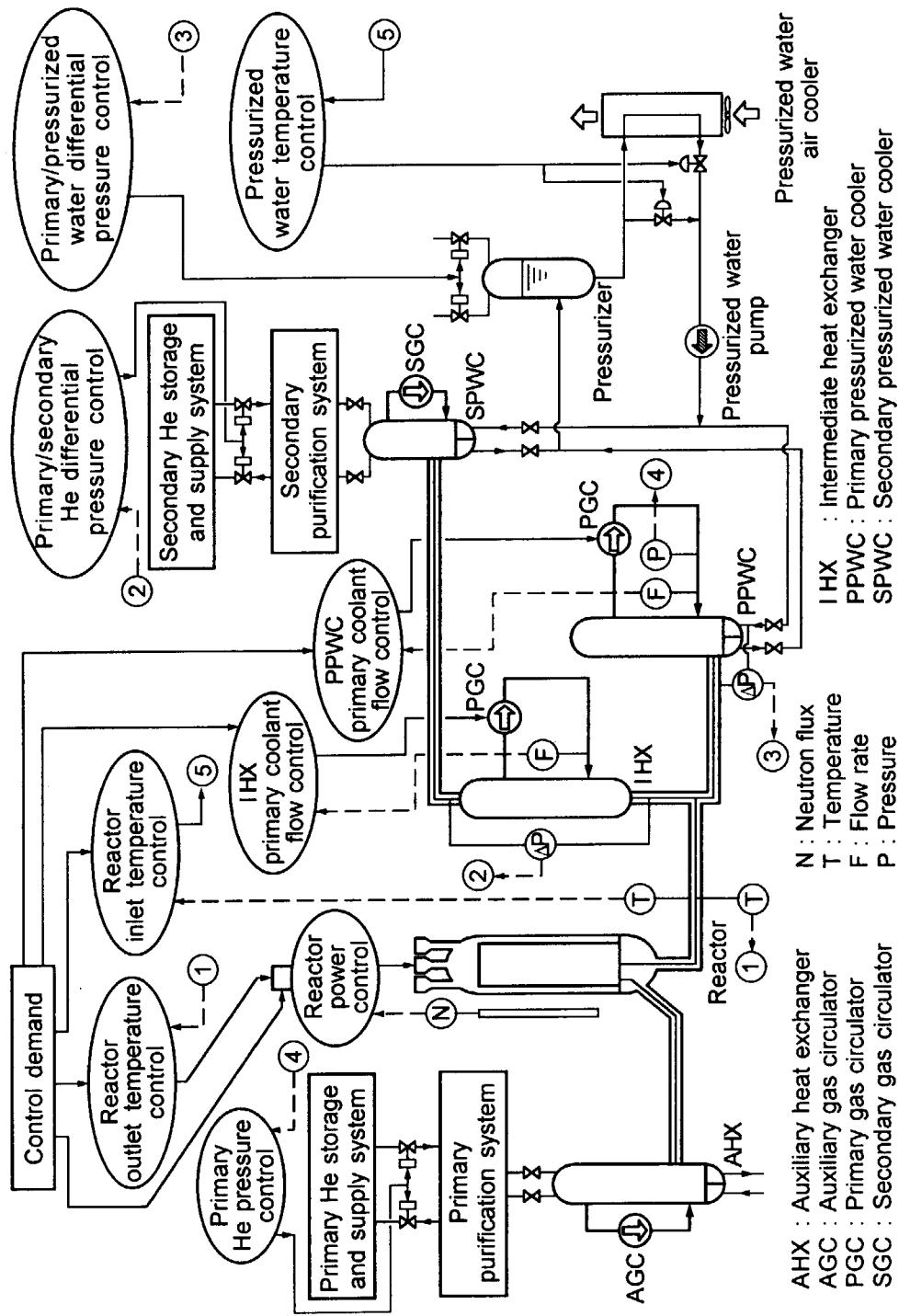


Fig.2.3 Plant control device of HTTR

3. 制御棒引抜き試験 (SR-1)

3.1 試験目的

制御棒引抜き試験 (SR-1; Safety demonstration test / Reactivity insertion test -1) は、原子炉出力制御系を切り離し、炉心中央位置の制御棒を引抜くことにより実施する。この試験により、原子炉出力制御系が作動しなくても、炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

3.2 試験条件

制御棒引抜き試験 (SR-1) の試験条件を以下に示す。

- ・運転モード : 定格運転・単独運転
- ・原子炉出力 : 50% (15MW) (初期値)、
- ・原子炉出口冷却材温度 : 850°C 以下
- ・引抜き対象制御棒 : 中心制御棒
- ・制御棒引抜き速度 : 5mm/s (高速)、1mm/s (低速)
(反応度添加率 : $1.6 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 、 $8.1 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$)
- ・制御棒引抜き量 : 20mm、30mm、40mm
(添加反応度 : $3.3 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 、 $4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$ 、 $6.5 \times 10^{-4} \Delta k/k$)
- ・原子炉出力制御系のみを切り離す。

具体的な試験ケースについて、Table 3.1 に示す。

3.3 計測項目

プラント計算機、反応度測定装置および高速データ収集システムにより、試験時の以下のデータを計測する。測定点を Fig.3.1 に示す。

- ・原子炉出力 (出力領域中性子束)
- ・反応度
- ・制御棒位置
- ・炉心入口温度 (制御棒案内管表面温度)
- ・高温プレナム部冷却材温度
- ・固定反射体ブロック温度
- ・高温プレナムブロック温度

3.4 試験手順

(1) 運転上の制限

HTTR で実施する第 1 期安全性実証試験を特殊運転と定義し、運転上の制限を定めている。

特殊運転時の初期条件としては、原子炉出力 30MW 以下、原子炉出口冷却材温度 850°C 以下とする。また、試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲に制限する。

HTTR では、このような特殊運転の運転上の制限を満足するために、運転モード選択装置によりハード対応を取り、原子炉の安全性を確保している。運転モード選択装置の投入条件、解除条件および投入後の機能を他の 2 つの試験のものとあわせて、Table 3.2 に示す。

特殊運転のモード③（制御棒引抜き試験の特定）の運転モード選択装置の投入条件として、原子炉出力を定格出力の 30%～80% の範囲とし、初期出力を制限する。

投入後の機能としては、炉心中央位置以外の制御棒の電源を遮断し、誤引抜きを防止する。また、制御棒パターンインターロックの通常時の設定値を 2cm から 5cm に変更することにより、中央位置の制御棒の引抜きを可能にする。なお、制御棒パターンインターロックの異常時の制限値は変更せず、中央位置の制御棒が 5cm 以上引抜かれないように制限する。

(2) 試験手順

制御棒引抜き試験の試験手順を Fig. 3.2 に示す。試験前準備および初期状態の確認の後、制御棒引抜き試験の運転モード選択装置を投入する。試験では、炉心中央の制御棒 1 対を引抜き、このときの原子炉まわりの状態値を計測する。試験終了後は、初期状態への復帰作業を実施する。

3.5 事前評価

(1) 解析条件

解析には HTTR プラント動特性解析コード ACCORD⁽³⁾を用いた。ACCORD の炉心核計算モジュールは、炉心を平均的な単チャンネルで模擬し、燃料体と減速材の体積平均温度を用いて温度変化に伴う反応度変化、Xe の濃度変化に伴う反応度変化、および制御棒の出し入れに伴う反応度変化を求め、原子炉出力を計算する。燃料体と減速材の体積平均温度は、ACCORD の炉心伝熱計算モジュールの解析結果から求められる。

解析では、制御棒の添加反応度、および温度係数について、以下の値を使用した。

- ・ 添加反応度 : Table 3.1 参照
- ・ ドップラ温度係数 : 600K で $-5.5 \times 10^{-5} (\Delta k/k/\text{°C})$
- ・ 減速材温度係数 : 450K で $-5.7 \times 10^{-5} (\Delta k/k/\text{°C})$

(2) 解析結果

Fig.3.3 に原子炉出力 50% から制御棒引抜き試験を実施した場合の原子炉出力の挙動について、HTTR プラント動特性解析コード ACCORD により解析した結果を示す。

中心制御棒が引き抜かれることにより正の反応度が添加される。原子炉出力制御系を作動させていないので、制御系の制御棒挿入動作による反応度補償がなく原子炉出力が上昇するが、炉心温度の上昇に伴う温度効果により負の反応度が添加され原子炉出力の上昇は抑制される。原子炉出力はやがて中心制御棒の引き抜きにより添加された反応度を補償す

るような炉心温度となる原子炉出力に落ち着く。各ケースにおける原子炉出力の最高値および整定値は Table3.3 のとおりとなった。

Table 3.1 Test case of control rod withdrawal test

Test case	Initial power	Control rod withdrawal rate	Control rod withdrawal distance	Expected inserted reactivity ($\Delta k/k$)	Expected reactivity insertion rate ($\Delta k/k/s$)
15MW-1	15 MW	1 mm/s	20 mm	3.3×10^{-4}	1.6×10^{-5}
15MW-2			30 mm	4.9×10^{-4}	
15MW-3			40 mm	6.5×10^{-4}	
15MW-4		5 mm/s	20 mm	3.3×10^{-4}	8.1×10^{-5}
15MW-5			30 mm	4.9×10^{-4}	
15MW-6			40 mm	6.5×10^{-4}	

Table 3.2 Function of operation-mode selection equipment

Test item	Turning on conditions	Turning off conditions	Functions after turning on	Mode number
Reactivity insertion test - Control rod withdrawal test	(1) Rated operation mode (2) Single loaded operation mode (3) Reactor power 30% - 80%	The difference between the set-value of the reactor power control system and the measurement value of the reactor power is in the regulated value.	(1) Change of the pattern-interlock set-value of the centre control rod (2) Withdrawal of the control rods (15 pairs) except the centre control rod is prevented.	③
Coolant flow reduction test - Partial loss of coolant flow test	(1) Rated operation mode (2) Single loaded operation mode	None	At the 850°C operation, the set-value of primary coolant flow rate cannot change to the value below the set-value of reactor scram.	②
Coolant flow reduction test - Gas circulators trip test	(1) Rated operation mode (2) Single operation mode	The difference between the set-value of the reactor power control system and the measurement value of the reactor power is in the regulated value.	(1) Withdrawal of the control rod (16 pairs) is prevented. (2) The set-values of the scram of "primary coolant flow rate of PPWC low", "core differential pressure low" and "reactor outlet coolant temperature high" are changed.	①

Table 3.3 Calculation results

Case	Initial power	Control rod withdrawal rate	Control rod withdrawal distance	Maximum power	Equivalent power
15MW-1	15 MW	1 mm/s	20mm	~55 %	~51 %
15MW-2			30mm	~58 %	~52 %
15MW-3			40mm	~60 %	~52 %
15MW-4		5 mm/s	20mm	~55 %	~51 %
15MW-5			30mm	~58 %	~52 %
15MW-6			40mm	~61 %	~52 %

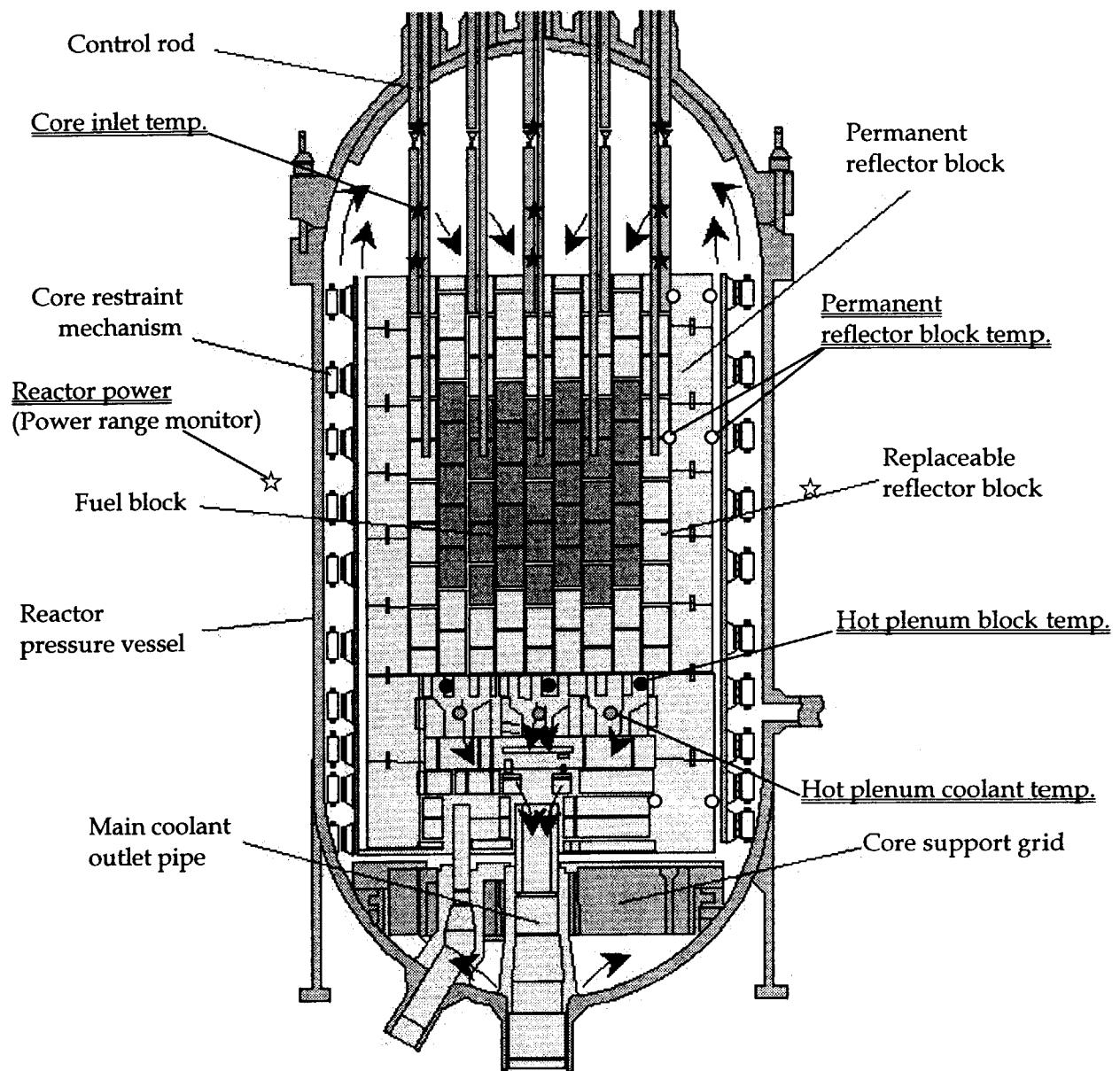


Fig.3.1 Measurement points
(Explanation with underline means measurement point)

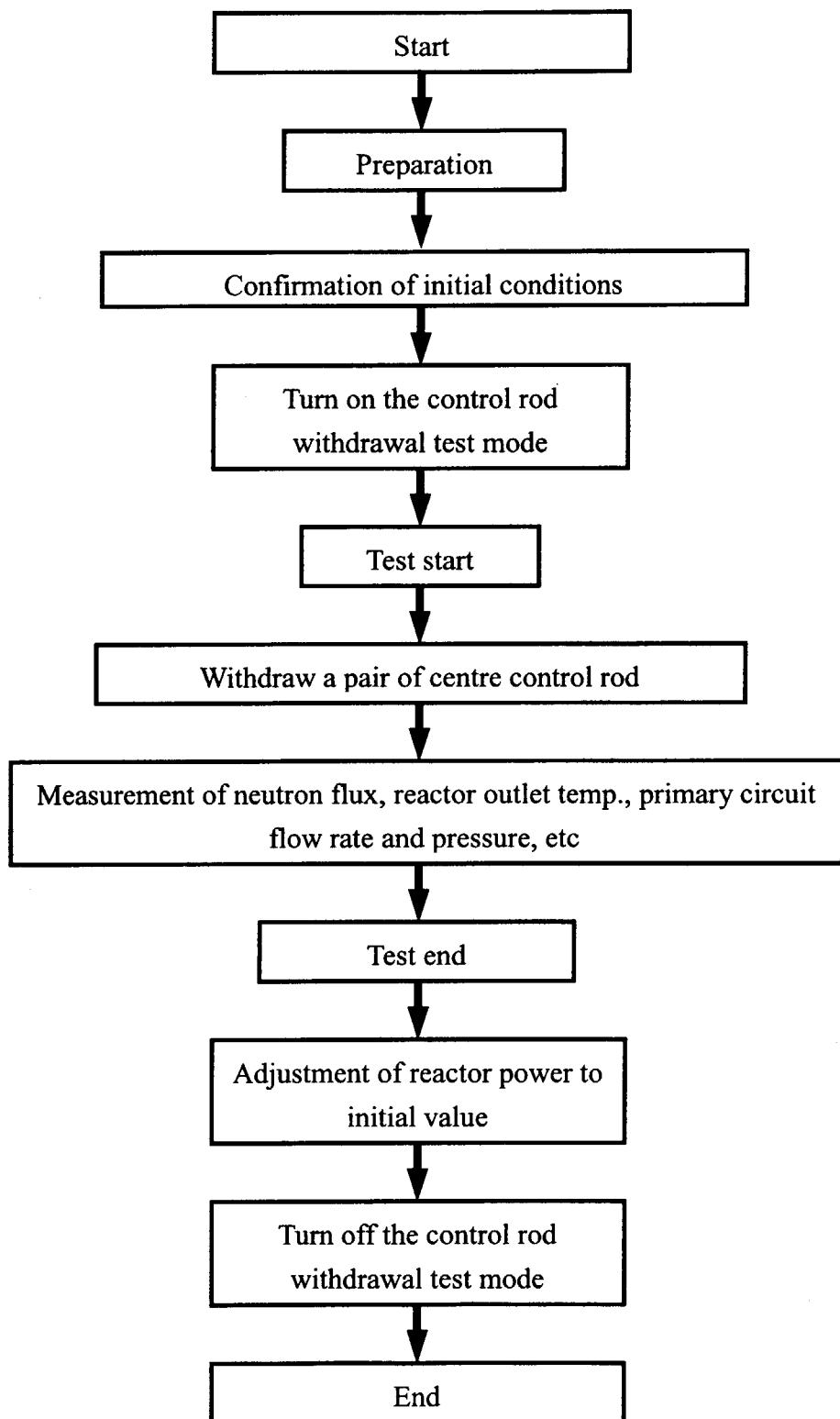


Fig. 3.2 Test procedure of reactivity insertion test - Control rod withdrawal test -

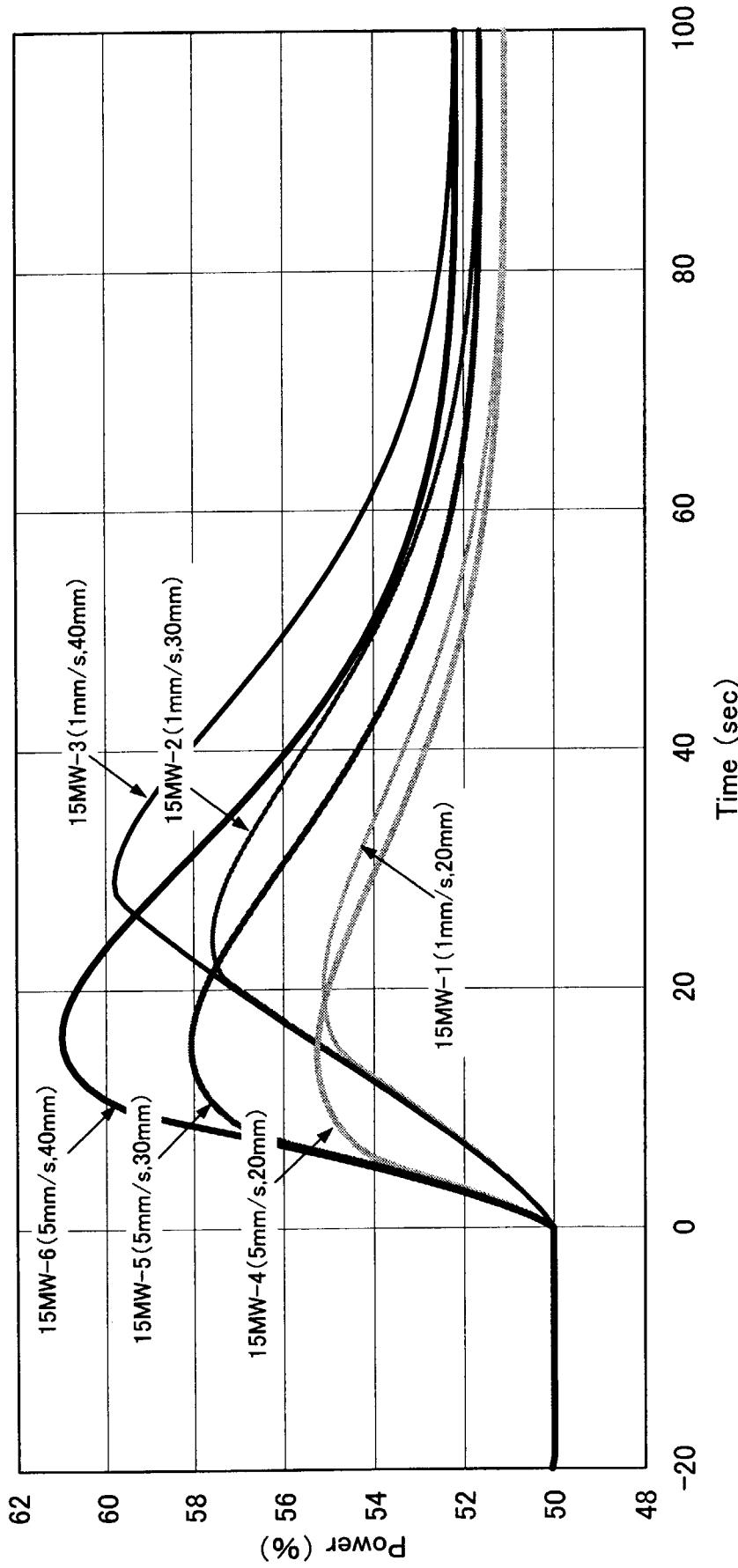


Fig. 3.3 Calculation result of control rod withdrawal test
- Transient of reactor power -

4. 循環機停止試験 (S1C-1)

4.1 試験目的

循環機停止試験 (S1C-1 ; Safety demonstration test / One gas circulator trip test -1) では、原子炉出力制御系を切り離し、1次ヘリウム循環機3台のうち1台停止して、強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証することを目的とする。

なお、循環機停止試験時には、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」および「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラム設定値の変更が、運転モード選択装置に連動されるため、原子炉スクラムは伴わない。

4.2 試験条件

循環機停止試験 (S1C-1) の試験条件を以下に示す。

- ・運転モード : 定格運転・単独運転
- ・原子炉出力 : 30% (9MW) (初期値)
- ・原子炉出口冷却材温度 : 850°C 以下 (初期値)
- ・停止対象循環機 : 1次加圧水冷却器用循環機 A 号機
- ・循環機停止台数 : 1台 (なお、将来試験では2台停止も実施する)
- ・原子炉出力制御系のみを切り離す。なお、停止対象ではない循環機については流量制御を継続させる。また、試験終了後は手動スクラムにより原子炉を停止する。

4.3 計測項目

試験時には、プラント計算機、反応度測定装置および高速データ収集システムにより、以下のデータを計測する。測定点を Fig.3.1 に示す。

- ・原子炉出力 (出力領域中性子束)
- ・反応度
- ・炉心差圧
- ・冷却材流量
- ・炉心入口温度 (制御棒案内管表面温度)
- ・高温プレナム部冷却材温度
- ・固定反射体ブロック温度
- ・高温プレナムブロック温度

4.4 試験手順

(1) 運転上の制限

原子炉スクラム信号のうち、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」については、試験開始後の 1 次冷却材流量の減少に伴い通常運転時のスクラム設定値を下回り、原子炉がスクラムする可能性がある。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号については、試験開始後の 1 次冷却材流量の減少に伴う原子炉出口冷却材温度の上昇により、通常運転時原子炉スクラム設定値を上回り、原子炉がスクラムする可能性がある。したがって、循環機停止試験時には、上記 3 信号のスクラム設定値を変更する必要がある。原子炉スクラム信号は、原子炉の安全性を確保する上で最も重要な保護設備であるため、運転モード選択装置により連動して原子炉スクラム設定値を変更することにより、運転員の誤操作を防止する。

さらに、試験中の制御棒引抜き防止のため、Table 3.2 に示す、特殊運転のモード①（循環機停止試験の特定）の運転モード選択装置の投入条件として、原子炉出力制御系が手動であること、投入後の機能として、すべての制御棒の電源を遮断することが定められている。

運転モード選択装置の解除条件として原子炉出力制御系の設定値（原子炉出力の制御目標値）と計測値との偏差を許容範囲内にすることにより、原子炉出力制御系を自動に切り替えた後に、制御棒の急激な動作が起こらないようにする。

(2) 試験手順

循環機停止試験の試験手順を Fig. 4.1 に示す。試験前準備および初期状態の確認の後、循環機停止試験の運転モード選択装置を投入する。試験では、1 次ヘリウム循環機 1 台を停止させ、このときの原子炉まわりの状態値を計測する。試験終了後は、手動スクラムにより原子炉を停止する。

4.5 事前評価

(1) 解析条件

解析には HTTR プラント動特性解析コード ACCORD を用いた。ドップラ温度係数、減速材温度係数は、3.4 項(1)と同様の値を用いた。停止させるガス循環機の冷却材流量の減衰率（コストダウン特性）は、HTTR の実機データを用いた。

(2) 解析結果

定格原子炉出力 30MW の 30% (9MW) の状態で、1 次ヘリウム循環機を 1 台停止させた場合の原子炉の挙動を Fig.4.2～Fig.4.3 に示す。

Fig.4.2 に示すように、循環機を 1 台停止することにより、1 次冷却材流量はヘリウム循環機のフリーコストダウン特性にしたがって減少する。残り 2 台のヘリウム循環機は流量

制御系を作動させた状態で運転を継続するので、1次冷却材流量は最終的には初期の 66% の状態で一定値となる。1次冷却材流量の減少により炉心温度が上昇するので、温度効果により負の反応度が添加され原子炉出力は初期値 30% から 23% まで減少する。

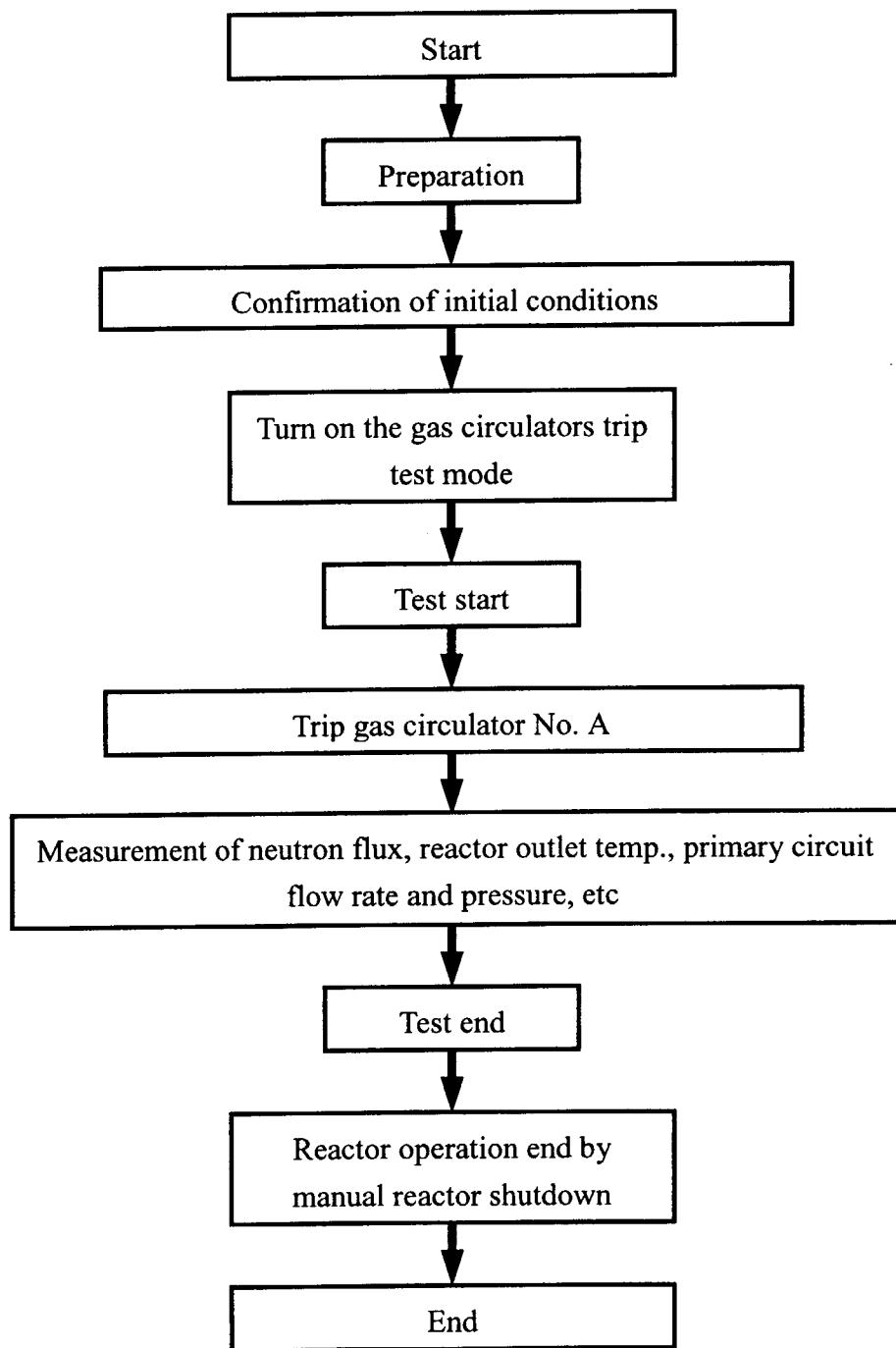


Fig.4.1 Test procedure of coolant flow reduction test - Gas circulator trip test -

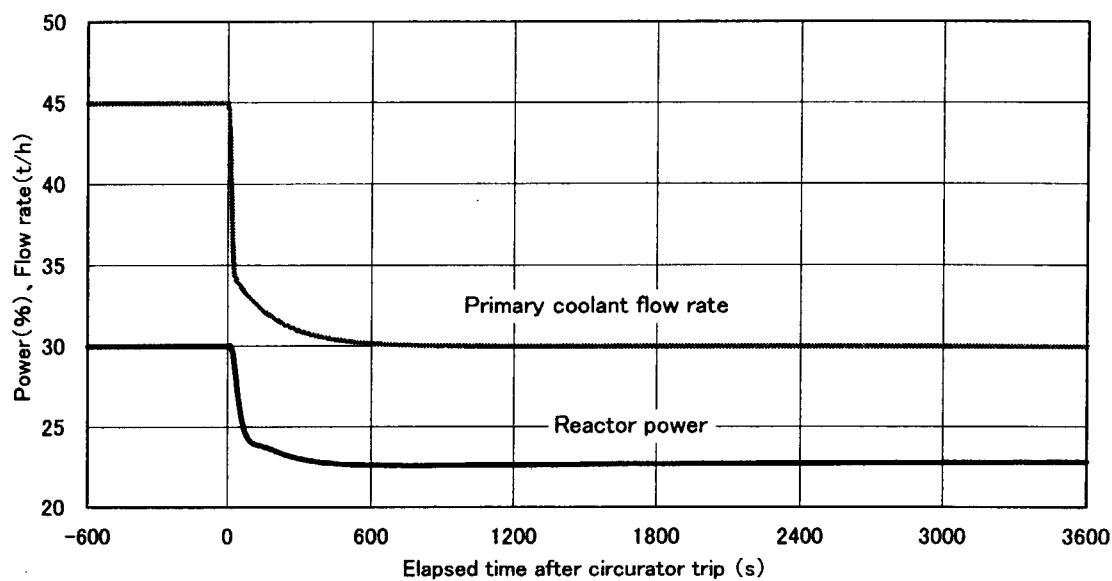


Fig 4.2 Calculated result of one of three gas circulators trip test
- Transient of reactor power and primary coolant flow rate -

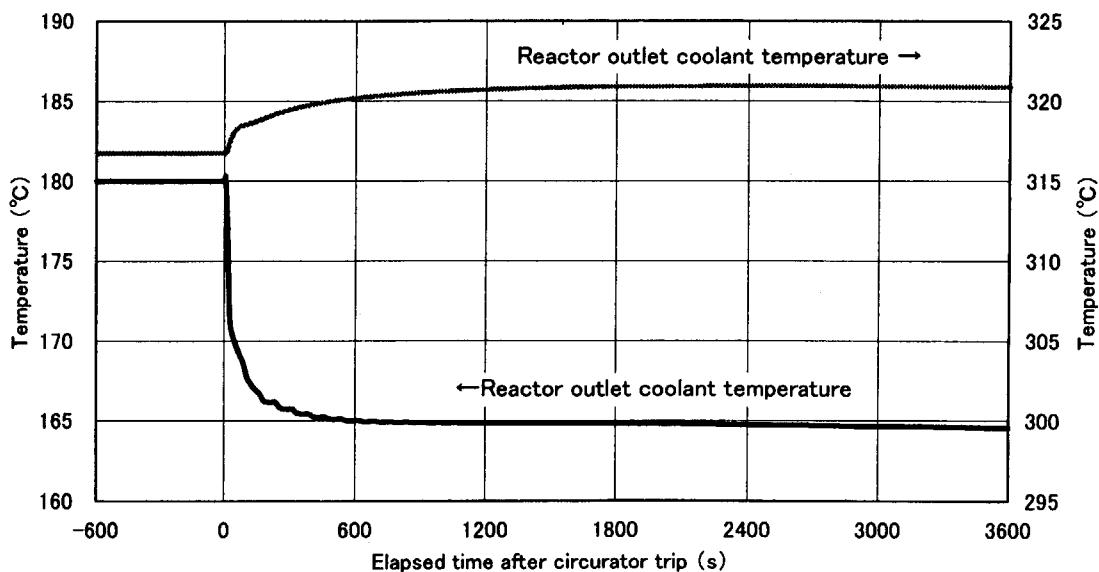


Fig 4.3 Calculated result of one of three gas circulators trip test
- Transient of reactor inlet and outlet coolant temperature -

5. おわりに

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験の全体概要を示し、2003年3月に実施する試験（制御棒引抜き試験および1次系流量低下試験から構成される）の具体的な試験内容、試験条件等を決定し、また事前評価結果を示した。

謝辞

適切なご指摘をいただいた藤川正剛高温工学試験研究炉開発部長、伊与久達夫 HTTR 技術開発室長、川崎幸三 HTTR 計画室長に深く感謝の意を表します。

参考文献

- (1) 日本原子力研究所: 日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [HTTR(高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置], (1989).
- (2) 橘幸男、中川繁昭他, JAERI-Tech 2002-059, “高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験計画”, (2002).
- (3) 竹田武司、橘幸男他, JAERI-Data/Code 96-032, “高温ガス炉用プラント動特性コード‘ACCORD’の開発”, (1996).

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表す場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC関係理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665		1	2.20462
4.44822		0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法) = 4.184 J (熱化学) = 4.1855 J (15 °C) = 4.1868 J (国際蒸気表)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	
9.80665		1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		仕事率 1 PS (仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		= 735.499 W
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1	0.01	1	

照 射 線 量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線 量 當 量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

H—I—R 安全性実証試験 (SR-1/S1C-1) の試験計画 (受託調査)


占紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています