JAEA-Technology
2013-021

JAEA-Technology

汎用小型試験研究炉の概念検討

— 平成 23 年度活動報告 —

Conceptual Design of Multipurpose Compact Research Reactor

— Annual Report FY2011 —

綿引 俊介　花川 裕規　今泉 友見　永田 寛　井手 広史　小向 文作
木村 伸明　宮内 優　伊藤 正泰　西方 香緒里　竹本 紀之　加藤 佳明
出雲 寛互　那珂 通裕　谷本 政隆　飯村 光一　山浦 高幸　川又 一夫
堀 直彦　神永 雅紀　楠 剛　河村 弘

Shunsuke WATAHIKI, Hiroki HANAKAWA, Tomomi IMAIZUMI, Hiroshi NAGATA
Hiroshi IDE, Bunsaku KOMUKAI, Nobuaki KIMURA, Masaru MIYAUCHI
Masayasu ITO, Kaori NISHIKATA, Noriyuki TAKEMOTO, Yoshiaki KATO
Hironobu IZUMO, Michihiro NAKA, Masataka TANIMOTO, Koichi IIMURA
Takayuki YAMAURA, Kazuo KAWAMATA, Naohiko HORI, Masanori KAMINAGA
Tsuyoshi KUSUNOKI and Hiroshi KAWAMURA

大洗研究開発センター
照射試験炉センター

Neutron Irradiation and Testing Reactor Center
Oarai Research and Development Center

July 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政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。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構　研究技術情報部　研究技術情報課
〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 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
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, 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, 2013

JAEA-Technology 2013-021

汎用小型試験研究炉の概念検討

―平成 23 年度活動報告―

日本原子研究開発機構大洗研究開発センター
照射試験炉センター

綿引 俊介、花川 裕規、今泉 友見、永田 寛、井手 広史、小向 文作、木村 伸明、宮内 優、
伊藤 正泰、西方 香緒里、竹本 紀之、加藤 佳明、出雲 寛互*、那珂 通裕+1、谷本 政隆、
飯村 光一、山浦 高幸、川又 一夫、堀 直彦、神永 雅紀、楠 剛、河村 弘+2

（2013 年 3 月 29 日受理）

世界の試験研究炉は老朽化に伴う廃炉によりその数は減少しているが、原子力発電の導入を計画している国では、原子力人材育成、科学技術の向上、産業利用、軽水炉の安全研究のため試験研究炉の必要性が高まっている。

日本原子力研究開発機構では、平成 22 年度より試験研究炉設計のための環境整備及び人材育成のため、汎用小型試験研究炉の検討を開始し平成 24 年度までに概念検討を行う計画である。

平成 23 年度は、汎用小型試験研究炉の炉心構成の検討、汎用性及び実用性の高い照射設備の検討及びホットラボ設備の検討を実施した。

炉心構成の検討においては、核的制限値及び連続運転時間に及ぼすキャプセルの装荷本数の影響を明らかにした。また、照射設備の検討においては、高精度な温度制御に欠かせない熱電対、ヒータ、温度制御装置、中性子照射量を測定するためのキャプセル照射装置、高精度に照射時間を制御可能な水力及び気送照射装置等を設置することにより、照射利用研究、産業利用、教育訓練等の幅広い照射ニーズに対応した照射試験が可能であることを明らかにした。さらに、ホットラボ設備においては、試料の迅速な処理・試料搬出及び汚染防止を目標とした建家及びホットセルの検討を行い、医療用ラジオアイソトープ搬出はもとより、短半減期核種のラジオアイソトープ生産等においても、作業の流れに沿ったセル配置により、迅速な処理・搬出が可能であることを明らかにした。

平成 24 年度は、これまでの検討結果に基づき、冷却設備の概念設計及び東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえた汎用小型試験研究炉の検討を行う予定である。

日本原子力研究開発機構　大洗研究開発センター　照射試験炉センター（事務局）
大洗研究開発センター　：　〒311-1393　茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002
+1　計画管理室
+2　大洗研究開発センター
*　2012 年 5 月まで計画調整課に所属

JAEA-Technology 2013-021

Conceptual Design of Multipurpose Compact Research Reactor

—Annual Report FY2011—

Shunsuke WATAHIKI, Hiroki HANAKAWA, Tomomi IMAIZUMI, Hiroshi NAGATA, Hiroshi IDE, Bunsaku KOMUKAI, Nobuaki KIMURA, Masaru MIYAUCHI, Masayasu ITO, Kaori NISHIKATA, Noriyuki TAKEMOTO, Yoshiaki KATO, Hironobu IZUMO*, Michihiro NAKA+1, Masataka TANIMOTO, Koichi IIMURA, Takayuki YAMAURA, Kazuo KAWAMATA, Naohiko HORI, Masanori KAMINAGA, Tsuyoshi KUSUNOKI and Hiroshi KAWAMURA+2

Neutron Irradiation and Testing Reactor Center
Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 29, 2013)

The number of research reactors in the world is decreasing because of their aging. On the other hand, the necessity of the research reactor, which is used for human resources development, progress of the science and technology, industrial use and safety research, is increasing in countries which are planning to introduce the nuclear power plants.

In this situation, the Neutron Irradiation and Testing Reactor Center began to discuss a basic concept of Multipurpose Compact Research Reactor (MCRR) for education and training, etc., from 2010 to 2012. This activity is also expected to contribute to design tool improvement and human resource development in the center.

In 2011, design study of reactor core, irradiation facilities and hot laboratory equipments was carried out.

As the result of design study of the reactor core, it was confirmed that the effect of the number of capsule loading on core physical limits and possible operational days.

For the irradiation facilities, it was confirmed that the wide fields of utilization, such as fundamental irradiation research, industrial utilization education & training etc., could be possible to carry out by the installation of an accurate temperature control unit, a capsule irradiation facility to measure the amount of neutron irradiation and an irradiation time control facility using hydraulic and pneumatic force. For the hot laboratory facilities, it was confirmed that rapid sample processing and transportation could be possible by the proper cell arrangement

along the process flow; these rapid treatment will be useful not only apply the medical radioisotope production but also the short half-time radioisotope production.

In 2012, design study of cooling facilities will be carried out based on the previous result, and also design work will be carried out based on the experience of the 2011 off the Pacific Coast of Tohoku Earthquake.

Keywords : Multipurpose Compact Research Reactor, Conceptual Design, Neutronic Design, Plant Design, Irradiation Facility, Hydraulic Rabbit Facility, Hot Laboratory Facility, RI Productions, Mo-99

+1 Research and Development Planning Office

+2 Oarai Research and Development Center

* Belong to Project Coordination Section until May 2012

目次

1. はじめに ……1
2. 炉心の核的検討 ……2
2.1 炉心検討 ……2
2.2 核的パラメータの解析 ……2
2.3 連続運転時間 ……3
3. 照射設備の検討 ……9
3.1 概要 ……9
3.2 垂直照射孔を利用するキャプセル照射装置 ……9
3.3 水力及び気送照射装置 ……12
3.4 ループ照射装置 ……14
4. ホットラボ設備の検討 ……27
4.1 検討の条件 ……27
4.2 検討結果及び考察 ……28
5. まとめ ……30

謝辞 ……31
参考文献 ……32

附録１ 世界各国の試験研究炉でのストレステストの実施状況 ……33
附録２ ピン状燃料を使用した炉心の検討 ‥ ……38

Contents

1. Introduction ……1
2. Concept of reactor core ……2
2.1 Design study of reactor core ……2
2.2 Analysis of nuclear parameters ……2
2.3 Continuous operation time ……3
3. Concept of irradiation facility ……9
3.1 Introduction ……9
3.2 Conceptual design of capsule irradiation facility ……9
3.3 Conceptual design of hydraulic and pneumatic irradiation facility ……12
3.4 Conceptual design of loop irradiation facility ……14
4. Concept of hot laboratory facility ……27
4.1 Condition of study ……27
4.2 Result of study ……28
5. Summary ……30

Acknowledgments ……31
References ……32

Appendix1 Status of stress test for research reactor in countries ……33
Appendix2 Basic design of reactor core using LWRs fuels for Multipurpose Compact Research Reactor ……38

This is a blank page.

1. はじめに

世界の試験研究炉は、老朽化に伴う廃炉によりその数は減少しているが、軽水炉の安全対策、科学技術の向上、産業利用、原子力人材育成のため今後も需要が見込まれる。

2011 年 3 月 11 日に発生した平成 23 年東北地方太平洋沖地震（以下「3.11 地震」という。）に伴う東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故は社会に大きな影響を与え、原子力発電に対して慎重な姿勢をとる国もあるが、世界的には原子力発電を維持または拡大し、あるいは新規導入しようとしている国々は多く存在している。

また、原子力発電に対しては、慎重な姿勢をとるドイツにおいても、原子力の研究的利用については今後も継続することが示されている等、試験研究炉の必要性は高い。

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）では、平成 22 年度から 3 年間の計画で、原子力発電の導入計画のある国々への提供を視野に、原子力技術者の養成、科学技術の向上、RI 製造等の産業利用、各種照射利用等を行うことができる日本のスタンダードとしての高性能、低コストの汎用小型試験研究炉の概念検討を実施している。

平成 22 年度には、汎用小型試験研究炉に必要な基本性能について検討するとともに、それを満足させるための炉心の核的及び熱的検討並びに、照射実験設備、原子炉冷却系設備、計測制御設備、放射線管理設備及び汎用小型試験研究炉に併設するホットラボ設備の検討等を行った。

平成 23 年度は、平成 22 年度の検討結果を踏まえて、炉心の過剰反応度、停止余裕の解析を行うと共に、照射実験設備及びホットラボ設備の具体的な機能についての検討を実施した。

2. 炉心の核的検討

2.1 炉心検討

平成22年度は、汎用小型試験研究炉の照射性能（熱出力10 MW、高速中性子束（E＞1 MeV）1×10^{18} n/（m^2・s）以上）を満足する炉心を検討した[1)]。
今年度は、この炉心に対して、過剰反応度、停止余裕、動特性等の核的パラメータの解析を実施するとともに、炉心に燃料を装荷後、連続で運転できる時間（連続運転時間）の解析を実施した。

2.2 核的パラメータの解析

2.2.1 解析条件

過剰反応度、実効増倍率及びワンロッドスタック余裕の解析には、原子力機構で開発したSRACコードシステム[2)]を使用し、3次元燃焼計算ルーチンであるCOREBN及び核データライブラリとしてENDF/B-IVを用いた。

炉心計算モデルとしては、Fig.2.1に示すJMTR型標準燃料要素16体及び燃料フォロア付制御棒4体の燃料領域を2層のベリリウム反射体要素により取囲み、その周りをアルミニウム反射体要素で取り囲んだ炉心とした。なお、燃料の組成については、核分裂生成物が含まれていない、コールドクリーン状態とした。

炉心に装荷する照射物としては、実際の照射試験の模擬として、IASCC（照射誘起応力腐食割れ）の照射試験を行うため水雰囲気で照射試験を行う飽和温度キャプセルの反応度に相当する、外径60mmの反応度調整用キャプセル（以下、キャプセルという）及び、照射試験中に温度制御を行うためガス雰囲気で照射試験を行うキャプセルの反応度に相当する、外径40mmのキャプセルの2種類のキャプセルを想定した。キャプセルの断面図をそれぞれFig. 2.2、2.3に示す。

炉心へのキャプセルの装荷本数及び装荷位置により、炉心に挿入される反応度が異なるため、次に示す3ケースの炉心へのキャプセル配置を仮定して解析を実施した。

・ケース１ ：燃料領域の中心の照射孔に外径60mmのキャプセルを1本装荷
（Fig. 2.4参照）
・ケース２ ：燃料領域の照射孔に外径60mmのキャプセルを5本装荷
（Fig. 2.5参照）
・ケース３ ：ケース2に加え、Be反射体領域に外径40mmのキャプセルを20本装荷
（Fig. 2.6参照）

2.2.2 解析結果

解析結果を Table 2.1 に示す。キャプセルが最も多く炉心に装荷されたケース 3 の場合において、過剰反応度は 8.106% Δk/k、停止余裕は k_{eff}=0.8746、ワンロッドスタック余裕は k_{eff}=0.9518 であり、キャプセルが 1 本しか炉心に装荷されていないケース 1 でも過剰反応度は 12.100% Δk/k、停止余裕は k_{eff}=0.9091 であった。

以上の結果から、国内の試験研究炉の運転制限値である過剰反応度 15% Δk/k 以下、停止余裕 k_{eff}=0.9 以下、ワンロッドスタック余裕 k_{eff}<1 の条件を満足していることを確認した。

2.3 連続運転時間

2.2 で計算した 3 ケースの炉心配置のうち、ケース 2 及びケース 3 について、制御棒が、炉心から全て引き抜かれた状態の解析モデルにより、SRAC コードシステムの COREBN ルーチンを用いて、燃焼計算を実施した。解析結果を Fig. 2.7 に示す。キャプセルにより炉心に挿入される反応度が最も大きくなるケース 3 においては、約 155 日間の連続運転が可能であり、ケース 3 よりも炉心に挿入される反応度が小さいケース 2 では、約 175 日間となった。

従って、この炉心では、最大 155 日間の運転は可能である。

Table 2.1 Calculation result of core for each capsule loading case

Case	Excess reactivity (%⊿k/k)	k_{eff} of reactor shutdown margin	k_{eff} of one rod stack margin
No capsule	13.430	0.9246	
Case 1 (1 capsule was loaded)	12.100	0.9091	
Case 2 (5 capsules were loaded)	9.459	0.8837	0.9612
Case 3 (25 capsules were loaded)	8.106	0.8746	0.9518

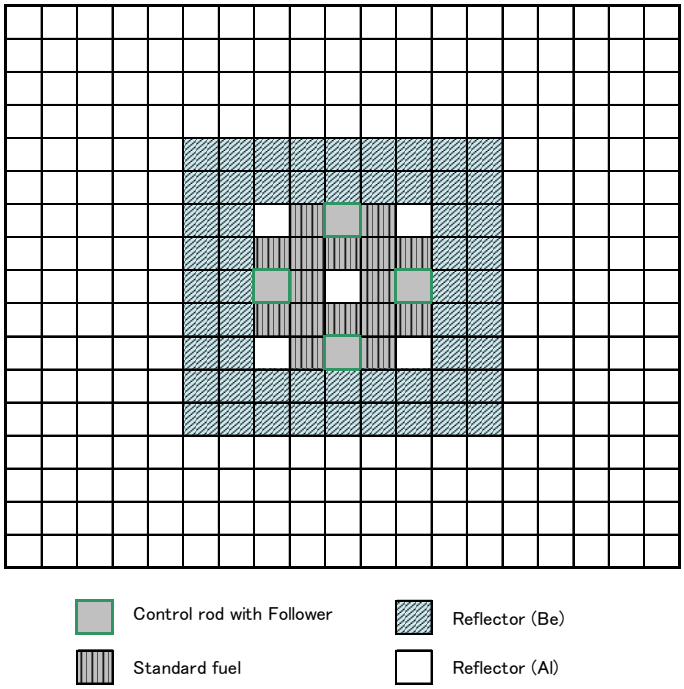


Fig.2.1 Typical core configuration of Multipurpose Compact Research Reactor

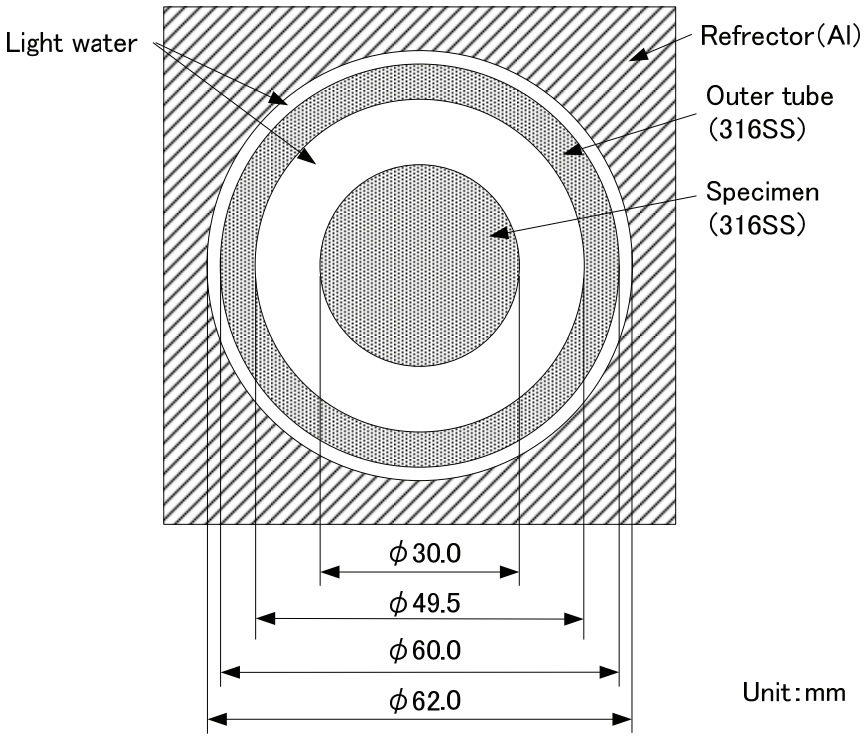


Fig.2.2 Reactivity regulation capsule (60 mm in diameter)

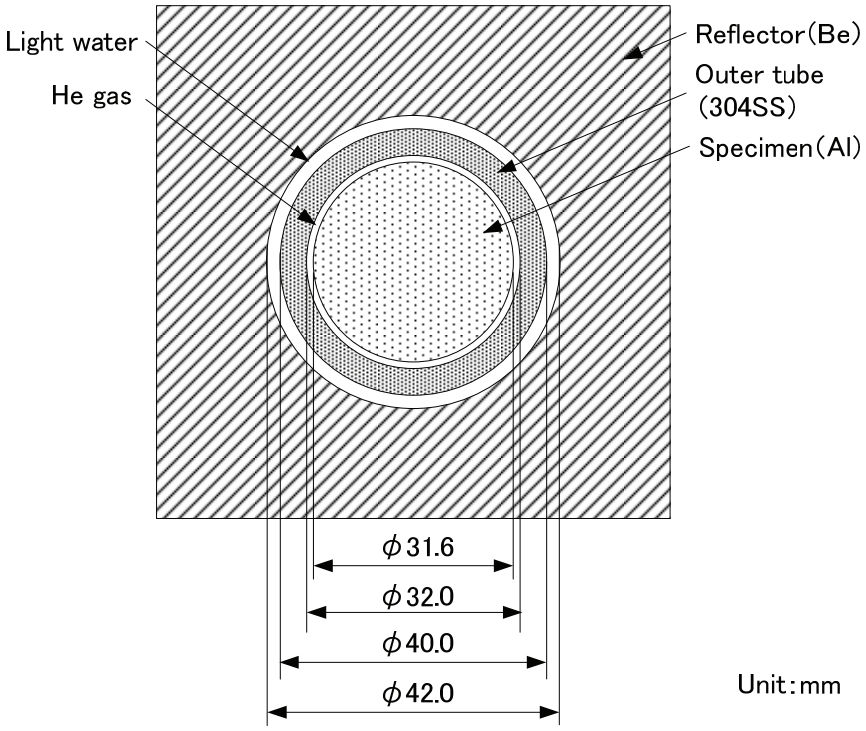


Fig.2.3 Reactivity regulation capsule (40 mm in diameter)

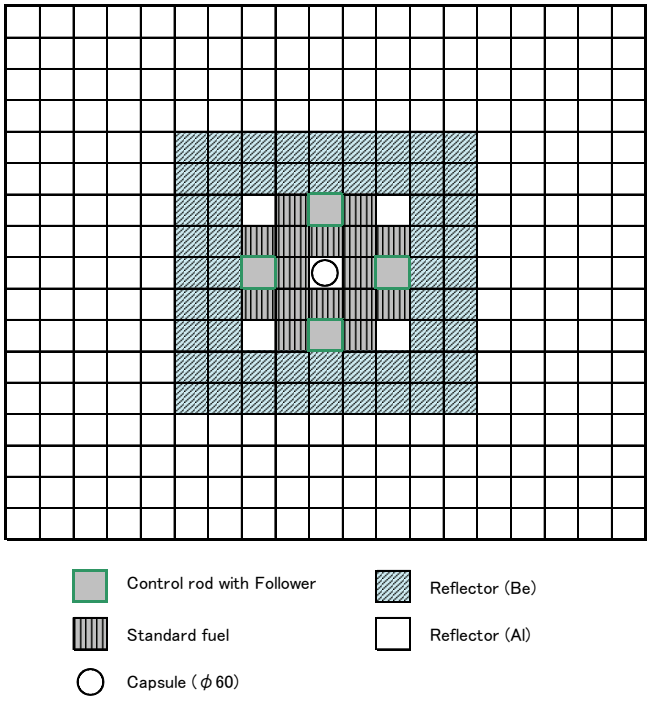


Fig.2.4 Case1 (1 capsule)

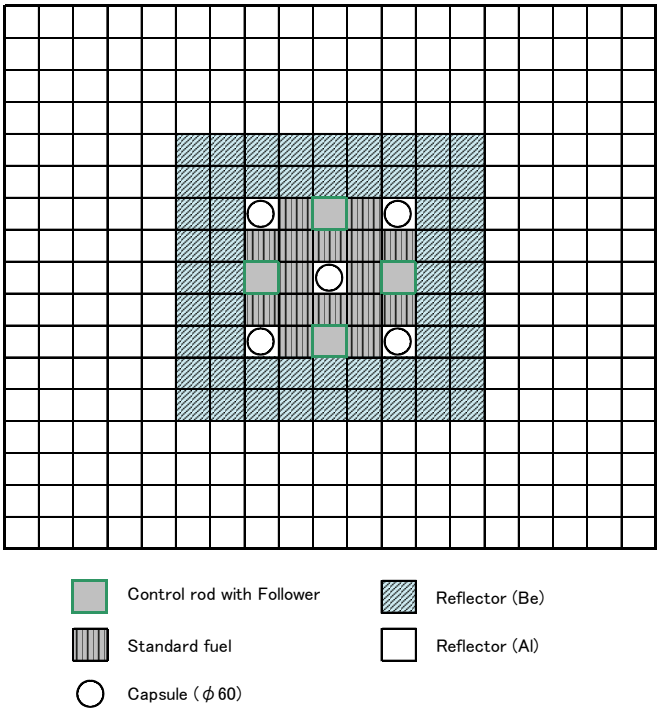


Fig.2.5 Case2 (5 capsules)

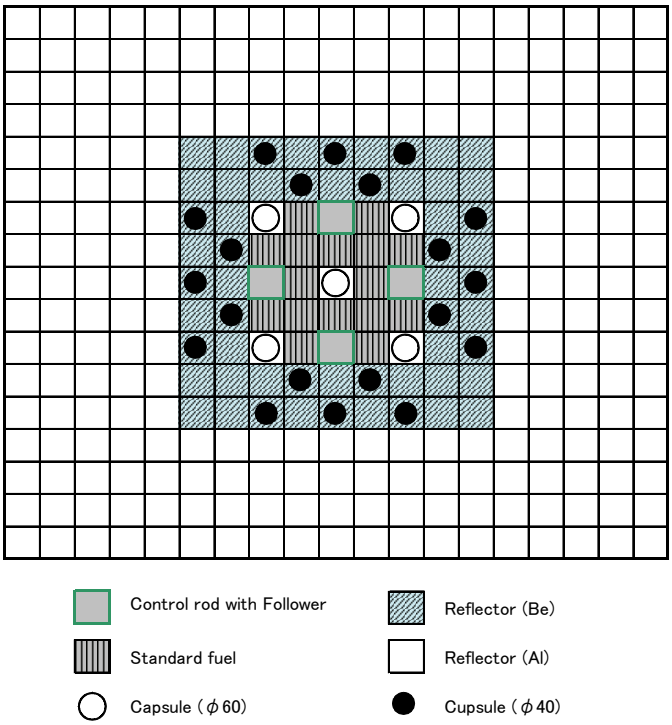


Fig.2.6 Case3 (25 capsules)

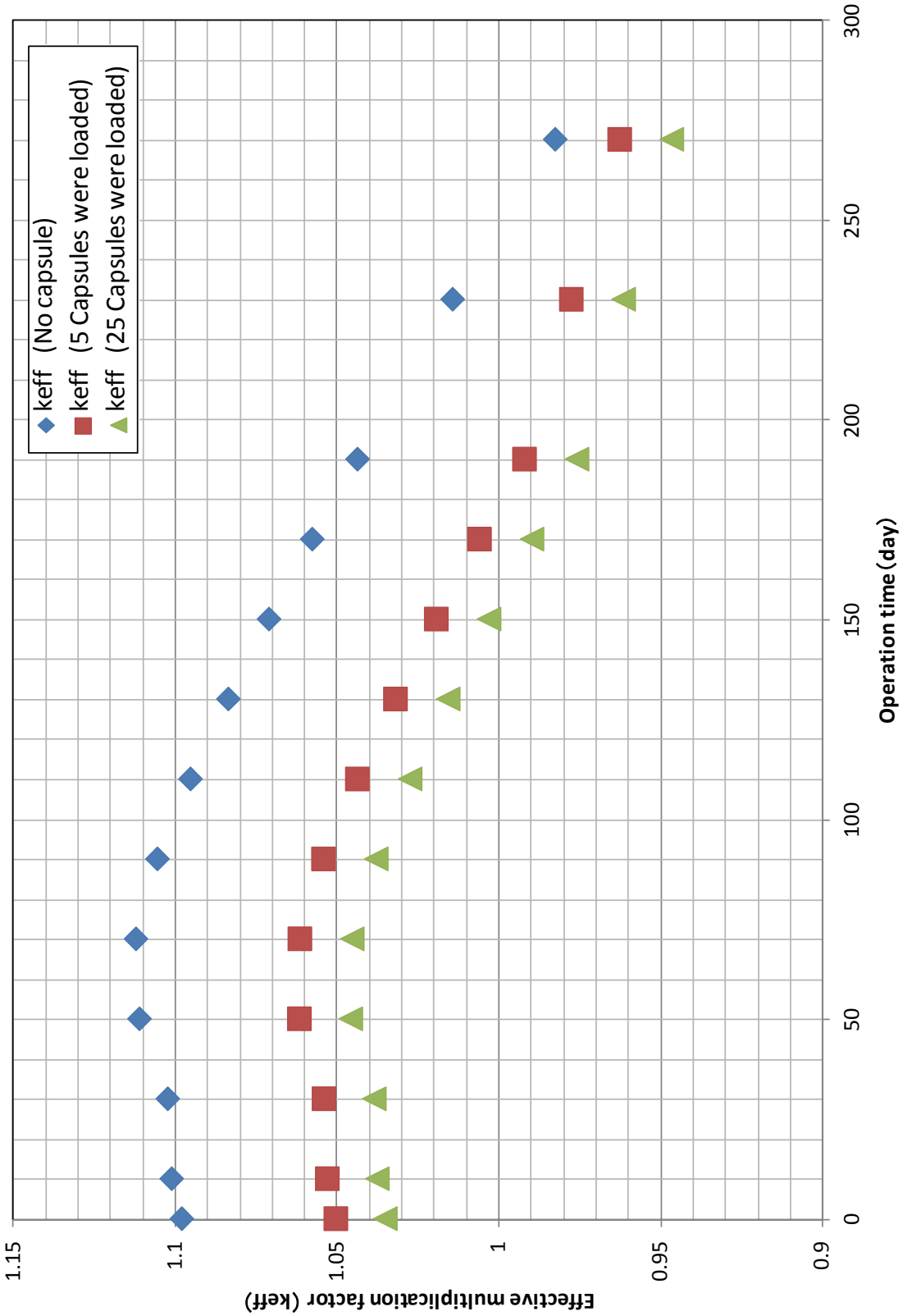


Fig.2.7 k_{eff} change with operation time

3. 照射設備の検討

3.1 概要

平成 22 年度は、プール型で熱出力 10MW である汎用小型試験研究炉に必要な、照射利用研究、産業利用、教育訓練等の幅広い照射ニーズに応えるための照射設備の検討を実施し、その結果、水力及び気送照射設備、中性子ビーム実験装置、キャプセル照射装置が必要であることがわかった。また、これらの設備の利用の方法について予備的な検討を行った。

今年度は、平成 22 年度に検討した汎用小型試験研究炉に必要な照射設備のうち、次のキャプセルが極めて汎用性が高く、照射利用の主力になりうると見通されるものとして、以下の照射設備を選定し、設備の概念検討を行った。

(1) 垂直照射孔を利用するキャプセル照射装置
(2) 水力及び気送照射装置

3.2 垂直照射孔を利用するキャプセル照射装置

汎用小型試験研究炉の炉心配置案を Fig. 3.1 に、本試験研究炉における当該装置を含む照射実験設備の全体配置・構成の概略を Fig. 3.2 に示す。

これらの設備は、JRR-3、JMTR 等で数多く活用され照射経験・実績を十分積み上げてきた照射試験装置であり、計測付及び無計測キャプセルに大別される。Fig. 3.3 にそれらの概略構造を示す。

(1) 無計測キャプセル

無計測キャプセルは、照射温度、中性子束等についてリアルタイム、オンラインでの計測を行わない。構造設計の違いにより、試料が原子炉一次冷却水に直接晒される「リーキ型」、並びに溶接等によってアルミニウムまたはステンレス鋼の容器に試料を封入する「密封型」に分かれる。

リーキ型のキャプセルを用いる場合、試料温度は、原子炉一次冷却水と試料が直接接するため、原子炉一次冷却水の温度に依存する。

密封型のキャプセルを用いる場合、試料の周囲に適切な材料（アルミニウム合金、ステンレス鋼等）で製作した熱媒体を配置するとともに、設計製作時において試料と熱媒体とのギャップ、熱媒体とキャプセル容器とのギャップの調整を図り、原子炉運転中の出力変化による温度変動を予測しておく必要がある。参考までに、JMTR においては目標照射温度に対して試料温度が±50℃程度の範囲に収まるようにしている。

(2) 計測付キャプセル

計測付キャプセルは、照射試料を封入するキャプセル本体部と計測線及び各種配管を内蔵する保護管から構成され、案内管、接続箱、キャプセル制御装置等と接続して利用される。照射中、本キャプセル内では、試料に直接もしくは間接的に取り付けた熱電対、試料周囲に螺旋状に配置したヒータ、本体部に接続した真空制御管等を利用することにより、高精度な温度測定、温度制御が可能となる。

また、キャプセルの内部に熱電対や自己出力型中性子検出器（Self-powered Neutron Detector）（以下「SPND」という。）を計装することにより、照射試験中、試料の温度や周囲の中性子束をリアルタイムで観測することができる。

キャプセルの温度制御の方式としては、真空温度制御及びヒータ温度制御が用いられている。これらの概要を次に示す。

「真空温度制御型」のキャプセルでは、真空制御管を通じてキャプセル本体内部のガス雰囲気の真空度を調節することにより、当該ガスの熱伝導率を調整し照射試料の温度制御を行う。本制御方式は、比較的幅の大きい温度変化を与えることができるため、照射中、照射試料に大きな温度変更を伴う試験に適している。

「ヒータ温度制御」のキャプセルでは、照射試料の周囲に配置した電気ヒータにより、照射試料の温度制御を行う。本制御方式では、ヒータに供給する電流の大きさを調整することにより行うため、非常にきめ細やかな精度のよい温度コントロールが可能であるが、一方で、その制御幅は、ヒータの能力と炉外の温度制御装置からの供給電力の大きさに依存する。

「真空温度制御型」及び「ヒータ温度制御併用型」を併用したキャプセルでは、キャプセル内に真空度を調整するためのガス層と電気ヒータの両方を準備しているため、温度制御幅が大きく、精度の良い温度制御ができるので、原子炉の熱出力の大きさや変動に左右されず試料の温度を終始一定に制御する試験モード等での照射に適している。

Fig.3.4 に計測付キャプセルの温度制御を行うためのシステム構成を示す。キャプセルから取出される熱電対信号線、真空制御管、ヒータ電力ケーブルは、キャプセル保護管を通して炉外に取出され温度制御装置に接続される。温度制御装置内では、熱電対から得られる温度データにより、試料温度が目標設定温度に近づくよう真空度及びヒータ電流の制御を行う。

以上、述べたそれぞれのキャプセルの型式、構造・機能で分類した内訳・一覧等について、Table 3.1 及び Fig. 3.5 に示す。

3.2.1 計測付キャプセルで使用する計装について

キャプセル内には、計測付キャプセルで利用する熱電対や SPND の他、無計測キャプセルにも装荷し使用できる簡易な計測器が装荷される。

一般に炉内計測に有用な当該計測器のリストを Table 3.2 に示す。これらの計測器は、

JMTR でも長年利用され続け、経験・実績も十分積み上げ炉内計測技術として確立したものであり、大きく中性子測定及び照射温度測定に分類される。

(1) 中性子測定用

JMTR で製作し利用してきた大多数のキャプセルでは、照射試料の中性子照射量の測定を行うため、フルエンスモニタを装荷し使用してきた。フルエンスモニタは、外径がアルミニウムもしくはバナジウム製の場合約 2mm、コルツ製の場合約 3mm であり、全長が 15～25mm 程度である。これらは、キャプセル内において径方向及び軸方向の適切な位置に振分けて配置させ、照射終了後、キャプセルから解体して取出しその放射化量を測定し、計算評価によって補正を行うことにより高速中性子及び熱中性子の照射量を見積もることができる。

Fig. 3.6 にフルエンスモニタの外観を示す。

一方、照射試験中においてもリアルタイムで中性子束等の情報を得ようとする場合には、SPND を用いる。SPND は、エミッタ、コレクタ等で構成する小型検出器で、キャプセル内では照射試料の近傍に配置される。検出器内においては通過する中性子線の量に応じて微小電流が発生し、これによる電気信号が MI ケーブル及び保護ケーブルを通して取出され、微小電流計（ピコアンメータ）等から成る計測装置により測定される。

Fig. 3.7 に SPND の概略を示す。

(2) 照射温度測定用

キャプセル内の照射試料等の温度測定は、外径 0.5～2mm 程度の熱電対を試料に直接もしくは近辺の熱媒体等に取付け、計測線を通じこれらの電気信号を炉外へ取り出すことにより、照射中においてもリアルタイムで行うことが可能となる。計測に用いる熱電対は、温度領域によって 3 種類に使い分けられる。0～600℃の低温度測定では K 型熱電対が、0～1200℃の中温度測定では N 型熱電対が、0～2200℃の高温度測定では W/Re 型熱電対が用いられる。各熱電対は試料中の測定したい位置またはその近傍に設置され、それらによって得られる測定信号は、MI ケーブル及び補償導線を介し取出され、温度制御装置にて計測されるとともに自動制御に利用される。

Fig. 3.8 に熱電対の概略を示す。

また、無計測キャプセルや水力及び気送照射設備に用いるラビットでは、熱電対の代わりに温度モニタを装荷することで大雑把ではあるが温度測定が可能となる。これらは、照射終了後、キャプセル等の解体時に数種類の異種金属等で編成したモニタ材の溶融状態を目視観察することにより装荷位置の温度を評価するとするものである。モニタ材には、Cd や Pb 等各々融点の異なる金属材料、微妙に融点を調整した合金が用いられ、温度測定幅は、各モニタ材の融点の差に相当する。

3.3 水力及び気送照射装置

水力照射装置及び気送照射装置は、水流又はガス流を利用することにより、原子炉が運転中であっても炉の運転に支障、影響を与えることなく、所定の垂直照射孔に固定配置した炉内管において任意の時間間隔でラビット（照射試料を試料容器に装荷したもの）の挿入・取出しが行える照射装置である。一般的に短時間の照射試験、ラジオアイソトープの製造等に適している。

水力照射装置については、JMTR の水力ラビット照射装置を参考にしつつ、通常の中性子利用研究のための照射試験の他、Mo 照射による医療用ラジオアイソトープ製造を可能とする設備・システムの検討を実施した。気送照射装置については、放射化分析等、目標中性子照射量が比較的低い照射を行うことに特化し、JRR-3 の気送照射設備を参考に設計を行った。

3.3.1 水力及び気送照射装置の構成

水力照射装置及び気送照射装置の概略を Fig. 3.9 及び Fig. 3.10 に示す。

本設備は、照射試料を入れた容器（水力照射装置の場合はラビットという）を水流または気流で炉内まで送り込み、所定の照射領域に挿入し照射を行う「照射系」及び照射後、容器を冷却しホットラボ施設のセル等へ搬送するための「転送系」から構成される。「照射系」では、循環流体を利用して照射試料を入れた容器を炉内に挿入したり取り出したりするため、ラビット転送に必要な水もしくはガスの流速、循環流体の向きの逆転を適切に行う弁の機構、ラビットの流路を挿入機側と詰替セル側に確実に切り替える分岐機構等を準備することが必要である。

3.3.2 水力照射装置の炉内管について

水力照射装置は、JMTR の水力ラビット照射装置を参考に検討したが、この炉内管の構造を Fig. 3.11 に示す。

本設備では、水流の向きを適宜逆転することにより、原子炉運転中においても炉の運転に支障、影響を与えることなく、ラビットを任意の時間間隔で挿入し照射領域から取り出せる設計としているため、炉内管は 2 重管構造となっている。

炉内管を固定・配置するためには、専用の炉心要素が必要となるが、これは、反射体要素や燃料要素と同じくアルミニウム材である。なお、炉内管の材質については、JMTR ではステンレス材を使用しているが、汎用小型試験研究炉では中性子経済の観点から、ジルカロイ材を使用することとする。

3.3.3 気送照射装置の炉内管について

気送照射装置については、水力照射装置と同様な構造であるが、循環流体には窒素ガスを用いる。

3.3.4　水力照射装置で使用するラビットの構造

水力照射装置で照射するラビットは、実績のある JMTR と同様、外径 32mm、長さ 150mm、材質をアルミニウム合金もしくはステンレス鋼とし、以下の部材等から構成されるものとする。また、その外観及び概略構造の代表例を Fig. 3.12 に示す。

(1)　照射試料　　照射実験物
(2)　緩衝材　　挿入時の衝撃を緩和する
(3)　スペーサ　　照射試料の照射位置を調整
(4)　熱媒体　　照射試料温度を実験目標温度に合わせるために用いる物質
(5)　ラビットホルダ　　照射試料、熱媒体、スペーサ、緩衝材等を収納するための容器

ラビットの型式としては、密封型及びリーキ型を設ける。

密封型は、ラビットホルダを密封容器とし、冷却水とはラビットホルダの表面のみで接する構造とする。また、照射試料をホルダ内に装荷後、溶接方式、圧接方式、ネジ圧接方式、またはこれらの複合方式により内部を密封する。

リーキ型は、冷却水が内部を流れるようラビットホルダに孔を設け、流路を確保する構造とする。

3.3.5　気送照射装置で使用する照射試料を入れる容器の構造

気送照射装置で使用する照射試料を入れる容器は、JRR-3 と同様に材質をポリエチレン、ポリエーテル樹脂等とした。その概略構造を Fig. 3.13 及び Fig. 3.14 に示す。

3.3.6　水力照射装置を使用した ^{99}Mo 製造のためのシステム概念について

（n, γ）法により、安定的な医療用ラジオアイソトープ ^{99}Tc の原料である ^{99}Mo の製造を行うためには、水力照射装置を利用する。また、^{99}Mo は、短半減期ラジオアイソトープであることから、照射を終了したラビットから Mo 試料を速やかに取出すためには、照射後、ラビットをできるだけ早期にホットラボの解体セルまで輸送できるシステムを構築する必要がある。そのため、原子炉とホットラボの間に専用の移送管を設けることとする。

照射済ラビットが送られるホットラボ搬入セル内には、複数のラビットを受け取り、収納できる専用の受取容器を設置する。受取容器は専用移送管によって直接本水力照射装置と接続し、水流により照射済ラビットが順次連続的に移送されるようにする。当該水力照射装置及び移送システムを利用した場合の一連の照射済ラビットの移送の流れを Fig. 3.15 に示す。

3.4 ループ照射装置

ループ照射装置は、軽水炉、高温ガス炉等の実際の運転条件と同一の環境を模擬しながら、それらの燃材料を試料とする照射試験を行うことに適している。

汎用小型試験研究炉においては、炉心領域にループ照射装置の炉内管が設置可能な大型照射孔を設けることができるようになっている（Fig. 3.16）。ループ照射装置の運転制御等を行う炉外装置は、燃料試料の照射試験ができることを想定しているため、コンクリート壁で囲われたキュービクル内に配置する。また炉内管は、上部を支持構造体で固定し、出力急昇試験設備は、原子炉運転中でも燃料試料の交換を可能とするため、炉内管内でキャプセルの挿入・引抜ができるようにする。

なお、材料照射を行う場合については、炉内構造物の IASCC 等の研究等を行えるようにするための、軽水炉環境を模擬した照射を実現する飽和温度キャプセルや水環境維持装置、核融合炉開発に利用可能な極低温照射装置等の設置も視野に入れ、今後、検討していくこととする。

Table 3.1 Classification of the capsule

Model		Structure & Function	Remark
Non-instrumented capsule	Leaky capsule	It shall mean the capsule of which specimen is directly cooled by primary coolant of reactor.	Specimen materials which directly contact with primary coolant of the reactor shall be used the following materials in principle. ・Stainless Steel ・Aluminium (Al)
	Sealed capsule	It shall mean the capsule of which specimen is not directly cooled by primary coolant of reactor.	
Instrumented capsule	Instrumented	It shall mean the capsule which measure and/or control temperature, pressure, etc. of specimen.	
	Temperature control by vacuum	Temperature of specimen is controlled by changing the degree of vacuum of helium or nitrogen gas instead of altering the mixing ratio of the gas.	
	Temperature control by heater	Temperature of specimen is controlled by metal sheathed electric heating wire which is embedded or fixed in the thermal medium.	
	Temperature control by combination method	Temperature of specimen is controlled by heater control method and vacuum one.	

Table 3.2 Instrumentation list of the capsule

Object	Instrumentation	Specification			Remark
		Material	Dimension(mm)	Measurement range	
Neutron	Fluence monitors	Type 1 Monitor wire : Fe, Al-0.11%Co Container : Aluminum tube	φ2×25	Thermal neutron fluence 1×10^{21}n/cm^3 Fast neutron fluence 2×10^{21}n/cm^3	≦500℃
		Type 2 Monitor wire : Fe, Ti-1.0%Co Container : Klotz tube	φ3×15		≦1000℃
		Type 3 Monitor wire : Fe, Ti-1.0%Co Container : Vanadium tube	φ2×20		
	SPND	Emitter : Pt-40%Rh Collector : SUS	Emitter : φ0.5×ℓ50 Collector : φ2.0	Thermal neutron flux 10^{10}n/cm^{3}s	
Temperature	Thermocouple	Type 1 Core wire : Chromel/alumel Sheath : SUS or INCO	Sheath : φ0.5～1.6	0～600℃	
		Type 2 Core wire : Nicrosil /Nicil Sheath : INCO	Sheath : φ1.6	0～1200℃	
		Type 3 Core wire : W-5Re/W-26Re Sheath : Mo	Sheath : φ1.4,φ1.6, φ2.0	0～2200℃	
	Temperature monitor	Monitor : Cd,Pb,Zr,Bi Sheath : Al	0.2×2×3	95℃、 309℃ etc.	

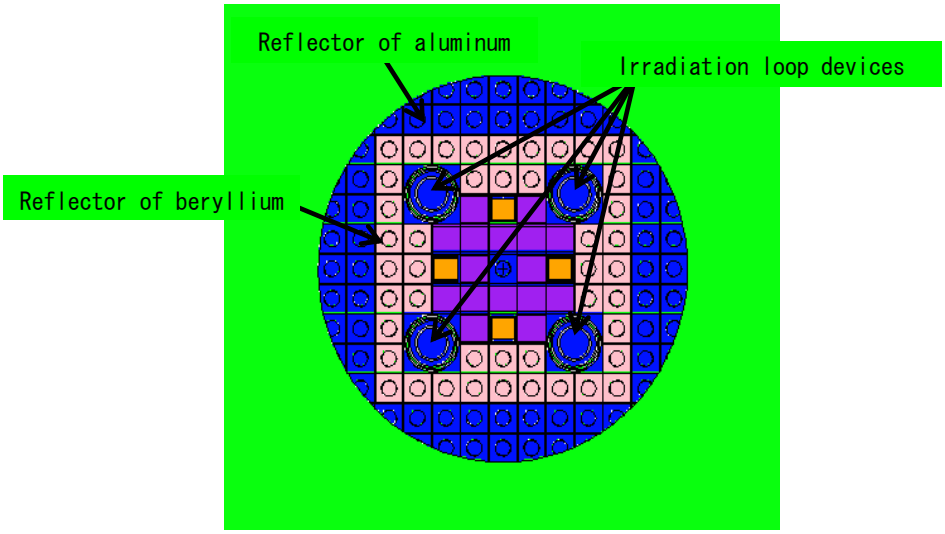


Fig.3.1 Example of core arrangement with several irradiation facilities

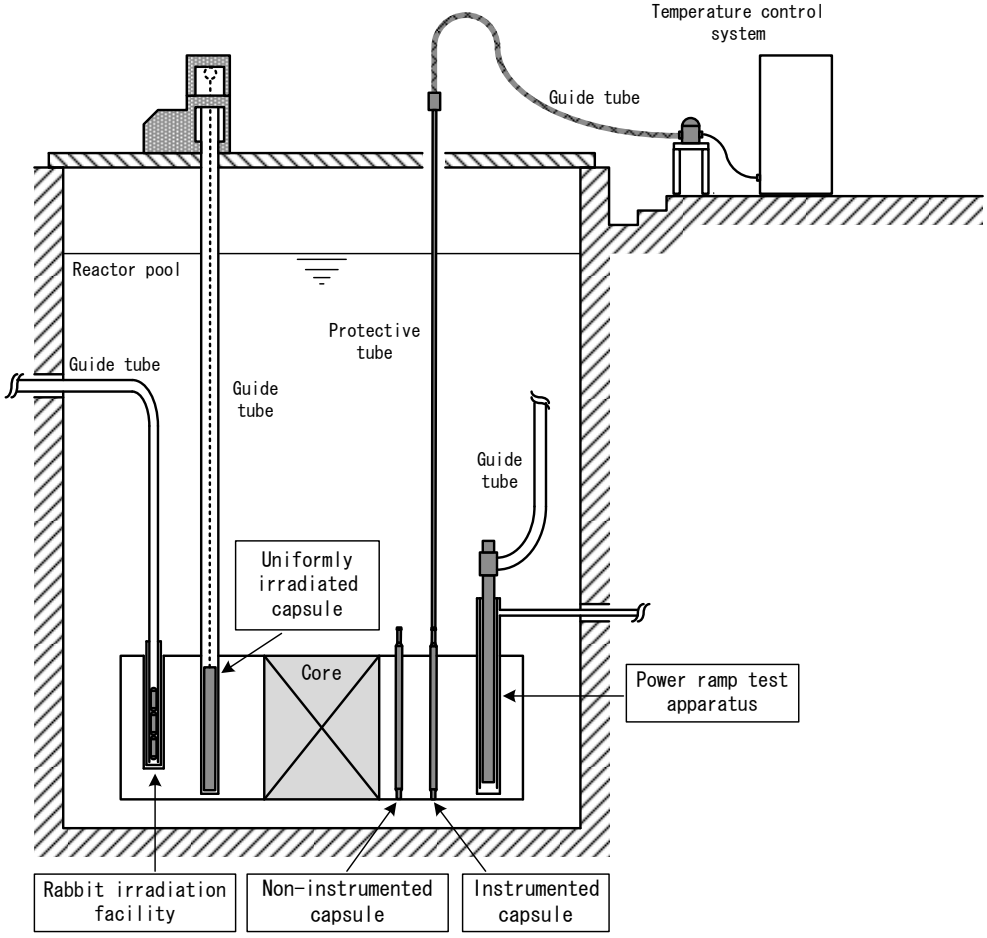


Fig.3.2 Outline of various irradiation test facilities

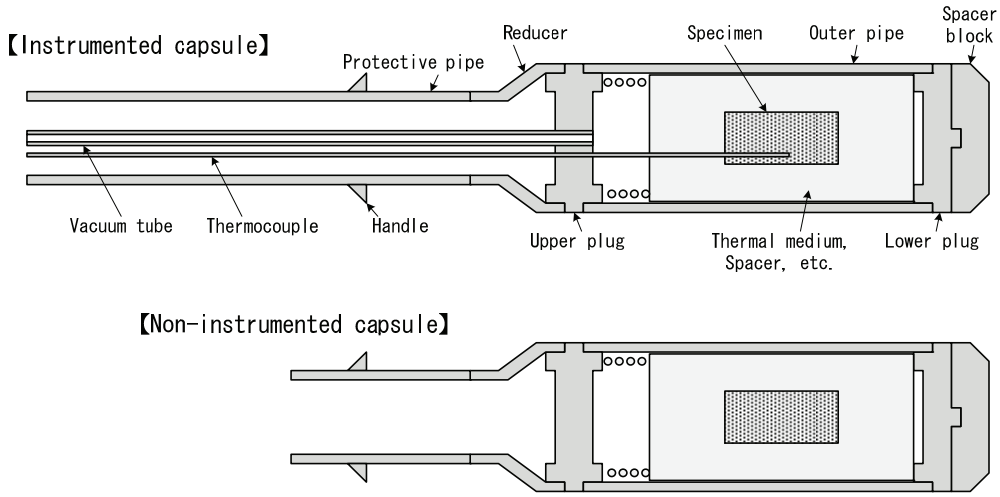


Fig.3.3 General view of capsule structures

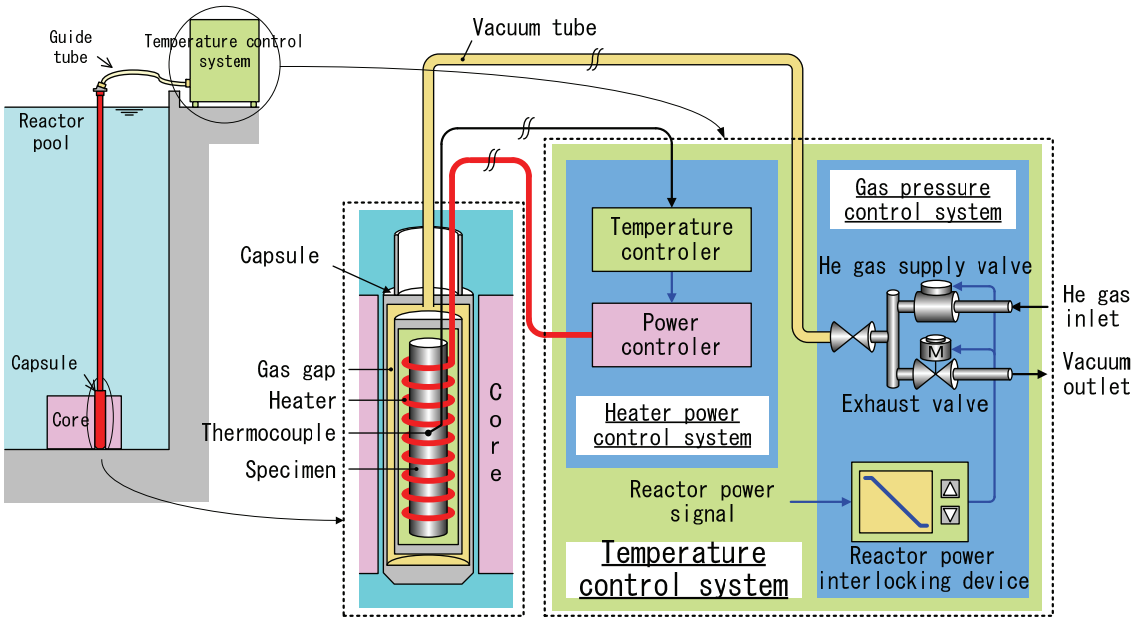
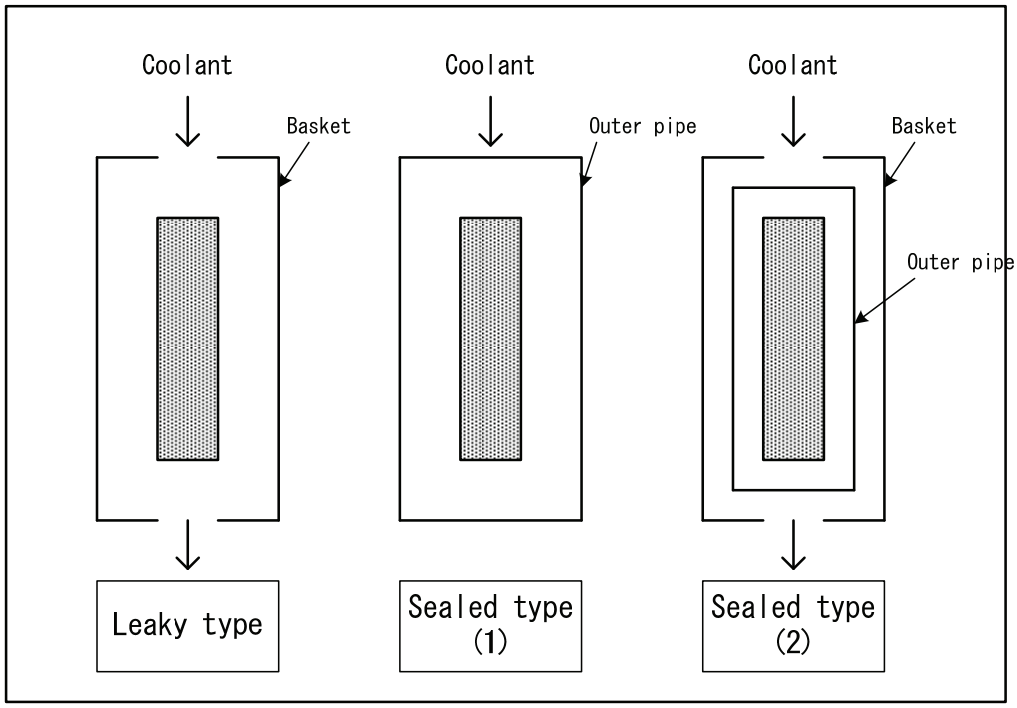
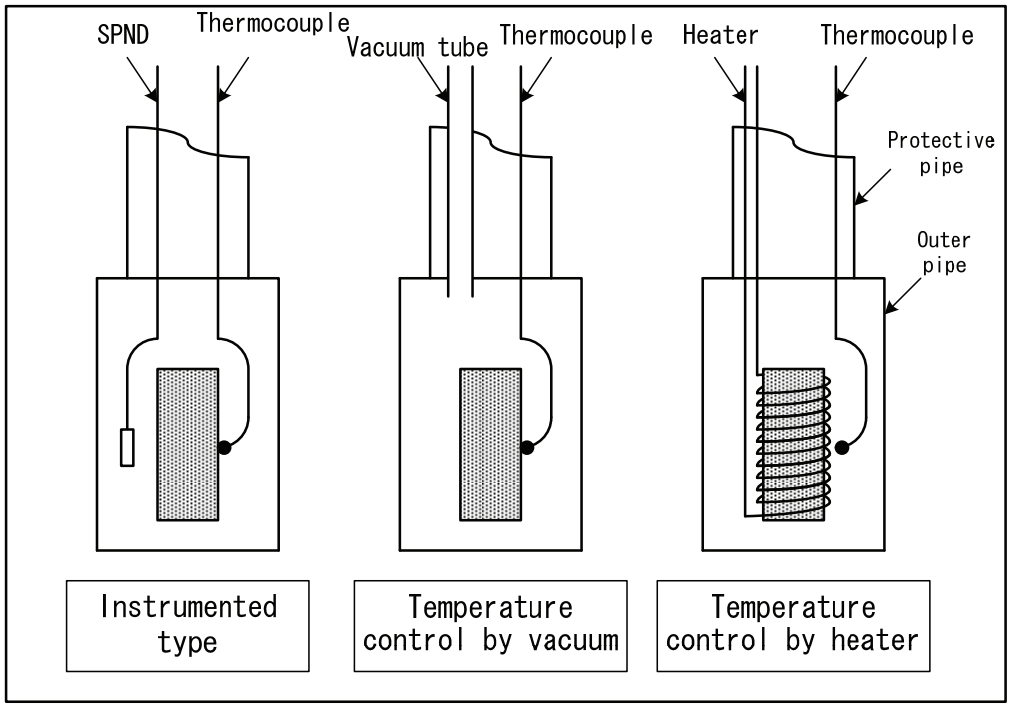


Fig.3.4 Temperature control system of the capsule



(A) Non-instrumented capsule



(B) Instrumented capsule

; Specimen

Fig.3.5 Outline of classified capsule structures

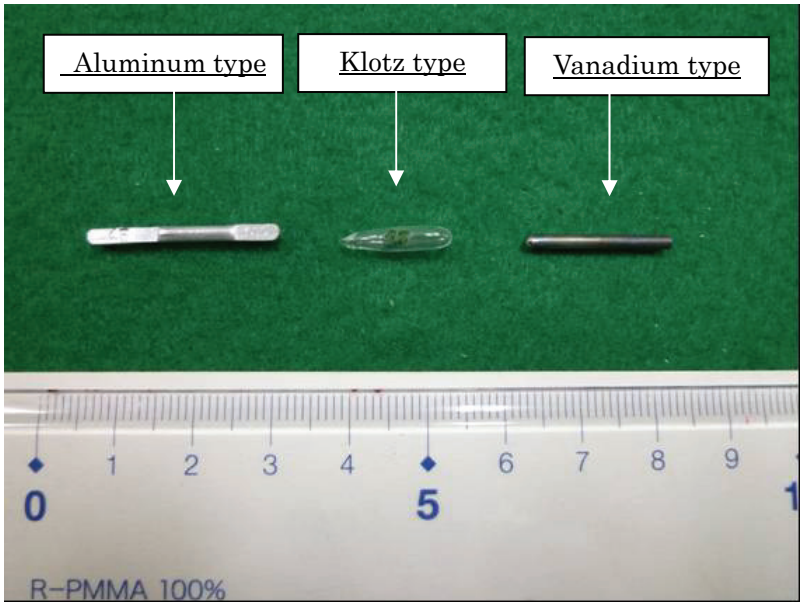


Fig.3.6　Photograph of the fluence monitor

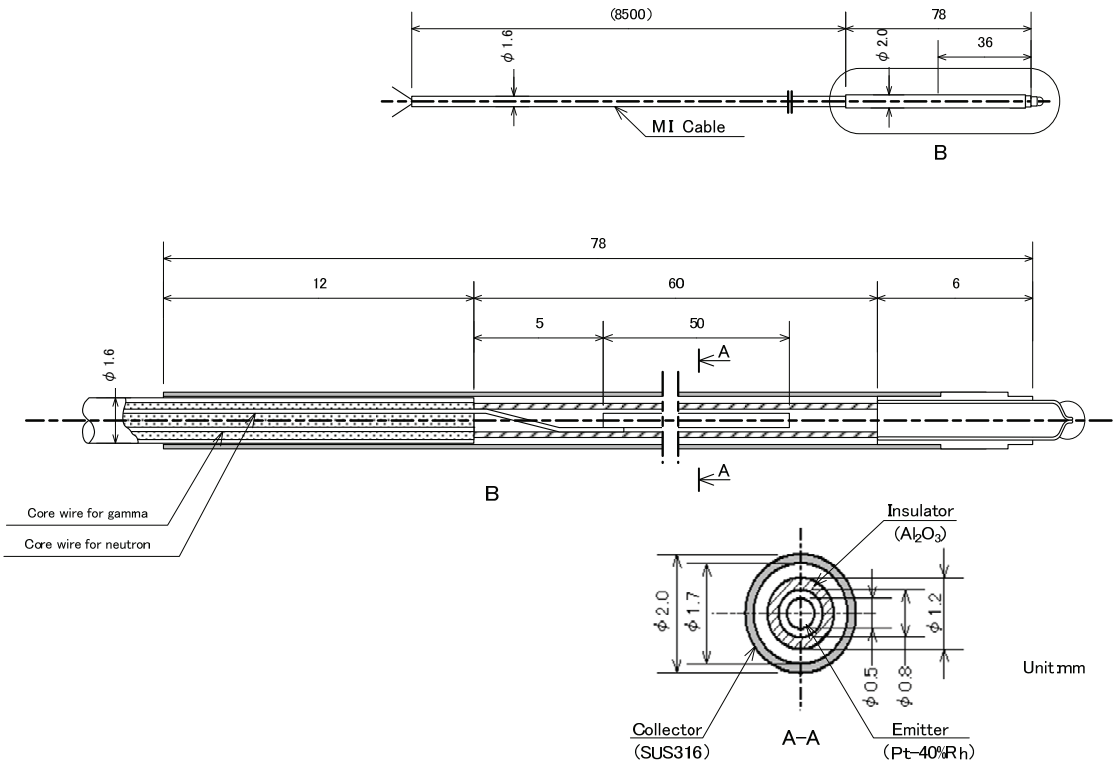


Fig.3.7　General view of SPND

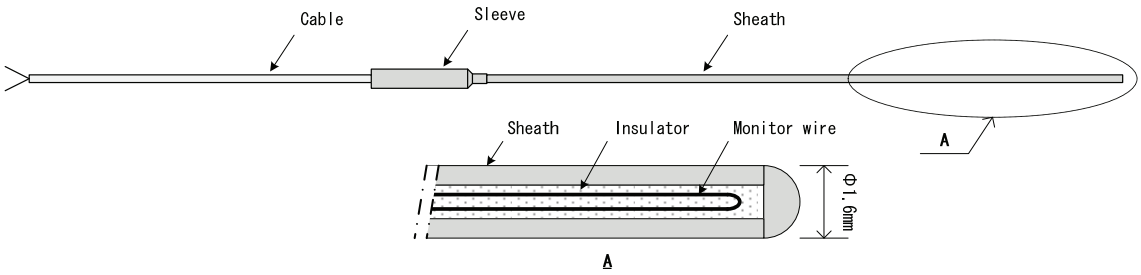


Fig.3.8　General view of the thermocouple

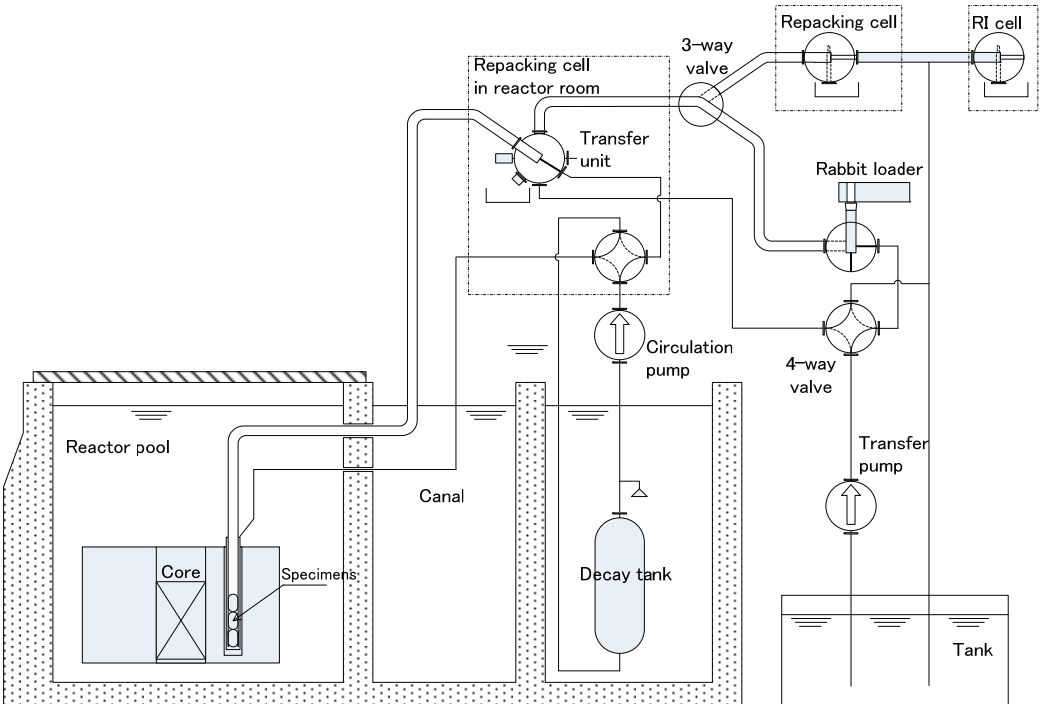


Fig.3.9　Flow diagram of hydraulic irradiation facility

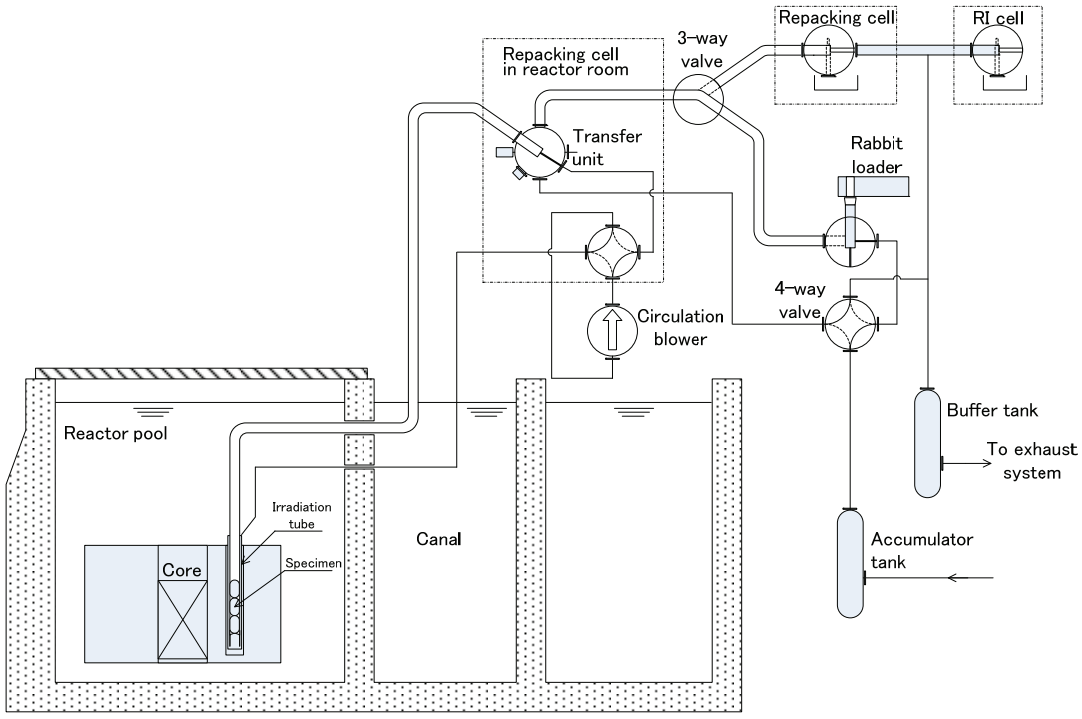


Fig.3.10　Flow diagram of pneumatic irradiation facility

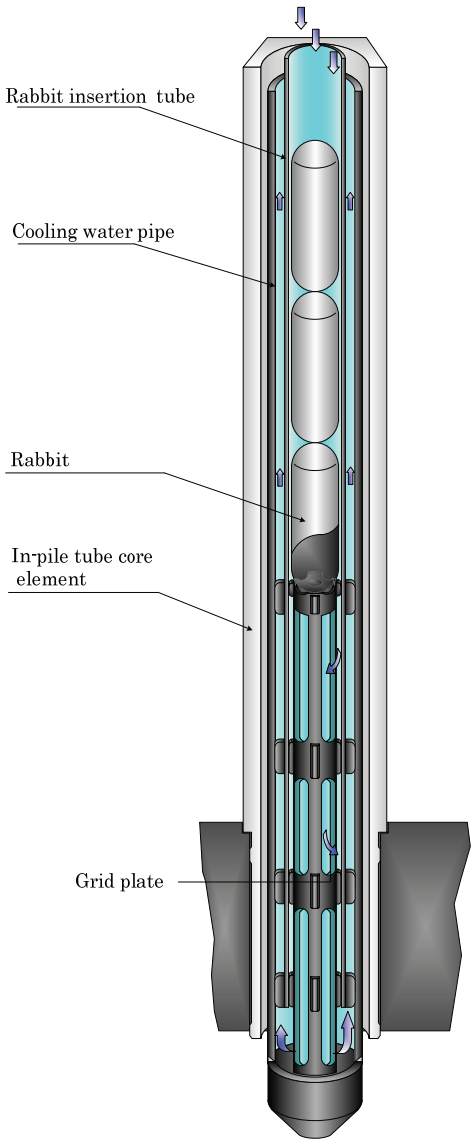


Fig.3.11 In-pile tube core parts of hydraulic irradiation facility

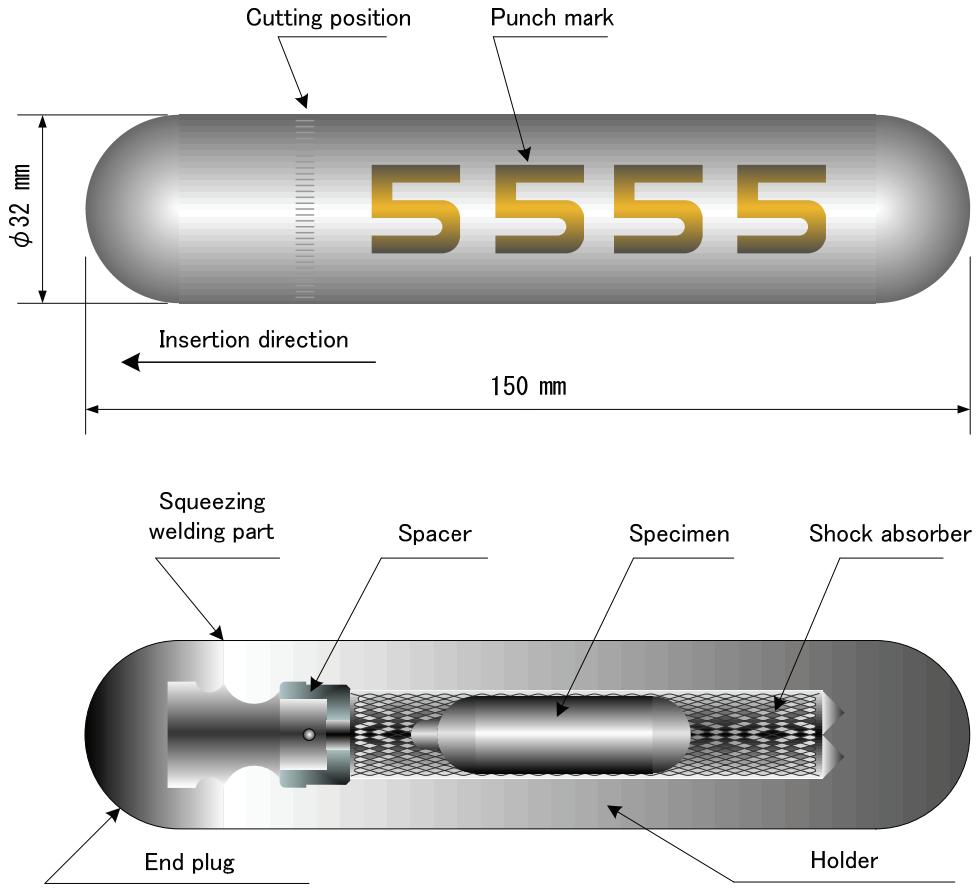


Fig.3.12 Structure of rabbit for hydraulic irradiation facility

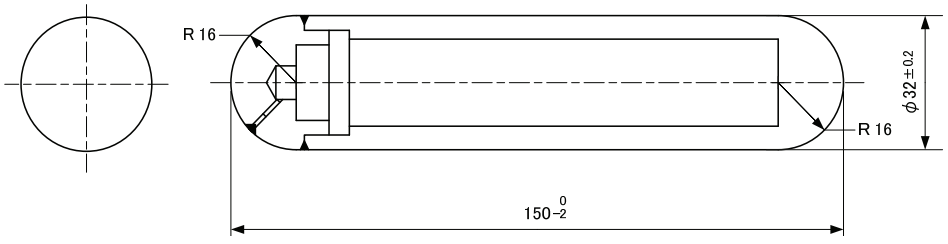
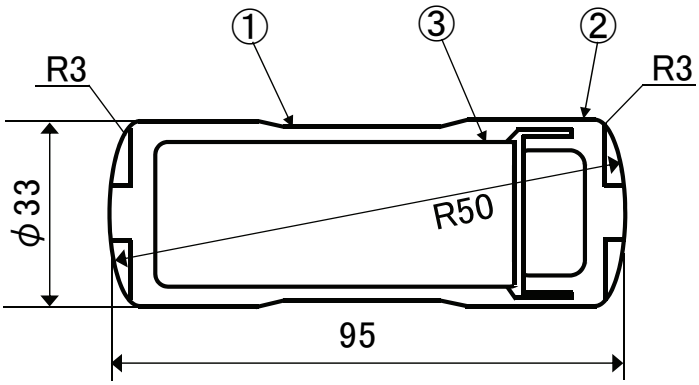


Fig.3.13 Structure of rabbit for hydraulic irradiation facility



No.	Part name	Material
①	Body	Polyethylene
②	Cap	Polyethylene
③	Specimen	

Fig.3.14 Structure of rabbit for pneumatic irradiation facility

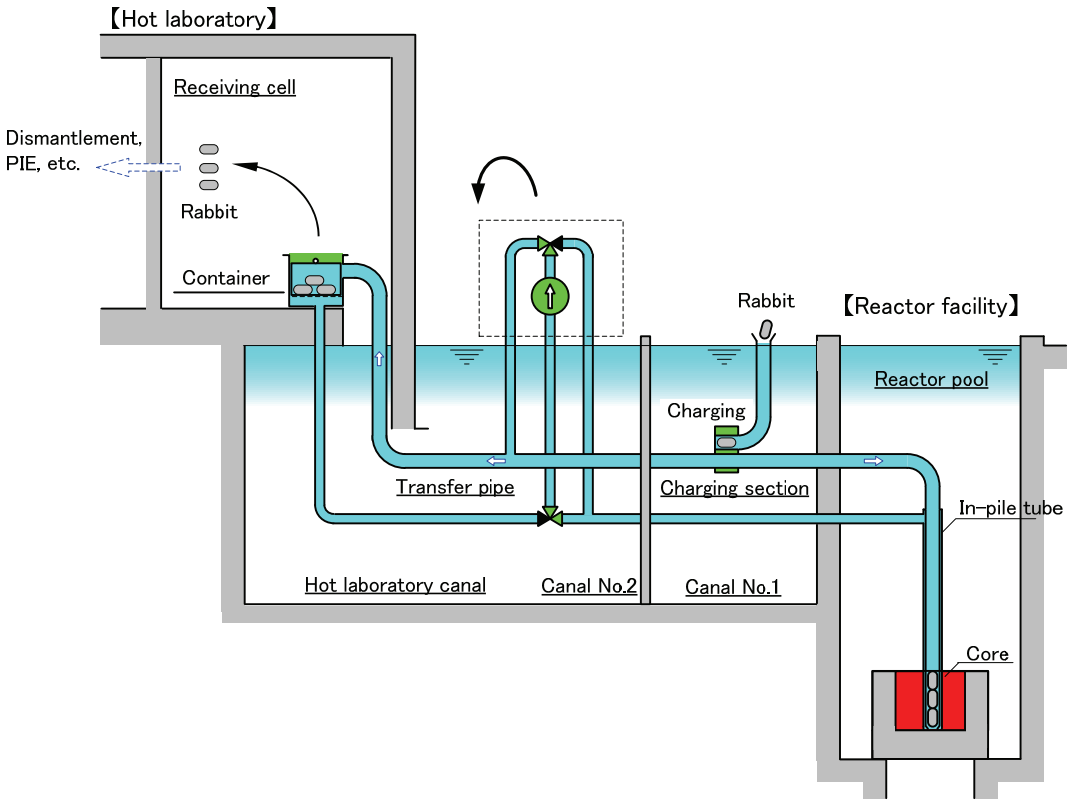


Fig.3.15 Rabbit transfer system for hydraulic irradiation facility

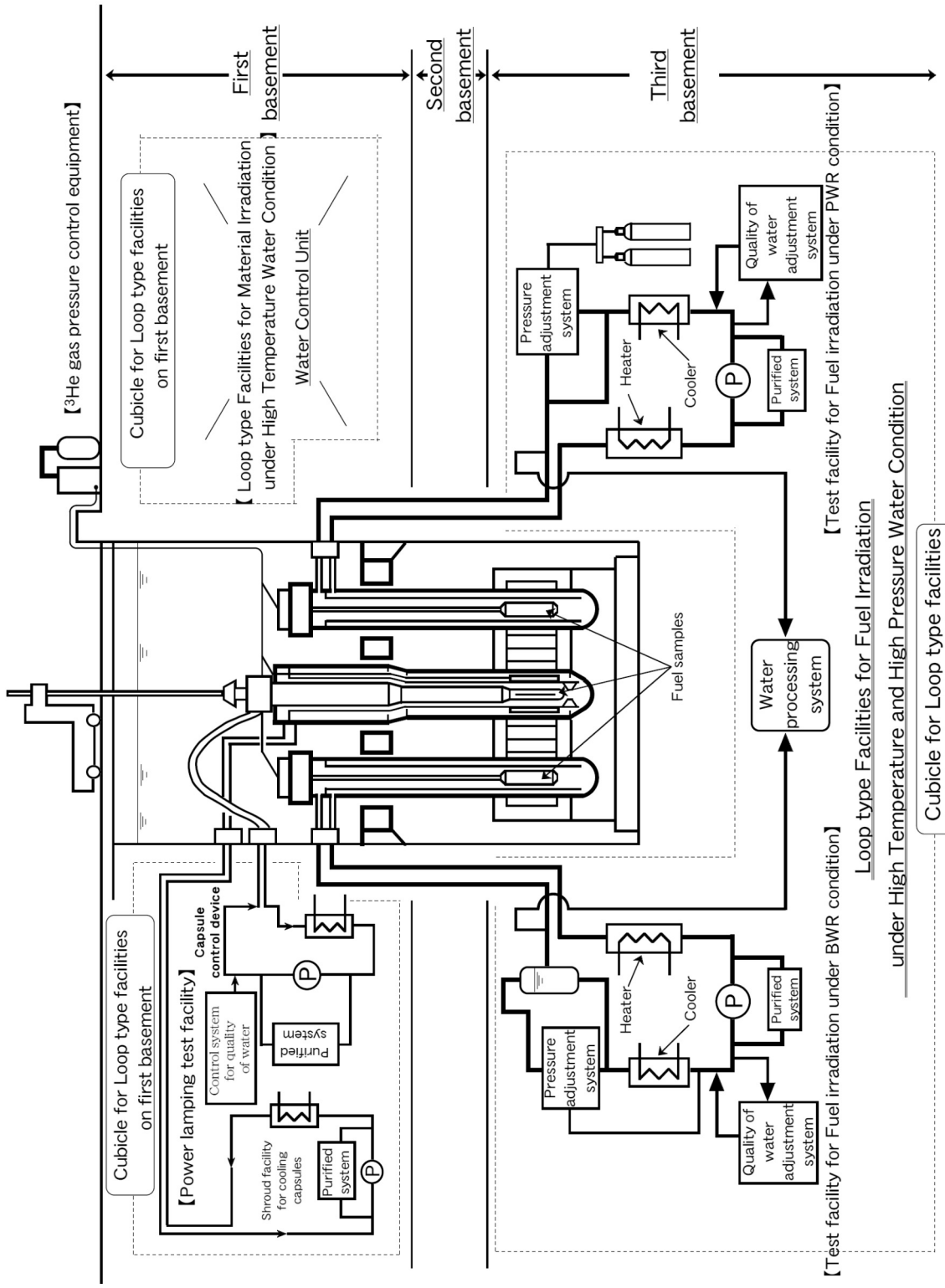


Fig. 3.16 Power lamping test facility, Loop type facilities etc. for various irradiation examination

4　ホットラボ設備の検討

4.1　検討の条件

4.1.1　はじめに

平成 23 年度のホットラボ設備の検討は、汎用小型試験研究炉に併設したホットラボについて検討を行った。

ホットラボと汎用小型試験研究炉をカナルで接続し、迅速な試料の搬入、搬出ができる。この利点を生かし、照射設備とセルを連結させ、原子炉で照射した試料を直接セル内へ搬入して試料を取り出し、抽出、検査等ができるようセル・設備を考案し、迅速な試料の配布を行う。

4.1.2　ホットラボ建家の整備

ホットラボ建家は、試料を取扱い、貯蔵を行う使用施設、気体廃棄施設、液体廃棄施設、固体廃棄施設、その他電気設備等で構成される。使用施設はセル本体であり、遮蔽壁、遮蔽窓等で構成される。遮蔽壁としてはコンクリートもしくは鉄鋼を使った遮蔽材を用いる。貯蔵施設は、放射性試料を貯蔵する設備であり、セル内に設置される。これはセル内の空きスペースに設置するものとする。気体廃棄設備はセル給排気系であり、給排気フィルター、フィルターバンク、排気筒等で構成される。液体廃棄施設はセル内使用水、手洗い水等を集め、貯留する廃液貯槽、配管等で構成される。これら設備は地下もしくは別建家に設置する。固体廃棄施設は低レベルの固体廃棄物を一時保管する設備であり、サービスエリア等に設置され、線量当量率の高い廃棄物（照射キャプセル残材等）はセルからキャスクを使用して搬出する。作業エリアは、マニプレータ操作を行う操作室、キャスクの搬出等を行うサービスエリア、分析室等を配置する。

4.1.3　ホットセルの整備

ホットセルは、コンクリート構造のセルと鋼製構造で作られる小型のセルとする。セルの使用目的から、各セルが連なった構造とし、各セル間には試料移送のためのコンベアもしくは台車を整備する。また、セル設備はセル内へのアクセスに使用する背面遮蔽扉等の設備を配置し、さらにインセルモニタ、作業台、セル内消火設備を整備する。Fig.4.1 にセル概略を示す。各セルの役割は以下の通りである。

1）コンクリートセル

コンクリートセルは、試料搬出入、試料外観検査、キャプセル組立、試料貯蔵、試料解体を目的として使用するセルで、No.1 セル及び No.2 セルとする。No.1 セルは、再照射試料（燃料を含む）のためのキャプセル組み立てにも利用出来るよう、幅 6m、奥行き 3mのコンクリートセルとし、原子炉とカナルで接続されている構造とする。さらに、原子炉からセル内まで試料移送管が接続し、ラビット試料の原子

炉照射後、直ちにセル内へ搬入することができる。

セルは3つの遮蔽窓を有し、それぞれマニピュレータが装備される。また、セル内には重量物を取り扱うためのパワーマニピュレータ及びセル内クレーンを備える。

また、本セルは外部ホットラボ施設との試料搬出入を行うセルとして使用するため、試料搬出入のためのガンマゲートをセル天井に設置し、試料移送用キャスクを配置する。さらに、本セルの空きスペースを利用して試料貯蔵用ピットを設ける。そして、外観検査用の肉眼観察装置あるいはペリスコープ等を配置する。

No.2セルは搬入・搬出セルの半分程度の大きさのコンクリート構造のセルとし、ラビット外筒部やキャプセル外筒を切断し、内筒や試験試料の取り出しや廃棄物整理に使用するもので、外筒切断機、パワーマニピュレータ等を整備する。

2) 鉄セル

鉄セルは、材料試料のみの取扱いであるため、鉄鋼を遮蔽材としたセルである。セルの大きさは幅2m、奥行き1.7m、壁厚さは0.35m、遮蔽窓1つを有し、マニピュレータは2本若しくは3本配置する。又、一部のセルはステンレスライニングによるインナーボックス化させ、内装機器のメンテナンスを背面のグローブを使用して行う構造とする。その他、試料搬出を行うためのガンマゲートを配置する。

セル内には、分析装置や洗浄装置等を配置する。

4.2 検討結果及び考察

ホットラボの設備に関し、迅速な処理・試料搬出及び汚染防止を目標に検討した。原子炉で照射された試料は、照射後に直ちに試料移送管により効率的にホットセル内へ搬入される。その後の一連の処理は、作業の流れに沿ったセル配置で行えるものとした。検討したホットラボの設備は、医療用ラジオアイソトープ搬出はもとより、短半減期核種のラジオアイソトープ生産等において迅速な搬出を可能とした。

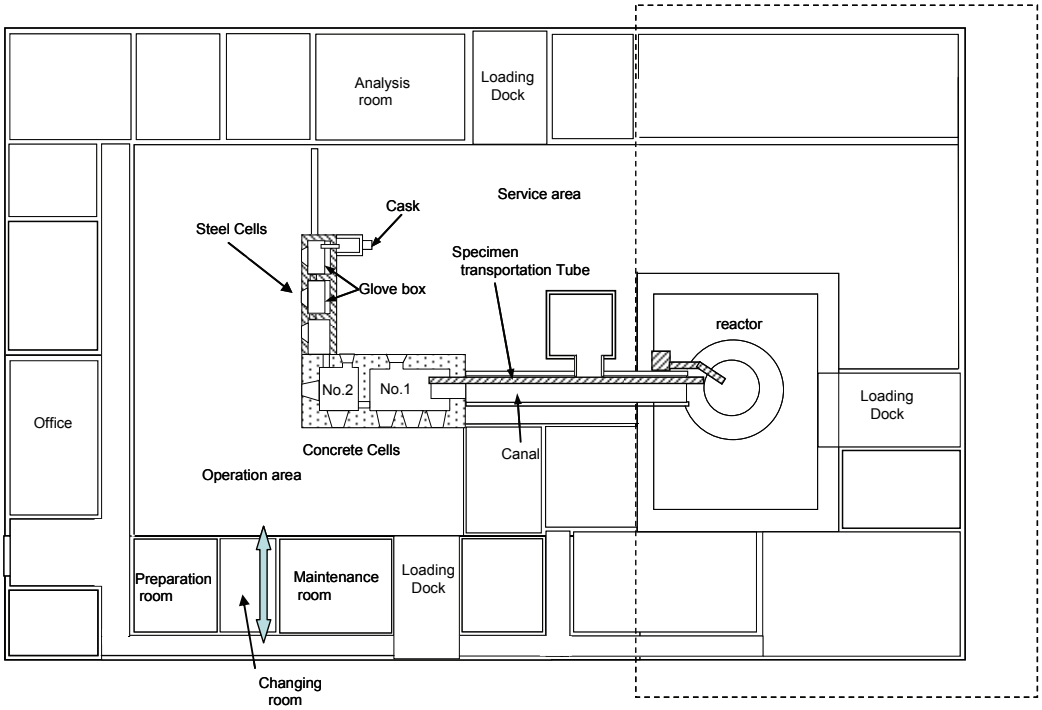


Fig.4.1 Figure of hot laboratory

5. まとめ

原子力機構では、試験研究炉設計のための環境整備及び人材育成のため、汎用小型試験研究炉の検討を平成 22 年度から平成 24 年度まで実施している。

平成 23 年度は、平成 22 年度の汎用小型試験研究炉に必要な基本性能の検討結果を踏まえ、炉心構成の検討、照射設備の検討及びホットラボ設備の検討を行った。

炉心構成の検討の結果、平成 22 年度に検討した JMTR 型標準燃料要素 16 体及び燃料フォロア付制御棒 4 体の燃料領域を 2 層のベリリウム反射体要素により取囲んだ炉心において、過剰反応度、停止余裕等の核的パラメータは、JMTR 等の試験研究炉における核的制限値（過剰反応度 15%Δk/k 以下、停止余裕 k_{eff}=0.9 以下、ワンロッドスタック余裕 k_{eff}<1）を満足すること、キャプセルが炉心に配置された場合を想定した炉心計算モデルによる燃焼計算の結果から、この炉心では、少なくとも 155 日間の連続運転が可能であることを確認した。このことから、核的制限値及び連続運転時間に及ぼすキャプセルの装荷本数の影響を明らかにした。

プール型で熱出力 10MW である汎用小型試験研究炉に設置するための照射設備について、JMTR、JRR-3 等における照射経験・実績を参考にして概念設計検討を行った。その結果、高精度な温度制御に欠かせない熱電対、ヒータ、温度制御装置、中性子照射量を測定するための SPND、フルエンスモニタ等を組み合わせたキャプセル照射装置、高精度に照射時間を制御可能な水力及び気送照射装置等を設置することにより、照射利用研究、産業利用、教育訓練等の幅広い照射ニーズに対応した照射試験が可能であることを明らかにした。

汎用小型試験研究炉に併設するホットラボ設備については、試料の迅速な処理・試料搬出及び汚染防止を目標とした建家及びホットセルの検討を行った。その結果、原子炉からホットセル内まで試料移送管を設置し、原子炉で照射された試料を照射後直ちにホットセル内へ搬入することにより、試料の取り出し、抽出、検査等をすることができる。これにより、医療用ラジオアイソトープ搬出はもとより、短半減期核種のラジオアイソトープ生産等においても、作業の流れに沿ったセル配置により、迅速な処理・搬出が可能であるを明らかにした。

平成 24 年度は、これまでの検討結果に基づき、冷却設備の概念設計及び東北地方太平洋沖地震の経験を踏まえた汎用小型試験研究炉の検討を行う予定である。

謝辞

本報告書をまとめる上で、内容について貴重なご意見を頂きました鈴木　雅秀照射試験炉センター長、小森　芳廣材料試験炉部長、石原　正博照射試験炉副センター長、長尾　美春技術課長に深く感謝いたします。

参考文献

1）今泉他，汎用小型試験研究炉の概念検討―平成 22 年度活動報告―（共同研究），JAEA-Technology 2011-031 , 2012 , 93p.

2）K. Tsuchihashi, Y. Ishiguro, K. Kaneko et al. , Revised SRAC Code System , JAERI 1302 ,1986 , 253p.

附録　1

世界各国の試験研究炉でのストレステストの実施状況

1. 概要 [1), 2)]

今回の 3．11 地震における東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を受けて、緊急対応の必要性の評価として世界各国でストレステストが実施されている。また、ストレステストは発電用原子炉にとどまらずフランス、ベルギー、ドイツ、オランダ、アメリカ、韓国等世界各国の試験研究炉においても実施されている。

ストレステストは、自然現象（地震、洪水、その両方）を原因として電源喪失及び冷却機能喪失が起きた場合について、施設の安全裕度を以下の見地から行っている。

①現存の基本設計についてどの程度の安全余裕があるのか。

②設計条件を超す自然現象（地震、洪水、その両方）に見舞われた際の評価。

③どのような状況がクリフエッジを生み出して突然機能低下を起こし、現存の施設が機能低下を防げるかを確認する。

④シビアアクシデントを防ぐためにどのような改良改造が可能であるか。

以上の点に関して、各施設においてストレステストが行われ、事業者がストレステストレポートを作成し、規制当局に提出する。その後、規制当局により解析及びフィードバックが行われる。

現在、日本では原子力発電所のみがストレステストを実施している。今後、試験研究炉にも、ストレステストに相当する評価が求められる可能性があるため、欧州を中心に世界各国の試験研究炉で実施されているストレステストについて調査を行った。調査対象はフランス（JHR,HFR, OSIRIS 等）、ベルギー（BR-2 等）、ドイツ（FRMⅡ、BERⅡ等）、オランダ（HFR 等）、ハンガリー（BRR 等）、アメリカ（HFIR 等）及び韓国（HANARO）とした。調査結果は以下のとおりである。

2.　調査結果

(1)　フランス（JHR,HFR, OSIRIS 等）

フランスには現在 32 基の試験研究炉等がある。そのうち、9 基が稼働中である [3)]。フランスではほぼすべての原子力施設（原子力発電所、サイクル施設、試験研究炉等を含む）についてストレステストが行われており、試験研究炉も例外ではない。

ストレステストの実施については、事業者から ASN（原子力安全規制当局）への報告書の提出期限の早さから 3 つのカテゴリ（プライオリティー高、低、低低）に分けて実施された。研究炉については JHR, HFR, OSIRIS 等が高グループに入る [4)]。

今回は JHR, HFR, OSIRIS 等の試験研究炉についてストレステストの実施状況を調査した。ストレステストの報告書は 2011 年 9 月に ASN に提出されており、ASN により報告書に対する見解が 2011 年 12 月にまとめられている [4),5)]。

ストレステストでは、自然現象（地震、洪水、その両方）を原因として、電源喪失および冷却機能喪失が起きた場合についての施設評価を以下の見地から行っている[1),2)]。

①現存の基本設計においてどの程度の安全余裕があるのか。
②設計条件を超す自然現象（地震、洪水、その両方）に見舞われた際の評価
③どのような状況がクリフエッジを生み出して突然機能低下を起こし、現存の施設が機能低下を防げるかを確認する。
④シビアアクシデントを防ぐためにどのような改良、改造が可能であるか。

以上の点に関して、各施設においてストレステストが行われて、施設側から ASN に報告書が提出され、ASN により解析及びフィードバックが行われている。

(2) ベルギー（BR-2 等）

ベルギーには現在 6 基の試験研究炉等がある。そのうち、2 基が稼働中である[3)]。ベルギーでは試験研究炉についてもストレステストの対象となっている。

今回は BR-2 等の試験研究炉についてストレステストの実施状況を調査した。試験研究炉におけるストレステストレポートは作成を終え、規制当局による評価中である[6)]。

ストレステストでは、地震、洪水、外部電源の喪失、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失について評価し、また、航空機の墜落、火災およびサイバーテロ等についても評価している。

(3) ドイツ（FRMⅡ、BERⅡ等）

ドイツには現在 46 基の試験研究炉等がある。そのうち、8 基が稼働中である[3)]。ドイツでは試験研究炉についてもストレステストの対象となっている。

ドイツでは平成 24 年 8 月中旬から 10 月中旬を期限として研究炉に対する評価内容の報告書の提出が求められている。研究炉に関しては、原子炉安全委員会（RSK）から示されたストレステストに関する要求項目（地震、洪水、航空機墜落、テロ等）に対する安全性評価を終えているが、原子炉安全協会（GRS）から再評価すべき事項として、電源供給、冷却水供給、火災防護等についての提案書が届けられ、研究用原子炉に対する安全性評価は当分続く見込みである[7)]。

(4) オランダ（HFR 等）

オランダには現在 6 基の試験研究炉等がある。そのうち、3 基が稼働中である[3)]。オランダでは試験研究炉についてもストレステストの対象となっている。

今回は HFR 等の試験研究炉についてストレステストの実施状況を調査した。ストレステストの最終報告書は事業者により 2012 年 2 月にまとめられ提出されている[8)]。

ストレステストでは、地震、洪水、外部電源の喪失、全交流電源喪失、最終ヒート

シンクの喪失について評価し、また、航空機の墜落や火災等についても評価している。

(5) ハンガリー（BRR 等）

ハンガリーには現在 3 基の試験研究炉等がある。そのうち、2 基が稼働中である [3]。ハンガリーではストレステストを発電炉のみの実施としており、試験研究炉については実施されていない。しかし、ストレステストの実施について議論はされている（2012 年 5 月 31 日現在）。

（注：情報については公開情報がないためメール等による聞き取り調査によるものである。）

(6) アメリカ（HFIR 等）

アメリカには現在 238 基の試験研究炉等がある。そのうち、42 基が稼働中である [3]。アメリカでは試験研究炉についてもストレステストの対象となっている。

アメリカでは今後予想される地震、津波による影響を受けた場合に対する評価として、燃料要素の安全性評価、使用済燃料プールの安全性評価、全電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失時における炉心の安全性評価等が行われ、また、設計基準を超える外部事象に対する対応も進められている。これは平成 23 年 6 月に原子力規制委員会（NRC）から出された要求への対応である [9]。

(7) 韓国（HANARO）

韓国には現在 4 基の試験研究炉等がある。そのうち、2 基が稼働中である [3]。韓国では、試験研究炉についてもストレステストの対象となっている。

今回は、HANARO についてストレステストの実施状況を調査した。

ストレステストでは、原子炉建屋、スタックについての耐震性の再評価を実施している。また、原子炉建家と核燃料施設に対する洪水高さ及び必要に応じてその保護設備の設置に係る再評価も実施している。洪水に対する評価については、過去数十から数百年の最高雨量と敷地の排水能力から、洪水時の水位を評価し、大雨でも建家内に水が侵入しないことを確認済みである。さらに、運転員の安全のために照明、インテリア等の危険性についても調査している。解析及び報告書の提出は 2012 年末を予定している。

（注：情報については公開情報がないためメール等による聞き取り調査によるものである。）

3. まとめ

上述のとおり世界各国の試験研究炉では福島第一原子力発電所事故の後、ストレステストが多くの試験研究炉等で実施されている。世界各国で実施されているストレス

テストの位置付けとしては、まず安全性を確認し、加えて弱点を確認し、更に改善を目指すというものであり、これらには数年の長い対応が必要である。

また、日本と世界各国のストレステストの違いは、世界各国では福島第一原子力発電所事故後に緊急対応の必要性を評価した上で、運転を継続しながらストレステストを実施しているのに対し、日本の場合は、一次評価、二次評価の二段階で実施し、原子力発電炉の再起動条件となっているという点である。一次評価は、定期検査中の原子力発電所で行われるもので、安全上重要な施設や機器などが設計上の想定を超える地震や津波にどの程度耐えられるかを評価するものであり、二次評価は、すべての原子力発電炉の設備を対象にして総合的に評価するものである。ただし、原子力安全規制庁が発足した時点で、これらについても見直しが行われる。

参考文献

1） ASN，Complementary safety assessments of nuclear installations in the light of the Fukushima accident，May 9, 2011

2） Frank Nuzzo，Stress test methodology for nuclear power plants in the wake of the Fukushima accident，Oct 20, 2011

3） IAEA 研究炉データベース，2012
http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx

4） ASN，complementary safety assessments of the French nuclear power plants (European “Stresss test”), Report by the French nuclear safety authority, December 2011

5） ASN，Nuclear Safety Authority (ASN) opinion n° 2012-AV-0139 of 3rd January 2012 concerning the complementary safety assessments of the priority nuclear facilities in the light of the accident that occurred on the nuclear power plant at Fukushima Daiichi， 2012

6） F. Vermeersch & B. Martens，SCK・CEN Stress Test，December 15, 2011.

7） Dr. Anton Kastenmuller，Safety reassessment of Research Reactor in Germany, IAEA Consultant’s meeting May 7, 2012.

8） NRG，Complementary Safety Margin Assesment“Onderzoekslocatie Petten”，February 29, 2012.

9） Ronald A. Crone，High Flux Isotope Reactor Post-Fukushima Response，IAEA Consultant’s meeting May 7, 2012.

附録　2

ピン状燃料を使用した炉心の検討

調達性の良い濃縮度5wt%未満のUO_2燃料棒を用いた熱出力10MW級の汎用小型試験研究炉の炉心概念設計を実施し、炉心特性を解析した。最終的に設定した2つの炉心構成の特徴及び炉心特性は、下記の通りである。

（1）炉心A及び炉心Bの燃料集合体は、等ピッチで6×6に配列された燃料棒36本から成り、照射孔を取り巻く炉心中心部の燃料集合体8体は、濃縮度4.95wt%のUO_2燃料棒で構成し、ガドリニア含有燃料棒は配置しない。

炉心周辺部の燃料集合体12体は、炉心Aでは炉心中心部と同じ濃縮度4.95wt%のUO_2燃料棒と、同じ濃縮度で隔離配置したガドリニア濃度3.5wt%のガドリニア含有燃料棒4本から構成した。一方、炉心Bでは濃縮度4.60wt%のUO_2燃料棒と、同じ濃縮度で隔離配置したガドリニア濃度3.5wt%のガドリニア含有燃料棒4本から構成した。主要諸元をTable 1、炉心構成図をFig.1、各炉心の燃料集合体及び炉心コーナ反射体構成をFig.2及びFig.3に示す。

（2）炉心A及び炉心Bとも、250日以上の運転継続が可能である。250日の運転期間では、ガドリニアにより余剰反応度をほぼ1%Δk以下に維持した運転ができ、制御棒の負荷低減が期待できる。各炉心の実効増倍率と照射孔の最大高速中性子束の燃焼変化をFig.4及びFig.5に示す。

（3）炉心A及び炉心Bの照射孔内の最大高速中性子束は、燃焼初期でそれぞれ約9.6×10^{17}n/m^{2}s、約9.7×10^{17}n/m^{2}sで、両炉心とも運転期間の大部分を9×10^{17}n/m^{2}s以上の高速中性子束で運転可能である。各炉心の照射孔高さ方向の高速中性子束分布をFig.6及びFig.7に示す。

（4）炉心A及び炉心Bとも、最大線出力密度は制限値に対し10%以上、最小DNB比は3.3以上であり、熱的に十分な余裕を有していることが分かった。径方向ピーキング係数と最小DNBRの関係をFig.8に示す。

Table 1　Technical data of multipurpose compact research reactor

item	unit	Core A	Core B	notes
Reactor type	—	Pool		
Thermal power	MW	10		
Reactor pressure	MPa	0.1		
Coolant	—	Light water		
Cooling velocity	t/h	1200		
Cooling temperature	℃	Inlet：about 42、Outlet：about 50		
Core diameter	m	0.388		
Effective length of fuel	m	0.595		
Fuel pin	—	UO_2（720 fuel pins）		
Diameter of fuel pin	cm	about 0.95		
Diameter of fuel pellet	cm	about 0,82		
Density of fuel pellet	%TD	about 97		
Thickness of fuel cladding	cm	about 0.06		
Fuel pitch	cm	1.25		
Average enrichment of core	wt%	4.95	4.74	
Consist of fuel assembly	—	6×6 type fuel assembly		
Center	—	enrichment 4.95wt% No Gd	enrichment 4.95wt%　No Gd	
Around	—	enrichment 4.95wt% 4Gd(b)(.35) ※1	enrichment 4.60wt% 4Gd(b)(.35) ※2	
Reflector corner	—	Outside Al（40%）、Inside Be（60%）	Be（100%）	
outer circumference	—	Be		The most outer periphery is Al reflector

※1：See Fig.2

※2：See Fig.3

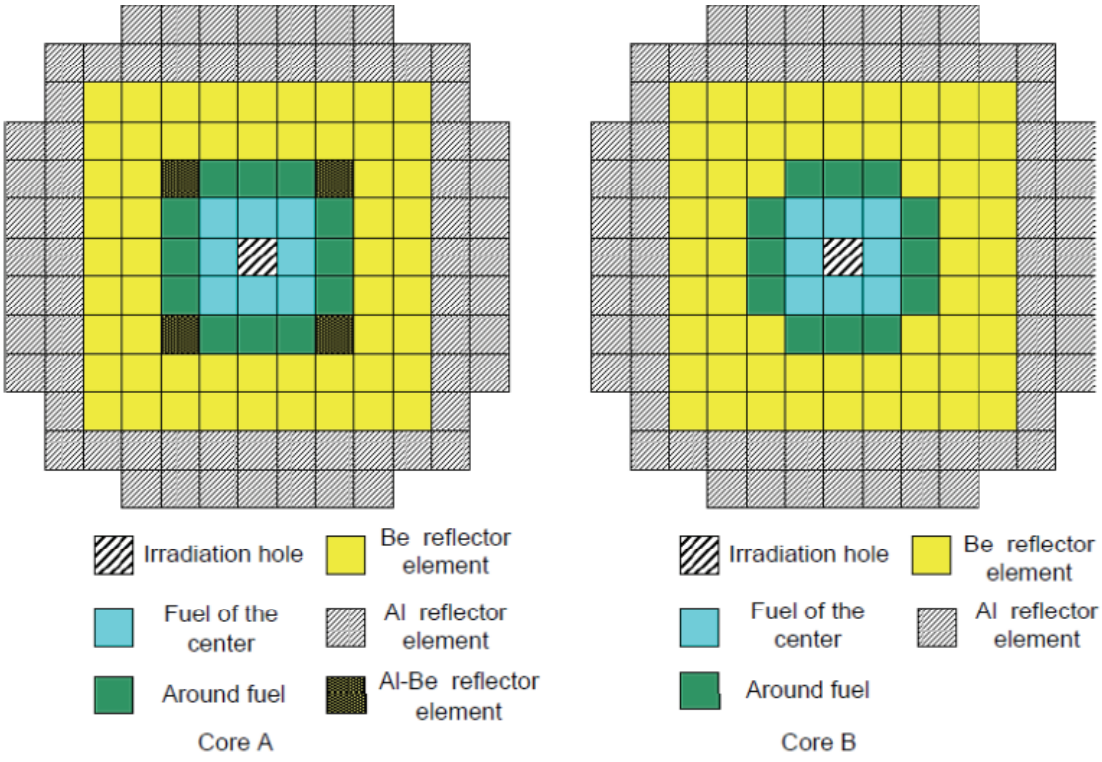


Fig.1　Model of calculate

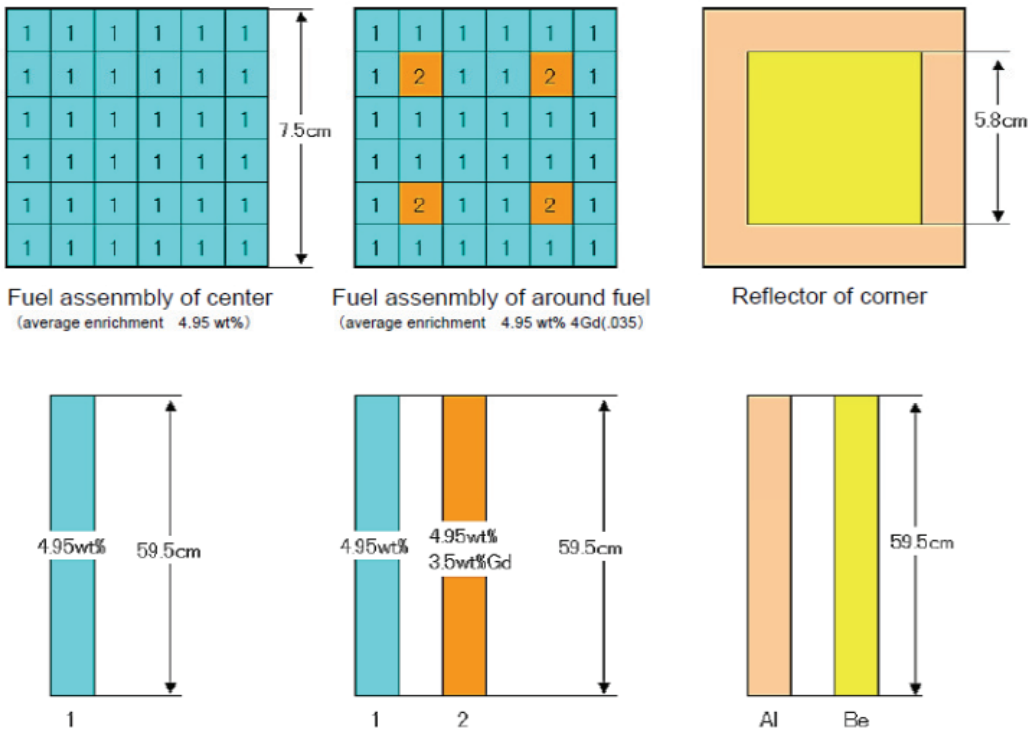


Fig.2　Fuel assembly and reflector of corner（Core A）

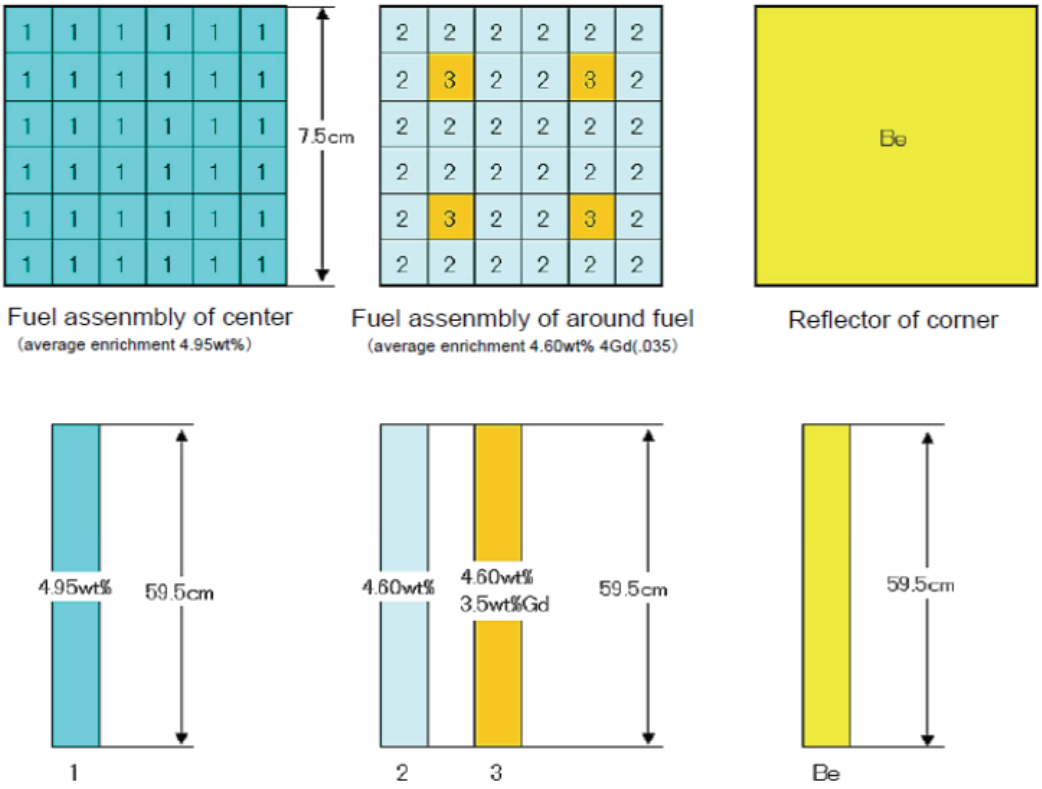


Fig.3　Fuel assembly and reflector of corner（Core B）

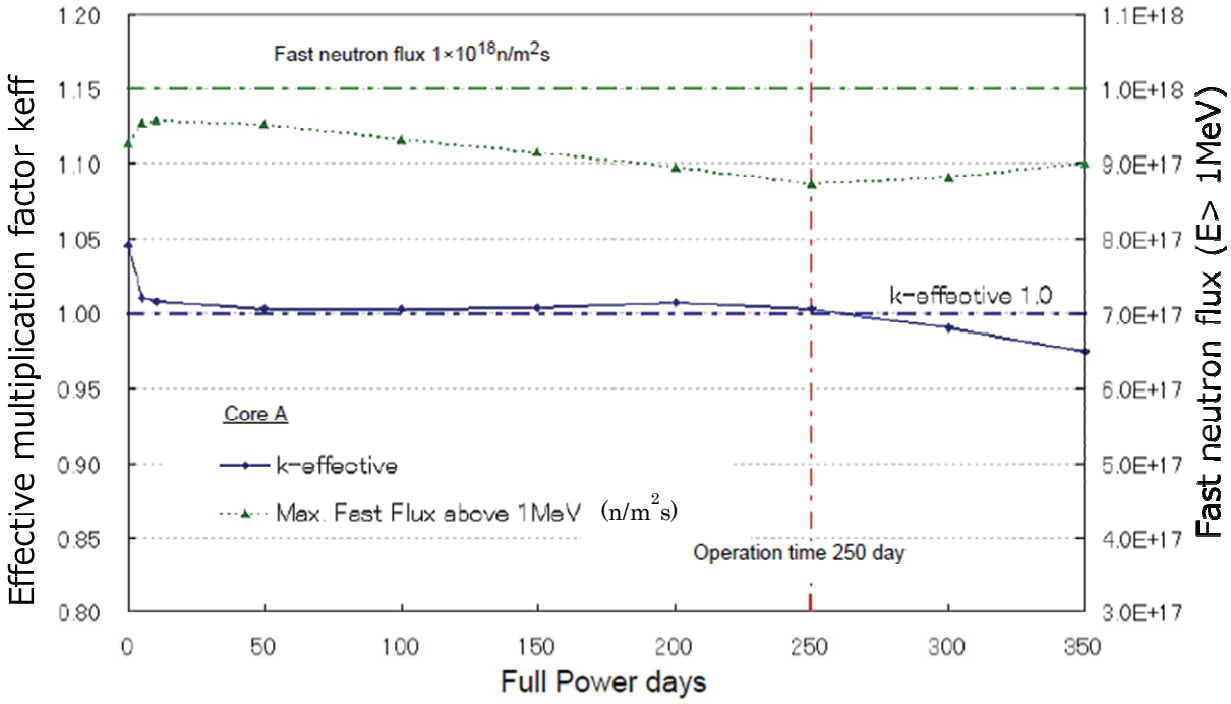


Fig.4　Effective multiplication factor and combustion variation（Core A）

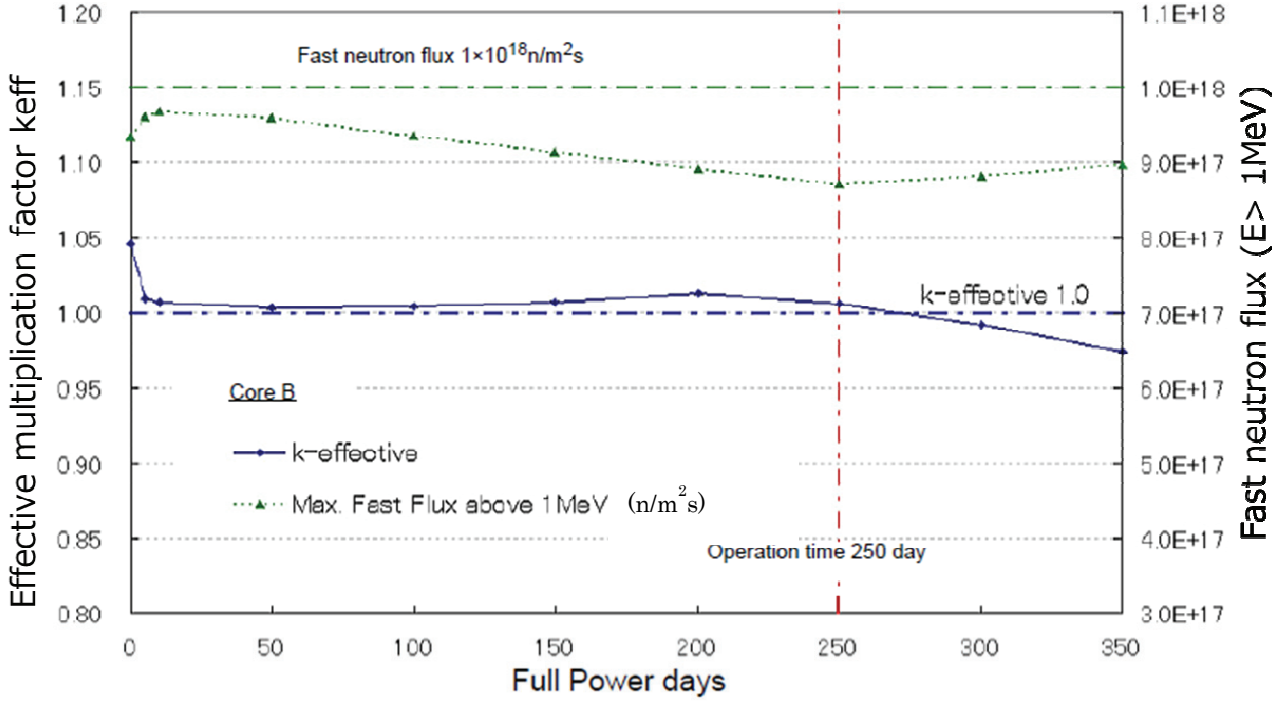


Fig.5　Effective multiplication factor and combustion variation（Core B）

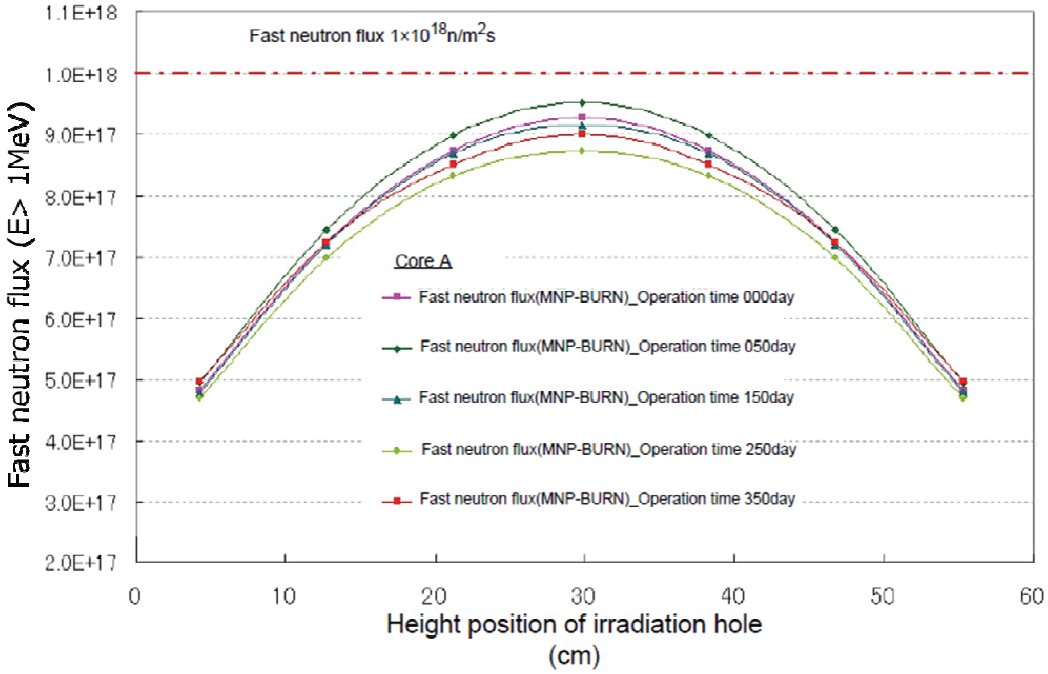


Fig.6　Height position of irradiation hole and fast neutron flux（Core A）

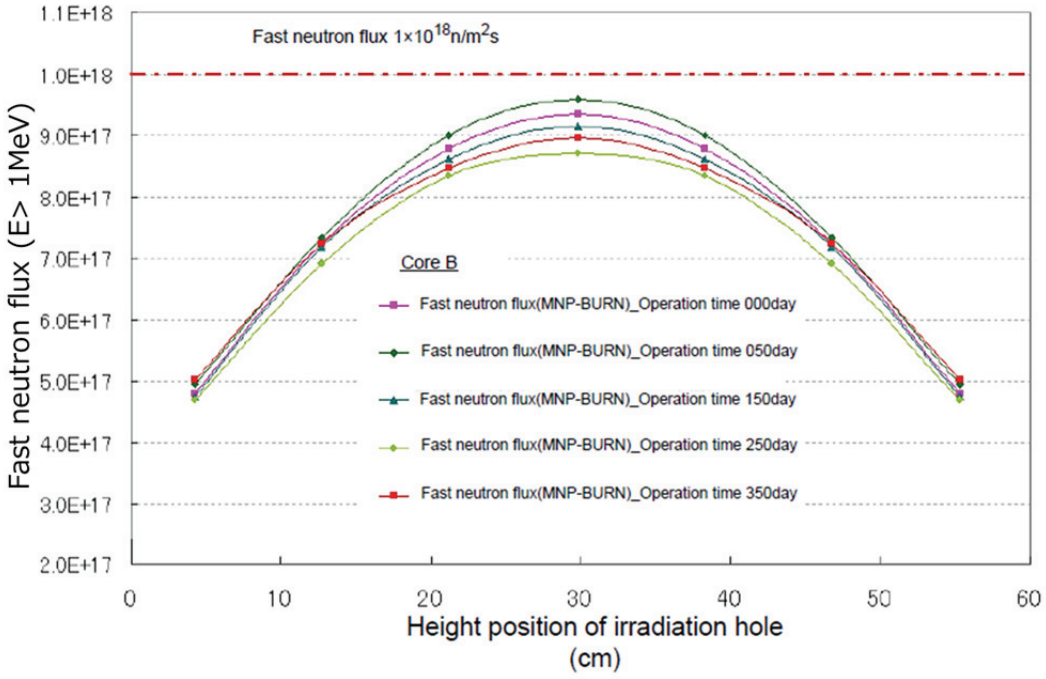


Fig.7　Height position of irradiation hole and fast neutron flux（Core B）

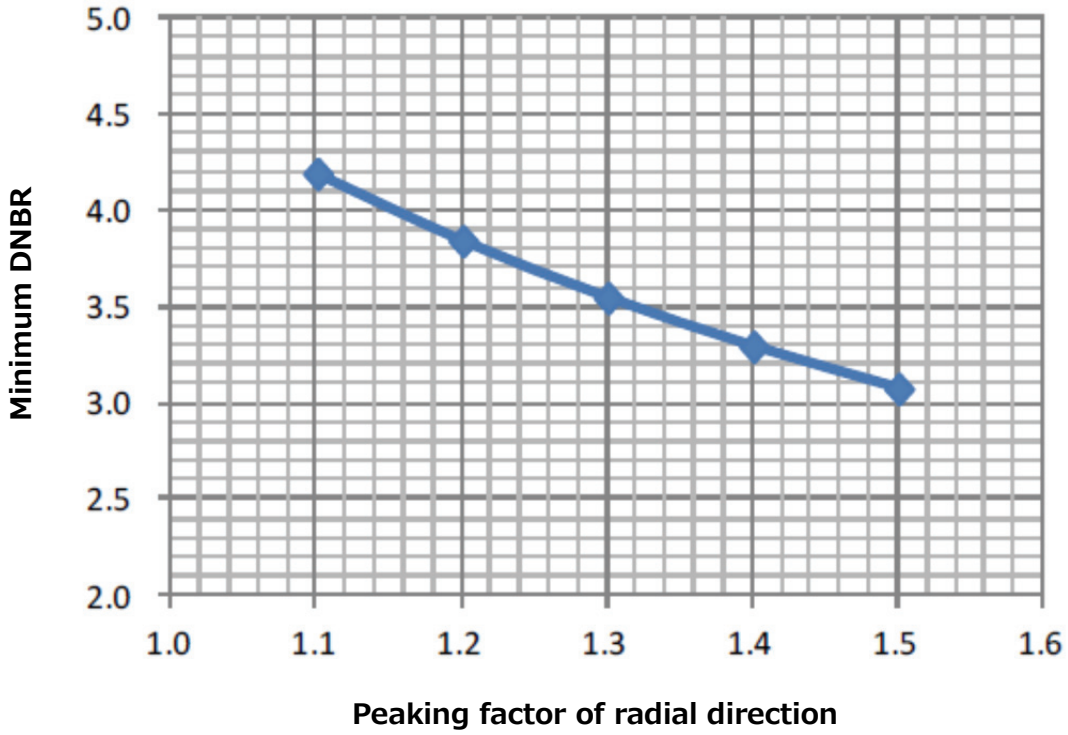


Fig.8　Peaking factor of radial direction and minimum DNBR

This is a blank page.

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立法メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度(a)，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン(b)	rad	1 (b)	m/m
立体角	ステラジアン(b)	sr(c)	1 (b)	m^2/m^2
周波数	ヘルツ(d)	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	m^{-1} kg s^{-2}
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	m^2 kg s^{-2}
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	m^2 kg s^{-3}
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	m^2 kg s^{-3} A^{-1}
静電容量	ファラド	F	C/V	m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m^2 kg s^{-3} A^{-2}
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m^2 kg s^{-2} A^{-1}
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	kg s^{-2} A^{-1}
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m^2 kg s^{-2} A^{-2}
セルシウス温度	セルシウス度(e)	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	m^{-2} cd
放射性核種の放射能(f)	ベクレル(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量，比エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m^2 s^{-2}
線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量	シーベルト(g)	Sv	J/kg	m^2 s^{-2}
酸素活性	カタール	kat		s^{-1} mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m^{-1} kg s^{-1}
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m^2 kg s^{-2}
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s^{-2}
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m^{-1} s^{-1}=s^{-1}
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	m m^{-1} s^{-2}=s^{-2}
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	kg s^{-3}
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m^2 kg s^{-2} K^{-1}
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m^2 s^{-2} K^{-1}
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m^2 s^{-2}
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s^{-3} K^{-1}
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	m^{-1} kg s^{-2}
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s^{-3} A^{-1}
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	m^{-3} sA
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} sA
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s^{-2} A^{-2}
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m^2 kg s^{-2} mol^{-1}
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m^2 kg s^{-2} K^{-1} mol^{-1}
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	kg^{-1} sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m^2 s^{-3}
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m^4 m^{-2} kg s^{-3}=m^2 kg s^{-3}
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2$ sr)	m^2 m^{-2} kg s^{-3}=kg s^{-3}
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	m^{-3} s^{-1} mol

表５．SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	$1ha=1hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	$1L=11=1dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	$1t=10^3$ kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602\ 176\ 53(14)\times10^{-19}J$
ダルトン	Da	$1Da=1.660\ 538\ 86(28)\times10^{-27}kg$
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	$1ua=1.495\ 978\ 706\ 91(6)\times10^{11}m$

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	$1\ bar=0.1MPa=100kPa=10^5Pa$
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	$1\ Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m$
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	$1\ b=100fm^2=(10^{-12}cm)2=10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デジベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	$1\ erg=10^{-7}$ J
ダイン	dyn	$1\ dyn=10^{-5}$N
ポアズ	P	$1\ P=1\ dyn\ s\ cm^{-2}=0.1Pa\ s$
ストークス	St	$1\ St=1cm^2\ s^{-1}=10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	$1\ sb=1cd\ cm^{-2}=10^4cd\ m^{-2}$
フォト	ph	$1\ ph=1cd\ sr\ cm^{-2}\ 10^4lx$
ガル	Gal	$1\ Gal=1cm\ s^{-2}=10^{-2}ms^{-2}$
マクスウェル	Mx	$1\ Mx = 1G\ cm^2=10^{-8}Wb$
ガウス	G	$1\ G=1Mx\ cm^{-2}=10^{-4}T$
エルステッド(c)	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)A\ m^{-1}$

(c) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	$1\ Ci=3.7\times10^{10}Bq$
レントゲン	R	$1\ R=2.58\times10^{-4}C/kg$
ラド	rad	$1\ rad=1cGy=10^{-2}Gy$
レム	rem	$1\ rem=1\ cSv=10^{-2}Sv$
ガンマ	γ	1γ=1 nT=10-9T
フェルミ		1フェルミ=1 fm=10-15m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー）4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年改訂）

この印刷物は再生紙を使用しています