

JAERI-Review

2004-001



JP0450268



世界の照射試験炉の現状と今後の利用

2004年2月

伊藤 治彦・井手 広史・山浦 高幸・辻 智之

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。
入手の問合せは、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、
お申し越しください。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おこなっております。

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.

世界の照射試験炉の現状と今後の利用

日本原子力研究所むつ事業所施設部
伊藤 治彦・井手 広史⁺・山浦 高幸⁺・辻 智之⁺

(2004年1月6日受理)

世界の研究用原子炉、特に照射試験炉の現状を調査し、原子炉施設の側から、照射試験炉利用の研究課題についての調査検討を行った。

国際原子力機関（IAEA）の調査によると、世界の研究用原子炉は、1998年の時点で臨界実験装置まで含めて255基稼動しており、新たに8基建設中であり、7基の建設計画がある。一方、1998年までに106基が解体を完了しており、その他に222基が停止している。研究用原子炉の数は、1975年以降、開発途上国に関しては増えているものの、全体としては減少している。また、多くの研究炉は、初臨界から35年を経過し、高経年化対策が課題となっている現状である。この傾向は、高中性子照射量を要求される照射試験炉においても同様である。

本報告書において、照射試験炉は、次に示す主要な利用研究を行うのに必要な特性を考慮して、 $1 \times 10^{18} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ 以上の高中性子束のもの、1週間以上の連続運転をおこなっているもの、20MW以上の高出力のもの、冷却材温度が低いものとして定義した。

最近の照射試験炉の主要な利用研究は、軽水炉の高経年化対策としての圧力容器材の照射脆化に関する研究と炉内構造材の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）研究、軽水炉用燃料の高燃焼度化研究、軽水炉におけるPu燃焼のための混合酸化物（MOX）燃料の開発研究、並びに核融合炉構造材やブランケット開発研究である。これらの利用研究は今後も引きつづくとともに、運転中の商用炉の技術サポート、放射性同位元素（RI）製造、シリコン（Si）ドーピング及び材料の照射損傷などの基礎研究も今後の重要なニーズである。このことから、軽水炉の高経年化対応や核融合の開発研究など、高中性子照射量を要求される研究のために、高中性子束炉であること、軽水炉燃料やMOX燃料の高燃焼度化研究のために、高稼働率であることが要求される。更に、照射温度を原子炉の冷却材温度より低くすることは技術的に極めて困難であることから、多目的利用炉として、冷却材温度が低いことが重要な要素である。今後の照射試験研究の内容では、中性子の影響に加えて温度、水質などの化学的因子、応力などの機械的因素等の複合環境での影響評価が重要になる。このことから、今後の照射試験炉での利用研究において、温度、水質及び応力などの環境制御、その場測定技術が重要となる。このような高度な照射試験に対応するために、原子炉としてフレキシビリティを持つことは今後の照射試験炉として欠かせない要素である。

むつ事業所：〒035-0022 青森県むつ市大字関根字北関根 400

⁺ 大洗研究所材料試験炉部

The Present Situation and Future Utilization of Testing Reactors in the World

Haruhiko ITO, Hiroshi IDE⁺, Takayuki YAMAURA⁺ and Tomoyuki TSUJI⁺

Department of Facilities
Mutsu Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Sekine, Mutsu-shi, Aomori-ken

(Received January 6, 2004)

An investigation was made from a reactor facility side, on the present situation and the future utilization of testing reactors in the world.

According to a directory of the International Atomic Energy Agency (IAEA), 255 research reactors were under operation including critical experiment facilities at the end of 1998, and eight new reactors were under construction and seven reactors were under planning. However, 106 research reactors had been scraped until 1998, and 222 research reactors had been shut down before 1998. The number of research reactors in the world is decreasing as a whole after 1975, except in developing countries. Many research reactors have problems of aging, because these reactors have been operated over 35 years from each first critical.

In the present report, a testing reactor is considered as a reactor with a high neutron flux over $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$, a high reactor power over 20MW and a low-temperature primary coolant, as well as with a continuous operation, which is different from intermittent operation such as daily or weekly.

Recent main objectives of testing reactor utilization are: 1) aging studies on pressure vessel materials for life extension of light water reactors (LWRs), and studies on irradiation-assisted stress corrosion cracking (IASCC) of reactor internal structures of LWRs, 2) burn-up extension studies for LWR fuels, and irradiation tests of mixed oxide (MOX) fuels for using Pu fuels in LWRs, and 3) research and development (R&D) of blanket and structural materials of fusion reactors. In addition, testing reactors have also important objectives of technical supports to power reactors, R&D for new reactors, radioisotope production, Si doping and fundamental research on radiation damage.

⁺ Department of JMTR, Oarai Research Establishment

In order to achieve these objectives, testing reactors require a high neutron flux to realize high fluence irradiation tests for life extension of LWRs and for fusion reactor development, as well high operation rates for burn-up extension studies of LWR fuels and for MOX fuel research. It is also important for multi-purpose testing reactors to keep the primary coolant at a low temperature, because it is very hard to realize a lower irradiation temperature than the primary coolant temperature.

In irradiation tests in the future, it will become more important to evaluate the influence of synergetic environments, which comprise of chemical factors such as water chemistry in LWRs, mechanical factors such as various stresses and temperature factors, combined with the influence of neutron irradiation. Consequently, technology development for precise control of the irradiation environments and for in-situ measurements will be very important in the future irradiation tests. Flexibility as a reactor is also an important key element for future testing reactors to realize these high quality irradiation tests.

Keywords : Research Reactor, Testing Reactor, Irradiation Test, High Neutron Flux, Future Needs, Aging, In-situ Measurement, Irradiation Control

This is a blank page.

目 次

1. まえがき	1
2. 世界の照射試験炉の現状	2
2.1 研究炉及び照射試験炉数の推移	2
2.2 照射試験炉の高経年化の現状	3
2.3 照射試験炉の計画外停止と稼動率の実態	4
2.4 主要な照射試験炉利用研究	5
2.5 照射試験の質的变化	7
3. 今後の照射試験炉利用研究	8
3.1 商用炉の状況	8
3.2 今後の照射試験炉利用研究	8
4. まとめ	12
謝辞	12
参考文献	13
付録 略称リスト	38

Contents

1. Introduction	1
2. Present Situation of Testing Reactors in the World	2
2.1 Trend of Numbers of Research Reactors and Testing Reactors	2
2.2 Present Situation on Aging of Testing Reactors	3
2.3 Unscheduled Shutdowns and Availability of Testing Reactors	4
2.4 Main Research Utilizing Testing Reactors	5
2.5 Change in Quality of Irradiation Tests	7
3. Future Research Utilizing Testing Reactors	8
3.1 Present Situation of Power Reactors	8
3.2 Future Research Utilizing Testing Reactors	8
4. Conclusions	12
Acknowledgement	12
References	13
Appendix List of Abbreviations	38

This is a blank page.

図表一覧

- 表 1 世界の高中性子束炉－1～10
表 2 世界の主要な照射試験炉の仕様と利用研究－1～3
表 3 主要な照射試験炉の施設更新例
表 4 JMTR 施設の保守・更新
表 5 主要な照射試験炉の稼動率（計画）
表 6 主要な照射試験炉の計画外停止、出力低下と稼動率例
表 7 HFR の計画外停止の内容（1999 年）
表 8 JMTR の計画外停止と運転実績
表 9 世界の主要な照射試験炉の利用
表 10 主要な照射試験炉の利用研究具体例
- 図 1 世界の研究用原子炉の基数の推移
図 2 世界の主要な照射試験炉の中性子束
図 3 世界の研究用原子炉の運転年数
図 4 主要な照射試験炉の運転年数
図 5 停止した水冷却型高出力照射試験炉の運転年数
図 6 ATR での施設更新等の経緯
図 7 世界の発電用原子炉の運転年数
図 8 日本の発電用原子炉の運転年数
図 9 ATR の高効率燃料計画

This is a blank page.

1. まえがき

本報告は、世界の研究用原子炉、特に照射試験炉の現状を調査し、原子炉施設の側から、照射試験炉利用の研究課題についての調査検討を行った結果をまとめたものである。

世界の研究用原子炉は、IAEAによる調査結果¹⁾によると、臨界実験装置を含めて1998年末の段階で255基稼動している。しかし、多くの研究炉用原子炉は、初臨界から35年を経過し、高経年化対策が課題となっている現状である。この傾向は、高中性子照射量を要求される照射試験炉において特に顕著である。

研究用原子炉のうち、照射試験炉については、特にその定義はないが、一般的に原子炉構造材料の照射脆化及び燃料の照射試験を主な目的とした大型の研究炉を照射試験炉(Testing Reactor)と呼んでいる。一方、最近では、中性子ビーム利用を主目的とした研究炉と炉内での照射試験を主目的とした研究炉という分類で、後者を照射試験炉と呼称することもある。

最近の照射試験の場合、材料については、軽水炉の高経年化を目的とした炉内構造材の材料照射試験が重要なテーマとなっており、また、燃料については、MOXを含めた軽水炉燃料の高燃焼度化が重要なテーマとなっている。前者においては $1 \times 10^{26} \text{ m}^{-2}$ を超える高中性子フルエンス照射、後者については、60~100GWd/tという高燃焼度を達成する必要があることから、高稼働率を要求される。また、燃料・材料の照射試験において、照射中の温度制御は最も重要な因子であり、ベースとなる冷却材温度を可能な限り常温に近くすることが設計の基本となっている。

本報告書においては、照射試験炉は、以上のような主要な利用研究を行うのに必要な特性を考慮して、 $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{s}^{-1}$ 以上の高中性子束のもの、1週間以上の連続運転を行っているもの、20MW以上の高出力のもの、かつ冷却材温度が常温に近い(50°C前後の)研究用原子炉を照射試験炉として定義し、その現状と施設サイドで検討した今後の利用研究課題についてまとめることとした。

2. 世界の照射試験炉の現状

2.1 研究炉及び照射試験炉数の推移

IAEA の調査²⁾による世界の研究用原子炉数の推移を図 1 に示す。研究用原子炉の数は、1975 年をピークに減少している。1975 年以降も開発途上国での研究用原子炉の数は増えているが、そのほとんどは放射化分析や炉物理研究などの基礎・基盤研究を目的とした小型炉である。

また、1998 年の IAEA での調査¹⁾によると、1998 年末までに 106 基が解体を完了し、そのほかに 222 基が停止している。全体としては、1975 年をピークに減少しており、臨界実験装置を含めて 1998 年末の段階で 255 基稼動している。一方、新たに建設を予定されている研究用原子炉は、1998 年の IAEA のデータによれば建設中のものが 8 基で、計画されているものが 7 基と極めて少ない。このうち、最大高速中性子束 $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{s}^{-1}$ 以上の研究用原子炉（高中性子束炉）の型式、初臨界からの運転年数、利用研究目的などについて、表 1 にまとめた。表 1 に示すように 1998 年の段階で稼動している高中性子束炉の数は 45 基であり、全体の 18% 弱になる。

研究用原子炉のうち、最大高速中性子束 $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{s}^{-1}$ 以上の原子炉から、冷却材温度が高い高速炉型のもの、運転形態がデイリー運転のもの及びウイークリー運転のもの、運転出力が 20MW に満たないものを除いたものに限り、主要な照射試験炉として定義した。このような定義でまとめた照射試験炉を表 2 に示し、その中性子束を図 2 に示す。ただし、高速中性子については、施設によってその定義を 0.1MeV 以上あるいは 1MeV としている等まちまちであるが、照射試験炉の中性子束は、熱中性子及び速中性子とも $1 \times 10^{18} \sim 1 \times 10^{19} \text{ m}^{-2} \text{s}^{-1}$ の範囲に集中している。また、運転年数が 30 年以下のものは僅かに 3 基である。

表 2 に示したように、1998 年の時点で稼動している世界の主要な照射試験炉は、僅か 15 基であり、国別では以下のとおりである。(原子炉の略称については、付録の略称表を参照。)

日本： 1 基 (JMTR)

日本以外のアジア圏： 2 基 (HANARO, HFETR)

米国： 3 基 (ATR, NBSR, HFIR)

欧州： 5 基 (OSIRIS, BR-2, HFR, HBWR, R-2)

ロシア： 2 基 (MIR-M1, SM-2)

アフリカ： 2 基 (ETRR-2, SAFARI-1)

本稿で定義した照射試験炉の数は、上記のとおり 15 基であるが、スウェーデンの Studsvik 社が 1999 年に発行したカタログ中³⁾ の今後の原子力に係るマーケット評価においても主要な高出力試験炉は約 10 基であると述べられており、照射試験炉の定義については、比較的共通した認識であると思われる。

2.2 照射試験炉の高経年化の現状

図3¹⁾に示すように世界の研究用原子炉の多くは、運転年数が30年を過ぎている。このうち、冷却材温度が低く、高速中性子束 ($1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 以上) で高稼動率運転を行っている主要な照射試験炉の数は僅か15基であり、かつ初臨界から31年以上のものが全体の80%の12基となる(図4参照)。一方、図5¹⁾に示す、これまで停止した水冷却型の高出力(20MW以上)の照射試験炉の停止までの運転年数から、30年を経過した照射試験炉は停止の対象になってきたことが伺える。

以上のことから、原子力分野では、商用炉の高経年化とともに、その技術基盤を支える照射試験炉の高経年化が重要な課題となっている。照射試験炉の高経年化対策としては、

- 1) 高経年化した試験炉の代替として新たな試験炉を建設するケース(OSIRIS等に代わるJHR)
- 2) 利用のニーズに鑑み、現存の他の試験炉に代替するケース(FFTFの利用をATRで代替)
- 3) 計画的に施設の更新を行って新たなニーズに対応するケース

がある。以下に照射試験炉の高経年化対策の実例として米国のATR、オランダのHFR及びスウェーデンのR-2の対策例を表3⁴⁾に示す。

2.2.1 ATR

米国のATRは、250MWの高出力炉であることから、炉内構造材の照射損傷が著しく、当該部については9年毎に更新している。また、周辺機器については、下記に示すように長期間、原子炉を停止することなく、計画的に設備全体の更新を行っている。

- ・約9年毎に炉内構造材を更新
- ・11年後に原子炉制御系統更新
- ・16年後にプロセス系統更新
- ・27年後にループ制御系更新
- ・31年後に二次系配管と冷却塔更新
- ・40年後に防護システムの高度化を計画

なお、図6⁴⁾にATR施設更新のこれまでの経緯及び今後の計画を示す。

2.2.2 HFR

HFRの場合、ATRのような長期の更新計画とその実績に関する資料を入手できていないが、1999年のAnnual Report⁵⁾によれば、1999年と2000年に、ユーティリティー(附属施設)の更新を行っている。以下に当レポートに報告されている更新実績と計を示す。

○保守・改良(1999年)

- ・環境改善——ガス(ヘリウム、窒素、ネオン)供給建屋の建設
- ・水質調整施設——更新の設計(築38年)
- ・コンソール(制御卓)の更新(1998年から2000年のプロジェクト)
- ・ワークショップの修復、改善

- ・一次系ポンプ建屋壁の修復（2000年から）

2.2.3 R-2

スウェーデンのR-2については、施設の更新に関する詳細な報告は入手していないが、1999年に発行したStudsvik社のカタログ³⁾によれば、初臨界後25年目にあたる1985年において、圧力容器の交換と炉心の改造を実施し、試験条件の多様化を図ったとしている。

2.2.4 JMTR

JMTRの場合、表4に示すように、1968年の初臨界以来、二次系冷却塔、核計装機器及び非常用発電設備を除いて施設の全面更新を行っていないために、施設全体が古い機器で構成されたままになっており、交換部品の入手も困難になっているものが多くなっている状況である。

2.3 照射試験炉の計画外停止と稼動率の実態

1998年に発行したIAEAのデータ¹⁾から抜粋した世界の主要な照射試験炉の運転稼動率(計画)を表5に示す。同表に示したように1998年のIAEAのデータによれば、世界の主要な材料試験炉15基の平均年間運転日数は246日である。現在、照射試験炉利用の主要テーマは、軽水炉の高経年化、MOXを含む軽水炉燃料の高燃焼度化、核融合炉材料の開発などであることを鑑みると、この程度の運転稼動率は必然的である。一方、日本の代表的材料試験炉であるJMTRの場合、かつては年間5サイクル(125日)運転であったが、軽水炉高経年化対策としての炉内構造材IASCC照射研究に対応し、また運転用燃料の経済性を向上させるための炉心改造を実施し、2001年から計画で最大180日までの運転を可能とした。しかし、実態は後に示すように計画を大きく下回っている。

海外の主要照射試験炉ではHFRとHBWRについて、また日本においてはJMTRについて、年間の計画外停止の回数と運転実績を表6に示す。HFRとHBWRの場合、年間の計画外停止回数が比較的多いにも関わらず予定の稼動率をほぼ確保しており、一方JMTRでは、計画外停止が稼動率の低下に大きく影響しているといえる。

2.3.1 HFR

HFRでは、1999年に計画外停止を10回(そのうち自動停止は8回)経験している。しかし、それによる原子炉停止期間は、最も長いもので10時間51分であり、年間の合計でも11時間39分にとどまっており、結果として1999年の運転実績は293日(13057MWd)で、計画の102%となっている。

表7⁴⁾に1999年におけるHFRの計画外停止の内容と、それによる原子炉の停止時間を示す。

2.3.2 HBWR

HBWRの運転実績について公開レポートは入手していない。ハルデンプロジェクトからユ

一ザーへ送られた情報⁶⁾によると、2002年5月2日から6月25日までの運転中、5月11日と12日にそれぞれ1回制御棒異常により自動停止しているが、いずれも当日中に再起動して影響を最小限にとどめている（運転は計画の97.5%）。また、2002年7月8日から8月10日までの運転では、7月9日と8月1日にそれぞれ1回、制御棒異常により自動停止しているが、いずれも当日中に再起動して影響を最小限にとどめている。さらに、8月14日からの運転では、蒸気輸送系の故障で停止に至ったものの、このときは約1日停止し、翌日に再起動してやはり影響を小さくとどめている。以上のようにHBWRにおいても、HFRと同様に年間に複数回（5回）の施設異常による計画外停止をしているにも関わらず、年間の計画稼働率をほぼ達成している。

2.3.3 JMTR

表8にJMTRにおける1998年から2002年までの計画外停止と運転実績を示す。

JMTRにおける計画外停止は、この5年間で8回、年平均で1.6回であり、HFRやHBWRに比べて少ないが、その影響による停止期間が長く、年間の運転日数は平均111日（計画の77%）にとどまっている。

研究用原子炉の場合、計画外停止による社会に与える影響が小さいこともあり、フェイルセーフの考え方で施設の設計を行い、商用炉のような多重化を行わないのが基本である。従って、海外炉の場合、停止後に安全を確認した上で速やかに再起動して、利用研究計画に大きな影響を与えないようにしている。一方、日本の場合には、計画外停止の原因調査と対策の検討に長期間を要していることが、海外炉のような高稼働率運転を達成できない一つの要因になっている。

2.4 主要な照射試験炉利用研究

照射試験炉の利用は表9（文献1・3）から抜粋）に示すように、炉内照射による原子炉用材料・燃料の照射損傷に関する研究のための基礎研究と工学的な照射試験研究に加えて、放射化分析などの中性子を利用した基礎研究、RI製造、Siドーピングを実施する等、多目的に利用されている。

利用の主目的である材料と燃料に関する研究については、燃料サイクルを含めた原子力エネルギーコスト低減と安全性確証、核融合炉を含めた新型炉開発、軽水炉の高経年化対応、軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉でのMOX燃料燃焼のための照射試験が共通した利用の課題となっており、そのための工学的照射試験に加えて損傷メカニズム解明などの基礎的研究が主流となっている。試験手法としては、所定の中性子照射を終了後、ホットラボで照射後試験を行う従来の方法から、照射中の燃料ペレット及び被覆管の挙動や燃料ペレットからのFP放出挙動、材料のクラック発生と進展等、照射中に発生するふるまいについてその場で測定することが不可欠な技術となった。また、損傷など事象発生の要因を把握するために、温度以外の化学的環境、応力環境、出力変動などの環境制御が不可欠となっている。

なお、利用研究内容の詳細について、Annual Report⁵⁾などから得られたオランダのHFRと米国のATR及び日本のJMTRの例を表10に示す。

2.4.1 HFR での利用研究

HFR の 1999 年発行の Annual Report⁵⁾からオランダ HFR での主要利用研究を目的別に整理した結果を以下に示す。

(1) 原子力エネルギー関連

1) 軽水炉関連

- ・原子炉圧力容器の寿命評価

モデル合金の照射を開始し、2000 年に照射後試験を実施する予定。

- ・軽水炉構造材

炉内構造材の IASCC に関する研究のために、照射装置 (LIMA) を使用し、水質調整を含めて、BWR 及び PWR 条件で照射できることを確認した。

- ・軽水炉要素技術

炉心及び炉心に近接した場所で使用する材料（金属、セラミックス）及び要素の照射特性に関する照射試験を 1998 年 10 月から 1999 年 3 月まで実施。

2) HTR 用原子炉

SiC の照射試験を実施。

3) 核融合炉関連

- ・NET (次期原型炉) /ITER 技術に関する研究開発を実施

- ・長期計画としては、ヨーロッパ型ブランケット研究計画を予定

- ・低放射化オーステナイト鋼、V 合金、SiC/SiC 複合材料、プラズマ対向材料（炭素複合材料, Be, W）の照射試験を実施

(2) 燃料サイクル関連

- ・MOX 燃料棒の出力急昇試験 (RAMO プログラム)

高燃焼度 MOX 燃料棒の PWR 条件、出力急昇時の照射特性試験を実施。

- ・今後 4 年間の計画として、照射済み高燃焼度燃料と新燃料の出力急昇試験を予定

- ・核分裂生成物及びマイナーアクチノイド核種の消滅処理

(3) 医療関連

RI 製造、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT)

(4) その他

- ・中性子ビーム利用による基礎研究

- ・低濃縮度 MTR 燃料の試験

UMo 燃料： 2000 年にフルサイズ燃料板の照射を開始。

2.4.2 ATR

2002 年 1 月に東京大学で行われた情報交換会において、ATR での利用研究に関する利用者と利用目的について報告された⁴⁾。その概要は以下のとおりである。

○ATR での利用者と利用目的（過去、現在、将来）

- ・海軍 原子力船

- ・ USDOE (米国エネルギー省) 軍用 MOX 燃料
- ・ USDOE 研究炉用低濃縮度燃料
- ・ 商用 RI
- ・ CANDU 炉用材料照射
- ・ USDOE 核融合炉用材料試験
- ・ 日本 圧力容器材含溶接材
- ・ 英国 黒鉛の酸化とエイジング (Magnox 炉)
- ・ USDOE 宇宙用 Pu-238 製造 (2006 年に開始)
- ・ 第 4 世代 (Generation IV) 原子炉開発のための燃料・材料試験

なお、ATR では、USDOE をスポンサーとして 1999 年から 2013 年までの計画として高効率燃料開発計画 (High Efficiency Fuel Program) での軽水炉燃料照射試験を行っている。

2.5 照射試験の質的変化

JMTR が初臨界を達成した 1968 年当時は、JMTR の利用目的としては、発電炉の設計、建設、運転にあたって、一次冷却系のバウンダリーを構成する材料及び燃料開発と健全性評価の照射試験が主流であった。その後、国内において多くの発電炉が稼動した 1980 年代前半には、米国の発電炉で問題が顕在化した加圧熱衝撃による構造材へのき裂発生が国内の発電炉でも問題となるか否かを確認するための照射試験が精力的に行われた。照射脆化に関する照射温度の重要性は当初から分かっており、この頃までの照射試験においては、照射温度制御が照射試験研究で重要な要素であった。

その後、軽水炉については、運転コストの低減と放射性廃棄物の低減を目的とした軽水炉の高度化プログラム研究が世界的に行われた。JMTRにおいても、燃料の高性能化及び高燃焼度化をテーマとした BWR 燃料の出力急昇試験 (BOCA) を 1982 年から 2001 年まで実施した。また、軽水炉高経年化のための炉内構造材の IASCC 照射研究を 2002 年に開始した。

このころから、照射試験研究において、中性子照射と温度、水環境、応力などの複合環境の影響を把握する必要が意識されるようになり、これらの環境を制御する照射試験の実施とともに、照射中のふるまいを把握するための計装が不可欠の課題となった。また、基礎的研究においても損傷メカニズム解明のためのきめ細かい照射環境制御と照射中の挙動把握のための計装が重要となってきた。

3. 今後の照射試験炉利用研究

3.1 商用炉の状況

図 7⁷⁾に 2002 年 12 月の段階において世界で稼動している発電用原子炉の運転年数毎の数を示す。また、図 8⁷⁾に日本における発電用原子炉の運転年数毎の数を示す。

2002 年 12 月の段階で稼動している発電用原子炉は、31 カ国で 442 基であり、その平均運転年数は 20 年である。また、日本の発電用原子炉の数は 53 基で、その平均運転年数は 19 年であり、国内外いずれも発電用原子炉の高経年化が進んでいる。

発電用原子炉の高経年化が今後さらに進むことが予想されるなかで、運転中の原子力発電所のリスク評価、新たな原子力発電所の建設を支える技術基盤である照射試験炉の必要性は、今後も継続するものと考えられている。一方、これを支える高出力の照射試験炉は、世界でたかだか 15 基ほどである。その照射試験炉も初臨界から 30 年を超えるものがほとんどである。

3.2 今後の照射試験炉利用研究

比較的近い将来の利用研究ニーズとしては、2003 年から 2005 年のハルデンプロジェクト提案があり、さらに先の利用研究ニーズとしては、米国 ATR の高効率燃料開発計画がある。さらにその先までの利用研究ニーズとしては、フランスの JHR (Jules Horowitz Reactor) 建設計画がある。また、スウェーデンの Studsvik 社における今後の原子力関連マーケット分析^{2a)}がある。以下にこれらについてまとめる。

3.2.1 ハルデンプロジェクト

ハルデンプロジェクトは、2003 年から 2005 年までの利用研究プログラムとして、通常運転時の高燃焼度燃料特性、過渡変化時の燃料挙動、燃料信頼性、プラント寿命評価に関する研究プロジェクトを提案している。以下にそれぞれの研究プロジェクトの内容を記述する。

(1) 通常運転時の高燃焼度燃料特性（運転と燃料サイクル費低減）

○対象の原子炉 : PWR、BWR、VVER (ロシアの PWR)

○対象の燃料 : UO₂、MOX、Gd 入り UO₂

○研究内容 :

- ・燃料熱特性、熱伝導率低下
- ・燃料棒内圧上昇、核分裂生成ガス放出
- ・ペレット・被覆機械的相互作用 (PCMI)、出力サイクル及びランプ運転
- ・燃料スウェリング
- ・被覆管の腐食と水素化
- ・被覆管クリープ
- ・限界内圧 (耐リフトオフ)

(2) 高燃焼度燃料の過渡変化時の燃料挙動

[冷却材喪失事故 (LOCA) を含む短時間ドライアウト]

- 対象燃料：PWR、BWR、VVER 高燃焼度燃料
- 研究内容：
 - ・冷却材流量/出力不安定挙動
 - ・LOCA 時の燃料挙動

課題：軸方向の核分裂生成物（FP）ガスの流動（ペレットと被覆管のギャップ変化によるガス流動が阻害されることの影響）、燃料の膨れ、燃料リロケーション。
 - ・BWR 出力振動

冷却材流量の不安定性に起因する出力振動による燃料挙動、炉心への影響評価。

(3) 燃料信頼性

- 研究目的：燃料の高燃焼度化と破損ゼロを目指した基盤研究
- 研究内容：
 - ・被覆管の腐食と水素化（PWR）

PWR の水質、温度、線出力を模擬し、試験体は未照射と前照射したもので実施。
 - ・クラッド（Crud）の沈着と軸方向オフセット効果に関する研究（PWR）

PWRにおいて、クラッドの沈着は、圧力損失を大きくし、被覆管の腐食と破損を高め、空間線量を上げる。また、ボロンの軸方向への流れを阻害することで中性子吸収を大きくし、出力分布の変動を与える。

(4) プラントの高経年化

- 1) IASCC
 - 研究項目：圧力容器材の特性と炉内構造材の IASCC
 - 研究内容：

2003 年から 2005 年にかけて BWR における高照射材について、NWC (Normal Water Chemistry) 環境、HWC (Hydrogen Water Chemistry) 環境における長期間でのクラック成長率についての研究（HWC の効果確認）を行う。将来は、コーティングの効果、照射後のアニーリング効果について研究を進展する。
- 2) 圧力容器材の照射脆化
 - 対象原子炉：VVER の照射脆化に関する研究
 - 研究内容：

IAEA Round Robin 研究として、2003 年から 2005 年にかけて VVER 圧力容器材の機械特性に関する中性子束 / フルエンス効果、温度効果を把握する。

3.2.2 米国 ATR の高効率燃料開発計画

ATR では、今後数十年は USDOE の基本プログラムのための利用運転を継続すると述べている。将来の利用研究のうち、スケジュールまで示し、具体的研究計画が示されている、高効率燃料開発プログラム（High Efficiency Nuclear Fuel Program sponsored by DOE/NE-50）について記述する。本プログラムは、1999 年に開始し、図 9⁴⁾に示すように 2012 年までに ATR における照射を終了し、照射後試験を 2013 年までに完了する計画である。以下に本研究プログラムの研究目的、目標（ゴール）、開発項目、課題を示す。

1) 研究目的

- ・軽水炉燃料の安全マージンの向上
- ・運転サイクル日数の増加により、電力コスト低減
- ・使用済み燃料廃棄物量の低減

2) 目標（ゴール）

- ・開発期間 7 年間で燃焼度の 25% 増（現在：ピークで 62 GWd/tU）
- ・開発期間 15 年間で燃料使用期間を 2 倍にする

3) 開発項目

- ・高燃焼度燃料の健全性
- ・高燃焼炉心の設計
- ・高濃縮燃料と高燃焼燃料の製作、輸送、貯蔵、取り扱い装置の開発
- ・燃料交換サイクルの延長に伴うサーベランス、メンテナンス間隔変更に関する信頼性

4) 燃料の高燃焼度化に伴う課題

- ・被覆管の延性の低下
- ・被覆管の軸方向の伸び
- ・燃料棒内圧上昇
- ・PCMI の増加
- ・燃料の熱特性の変化
結晶粒界での空隙、可燃性毒物使用量の増加、核分裂生成物增加
- ・被覆管酸化物の離脱

3.2.3 JHR の計画⁷⁾（ヨーロッパにおける将来ニーズ）

フランスでは、現在稼動している OSIRIS が高経年化の問題を抱えていることがあり、将来的原子力エネルギーの技術基盤を支える新たな照射試験炉の建設を計画している。以下に、本計画の背景、具体的ニーズ、新型炉に求められる仕様について記述する。

(1) 背景 (JHR の必要性)

ほとんどの経済協力開発機構 (OECD) メンバー国において発電用原子炉は、信頼性の高い、かつ主要なエネルギー源となっている。これは、主に過去 40 年間の材料試験炉を用いた研究開発のたまものである。OECD における材料試験炉は高経年化しており、今後、長期間の発電炉を支えるための運用には耐えられない状況にある。この状況のなか、フランスはカダラッシュ研究センターを中心とした国際共同利用の施設として、第 2 世代の材料試験炉を提案した。この新材料試験炉は、その必要性に関する調査の後、Jules Horowitz Reactor project (JHR) としてまとめられた。欧州の照射試験炉はほとんどが高経年化しており (第 1 世代のものは 1960 年頃に建設された)、post-2010 として JHR を建設し、国際協力のもとに材料・燃料の研究開発を行う計画である。

なお、JHR の建設の必要性については、以下のように述べられている。

- ・設置者と規制者とも現発電炉の継続運転についての強いニーズで一致している

- ・数十年内の新たな原子力プラントの建設へのサポートが必要
- ・原子力工業界において若手研究者と原子力技術能力の維持が必要である

(2) 具体的ニーズ（2020までの当面の課題）

新たに建設を計画しているJHRの具体的利用目的として、提案されているのは、以下の5項目である。

- ・原子力プラントの再生（高経年化対策）、高経年化評価、安全性及び経済性向上ための改良
- ・今後長期間の原子力技術能力の確保
- ・商用炉のサポート
 - プラントの寿命延長、燃料・材料の特性、現行材料・燃料特性の改良、安全研究
- ・現行炉や将来炉のための新材料・燃料開発及びアクチノイド核種の消滅処理
- ・放射化分析及び医療利用（RI 製造）

(3) 新照射試験炉に求められる仕様

今後の照射試験炉に求められる仕様として、次の3項目を掲げている。

- ・中性子束、ランプ、機械、化学特性試験など試験にフレキシビリティーを持たせる
- ・オンラインでの核分裂生成物分析、アルファ核種対応ホットラボなどのサポート機能を持たせる
- ・試験研究の幅を広くするために安全性を十分に持たせる

3.2.4 Studsvik社におけるマーケット評価

Studsvik社は、原子力工学、廃棄物と解体、工業サービス、医療の4部門の業務を行う株式会社である。このうち廃棄物と解体及び医療部門は今後の成長産業と評価しているが、試験炉としてR-2を保有しており、照射試験炉のニーズにも触れている。Studsvik社が、今後のマーケット予想を自社のカタログ³⁾に述べている内容は次のとおりである。「現在（1999年）、世界には32カ国で約430基の発電炉が稼動しているが、これを支える高出力の材料試験炉は、たかだか10基ほどである（研究炉は300以上）。また、発電炉は高経年化している。このことから、発電炉のコスト低減、近代化がニーズとなる。」

具体的なニーズとしては以下の5項目を挙げている。

○原子力技術

- ・原子炉用燃料・材料の試験と解析
 - コスト低減のための高燃焼度化のマーケットは拡大すると評価。
- ・炉心設計、燃料管理計算コード
- ・安全と環境評価に関するコンサルタント
- ・工業・医療用 RI
- ・中性子ドーピング
- ・放射線防護と炉心モニタリング計装（炉内計装）

4. まとめ

世界の研究用原子炉、特に照射試験炉の現状を調査し、原子炉施設の側から照射試験炉利用の研究課題についての調査検討を行った。

照射試験炉のこれまでの利用の経緯、比較的近い将来の利用計画、高経年化している発電炉の状況と核不拡散政策を含めた燃料サイクル等、今抱えている原子力の課題、並びに地球温暖化問題での原子力エネルギーの必要性から、今後の照射試験炉のニーズとしては、高経年化している稼動中の発電炉のリスク評価、燃料サイクル費を含む発電炉のコスト低減、軽水炉におけるPu燃焼及び新型炉並びに核融合炉開発を主目的とし、これらの安全評価及び開発を支える基礎・基盤研究、さらに、原子力エネルギー分野以外への利用研究など多目的利用という形態が想定される。

これらの研究開発などを行うにあたって、施設に要求されるのは、

- ・高中性子照射を効率的に行うための高中性子束 ($10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ オーダー)
- ・MOXを含む軽水炉燃料の高燃焼度化の研究を行うための高稼動率
- ・高度なその場計測
- ・水化学、温度、応力などの複雑な照射環境の制御
- ・中性子スペクトルの異なる他の中性子源との複合照射

等が欠かせない要素である。そのためには、原子炉としては、高中性子束炉であること、再照射、再計装が容易な施設であること、また、将来、変遷するニーズや必要な手法に対応できるように、炉心の変更や、設備の変更が容易なフレキシビリティーをもっていることも必要な要素であるというのが、施設側からみた共通認識であることが、調査の結果明らかになった。

謝　　辞

本調査は、JMTRの将来計画の検討に資するため、世界の照射試験炉の現状及び将来の動向を調査したものである。本報告書の作成にあたって、材料試験炉部ブランケット照射開発室の林君夫室長の協力を得た。また、惜しみない協力をして下さった材料試験炉部の皆様に深く感謝致します。

参考文献

- 1) Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998.
- 2) Nuclear Research Reactors in the World, IAEA Reference Data Series No.3, December 1995.
- 3) Studsvik、1999年版カタログ。
- 4) The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002.
- 5) HFR Annual Report, 1999.
- 6) OECD Halden Reactor Project, private communication.
- 7) 世界の原子力発電開発の動向 2002年次報告、日本原子力産業会議。
- 8) Programme Proposal for the HALDEN Reactor Project for the three years period 2003-2005.
- 9) International Initiative to Support Mid-term Experimental Capabilities and Human Skills for Material and Fuel Testing under Irradiation, Committee for technical and economic studies on nuclear energy development and the fuel cycle, NEA/NDC (2002) 11.

表1 世界の高中性子東炉-1

(高速中性子束) $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$

保有国	名前	炉形式/出力 /遮蔽度	初臨界	経過 年	MAX. N. Flux $m^{-2} s^{-1}$	実験設備	運転	利用		
								IR生産 days/week weeks/y MWD/y	基礎・応用研究	
日本	JRR-3	7-ル 20MW 20%	1990	13	T 3.0E+18 F 2.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	9 17 9 8 none	24 7 28 3,300	放射化分析 Ir192, 他 中性子散乱 中性子シオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 燃料/材料 放射化分析 シリコン-ビン	
	JRR-4	7-ル 3.5MW 20%	1965	38	T 3.5E+17 F 8.7E+17	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	2 5 5 5 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	基礎・応用研究 BNCT 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他	
KUR	タンク 5MW 93%	1964	39	T 6.0E+17 F 6.5E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	10 2 4 1	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 3 28 420	冷中性子物理 BNCT 中性子散乱 中性子シオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他	
JMTR	タンク 50MW 20%	1968	35	T 4.0E+18 F 4.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	none 20 40 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 19 6,500	BNCT(低温ループ) BNCT 低温照射 放射線化学,NAA BNCT 中性子散乱 中性子シオグラフィー [*] 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他	
JOYO	FBR 100MW 18%	1997	6	T 2.7E+19	ナトリウム	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	5 9 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 21 1,460	出力急昇試験/IASCC FBR燃料/材料 試験/照射損傷 サーベラス試験

表1 世界の高中性子束炉—2

(高速中性子束 $>1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

JAERI-Review 2004-001

保有国	名前	炉形式/出力 /濃縮度	初臨界 年	経過 年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	実験設備	運転	利用	
韓国	HANARO	プール 30MW 20%	1995	8	T 4.5E+18 F 3.0E+18	軽水/重水 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	7 32 7 25 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学	
中国	HFETR	タンク 125MW 90%	1979	24	T 6.2E+18 F 1.7E+19	軽水 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	none 11 7 4 1	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練	
MJTR	プール 5MW 90%	1991	12	T 8.0E+17 F 1.4E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	8 1 none	基礎・応用研究 中性子化学 教育訓練 その他の 放射化分析	
インドネシア	MPR	プール 30MW 20%	1987	16	T 2.1E+18 F 8.7E+17	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 1 5 12 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練
イタリ	FBTR	FBR 40MW 55~70%	1985	18	T 3.3E+19	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	1	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 教育訓練	
								燃料・材料試験 燃料・材料開発	

表1 世界の高中性子束炉－3

(高速中性子束> $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /濃縮度	初臨界	経過 年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用	
									水	水
アメリカ	ATR	タンク 250MW 93%	1967	36	T 8.50E+18 F 1.80E+18	軽水 軽水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	34 36 5	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 52
	MITR-II	タンク 4.9MW 93%	1958	45	T 7.0E+17 F 1.7E+18	軽水 軽水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	19 6 3 6	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 45 1,200
NBSR	Heavy Water 20MW 93%		1967	36	T 4.0E+18 F 2.0E+18	重水 重水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	15 10 7 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 36 5,000
	HFR	タンク 85MW 93%	1966	37	T 2.1E+19 F 1.0E+19	軽水 軽水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	4 37 8	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 36 24(?)
MURR UNIV	タンク 10MW 93%		1966	37	T 6.0E+18 F 1.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 11 3 16	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 6 62 3,380
FBR	Fast Burst 250MW 93%		1964	39	T NA F	軽水 軽水	水平実験孔, 垂直実験孔, 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	NA	hr/day days/week weeks/y MWD/y	NA

表1 世界の高中性子束炉—4

(高速中性子束 $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /遮蔽度	初臨界	経過年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用
フランス	OSTRIS (SACLAY)	ブール 70MW 20%	1966	37	T 2.7E+18 F 2.6E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	24 days/week 7 weeks/y MWD/y	基礎・応用研究 RI生産 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 教育訓練 その他の シリコン・ピング
CABRI (Cadarache)	ブール 25MW 6%	1963	40	T 1.9E+18 F	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	1 hr/day days/week 2 weeks/y MWD/y	試験/照射損傷 安全性試験(ナトリウムループ)	
ORPHEE (SACLAY)	ブール 14MW 93%	1980	23	T 3.0E+18 F 3.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	9 hr/day days/week 5 weeks/y MWD/y	基礎・応用研究 照射 放射化分析	
SCARABEE (Cadarache)	ブール 100MW	1982	21	T 1.2E+19 F NA	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	1 hr/day days/week 2 weeks/y MWD/y	放射化分析 照射 放射化分析	
PHENIX	FBR 563MW 22~28%	1973	30	T 7.2E+19 F	ナトリウム	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	none 5 days/week 121 weeks/y MWD/y none	中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 安全性試験(ナトリウムループ)	

表1 世界の高中性子束炉—5

(高速中性子束 $>1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /濃縮度	初臨界 年	経過 年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$	実験設備	運転	利用	
ペルギー	BR-2	タンク 100MW 74~93%	1961	42	T 1.0E+19 F 7.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	3 79 40 50 several	基礎・応用研究 RI生産 中性子ラジオグラフィー試験/照射損傷 燃料/材料、燃料過渡試験	
オランダ	HFR	タンク 45MW 93%	1961	42	T 2.7E+18 F 4.6E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	12 19 12 none	基礎・応用研究 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー試験/照射損傷 中性子化学 NAA BNCT・シリコンドーピング	
ノルウェー	HBWR	Heavy Water 25MW 6.50%	1959	44	T 1.0E+18 F 1.0E+18	重水 重水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	40 5 4~8	基礎・応用研究 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 BNCT・シリコンドーピング
オーストリア	ASTRA	ジョール 10MW 20%	1960	43	T 1.0E+18 F 8.0E+17	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	1 20 3 14 none	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 中性子化学 有機材料 放射分析 シリコンドーピング
スウェーデン	R-2	タンク 50MW 20%	1960	43	T 4.0E+18 F 4.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	8 9 14 2	基礎・応用研究 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他 燃料/材料

表1 世界の高中性子束炉—6

(高速中性子束 $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /濃縮度	初臨界 年	経過 年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用	
チコ	LWR-15 RE	タンク 10MW 36~80%	1957	46	T 1.0E+18 F 1.5E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	10 6 2 2 4	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 45 35(2)
ハンガリー	Budapest Research Reactor	タンク 10MW 36%	1959	44	T 2.5E+18 F 1.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	10 57 28 19 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 20 1400
ポーランド	MARIA	ホール 30MW 80%	1969	34	T 4.5E+18 F 1.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	6 13 1 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 4 40 28
ルーマニア	TRIGA II PTTEST	トリガ 14MW 20~93%	1979	24	T 3.3E+18 F 6.3E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反対体領域の照射設備 ループ照射設備	2 6 6 2 1	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 30 1300

表1 世界の高中性子束炉—7

(高速中性子束 $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /遮蔽度	初臨界	経過年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	実験設備	運転	利用	
								材料科学・原子物理	
ロシア	BR-10	Loop Type 8MW 90%	1958	45	T F 8.0E+18	ナトリウム 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 4 17 4 1	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 52 1,000
								中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 教育訓練	
WWR-M	タク 18MW 90%	1959	44	T F 4.0E+18 1.5E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	17 17 1 17 2	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 5 32 2,600
								中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練	
IVV-2M	ブール 15MW 90%	1966	37	T F 5.0E+18 1.5E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	10 6 32 15 none	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 42 26(?)
								中性子散乱 試験/照射損傷	
MIR-M1	ブール/Channels 100MW 90%	1966	37	T F 5.0E+18 3.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	11 11 7	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 7 21 4,800
								試験/照射損傷	
WWR-TS	タク 12MW 36%	1964	39	T F 1.8E+18 3.3E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 6 3	hr/day days/week weeks/y MWD/y	24 5 28 1,900
								中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷	

表1 世界の高中性子束炉－8

(高速中性子束> $1 \times 10^{18} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /収縮度	初臨界	経過年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用
ロシア	SM-2	タンク 100MW 90%	1961	42	T 5.0E+19 F 2.0E+19	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	31 7 30 3	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 材料
	IBR-2	FBR 2MW 98%	1977	26	T 1.0E+17 F 1.5E+18	軽水 ナトリウム	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	12 1 none 4	基礎・応用研究 中性子散乱 中性子デシオクラフィー [?] 試験/照射損傷
	カサフスタン	7-ル 6MW 36%	1967	36	T 2.0E+18 F 8.0E+17	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	8 38 8 30 none	Condensed Mater Physics 中性子物理 BNCT(準備中)
IGR	タンク 10MW 36	1961	42	T 2.0E+18 F 8.0E+17	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 35 3 6 none	基礎・応用研究 その他 教育訓練 教育訓練 高速炉の遮蔽、中性子物理 準備中	
EWG-1	タンク 60MW 90	1972	31	T 3.0E+18 F 1.0E+19	ヘリウム 満水ガス	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	1	基礎・応用研究 燃料研究 教育訓練	

表1 世界の高中性子束炉—9

(高速中性子束 $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /遮蔽度	初臨界	経過年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用
カスベキスダ WWR-CM		タンク 10MW 90%	1959	44	T 2.3E+18 F 1.0E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	10 25 13 30 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 中性子化学
モビア IRT		ブール 5MW 90%	1961	42	T 9.4E+17 F 1.7E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	10 4 1 12 1	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 試験/照射損傷 電磁気特性
アルゼンチン RA-3		ブール 5MW 20%	1968	35	T 4.8E+17 F 1.4E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	7 6 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷
ブラジル IEA-RI		ブール 5MW 20%	1957	46	T 4.6E+17 F 1.3E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	12 8 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 中性子化学 教育訓練 放射化分析
エジプト ETRR-2		ブール 22MW 20%	1997	6	T 2.8E+18 F 2.2E+18	軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	5 none 1 26 2	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他 シリコン・ピング

表1 世界の高中性子束炉—10

(高速中性子束 $> 1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$)

保有国	名前	炉形式/出力 /濃縮度	初臨界	経過年	MAX. N. Flux $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	減速材/ 冷却材	実験設備	運転	利用	
南アフリカ	SAFARI-1	タンク 20MW 87~93%	1965	38	T 2.4E+18 F 2.8E+18	軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ルーフ照射設備	6 2 9 14 none	24 7 43 5,000 その他	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 シリコンドーピング
リビア	IRT-1	プール 10MW 80%	1981	22	T 2.0E+18 F 1.5E+18	軽水 軽水	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ルーフ照射設備	10 35 3 6 none	10 4 32 266 教育訓練	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 原子物理、固体物性研究

表2 世界の主要な照射試験炉の仕様と利用研究－1

保有国	名称/型式/出力	初臨界/経過年	最大中性子束 $m^{-2} s^{-1}$	実験設備		利用
				基礎・応用研究	RI生産	
日本	JMTR タンク 50MW	1968 35	熱速 4.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	none 20 40	燃料・材料 Ir192, 他 燃料・材料 出力急昇試験 / IASCC
韓国	HANARO ブール 30MW	1995 8	熱速 3.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	7 32 7 25 none	炉性能試験 Co60, Mo99, 他 RI 燃料・材料試験 放射化分析
中国	HFETR タンク 125MW	1979 24	熱速 6.2E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	none 11 7 4 1	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練
アメリカ	ATR タンク 250MW	1967 36	熱速 8.50E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	34 36 5	RI生産 試験/照射損傷
	NBSR 量水 20MW	1967 36	熱速 4.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	15 10 7 none	超伝導体、磁気-生物 中性子散乱 中性子化学 教育訓練 関係者のみ
	HFIR タンク 85MW	1966 37	熱速 2.1E+19	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	4 37 42 8 その他	RI生産 中性子散乱 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 燃料・材料 放射化分析 関係者のみ ガンマ線照射

速中性子束 $1 \times 10^{18} n/m^2$ 以上の原子炉から、高温の高速炉型のもの、Daily、Weekly運転のもの、出力が20MW未満のものを除く

表2 世界の主要な照射試験炉の仕様と利用研究－2

保有国	名称/型式/出力	初臨界/経過年	最大中性子束 $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	実験設備		利用
				熱速	水素実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	
フランス	OSIRIS プール 70MW	1966 37	2.7E+18 2.6E+18	5	RI生産 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 教育訓練 その他	材料/燃料 放射化分析、Siトーピング 医療
ベルギー	BR-2 タンク 100MW	1961 42	1.0E+19 7.0E+18	7	RI生産 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 40 50	燃料/材料、燃料過渡試験 Siトーピング
オランダ	HFR タンク 45MW	1961 42	2.7E+18 4.6E+18	3 79 severa	基礎・応用研究 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 12 19 12 none	固体物性研究 BNCT,Siトーピング
ノルウェー	HBWR 重水 25MW	1959 44	1.0E+18 1.0E+18	12 19 40 5	基礎・応用研究 中性子化学 教育訓練 その他	放射化分析 BNCT,Siトーピング 水化学(腐食)
スウェーデン	R-2 タンク 50MW	1960 43	4.0E+18 4.0E+18	4~8 8 9 14 2	基礎・応用研究 中性子散乱 中性子ラジオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学	燃料/材料

速中性子束 $1 \times 10^{18} \text{ n/m}^2$ 以上の原子炉から、高温の高速炉型のもの、Daily、Weekly運転のもの、出力が20MW未満のものを除く

表2 世界の主要な照射試験炉の仕様と利用研究－3

保有国	名称/型式/出力	初臨界/経過年	最大中性子束 $\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$	実験設備		利用
				水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	11 11 11	
ロシア	MIR-M1 プール 100MW	1966 37	熱速 5.0E+18 3.0E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	11 11 11	基礎・応用研究 試験/照射損傷 燃料要素のループテスト 燃料要素、原子炉構造材
	SM-2 タンク 100MW	1961 42	熱速 5.0E+19 2.0E+19	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	31 7 30 3	基礎・応用研究 RI生産 試験/照射損傷 材料 材料
イギリス	ETRR-2 プール 22MW	1997 6	熱速 2.8E+18 2.2E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	5 none 1 26 2	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子シオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他 PWR 燃料試験 Sift-ビング
南アフリカ	SAFARI-1 タンク 20MW	1965 38	熱速 2.4E+18 2.8E+18	水平実験孔 垂直実験孔 燃料領域の照射設備 反射体領域の照射設備 ループ照射設備	6 2 9 14 none	基礎・応用研究 RI生産 中性子散乱 中性子シオグラフィー 試験/照射損傷 中性子化学 教育訓練 その他 燃料開発 放射化分析 Sift-ビング

速中性子束 $1 \times 10^{18} \text{n/m}^2$ 以上の原子炉から、高温の高速炉型のもの、Daily、Weekly運転のもの、出力が20MW未満のものを除く

表3 主要な照射試験炉の施設更新例

ATR	9年毎に炉内構造材を更新 11年後に原子炉制御系更新 16年後にプロセス系統更新 27年後にループ制御系更新 31年後に二次系配管と冷却塔更新 40年後に防護システムの高度化を計画
HFR	1999年の保守・改良 水質性施設更新（設計） 制御卓の更新（1999, 2000年） 一次系ポンプ建屋壁の修復（2000年）
R-2	圧力容器の交換（1995年；初臨界から25年後） 試験条件の多様化のための炉心の改造（1995年；初臨界から25年後）

- 1) The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002
- 2) HFR Annual Report, 1999
- 3) Studsvik1999 ; カタログ 1999年版

表4 JMTR施設の保守・更新

系統	設備・機器	保守、更新等状況
原子炉本体	原子炉圧力容器	点検
	炉内構造物	点検
	Be枠、反射体等	定期的に交換
	炉プール	点検
冷却系統	配管・塔槽類	配管の点検 二次系配管一部更新 二次系冷却塔更新
	ポンプ	定期的分解点検
	弁	手動弁一部更新
計測制御系統	制御棒駆動装置	電気・制御系部分更新
	制御棒	定期的に交換
	非常用停止装置	点検保守
	原子炉制御盤	点検保守
	核計装機器盤	全面更新
	プロセス計装盤	点検保守、部品交換
	信号ケーブル	点検保守（接続個所）
	各検出器	点検保守、交換
炉室給排気系統	給気・排気ファン	給気ファン更新
	給気・排気ダクト、弁	点検保守
	フィルターバンク	点検保守、交換
	スタック	点検保守
排水系統	配管、排水貯槽	点検保守
	排水ポンプ	点検保守
	弁	点検保守
電源系統	電源盤	点検保守
	電源ケーブル	点検保守
	非常用発電設備	全面更新
炉建家	鉄筋コンクリート、屋根	定期的に塗装
その他	純水補給設備	点検保守
	圧空設備	点検保守
	放射線管理施設	点検保守
	ボイラ設備、冷凍機	点検保守

表5 主要な照射試験炉の稼動率(計画)

国	施設名	原子炉出力A	運転計画		年間積算出力 (MWh)	IAEAのデータ	A × B	備考
			日/週	週/年				
日本	JMTR	50			180	6650	9000	1998年のデータは133日であるが、炉心改造で現在は180日
韓国	HANARO	30	7	36	252	5040	7560	
中国	HFETR	125	7	32	224	70	28000	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
米国	ATR	250	7	52	364	NA	91000	年間運転日数の実態は200～250日程度と思われる。ま125MWでの運転が多い。
	NBSR	20	7	36	252	5000	5040	
	HFIR	85	7	36	252	24	21420	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
フランス	OSIRIS	70	7	36	252	18	17640	JHR完成後は停止の予定。年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
ベルギー	BR-2	100	7	20	140	8000	14000	
オランダ	HFR	45	7	40	280	1260	12600	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
ノルウェー	HBWR	25	7	52	364	30	9100	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
スウェーデン	R-2	20	7	30	210	8500	4200	
ロシア	MIR-M1	100	7	21	147	4800	14700	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
	SM-2	100	7	25	175	1600	17500	年間積算出力の数字が極端に小さい理由は不明
エジプト	ETRR-2	22	7	42	294	6400	6468	
南アフリカ	SAFARI-1	20	7	43	301	5000	6020	

平均年間運転日数 246

Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998

表6 主要な照射試験炉の計画外停止、出力低下と稼動率例

施設名	計画外停止	計画外停止理由	年平均 計画外停止	年間運転稼動率 (年間運転日数)
HFR	10回(1年間) (1999年)	計器故障、照射装置異常、電源故障など	10 回	計画の102% (293日)
HBWR	5回(1年間) (2002年)	制御棒異常、蒸気輸送系異常など	5 回	計画の約93% (136日)
JMTR	8回(5年間) (1998～2002年)	制御棒異常、一次冷却水漏れ、地震、商用電源の瞬停など	1.6 回	計画の77% (111日)

表7 HFRの計画外停止の内容(1999年)

HFR Annual Report, 1999
HBWR Status Report, 2002

運転cy No.	月日	停止の種類	停止期間	
99-01	Jan. 24	手動停止	17 min.	二次系ポンプ故障
	Feb. 09	自動停止		電源故障
	Feb. 09	自動停止		冷却系計器故障
99-02	Mar. 02	自動停止	4 min.	冷却系計器故障
99-03	Apr. 21	自動停止	10 min.	冷却系計器故障
	Apr. 26	自動停止		電気設備故障
99-04	Jun. 28	自動停止	10 h. 51 min	冷却系計器故障
99-05	July 02	自動停止	12 min.	冷却系計器故障
	July 03	自動停止		主電源故障
99-09	Oct. 18	手動停止	5 min.	照射装置故障
合 計			11h. 39 min.	

1999年には10回計画外停止しているが、その停止期間はわずか12時間程度である。

表8 JMTRの計画外停止と運転実績

年度	計画外停止		稼動率 運転日数(計画の達成率)
	月 日	内 容	
1998	7月6日	制御回路用電源喪失(自動停止)	127日(98%)
	3月22日	地震(自動停止)	
1999	な し		130日(100%)
2000	4月24日	制御棒速度異常(自動停止)	131日(84%)
2001	5月31日	制御棒用電磁石異常(自動停止)	120日(77%)
	12月8日	安全回路のノイズ(自動停止)	
	3月31日	商用電源瞬断(自動停止)	
2002	5月14日	制御棒励磁コイル用電源断(自動停止)	49日(33%)
	12月10日	一次冷却系からの漏水(手動停止)	

表9 世界の主要な照射試験炉の利用

稼動している主要な照射試験炉		； 高中性子束（速中性子束； $1 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ ） 高出力（20 MW以上） 高稼働率（daily運転、weekly運転のものを除く）				
低いベース温度（高速炉を除く）						
アジア	4基	北米	3基	欧州	5基	その他
日本	JMTR	米国	ATR	仏国	OSIRIS	ロシア
韓国	HANARO		NBSR	ベルギー	BR-2	SM-2
中国	HFETR		HFIR	オランダ	HFR	エジプト
				ノルウェー	HBWR	ETRR-2
				スウェーデン	R-2	南アフリカ
利用研究など						
工学的照射試験	軽水炉の高経年化対応（炉内構造材IASCC、圧力容器材照射損傷）、軽水炉燃料の高燃焼度化（燃料の出力急昇試験など）、核不拡散と燃料の有効利用（MOX）、新型炉開発と核融合炉開発（材料照射、ブランケット照射）など					
基礎研究・応用研究 RI製造など	炉物理、燃料・材料照射特性、照射損傷機構解明など Co-60, Mo-99, Ir-192などの製造、Siドーピング					
中性子利用基礎研究 教育訓練	中性子散乱、中性子ラジオグラフ、放射化分析					
その他	BNCT（中性子捕捉療法）					

1)Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998

2)HFR Annual Report, 1999

3)The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002

表10 主要な照射試験炉の利用研究具体例

	HFR（オランダ）	ATR（米国）	JMTR（日本）
軽水炉 関連	軽水炉高経年化対策 ・原子炉圧力容器の寿命 評価 ・炉内構造材IASCC (PWR, BWR)	軽水炉高経年化対策 ・原子炉圧力容器の寿命 評価	軽水炉高経年化対策 ・原子炉圧力容器の寿命 評価 ・炉内構造材IASCC (BWR) ・生体遮蔽材の寿命評価
	燃料サイクル ・高燃焼度MOX (PWR条件) ・FP及びMA核種の消滅処理	燃料サイクル ・高効率燃料開発 (燃焼度を2倍93GWd/t at peak)	燃料サイクル ・燃料の高性能化、高燃 度化 (BWR)
核融合 関連	・構造材料開発 ・ブランケット照射特性	・構造材料開発	・構造材料開発 ・ブランケット照射特性
その他の 利用	・RI製造 ・BNCT	・原子力船関連 ・軍用MOX燃料 ・RI製造 ・Magnox炉用黒鉛	・RI製造

1)Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998

2)HFR Annual Report, 1999

3)The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002

Nuclear Research Reactors in the World, IAEA
Reference Data Series No.3, December 1995 Edi.

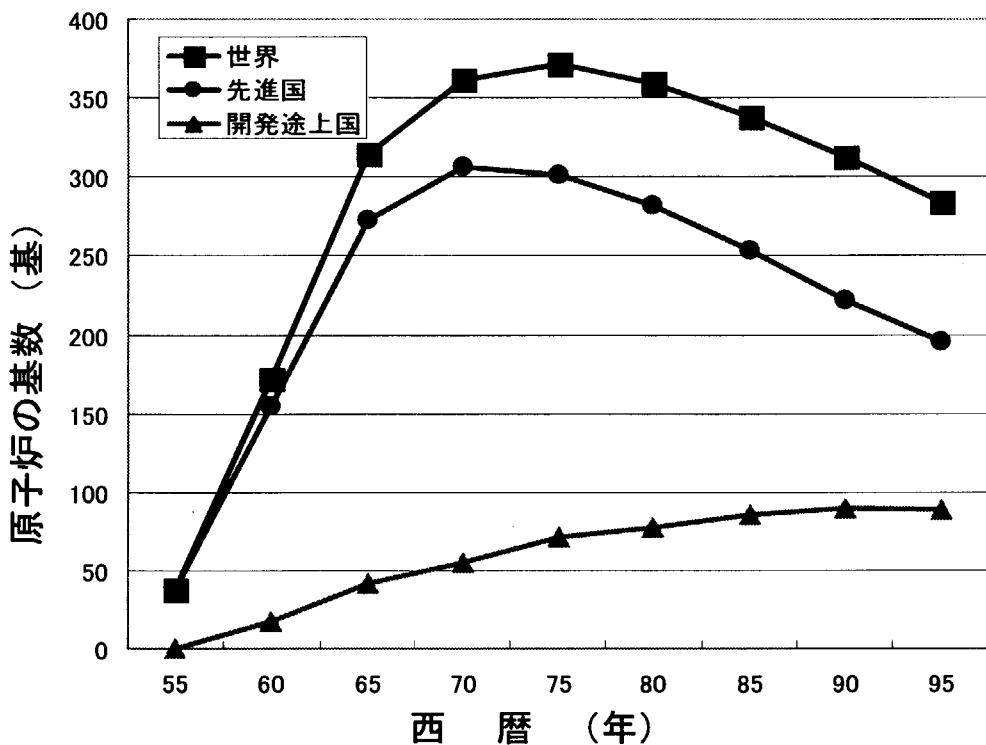


図1 世界の研究用原子炉の基数の推移

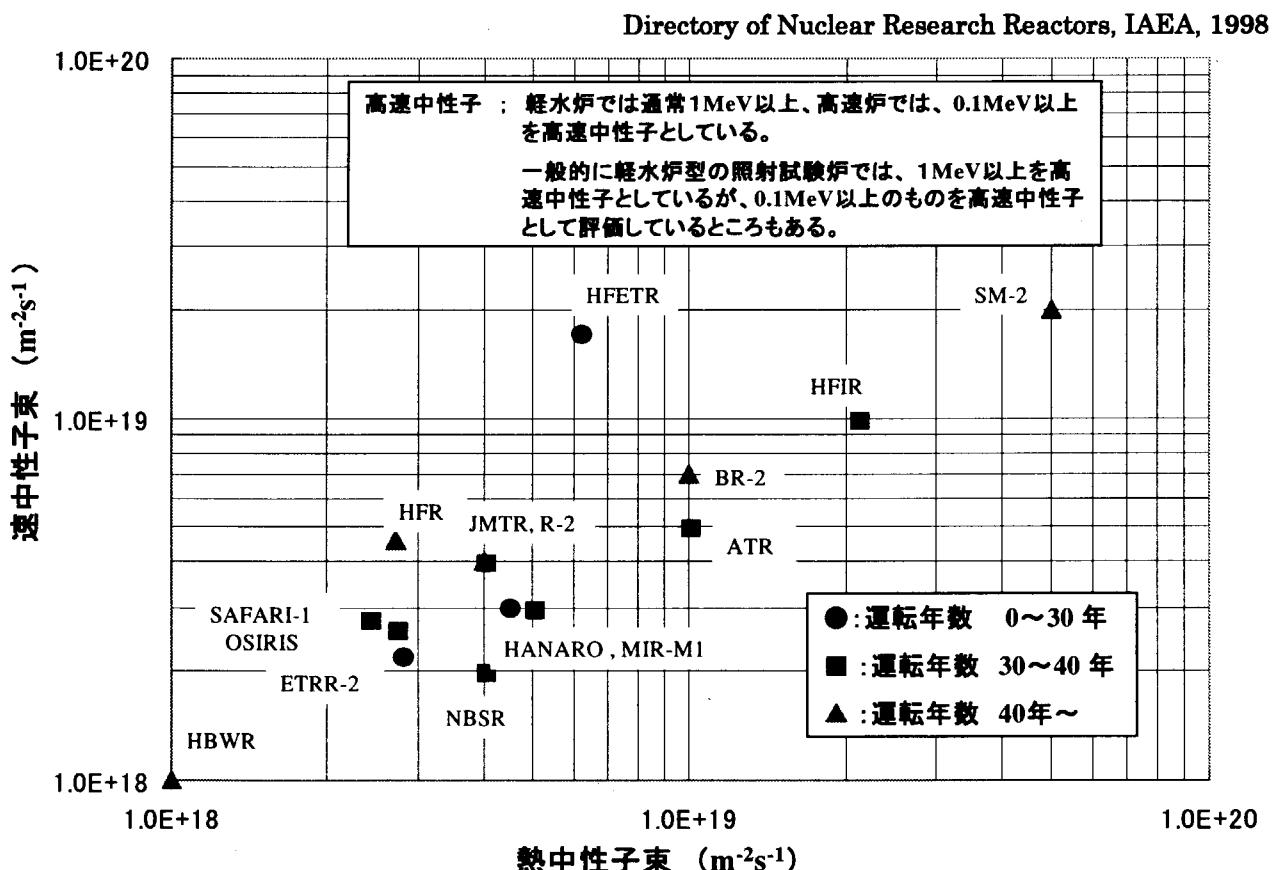
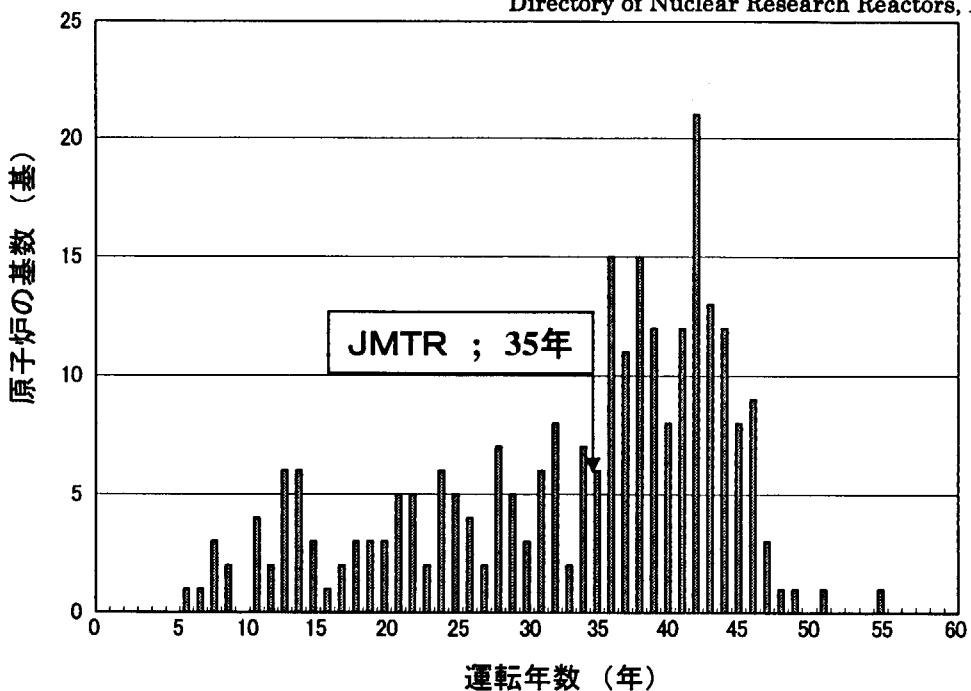


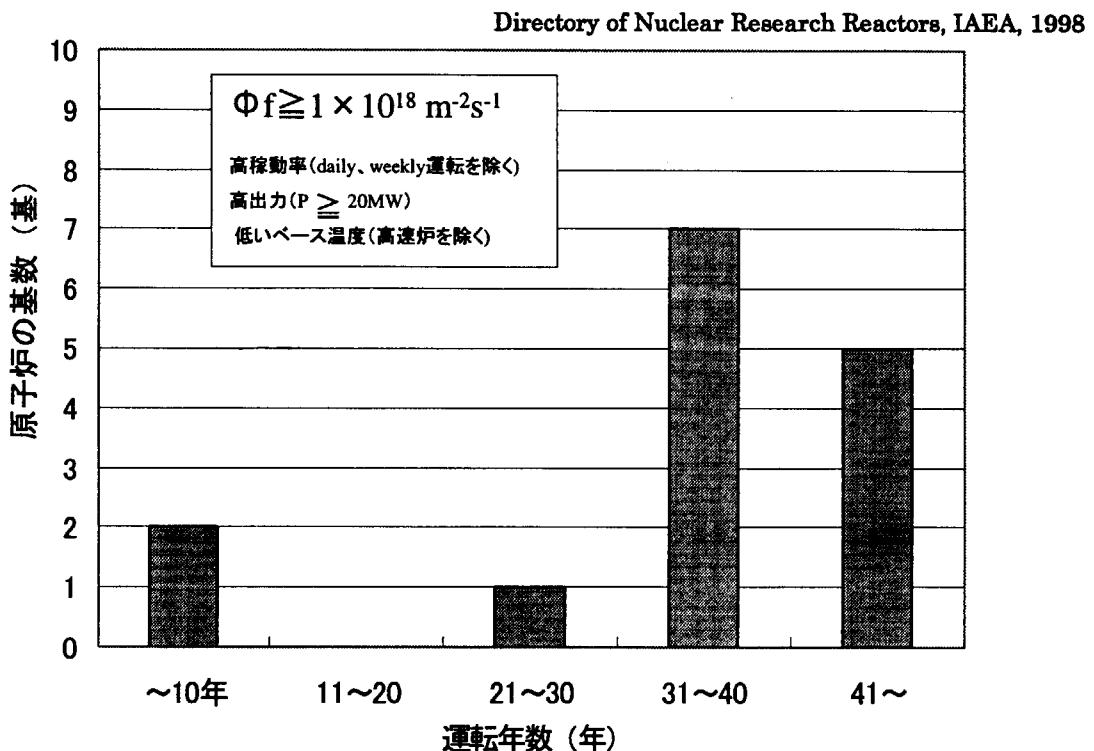
図2 世界の主要な照射試験炉の中性子束

Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998



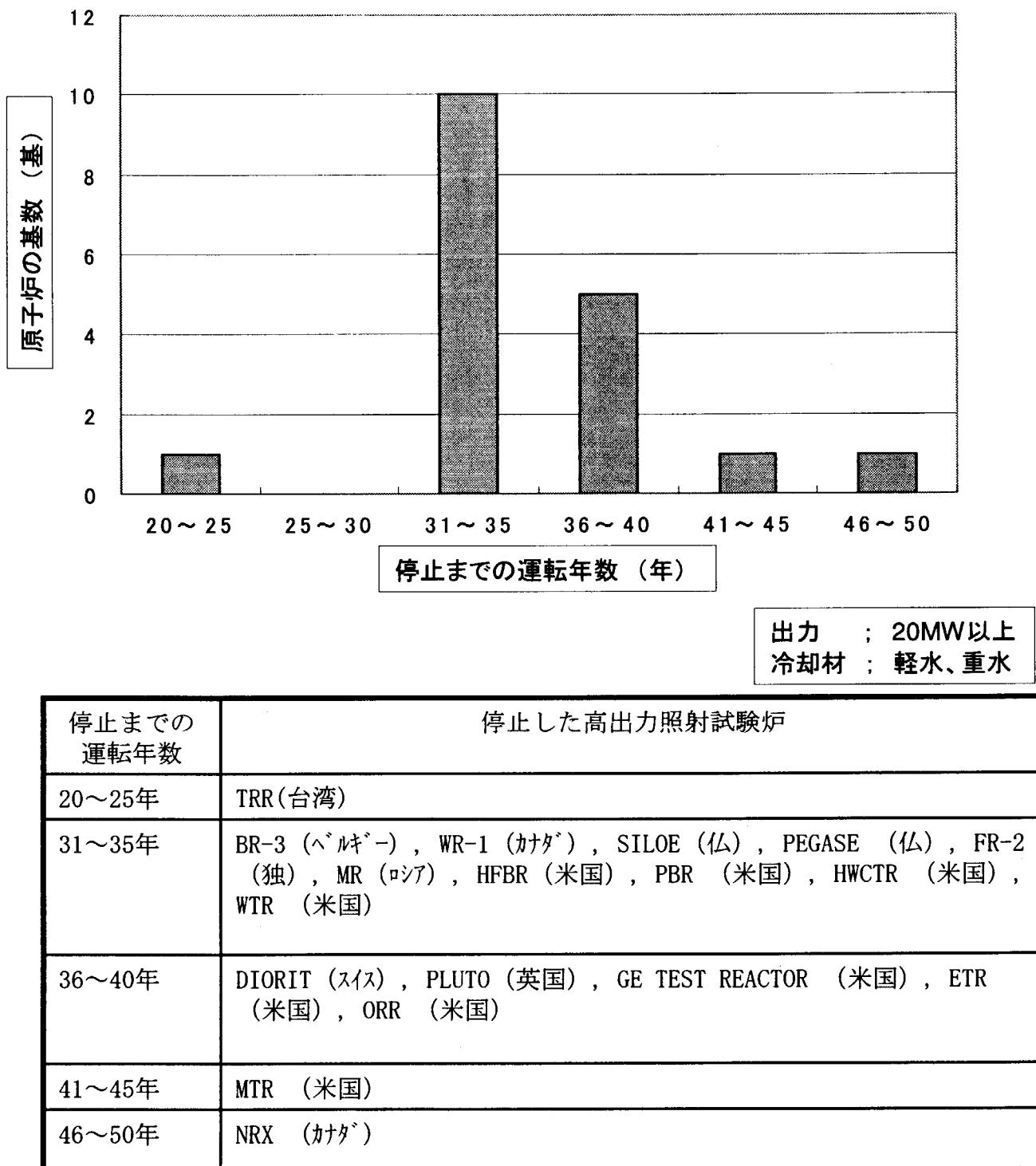
1998年末の段階で稼動している研究用原子炉は255基であり、その多くは初臨界から35年経過している。

図3 世界の研究用原子炉の運転年数



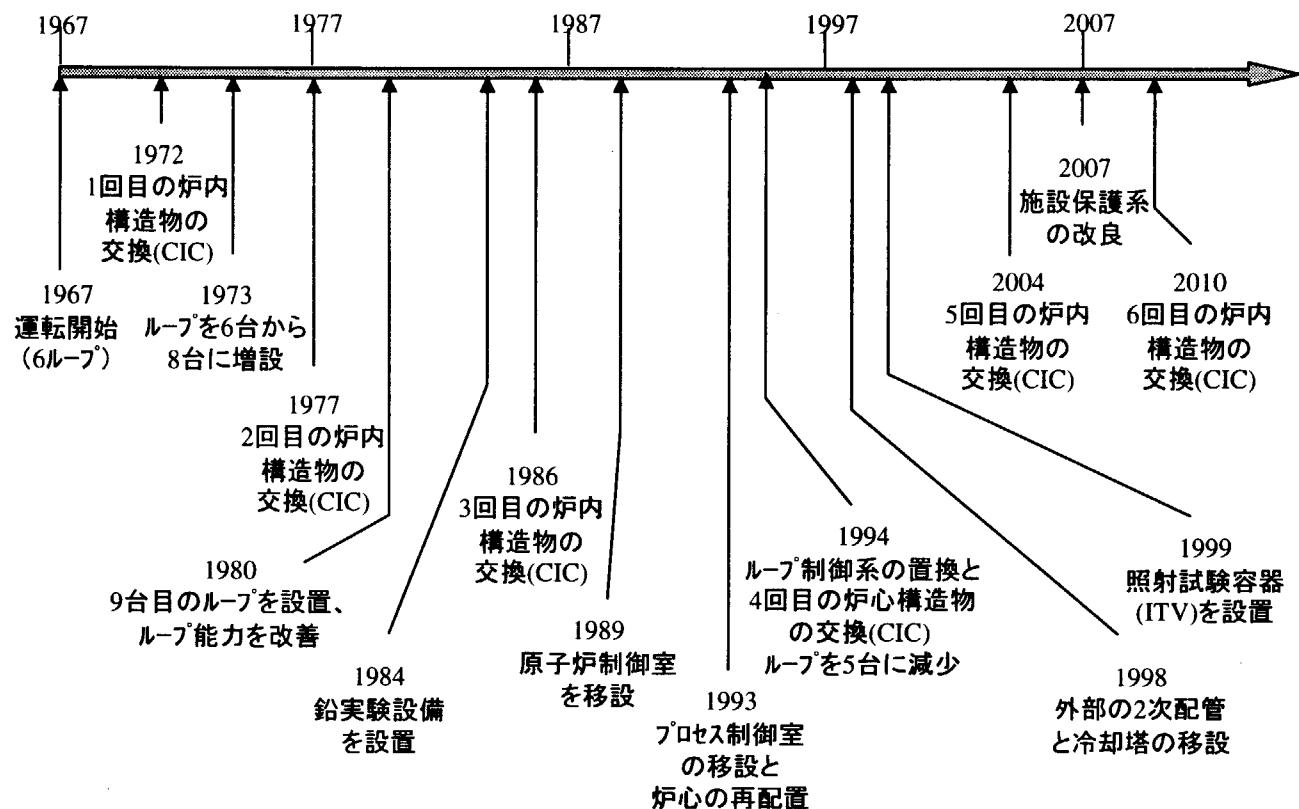
1998年末の段階で稼動している世界の主要な照射試験炉は15基であり、その内初臨界から31年を超えているのが80% (12基) である。

図4 主要な照射試験炉の運転年数



Directory of Nuclear Research Reactors, IAEA, 1998

図5 停止した水冷却型高出力照射試験炉の運転年数



The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002

図6 ATRでの施設更新等の経緯

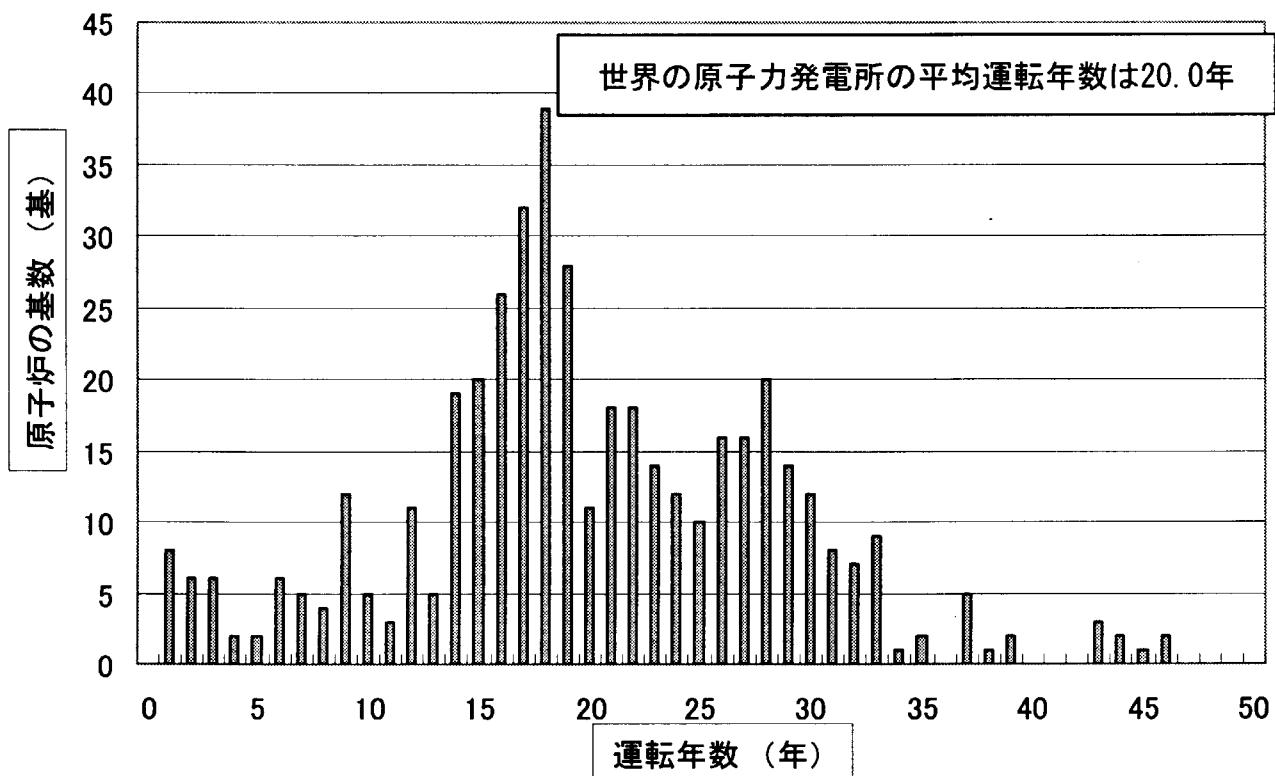


図7 世界の発電用原子炉の運転年数

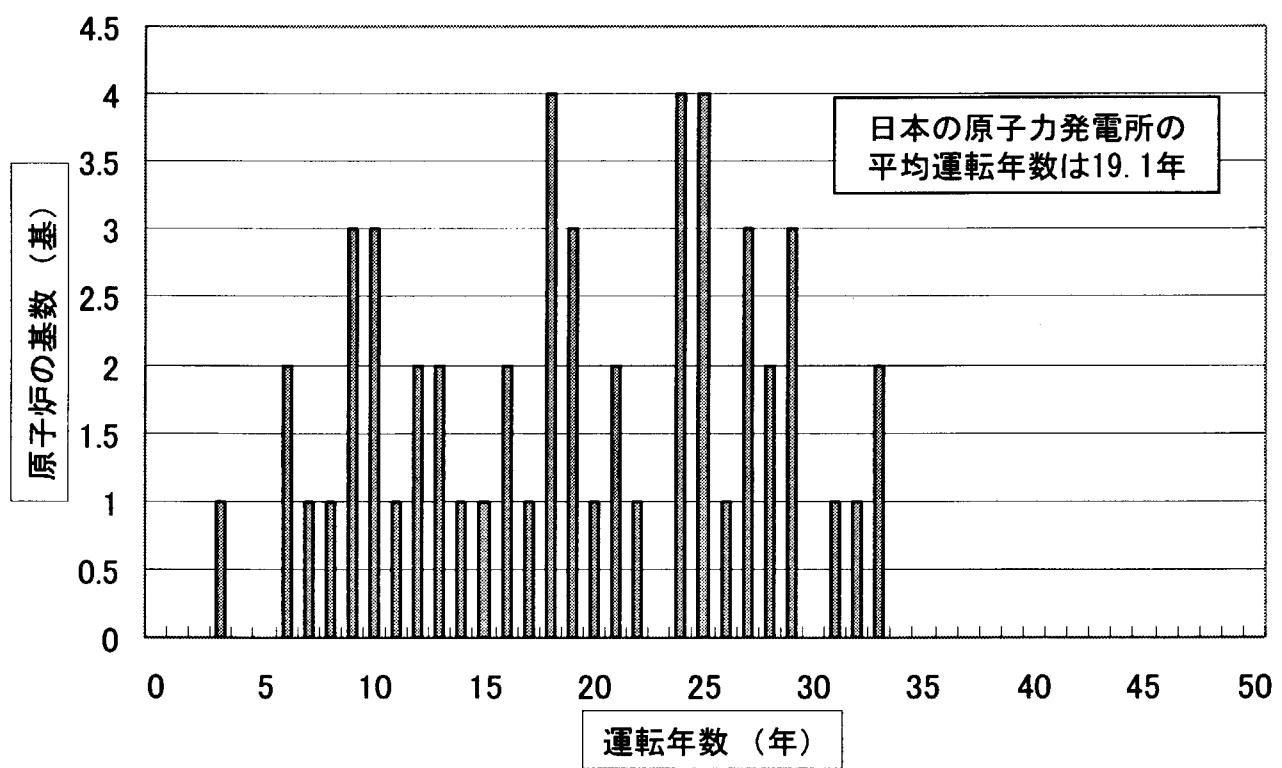


図8 日本の発電用原子炉の運転年数

**The Advanced Test Reactor at the Idaho National Engineering and Environmental Laboratory,
Capacities & Processes, Presented at the University of Tokyo, January 21, 2002**

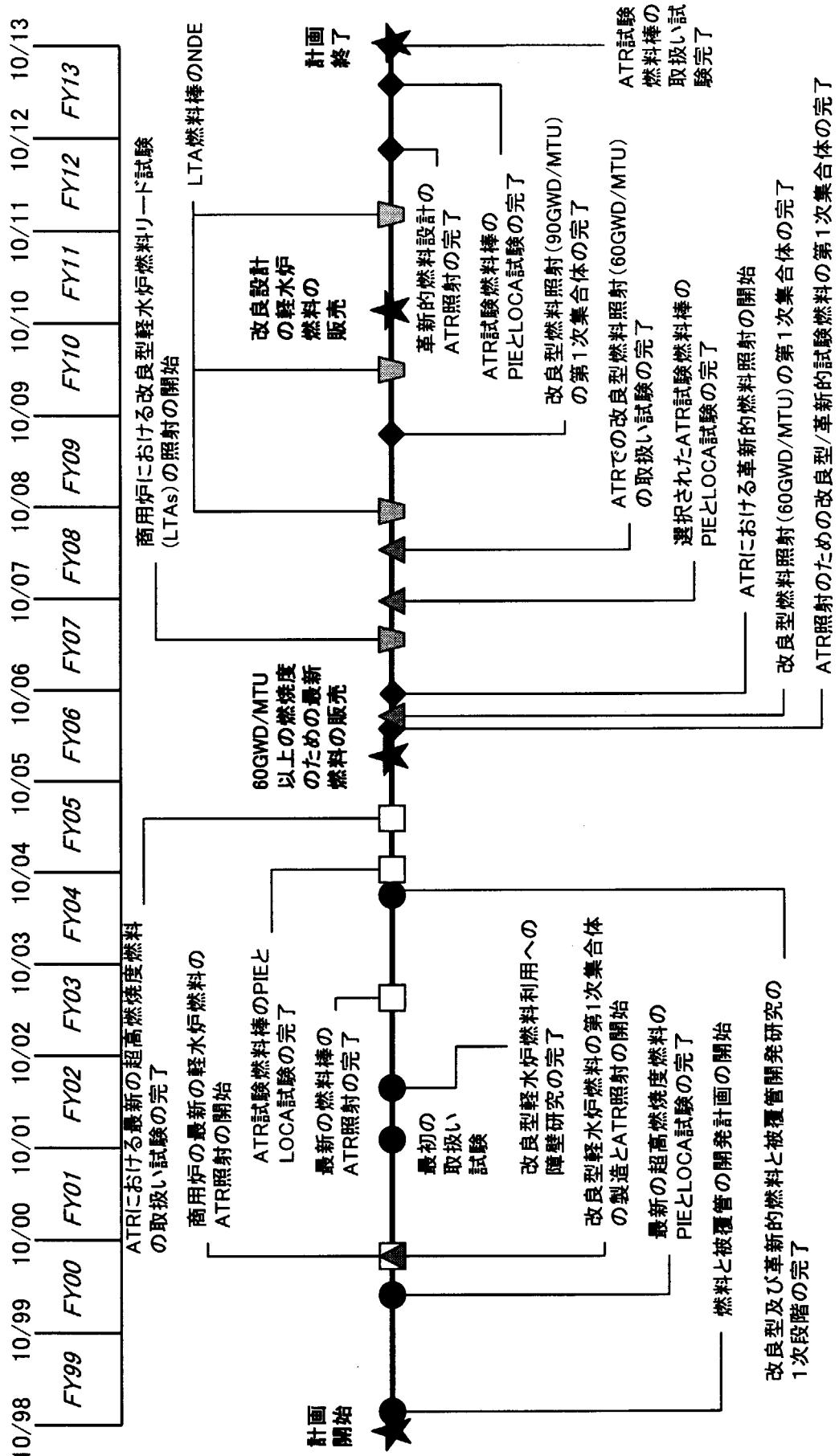


図9 ATRの高効率燃料計画

付録 略称リスト

ATR	EG&G Idaho Inc. 所有の大型試験研究炉 (Advanced Test Reactor)
BNCT	ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy)
BR-2	ベルギーのモル研究所が所有する研究炉
BWR	沸騰水型軽水炉 (Boiling Water Reactor)
CANDU	カナダ型重水炉 (重水減速重水冷却圧力管型) (<u>Canada Deuterium Uranium Reactor</u>)
ETRR-2	エジプトの原子力公社が所有する研究炉
HANARO	韓国原子力研究所 (KAERI) の研究炉 (High-flux Advanced Application Reactor)
HBWR	ノルウェーの Halden にあり、OECD/NEA のハルデン計画 (OECD Halden Reactor Project) に使用される研究炉；ハルデン沸騰水型原子炉 (Halden Boiling Water Reactor)
HFETR	中国核動力院 (NPIC) 所有の研究炉 (High Flux Engineering Test Reactor)
HFIR	米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) にある研究炉 (High Flux Isotope Reactor)
HFR	オランダの Petten にある EURATOM (ヨーロッパ原子力共同体) 所有の研究炉 (High Flux Material Testing Reactor)
IAEA	国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency)
IASCC	照射誘起応力腐食割れ (Irradiation-assisted Stress Corrosion Cracking)
ITER	国際熱核融合実験炉 (International Thermonuclear Experimental Reactor)
JHR	フランスで計画中の研究炉 (Jules Horowitz Reactor)。軽水冷却減速。熱出力 100MW
JMTR	日本原子力研究所の大洗研究所にある材料試験炉 (Japan Materials Testing Reactor)
LOCA	冷却材喪失事故 (Loss of Coolant Accident)
Magnox 炉	天然ウランを燃料とする黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉。燃料被覆材に Magnox (マグネシウムを母材とした合金) を用いる。
MIR-M1	ロシアの原子炉研究所が所有する研究炉
MOX 燃料	混合酸化物 (<u>Mixed Oxide</u>) 燃料
NSBR	米国の NIST 研究所が所有する研究炉 (NIST Research Reactor)
OECD/NEA	経済協力開発機構 (Organization for Economic Co-operation and Development) / 原子力機関 (Nuclear Energy Agency)
OSIRIS	フランスのサクレー研究所が所有する研究炉
PCMI	ペレット・被覆管機械的相互作用 (Pellet-Cladding Mechanical Interaction)
PWR	加圧水型軽水炉 (Pressurized Water Reactor)
R-2	スウェーデンの Studsvik 社が所有する研究炉

SAFARI-1	南アメリカの南アフリカ原子力法人が所有する研究炉
SM-2	ロシアの原子炉科学研究所が所有する研究炉
USDOE	米国エネルギー省 (United States Department of Energy)
VVER	ロシア型加圧水型軽水炉 (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor) Water-Water Power Reactor(WW E R), 水(冷却)－水(減速)型原子炉

This is a blank page.

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
光速度	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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
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	$V \cdot s$
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	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
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	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わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では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
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	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	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	10.1972	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
9.80665	1	1	0.967841	735.559	14.2233
4.44822	0.101972	1	0.101325	1.03323	1.46959
粘度 1 Pa·s(N·s/m ²)	$10 P(\text{ポアズ})(\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$		1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}
動粘度 1 m ² /s	$10^4 St(\text{ストークス})(\text{cm}^2/\text{s})$		6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}
					1
				1	1.93368×10^{-2}

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)
1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{18}	$= 4.184 \text{ J (熱化学)}$	
9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}	$= 4.1855 \text{ J (15 }^{\circ}\text{C)}$	
3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	$= 4.1868 \text{ J (国際蒸気表)}$	
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}	$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$	
1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}	$= 735.499 \text{ W}$	
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		

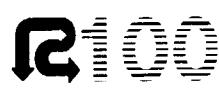
放射能	Bq	Ci
1	2.70270×10^{-11}	
3.7×10^{10}	1	0.01

吸収線量	Gy	rad
1	100	
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58×10^{-4}	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)



古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています