

JMTR稼働率向上のための課題とその対策

—稼働率 60%を目指して—

Investigation on High Availability-factor Achievement of JMTR

- How to Achieve 60% Availability-factor -

竹本 紀之 出雲 寛互 井上 修一 阿部 新一
那珂 通裕 明石 一朝 近江 正男 宮澤 正孝
馬場 治 長尾 美春

Noriyuki TAKEMOTO, Hironobu IZUMO, Shuichi INOUE, Shinichi ABE
Michihiro NAKA, Kazutomo AKASHI, Masao OHMI, Masataka MIYAZAWA
Osamu BABA and Yoshiharu NAGAO

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

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

JMTR 稼働率向上のための課題とその対策 －稼働率 60%を目指して－

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

竹本 紀之・出雲 寛互・井上 修一・阿部 新一[†]・那珂 通裕[†]・
明石 一朝[†]・近江 正男[†]・宮澤 正孝[†]・馬場 治・長尾 美春

(2008年8月8日受理)

2011 年度の再稼動に向け、2007 年度から改修を開始した JMTR は、(1) 軽水炉の長期化対策、(2) 科学技術の向上、(3) 産業利用の拡大、(4) 原子力人材育成等への貢献が期待されている。再稼働後には、これらに関連した照射需要の増大が見込まれるため、安全かつ安定な運転に加えて、世界レベルの高い稼働率を維持することが必要である。

そこで、JMTRにおいて材料試験炉として世界レベルの稼働率を実現するために必要な課題を検討し、安定的に年間 210 日（稼働率約 60%）運転可能な運転方式等を提案する。

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

[†] 原子炉施設管理部

Investigation on High Availability-factor Achievement of JMTR — How to Achieve 60% Availability-factor —

Noriyuki TAKEMOTO, Hironobu IZUMO, Shuichi INOUE, Shinichi ABE[†],
Michihiro NAKA[†], Kazutomo AKASHI[†], Masao OHMI[†], Masataka MIYAZAWA[†],
Osamu BABA and Yoshiharu NAGAO

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

(Received August 8, 2008)

The JMTR has been being refurbished since FY2007 to restart from FY2011. The restarted JMTR is expected to contribute (1) life time extension of light water reactors, (2) research on science and technology, (3) expansion of industrial use, (4) education of nuclear experts, etc.

After restart, safe and stable operation with high availability-factor is required to supply the demand concerning above utilization.

Therefore, we propose the reactor operation procedure and so on possible to realize 210 days stable operation per year (availability-factor at about 60 %) by the investigation on crucial subjects to achieve world-highest-level of availability-factor as materials testing reactors.

Keywords : JMTR, Restart, Periodical Inspection, Availability-Factor, Fuel Economy
† Department of JMTR Operation

目 次

1. はじめに.....	1
2. 再稼動後の更なる安定運転に向けた検討	1
2.1 現状とその課題	1
2.2 年間直体制の導入	2
2.3 運転状況の一元的情報管理	3
3. 稼働率向上のための課題	4
3.1 稼働率向上の制限要因の検討	4
3.1.1 夏季の運転	4
3.1.2 カナル水の温度上昇	4
3.1.3 放射性廃液の処理	6
3.1.4 原子炉停止中作業期間の短縮	6
3.1.5 原子炉の運転方法の検討	7
3.2 年間 210 日運転を目指した年間運転計画の検討	10
4. まとめ	10
謝辞	11
参考文献	11
付録 1 再稼働後の照射需要の増大に対応するための照射試験上の課題	29
付録 2 JMTR 原子炉施設側からの液体廃棄物(一次冷却水等)発生量低減	30
付録 3 廃棄物管理条例事業変更許可申請書 (抜粋)	34
付録 4 外的因子による原子炉への影響低減のための提案	35

Contents

1. はじめに

JMTR (Japan Materials Testing Reactor、熱出力 50MW) は、世界で現在稼働中の試験研究炉の中でも有数の高中性子束を有する軽水減速冷却タンク型の原子炉である。1968年3月に初臨界を達成してから、原子炉の燃料・材料の耐久性、健全性の試験や基礎研究、ラジオアイソトープ（RI）の製造等に利用されてきた。Fig.1にJMTR原子炉の構造及び主要特性を示す。

JMTRは、第165サイクルの運転をもって一旦停止（2006年8月）¹⁾し、2007年度から2011年度の再稼動に向けた原子炉施設の改修を実施している²⁾³⁾。JMTR改修計画の概要をFig.2に、改修スケジュールをFig.3に示す。改修においては、原子炉機器等の一部更新とともに、新たなニーズに対応するため、軽水炉材料・燃料等の照射設備、医療用RIの製造設備の整備を行う予定である^{4)~7)}。これらに加えて、技術的価値の高い照射データを提供するための新技術の開発等も進めていく予定である^{8)~14)}。

すなわち、今後、JMTR再稼動に向けて安全で安定な運転を行うための改修を計画通り進めること及び照射需要の増大が見込まれている（付録1参照）ことからこれに応えるべく稼働率を向上させる等の効果的な方策を検討し実施していくことが重要である。

世界で稼働中の主な試験研究炉の年間稼働率をFig.4に示す。同図に示すように、現行のJMTRは稼働率50%程度で、試験研究炉の世界レベルの稼働率に至っていない。このため、本報告書においては、JMTRが材料試験炉として世界レベルの稼働率を実現し、照射需要に十分対処するために必要な課題を抽出し、運転方式の変更等必要な方策について検討する。

2. 再稼動後の更なる安定運転に向けた検討

2.1 現状とその課題

近年のJMTRの運転実績をFig.5に示す。JMTRでは、高照射量を必要とする照射試験のため、原子炉の稼働率向上に継続的に取り組んできた。2001年度第141サイクル以前は研究炉燃料の低濃縮化に対応したLEU炉心（低濃縮ウラン燃料炉心）により、50%の最高燃焼度の制限値を満足する燃料装荷本数27本の炉心構成で、1サイクルあたり約26日の運転サイクルを年間5サイクル行うことで、年間約130日運転を達成してきた。

2001年度の第142サイクル以降は、燃料の最高燃焼度を60%とし、炉心あたりの燃料装荷本数を29本に変更した改良LEU炉心¹⁵⁾¹⁶⁾と呼ばれる炉心構成により、1サイクルあたり約30日運転を可能にした。さらに、2003年度の第151サイクル以降は、2サイクルを一つのユニット構成（以下、「つなぎサイクル」という。）とし、つなぎサイクルとなる運転サイクル間の原子炉停止期間を減少させ、1サイクル約30日の運転サイ

クルを年間 6 サイクル確保することにより、年間約 180 日運転を可能とした。2004 年度には、実績として年間 182 日運転を達成している。

1998 年度及び 2004 年度の運転実績を例として Fig.6 に示す。図中、つなぎサイクルによる原子炉停止期間が短いのは、運転サイクル間に行われる燃料及び照射キャップセルの交換作業、特性試験のための作業（炉停止中作業）において、日数を要する計測付キャップセルの原子炉への挿入・取出しを実施しない計画とすることにより、従来の約 14 日間から 50% 短縮した約 7 日間で行うことによる。

このように、現行のJMTRでは年間180日運転が可能となっている反面、Fig.6に示すように作業工程が過密になっているため、一旦、原子炉運転中に設備の故障等が発生した場合の原因究明、対応等の不測の事態に対し弾力性を欠いた計画とならざるを得ず、安定的に高稼働率を維持できなくなる可能性がある。

今回のJMTRの改修では、原子炉の保守性を向上させ、原子炉運転中の故障の発生割合を低減させるため、そのような不測の事態の発生が少なく抑えられるのは事実と言えども、利用者からの要望の一つとして強く望まれている高稼働率運転による照射場の提供の視点から、ここでは更なる安定運転に向けた検討を行う。検討では、原子炉の運転に焦点を当てて、以下の2項目について言及する。

- (1) 年間直体制の導入
- (2) 運転状況の一元的情報管理

2.2 年間直体制の導入

現行の原子炉運転保守では、原子炉の運転は5直3交体制（1直当たりの運転員は最低5名）で行い、施設定期検査と施設定期自主検査を行う期間（以下、「施設定期検査期間」という。）の作業及び運転停止中の作業は日勤体制で行っている。

これを年間を通しての直体制とした場合には、原子炉停止中作業や施設定期検査に係る作業を夜間及び休日（土曜、日曜、祝日）にも実施できるため、現行の原子炉運転保守体制と比較して、作業期間の大幅な短縮が期待できる。そこで、年間直体制の場合について作業工程を検討した結果、施設定期検査期間が従来の約 3 か月から約 2 か月に短縮可能であることが分かった。また、原子炉停止から次の運転までの原子炉停止中作業期間に行う燃料シャフリング、キャップセルの取出し、挿入等の作業においても、従来の約 22 日間から約 12 日間と約 10 日間、年間にして約 20 日間（通常の原子炉停止中作業を年に 2 回行う場合）短縮可能であることが分かった。

従って、年間 180 日運転を行う場合には、現状と比べると年間 50 日程度余裕のある弾力的な運転計画とできることから、作業中の予期しない事象や原子炉運転中に発生する故障等の対処に必要な時間が確保され、年間を通して高稼働率でかつ安定な運転が実現できる。なお、再稼働後の年間運転計画の詳細な検討については、「3.2 年間 210 日運転を目指した年間運転計画の検討」で述べる。

2.3 運転状況の一元的情報管理

再稼働後に高い稼働率を維持しながら安全でかつ安定な運転を行うためには、設備の運転状態の変化を迅速かつ正確に把握し、故障等が発生する前に対処することが必要である。また、故障等が発生した場合においても、原因調査に要する時間を出来るだけ短縮し、早期に復旧させるために、運転状況に関する詳細な情報を収集するとともに活用しやすく一元的に管理することが必要である。再稼働後、これらの観点から運転状況を一元管理するための運転支援システムについて検討を行った。

その概念を Fig.7 に示す。原子炉の運転、保守に必要な運転状況等に関するデータは、これまでどおり現場からケーブルにて送り、これらは原子炉制御室の運転支援システムに集約し、一元管理する。これに加えて、巡視点検中の運転員の取得する現場の巡視点検データ、保守データ及び関連する画像等も PHS 等の通信手段を用いた無線中継システムにより原子炉制御室の運転支援システムに送ることにより、リアルタイムで運転支援システムに集約し一元管理する。これら集約し一元管理された運転情報を運転班長、運転員が原子炉制御室で常時監視できるようにするとともに、巡視点検中の運転員も確認できるようとする。さらに、ケーブルにより、原子炉建家外の居室等においても、随時表示することにより、原子炉主任技術者、関係課長等が運転状況を随時把握できるようとする。

この一元管理された運転支援システムの構築による利点は、以下のようにまとめられる。

- ①原子炉施設の集中監視、運転状況に関する一元管理された情報を原子炉建家外の居室等へ送り、運転員以外の技術者、原子炉主任技術者等がこれを共有することにより、多面的な監視を可能とし、正常状態の確認、異常状態の早期発見とその迅速な対処を可能とする。
- ②異常状態が確認された場合には、運転支援システムに一元管理された詳細なデータを基に迅速な原因調査を行うことにより、原因究明、対応に要する時間短縮が期待できる。さらに、異常の兆候状態を検知することにより故障等の発生前に対処可能となるため、原子炉の安全かつ安定な運転ができ稼働率の向上につながる。なお、この兆候状態を検知する対応は、スクラム等によるトラブル対応に関する経費削減にも寄与する。すなわち、年間の運転維持費約 20 億円(燃料製作費含まず) を仮定すると、トラブルが発生した場合、停止期間 1 か月あたり少なくとも約 1.6 億円の損失削減に繋がる。

3. 稼働率向上のための課題

3.1 稼働率向上の制限要因の検討

運転上の制限値または設備の処理能力等により、年間運転日数が制限される可能性がある。そこで、年間運転日数の制限となり得る以下の項目について検討する。

- (1) 夏季の運転
- (2) カナル水の温度上昇
- (3) 放射性廃液の処理
- (4) 原子炉停止中作業期間の短縮
- (5) 原子炉の運転方法に対する検討

3.1.1 夏季の運転

温度、湿度が高い夏季の運転では、原子炉二次冷却系統の除熱能力が低下することにより、原子炉入口温度が運転制限値である 49°Cを超える可能性も考えられることから、これまで夏季の運転ができるだけ避け、この時期を施設定期検査期間としてきた。

稼働率の向上に対しては、従来の毎年決まった時期（夏季）に施設定期検査を行うのではなく、現行の原子力発電所のように施設定期検査後 1 年間の運転を行い、その後次の施設定期検査を実施することも視野に入れる必要がある。この方式とした場合、施設定期検査期間を現行の約 3 カ月とすると、施設定期検査を 5 年間で 1 回分減らすことができ、これを運転期間に充てることができる。

そこで、夏季に運転を行う場合について、運転制限値である 49°Cを超えないようにするための運転方法について検討を行った。ここでは、検討の結果得た以下 2 つの方法を提案する。

①従来通り定格出力（50MW）で運転を行う場合

天気予報による情報、当日の気温変化から最高気温、湿度を予測し、原子炉入口温度が制限値を超える前に、一時的に原子炉出力を低下させることにより対処可能である。

②定格出力よりもわずかに低い 45MW で運転を行う場合

これまでの夏季の高温時の運転経験から、その運転出力を維持したまま運転制限値以内で運転できる。

3.1.2 カナル水の温度上昇

使用済燃料は、カナルのラックに納められ保管される。稼働率向上により、年間運転日数が増加すると、取出される使用済燃料の燃焼度が上昇するとともに、本数が増加す

る。そのため、使用済燃料からの発熱量が多くなることから、カナル水温度が上昇する可能性が考えられる。

このため、カナル水の温度上昇に伴い、燃料その他の構造物などに影響を及ぼすおそれがあるため、以下について検討する。

- ①燃料腐食への影響
- ②ライニング・軸体への影響
- ③炉室への影響

①については、原子炉設置許可書添付書類八に、冷却水温度とシリサイド燃料の腐食層厚さの関係として、次式が示されている。

$$\text{腐食層厚さ[mm]} = 0.0608 \theta^{0.2578} \cdot \exp(-1340/T) \quad (1)$$

ここで T は燃料板表面温度[°C]、θ は燃料板表面温度 T が持続する時間[h]を示す。

そこで、(1)式を用い、燃料への腐食層厚さに及ぼすカナル水温度の影響を検討する。ここで、燃料板表面最高温度及びこの温度における照射時間をそれぞれ安全側に 200°C 及び 2500 時間、カナル水温度をパラメータに検討した。なお、冷却期間は保守的に 20 年とした。(1)式より求めた腐食層厚さを Fig.8 に示す。保守的にカナル水温度が 50°Cまで上昇したと仮定しても、図より燃料腐食層厚さは 0.049mm であり、被覆材の最小厚さ 0.2mm と比較して十分小さいことがわかる。このため、カナル水温度の温度上昇は、燃料腐食に影響しない。

②については、プール水精製系により、pH、電気伝導度を適切に管理し水質を維持しているため、ステンレス鋼の腐食の可能性は低い。

また、温度上昇が軸体であるコンクリートに与える影響としては熱膨張が考えられる。コンクリートの熱膨張は、次式で求められる。

$$\text{熱膨張による伸び[mm]} = \alpha \cdot C \cdot L \quad (2)$$

ここで、α は熱膨張係数、C は上昇温度[°C]、L はコンクリート厚さ[mm]を示す。

ここで、標準示方書¹⁷⁾によると熱膨張係数は $10 \times 10^{-6}/\text{°C}$ であるので、(2)式を用い、これまでの温度管理値 35°C から保守的に 50°Cまで上昇した場合 (C=15°C) で検討すると、コンクリート厚さが 2m (L=2000mm) であるので、0.3mm の膨張(蓄熱は考えない)が生じる程度である。したがって、コンクリート軸体厚さと比較して十分小さいので、熱膨張により軸体に影響を与えることはないと考えられる。また、熱によるコンクリート劣化の温度制限値は 65°C であり、この観点からも軸体への影響はない。

③については、2006 年 11 月に行った調査によると、カナル水の蒸発による液面低下は約

2mm/日であり、カナル 1,2(表面積 109.2m²)を併せて約 220 リットル/日の水が蒸発しているものと推測される。このときの水の温度を常温約 25°Cと仮定し、40°Cへ上昇することによって、Fig.9 の飽和蒸気圧から、およそ 2 倍の蒸発量になる。したがって、約 440 リットル/日の蒸発が見込まれるため、必要に応じて結露対策が必要となる。

以上①～③の検討結果から、稼働率の向上に伴うカナル水の温度上昇に対して十分対処可能である。

3.1.3 放射性廃液の処理

稼働率を向上させるため、1 サイクルあたりの運転日数又は運転サイクル数が増加した場合、従来に比べ一次冷却水等の放射能又は放射性廃液量が増加することになる。このため、液体廃棄物処理設備(廃棄物管理施設)での廃液処理における放射性物質の放出の総量規制等の影響について検討する。

年間 180 日運転を達成した 2004 年度について、放射性物質の放出量（一般排水溝への放出）と年間放出管理目標値及びその比を Table 1 に示す。なお、放出量は、北地区（旧原研）及び南地区（旧サイクル機構）の合計量である。

これによると、³H以外の放射性物質の濃度は、廃棄物管理施設の化学処理装置及び希釈処置によりバックグラウンドレベルであり、放出管理目標値比はゼロである。よって、³H以外の放射性物質放出の総量規制による運転日数の制約はない。

液体廃棄物に含まれる³Hの発生源は、JMTR からのものが支配的である。一次冷却水中の³H濃度は運転日数に比例し、180 日運転を行った場合の放出量と放出管理目標値の比が 3.0×10^{-1} であることから、³Hの放出管理目標値以内での可能な年間運転日数は、365 日（実際には、180 日/ 3.0×10^{-1} =600 日間の運転に相当する量まで処理可能）となる。従って、³Hの放射性物質放出の総量規制による運転日数の制約はない。

以上から、JMTR における原子炉の運転日数に対する液体廃棄物に含まれる³H及び³H以外の核種の放出量は、稼働率を向上させた場合においても（稼働率 100%としても）、大洗研究開発センターの放出管理目標値に対して、十分余裕がある。

参考までに、JMTR 原子炉施設側から発生する一次冷却水等の発生量とこれまで実施してきた放射性廃液低減のための方策について付録 2 に、また、廃棄物管理事業変更許可申請書における JMTR 一次冷却水受入に対する液体廃棄物処理設備(廃棄物管理施設)の制約に関する記載について付録 3 に示す。

3.1.4 原子炉停止中作業期間の短縮

稼働率を向上させるために年間の運転サイクル数を増加させる場合、所要の運転日数を確保するためには、運転サイクル間における原子炉停止中の作業期間を短縮することが必要となる。

JMTRでは、2.1で述べたように、つなぎサイクル間に燃料、照射キャップセル（計測付キャップセルを除く）の交換、特性試験等の作業を行っている。ここでは、この作業期間

のさらなる短縮を検討した。以下、検討の結果得た炉上作業短縮の方法を述べる。

これら原子炉停止中の作業のうち、時間を要する燃料、照射キャプセルの交換などの炉上作業は、これまで直運転班が担当している。この炉上作業に対して専用の班を一班確保し、直運転班が別の作業を実施している間や、食事・休憩をとっている間など炉上作業を実施できない時、この炉上作業専用班が炉上作業を実施することにより、これまで以上に炉上作業を短期間とすることができる。検討の結果、つなぎサイクル間の最短の作業期間は、従来の7~8日程度から5日程度に短縮できる。

なお、原子炉停止中作業期間における炉上作業において、キャプセル交換を行わず、燃料交換のみに限定する場合では、過去の実績¹⁸⁾から、原子炉停止中作業を3日程度で実施できる。

3.1.5 原子炉の運転方法の検討

現行の JMTR では、改良 LEU 炉心において、熱出力 50MW で 24 本の標準燃料要素（標準燃料要素 24 本のうち、8 本は新燃料、8 本は 1 サイクル使用燃料、8 本は 2 サイクル使用燃料）による炉心で運転している。すなわち標準燃料要素は 1 サイクルあたり 8 本交換し、1 本あたり 3 サイクル使用している。この 3 バッチ炉心(8-8-8)と呼ばれる炉心配置で、1 サイクル約 30 日運転を 6 サイクル行うことにより、年間燃料使用本数 63 本（標準燃料要素 48 体、燃料フォロワ 15 本）で年間 180 日程度の運転を行っている。現行の燃料交換パターンを Fig.10 に示す。

稼働率を向上させる手段としては、現行炉心で年間 7 サイクル運転（年間 210 日運転）を行う方法がある。この場合、必要となる燃料使用本数（燃料使用本数には、燃料フォロワの本数含む。）は 74 本となり、年間 180 日運転を行った場合の燃料使用本数 63 本に対し、11 本増加する。

一方、稼働率を向上させながら、照射費用の削減のため、現在の年間 180 日運転に必要な燃料使用本数である 63 本を超えないような運転を行う必要もある。以下、この照射費削減に配慮した運転方法のための検討を行う。

検討項目として次に示す 4 項目をあげ、JMTR の現在の運転管理コードである SRAC コードシステム¹⁹⁾を解析に用いた。

- (1) 現行炉心による 1 サイクルの運転日数の増加
- (2) キャプセル等の照射本数の制限による運転日数の増加
- (3) 燃料使用サイクル数の変更による運転日数の増加
- (4) 原子炉の運転出力の変更による運転日数の増加

(1) 現行炉心による 1 サイクルの運転日数の増加

運転日数を増加させるための手段として、現行の 3 バッチ炉心で 1 サイクルの運転日数を増加させる方法がある。

現行の炉心配置の例として、165 サイクル（2006 年 7 月 5 日～2006 年 8 月 1 日）に

おける炉心配置を Fig.11 に示す。この炉心において、運転出力 50MW により 32 日運転を 4 サイクル継続した場合の検討を行った。その結果は、Fig.12 に示すように、運転サイクル末期における原子炉の臨界を維持し原子炉を運転させるのに必要な炉心の過剰反応度は次第に減少していき、4 サイクル目の末期の過剰反応度は $0.10\% \Delta k/k$ となり、これ以降の運転サイクルでは 32 日運転を継続できないという結果となった。

従って、現行の炉心配置のままでは、1 サイクルあたりの運転日数を大きく増加させることは非常に困難であるといえる。

(2) キャプセル等の照射本数の制限による運転日数の増加

炉心に装荷するキャプセル等の照射試料の照射本数が多くなると、炉心の過剰反応度が小さくなり、1 サイクルの運転日数が減少する。現行の炉心配置では運転日数の増加が困難であるため、炉心への負荷（炉心に装荷するキャプセル本数）を現行より少なくすることで、現行の燃料使用本数 63 本を維持したまま運転日数を増加させ、稼働率を向上させることができる。キャプセルの構造、炉心への装荷位置によっては、1 本の装荷の制限により 3~4 日の運転日数の増加が見込める場合もある。

しかし、再稼働後に見込まれている照射需要の増大に対処するため、運転日数を増加させる必要があるため、キャプセルの照射本数を減らすことによる対処はすべきでない。

(3) 燃料使用サイクル数の変更による運転日数の増加

燃料を使用する運転サイクル数を増加させ、燃料の取出し時の燃焼度を大きくすることにより、運転日数を増加させる場合の検討を行った。検討にあたっては、1 サイクル当たり 4 本または 6 本の燃料を交換する変則的な 6 バッチ炉心(6-4-4-4-6-4)（以下、「変則 6 バッチ炉心」という。）で解析を行った。また、現行の 3 バッチ炉心において、1 サイクルを前半及び後半に分け、燃料交換を中間炉停止時 4 本及びサイクル終了時 4 本の 2 回に分けて行う場合、すなわち実質的には 6 バッチ炉心(4-4-4-4-4-4)となる炉心配置（以下、「6 バッチ炉心」という。）の解析も行った。

検討結果を以下に示す。

i) 変則 6 バッチ炉心(6-4-4-4-6-4)

変則 6 バッチ炉心では、現行の年間の燃料使用本数を同一とした上で、1 サイクル当たり 18 日間の運転を年間 11 サイクル行うことにより年間 198 日運転を行うことが可能である。この場合、現行では最大 54%程度²⁰⁾の燃料燃焼度であるが、最大 56~57%程度になる。

しかし、この運転方式を実現するためには、炉心の反応度余裕が減少すると同時に、サイクル毎の燃料の交換数が異なることによる過剰反応度の変化量が大きいことから、装荷される照射キャプセルによる負荷が大きくならないよう数サイクルに亘った厳密な炉心管理及び装荷本数の制限が必要である。また、サイクル間の制御棒の変化量が大きくなるため、運転の経過に伴う中性子束の変化量が大き

くなるため、照射場の性能としては現行よりも低下する可能性がある。

ii) 6 バッチ炉心(4-4-4-4-4-4)

6 バッチ炉心では、現行の年間の燃料使用本数を維持した上で、前半又は後半の半サイクル当たり 16 日の運転を年間 12 回(6 サイクル)行うことにより年間 192 日の運転を行うことが可能である。変則 6 バッチ炉心と比較して年間の運転日数は若干減少するが、サイクル毎の過剰反応度の変化量は小さくなる。この 6 バッチ炉心において 16 日の前半、後半運転を 8 回(4 サイクル)継続した場合の評価結果を Fig. 13 に示す。4 サイクル末期の過剰反応度は $1.29\% \Delta k/k$ となり、3 バッチ炉心で 32 日運転を 4 サイクル継続した場合に比べ、 $1.19\% \Delta k/k$ 余裕がある。

以上から、変則 6 バッチ炉心、6 バッチ炉心とともに、燃料経済性は向上するものの、過剰反応度が小さくなり、1 回の運転あたりの運転日数が減少するため、燃料交換のための原子炉停止回数を大幅に増やさなければならなくなる。その結果、原子炉停止中作業に要する日数が大幅に増加するため、年間の運転日数が増加できず、年間の稼働率を向上させることはできない。

しかし、ここで検討した炉心は、再稼動後の照射計画において、炉心に装荷するキャップセル本数が一時的に少なくなるような場合には、燃料経済性の向上の観点から、有効な手段であるといえる。

(4) 原子炉の運転出力の変更による運転日数の増加

原子炉の運転出力を低下させることにより、低下させた分だけ燃料消費量が減少し運転日数を延長させ稼働率の向上を図ることができる。また、原子炉の過剰反応度を低下させる中性子吸収反応度の大きな X_e 、 S_m の濃度の低下も期待できるため、多少の燃焼度向上が見込める。運転出力を低下させると中性子束も低下するため、照射利用の視点からの検討が必要である。2003 年度の JMTR 将来計画検討委員会²¹⁾における将来の照射需要の調査結果によると、将来の照射需要として、材料試験用原子炉に要求される照射能力は、高速、熱中性子束とも現行の JMTR 程度である。

そこで、運転出力を現行の 50MW から 10% 低下させ 45MW とした場合について検討を行った。Fig.14 に示すとおり、中性子束も炉心全体で 10% 程度低下することになる。一方、中性子束は空間的に分布し炉心配置に依存するため、キャップセル等の装荷位置や装荷本数が運転サイクル毎に変わる実際の照射試験では、中性子束の空間分布は運転サイクル毎に大きく変動する。したがって、中性子束が多少低下した場合、大半の照射試験においては、照射要求に対し照射計画策定時に照射孔等の炉心配置を調整することによって対処することが可能である。また、上記以外の照射孔が固定されている照射設備や照射孔計画の調整幅の少ない燃料領域における照射試験においては、稼働率の向上により年間当たりの照射量は 50MW の場合と比較して同等もしくは増加させができる。以上から、運転出力を現行の 50MW から 10% 低下させ 45MW とした場合でも、

将来の照射需要に対して要求される照射能力を満足するものと考える。

なお、運転出力を 10%低下させ 45MW とした場合、年間の燃料使用本数を現行の 63 本を維持した上で年間運転日数を 10%増加させることができる。すなわち、年間 200 日程度の運転を行うことが可能となる。

3.2 年間 210 日運転を目指した年間運転計画の検討

燃料の経済性を考慮しつつ年間の稼働率を向上させ、安定して年間210日運転を行うための運転計画等について述べる。

3.2.5の検討結果から、現行の3バッチ炉心（8-8-8）において、原子炉の運転出力を現在の50MWから45MWに変更した場合は、年間の燃料使用本数を現行の年間180日運転の63本としたまま、年間200日運転を実現させることができる。この場合の年間運転計画の例をFig.15に示す。

3バッチ炉心（8-8-8）、運転出力50MWで、年間7サイクル運転を行った場合は、年間の燃料使用本数を現行の年間180日運転（年間6サイクル）の63本から11本の増加により、年間210日運転を実現できる。この場合の年間運転計画の例をFig.16に示す。

次に、1年間で運転及び施設定期検査を行うこれまでの方式を変更し、施設定期検査間の運転期間を約12ヶ月とした場合について示す。現行の3バッチ炉心（8-8-8）により、運転出力50MWで年間210日運転を行った場合の年間運転計画の例をFig.17に示す。なお、これは原子力発電所の運転方式を参考にしたものである。これによって、施設定期検査を7年に1回分減らし、その期間を運転期間に充てることができる。雷、地震、台風等の外的因子による計画外停止等の影響を考慮し、工程に余裕を持たせておくことは稼働率の維持にとって有効となる（付録4）。さらに、施設定期検査を7年に1回分減らすことにより、保守の点検整備費を7ヵ年で約14%削減できる可能性がある。

また、この運転方式と運転出力の45MWへの変更を適切に組み合わせ、年間6～7サイクル運転を行った場合、Fig.18に示す年間運転計画の例のとおり、燃料使用本数71本で、年間220日運転を実現することが可能である。

4. まとめ

JMTR では現在、2011 年度の再稼動へ向け原子炉施設の改修を行っているところである。再稼働後の JMTR の運転にあたっては、安全の確保を前提として、照射試験炉としての魅力をさらに高めるため照射設備を整備し、求められる照射需要に応えつつ、かつ安定な照射場を供給することが重要である。

そこで、再稼動後に見込まれる照射需要の増大に対処するため、稼働率向上のための課題を抽出し検討した。その結果、年間 7 サイクルの運転を確保することが可能であり、安定に年間 210 日の運転が行える見通しを得た。この場合、年間の燃料使用本数が現行の 63 本から増加し、74 本必要になるが、照射試験に影響を与えない程度に運転出力を

変更した場合には、年間の燃料使用本数を現行の 63 本で、安定に年間 200 日まで運転ができる。また、運転出力を変更した上で、施設定期検査の間隔を最長の 1 年間に変更することにより、年間の燃料使用本数は 71 本必要であるが、最大で年間 220 運転を行うことが可能である。これらにより、JMTR の稼働率は、現行の 50%程度から材料試験炉としての世界レベルである 60%程度にまで向上させることが可能である。

謝辞

本報告書の作成に際し、ご指導を頂きました河村弘・照射試験炉センター長、内容について貴重なご意見を頂きました石原正博・照射試験炉副センター長に深く感謝致します。

参考文献

- 1) 原子炉施設管理部、照射試験炉センター：“材料試験炉の活動報告（2006 年度）”，JAEA-Review 2008-006 (2008).
- 2) 五来滋、塙善雄、海老沢博幸、大戸勤、深作秋富：“原子炉機器の更新計画”，UTNL-R0466 (2008).
- 3) 塙善雄、出雲寛互、深作秋富、長尾美春、河村弘：“JMTR 二次冷却系配管の健全性調査”，JAEA-Review 2008-023 (2008).
- 4) 材料試験炉部：“JMTR 照射ハンドブック”，JAERI-M 94-023 (1994).
- 5) 飯村光一、堀直彦、管野勝：“照射設備の整備計画”，UTNL-R0466 (2008).
- 6) 細川甚作、管野勝、坂本太一：“JMTR を用いたシリコン半導体製造装置の検討”，JAEA-Technology 2008-038 (2008).
- 7) 飯村光一、細川甚作、堀直彦、坂本太一、中川哲也、管野勝：“JMTR を用いた ^{99}Mo 製造設備の概念検討”，JAEA-Technology 2008-035 (2008).
- 8) 富田健司、細川甚作、松井義典：“JMTR キャプセル照射温度評価法の開発－有限要素法「NISA」コードによる CT 試験片及び 2 分割熱媒体の温度評価－”，JAEA-Technology 2008-043 (2008).
- 9) 田中秀隆、長尾美春、大沢謙治、佐藤政四：“JMTR における照射試験用キャップセルのための非破壊検査”，JAEA-Review 2007-019 (2007).
- 10) 照沼直広、長尾美春、横内猪一郎、佐藤政四：“JMTR 運転中における 1 次冷却水中の放射性核種濃度”，JAEA-Review 2007-034 (2007) .
- 11) 長尾美春、佐藤政四、新見素二：“JMTR における核加熱率の評価”，JAEA-Technology 2007-051 (2007).
- 12) 情報システム管理室：“平成 18 年度大型計算機システム利用による研究成果報告集”，JAEA-Review 2007-055 (2007).

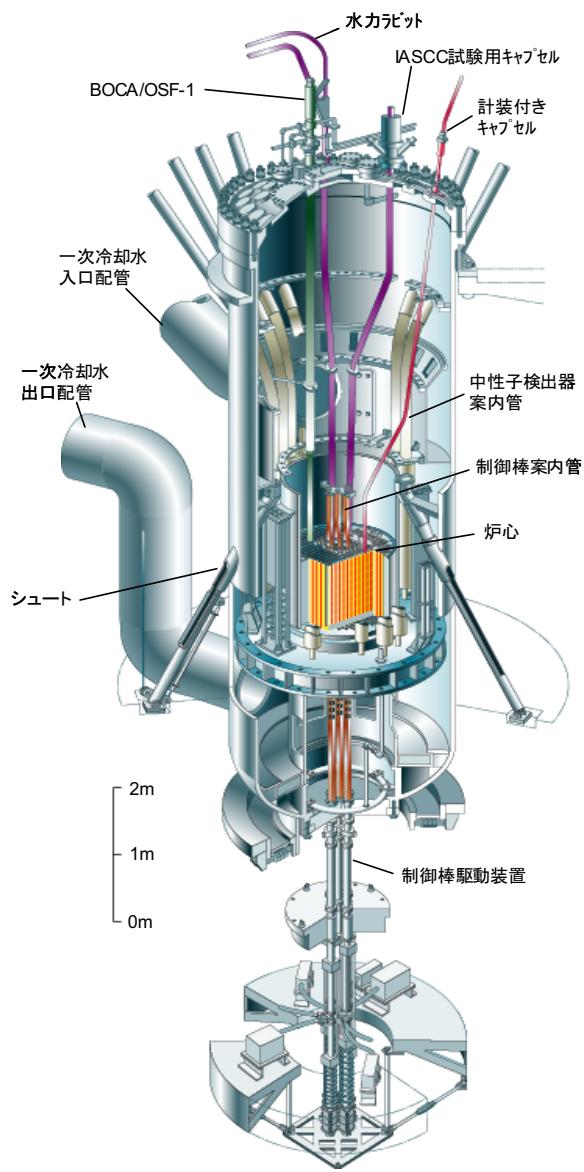
- 13) 日本原子力研究開発機構：“未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発成果 2006 年 創刊号” (2006).
- 14) 五来滋, 那珂通裕, 出雲寛互, 長尾美春, 河村弘：“JMTR 炉心管理システムの高度化に関する検討－SRAC2006 コードシステムの適用性－”, JAEA-Technology 2008-040 (2008).
- 15) 長尾美春, 竹本紀之, 武田卓士：“JMTR 改良 LEU 炉心の核的な照射場特性の評価－炉心中性子束分布及び中性子スペクトルの LEU 炉心との比較－”, JAERI-Tech 2001-069 (2001) .
- 16) 永岡芳春, 小向文作, 桜井文雄, 他：“JMTR 低濃縮燃料炉心の核特性”, JAERI-M92-098 (1992).
- 17) 土木学会：“コンクリート標準示方書”, (1951).
- 18) 日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター材料試験炉部：“JMTR の歩み”, 私信 (2006) .
- 19) K Tsuchihashi, Y Ishiguro, K Kaneko et al. : “Revised SRAC Code System”, JAERI 1302 (1986).
- 20) 小向文作, 那珂通裕, 田畠俊夫, 他：“JMTR 改良 LEU 炉心の核特性解析”, JAERI-Tech 2002-067 (2002).
- 21) JMTR 将来計画検討委員会：“大洗研究所材料試験炉 (JMTR) の将来計画等に関する検討報告書”, (2004).

Table 1 放射性物質の放出量（2004 年度）

	³H以外				³H
	⁶⁰Co	¹³⁷Cs	その他	総量	
放射能濃度* (Bq/cm³)	<3.1E-03	<2.9E-03	<5.1E-03** <1.7E-04		2.50E+01
検出量の年度累計 (Bq)	0	0	0	0	1.10E+11
放出管理目標値 (Bq/年)	2.20E+08	1.80E+09	2.20E+08	2.20E+09	3.70E+12
放出管理目標値比	0	0	0	0	3.0E-1

*第4四半期の参考例

**上段：⁹⁰Sr、下段：²³⁹Pu



炉型式	軽水減速冷却タンク型
熱出力	50MW
燃料要素	ユラン235濃縮度: 約20wt% 燃料芯材: $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ 分散型合金 燃料被覆材: アルミニウム合金 ユラン密度: 4.8g/cm^3 ユラン235含有量: 標準燃料要素1体あたり約410g 燃料フォロア1体あたり 約275g 可燃性吸収体: がごムワイヤ
反射体	ベリリウム
キャップセルホルダ	ベリリウム アルミニウム合金
制御棒	ボックス型ハフニウム (燃料フォロア付き)
過剰反応度	$15\% \Delta k/k(\text{MAX})$
中性子束	$4 \times 10^{18}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})(\phi_{th,\text{Max.}})$ $4 \times 10^{18}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})(\phi_{f,\text{Max.}})$
出力密度	425MW/m ³
一次冷却水	炉心入口温度 最高49°C 炉心出口温度 約56°C 流量 約 6,000m ³ /h 圧力 約 1.5MPa
照射設備	キャップセル: 照射孔約 60箇所 シュラウド: 1基 水力ピット: 1基

Fig.1 JMTR 原子炉の構造と主要特性

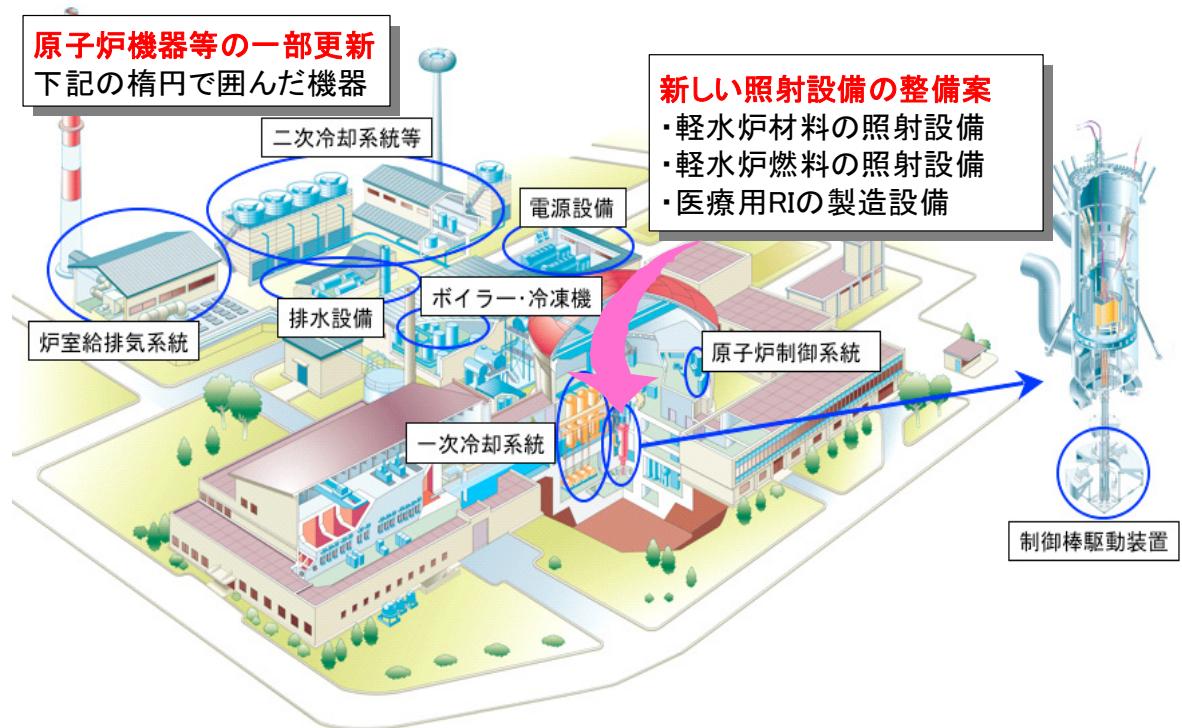


Fig.2 JMTR 改修計画の概要

項目	H17	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26
JMTRの運転	運転						約20年間の運転を予定			
原子炉機器等の一部更新			運転停止(改修期間)							
○電源設備、ボイラー・冷凍機、炉室吸排気系統			設計・製作・据付							
○一次冷却系統、二次冷却系統、原子炉制御系統			設計・製作・据付							
照射設備の整備			設計・製作・据付				照射試験			
○軽水炉の材料及び燃料を照射するための設備			利用ニーズに応じて順次整備							
○シリコン半導体/医療用RIの製造設備										
ホットラボの整備			設計・製作・据付							
○セル遮へい強化整備等			設計・製作・据付							

Fig.3 JMTR 改修スケジュール

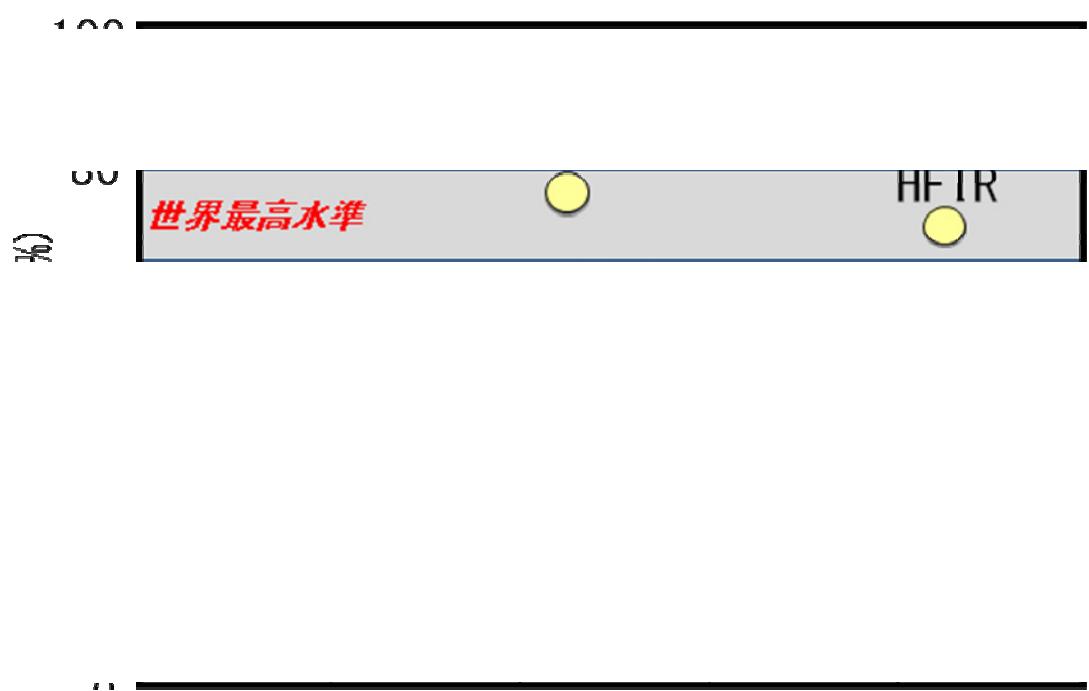


Fig.4 世界で稼働中の主な試験研究炉の年間稼働率

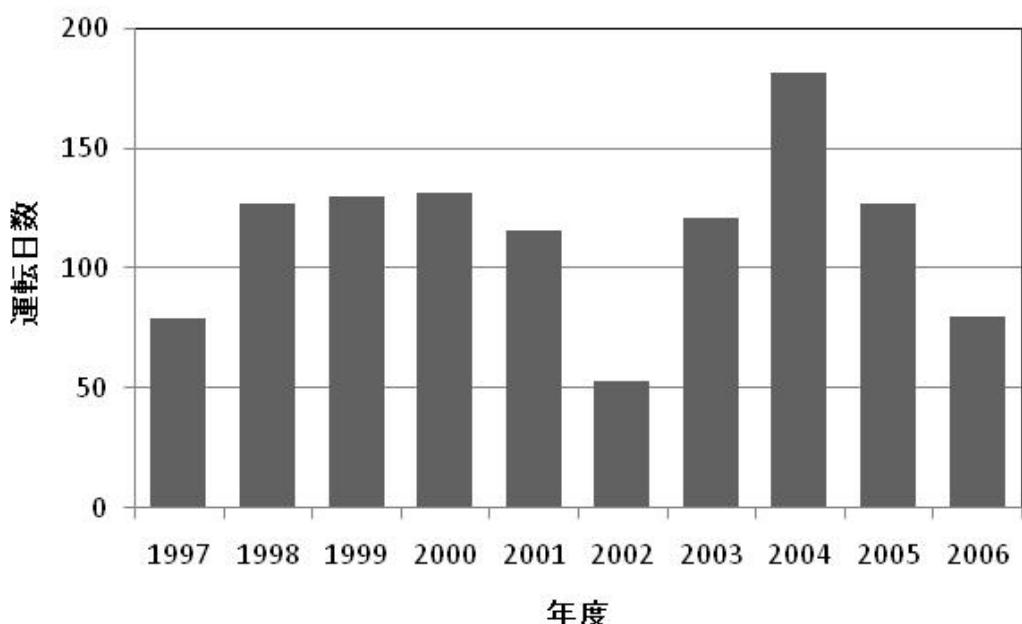
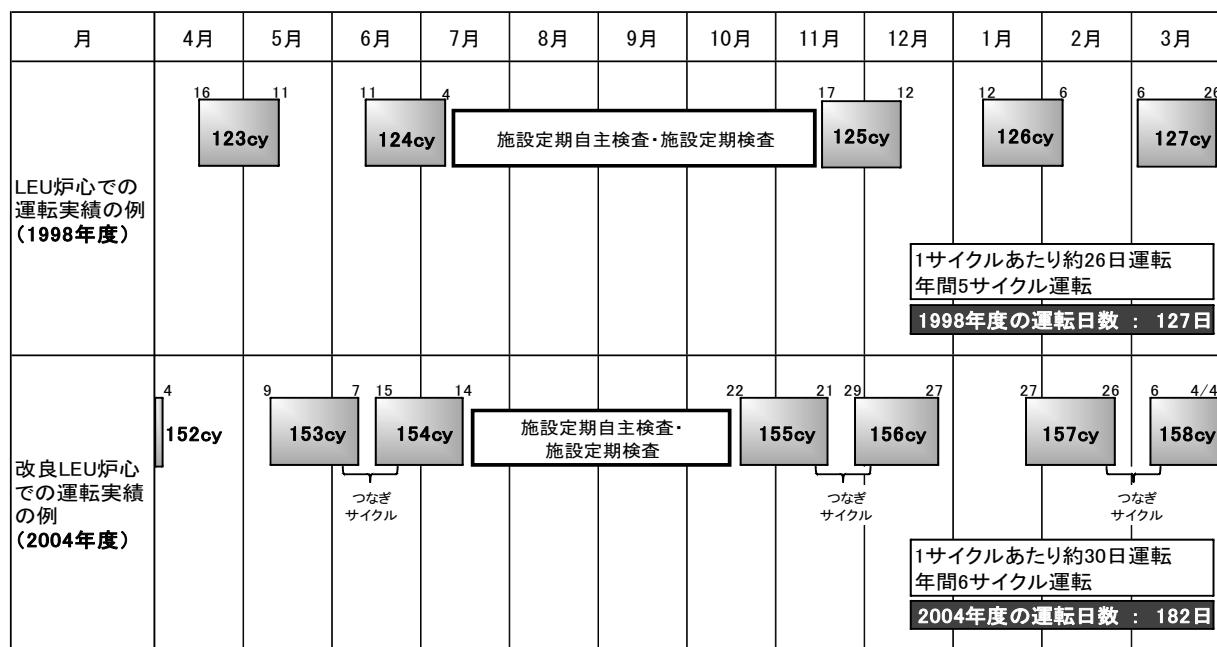


Fig.5 JMTR の運転実績 (1997 年度～2006 年度)

Fig.6 JMTR の運転実績の例
(1998 年度及び 2004 年度)

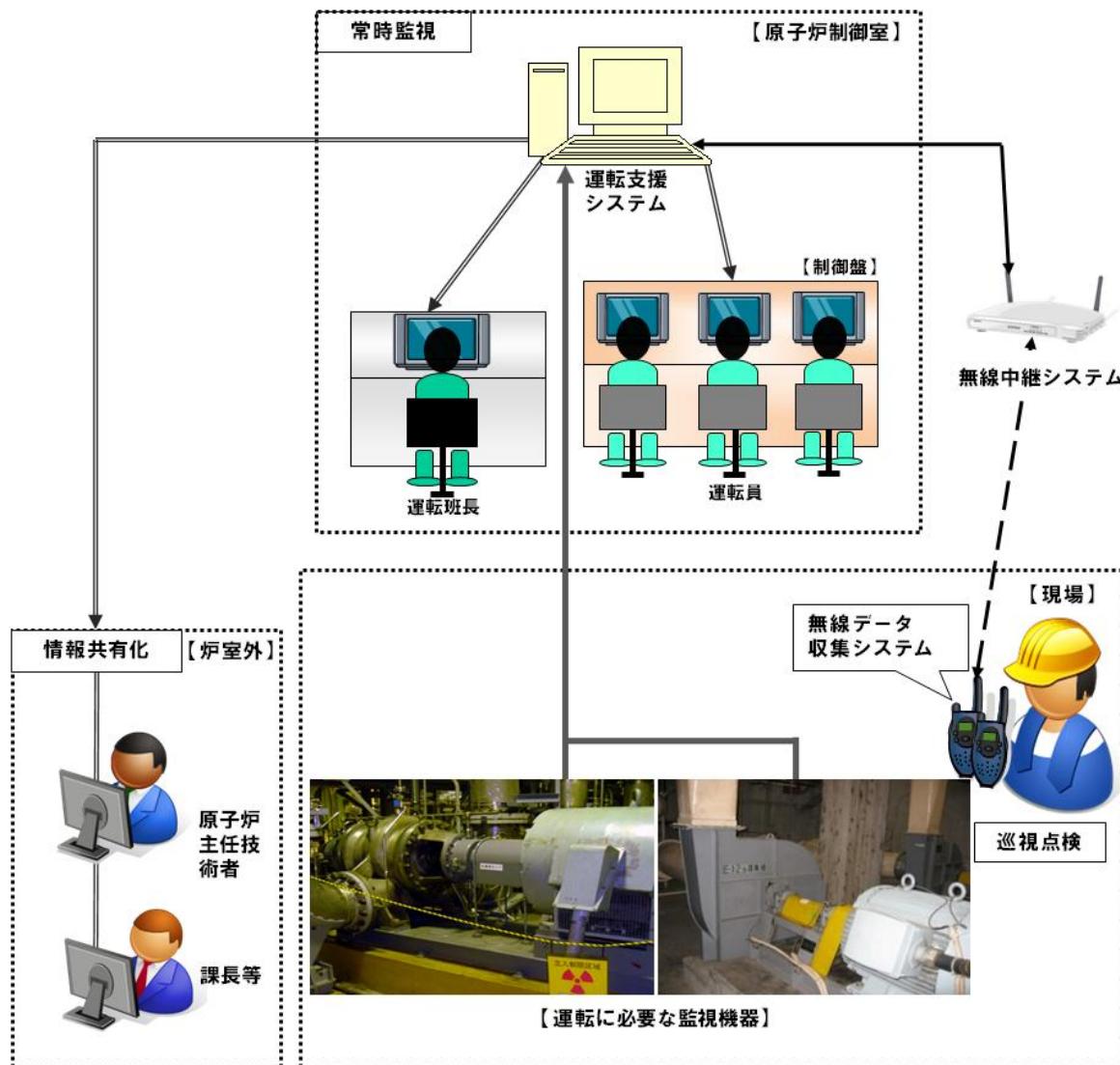


Fig.7 運転状況に係る情報管理の概念図

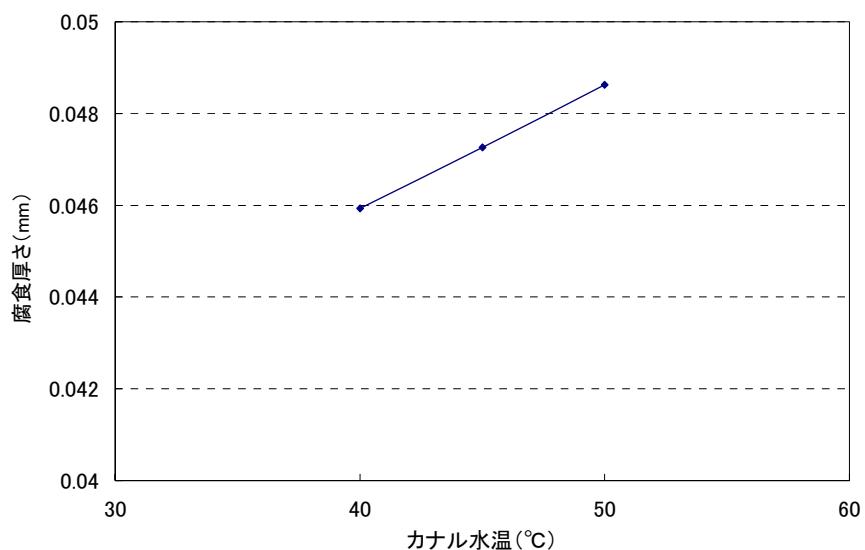


Fig.8 カナル水温上昇に伴う燃料板の腐食層厚さ変化

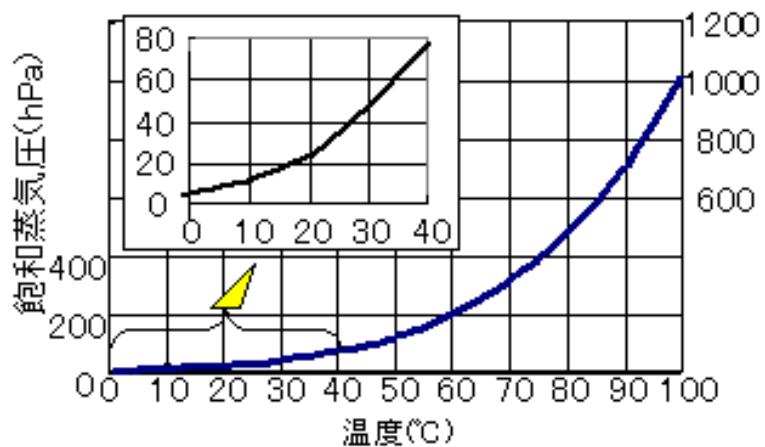
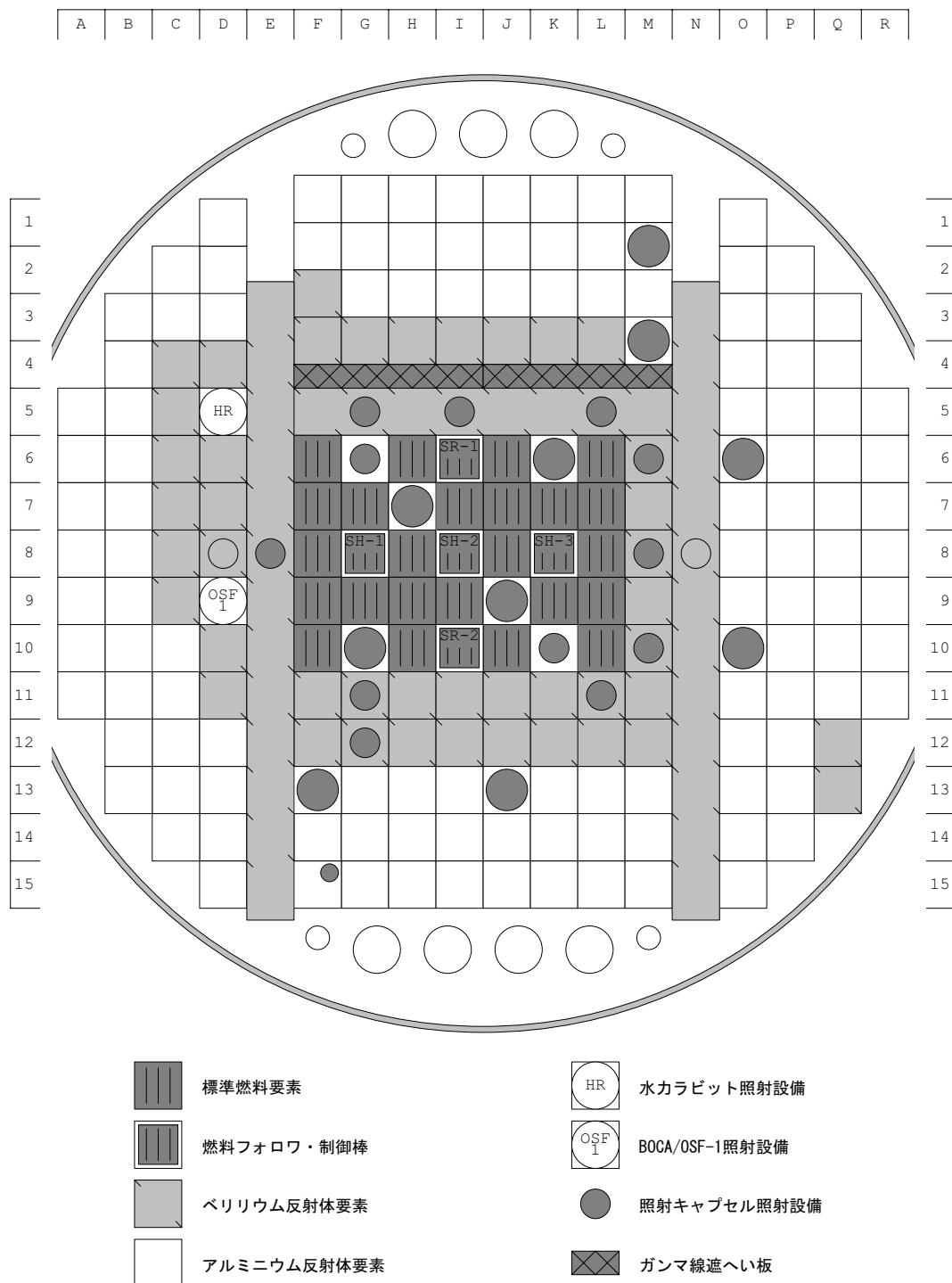


Fig.9 飽和蒸気圧曲線

C/R : 制御棒
● : 照射キャップセル

Fig.10 現行の3バッチ交換パターン



**Fig.11 JMTRにおける第 165 サイクル炉心配置
(第 165 サイクル, 2006 年 7 月 5 日～2006 年 8 月 1 日)**

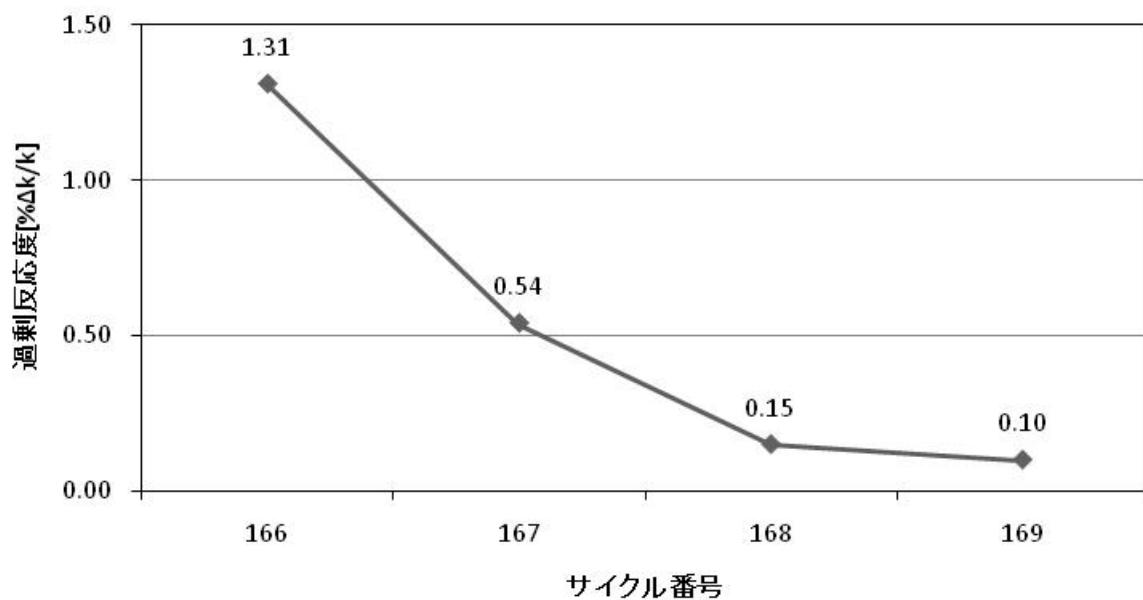


Fig.12 運転サイクル末期の過剰反応度評価（その 1）
【32 日運転, 現行炉心(8-8-8), 50MW】

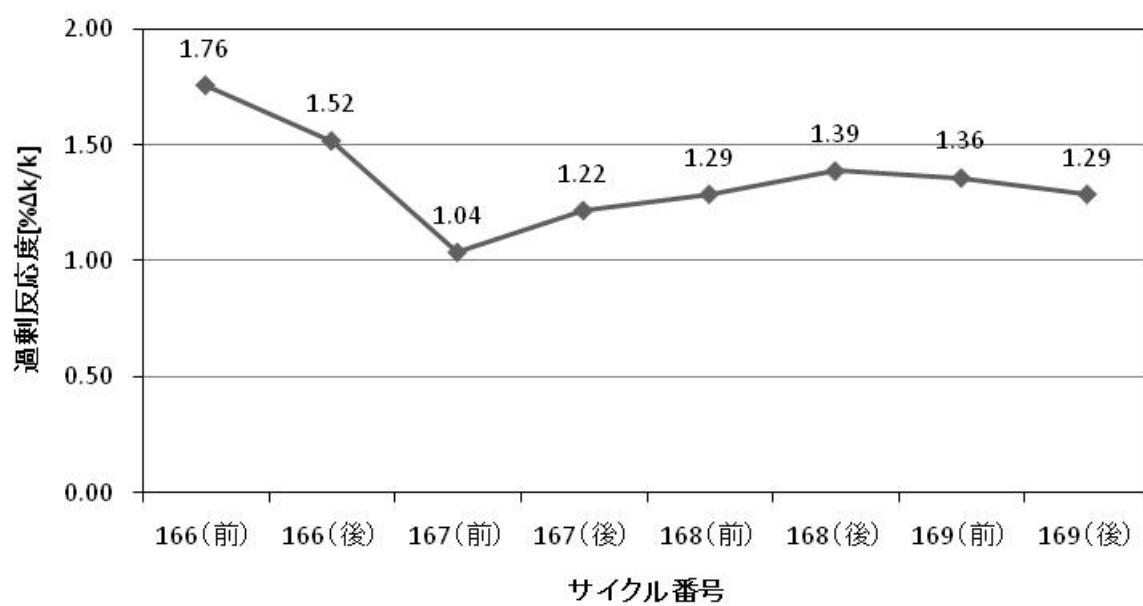


Fig.13 運転サイクル末期の過剰反応度評価（その 2）
【前後半とも 16 日運転*, 6 バッチ炉心(4-4-4-4-4-4), 50MW】
*:中間炉停止時及び運転サイクル終了時に燃料交換を行う

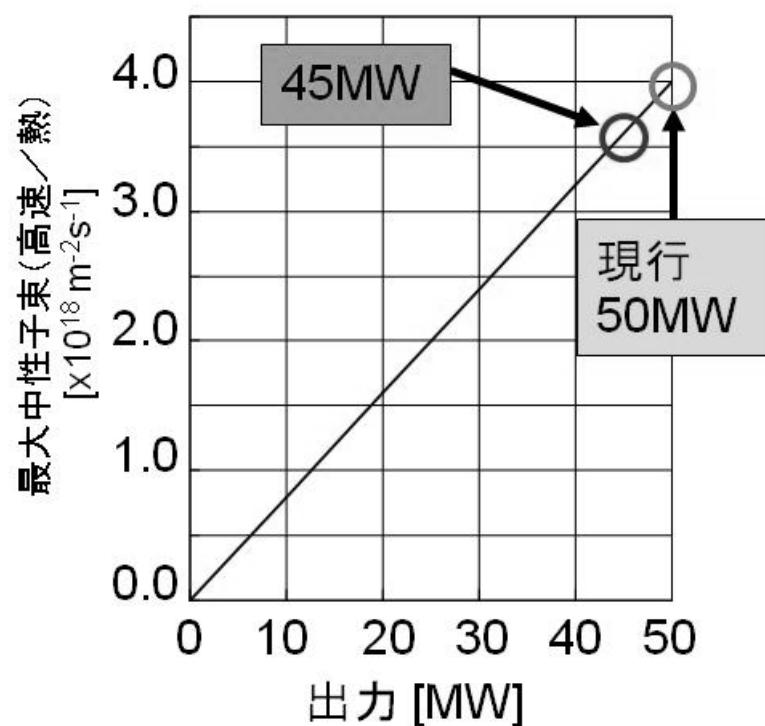


Fig.14 出力に依存する最大中性子束（高速/熱）

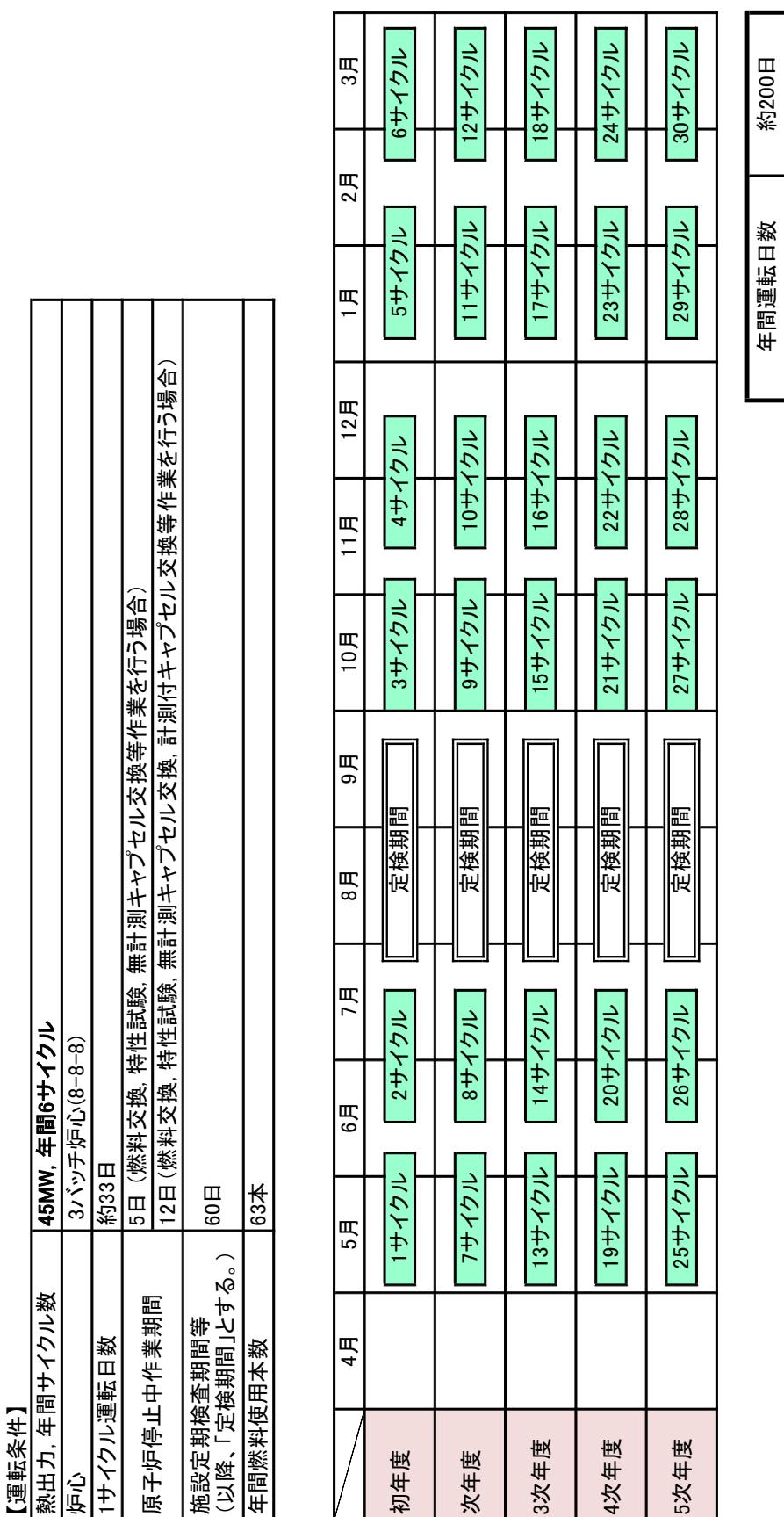


Fig.15 再稼働後の年間運転計画の例（その1）

【運転条件】		年間運転サイクル数											
熱出力、年間サイクル数	50MW、年間7サイクル	炉心 3ヶ月炉心(8-8-8)											
1サイクル運転日数	約30日	5日（燃料交換、特性試験、無計測キャブセル交換等作業を行う場合）											
原子炉停止中作業期間	12日(燃料交換、特性試験、無計測キャブセル交換、計測付キャブセル交換等作業を行う場合)	定検期間 60日											
年間燃料使用本数	74本												
		月別運転サイクル数											
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月
初年度		1サイクル	2サイクル	定検期間	3サイクル	4サイクル	5サイクル	6サイクル	7サイクル				
次年度		8サイクル	9サイクル	定検期間	10サイクル	11サイクル	12サイクル	13サイクル	14サイクル				
3次年度		15サイクル	16サイクル	定検期間	17サイクル	18サイクル	19サイクル	20サイクル	21サイクル				
4次年度		22サイクル	23サイクル	定検期間	24サイクル	25サイクル	26サイクル	27サイクル	28サイクル				
5次年度		29サイクル	30サイクル	定検期間	31サイクル	32サイクル	33サイクル	34サイクル	35サイクル				
												年間運転日数 約210日	

Fig.16 再稼働後の年間運転計画の例（その2）

【運転条件】		50MW、年間7サイクル(運転期間を1年間とし、その後定検期間を設ける場合)											
熱出力、年間サイクル数	50MW、年間7サイクル	3/バッチ炉心(8-8-8)											
炉心	1サイクル運転日数	約30日											
原子炉停止中作業期間	定検期間	5日(燃料交換、特性試験、無計測キャップセル交換等作業を行う場合) 12日(燃料交換、特性試験、無計測キャップセル交換、計測付キャップセル交換等(作業を行つ場合))											
年間燃料使用本数	年間燃料使用本数	60日 74本											

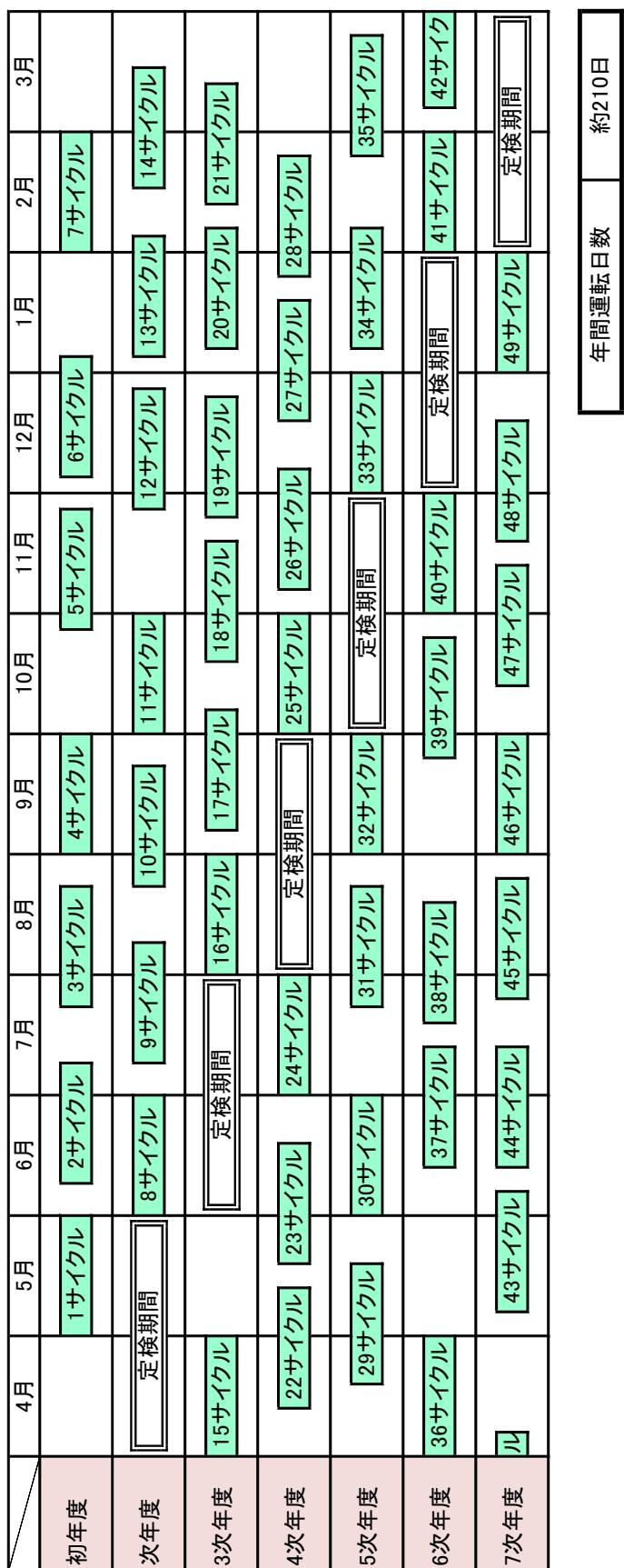


Fig.17 再稼働後の年間運転計画の例（その3）

【運転条件】	
熱出力、年間サイクル数	45MW、年間6~7サイクル(運転期間を1年間とし、その後定検期間を設ける場合)
炉心	3ノバッヂ炉心(8-8-8)
1サイクル運転日数	約33日
原子炉停止中作業期間	5日（燃料交換、特性試験、無計測キヤブセル交換等作業を行う場合） 12日（燃料交換、特性試験、無計測キヤブセル交換、計測付キヤブセル交換等作業を行う場合）
定検期間	60日
年間燃料使用本数	71本

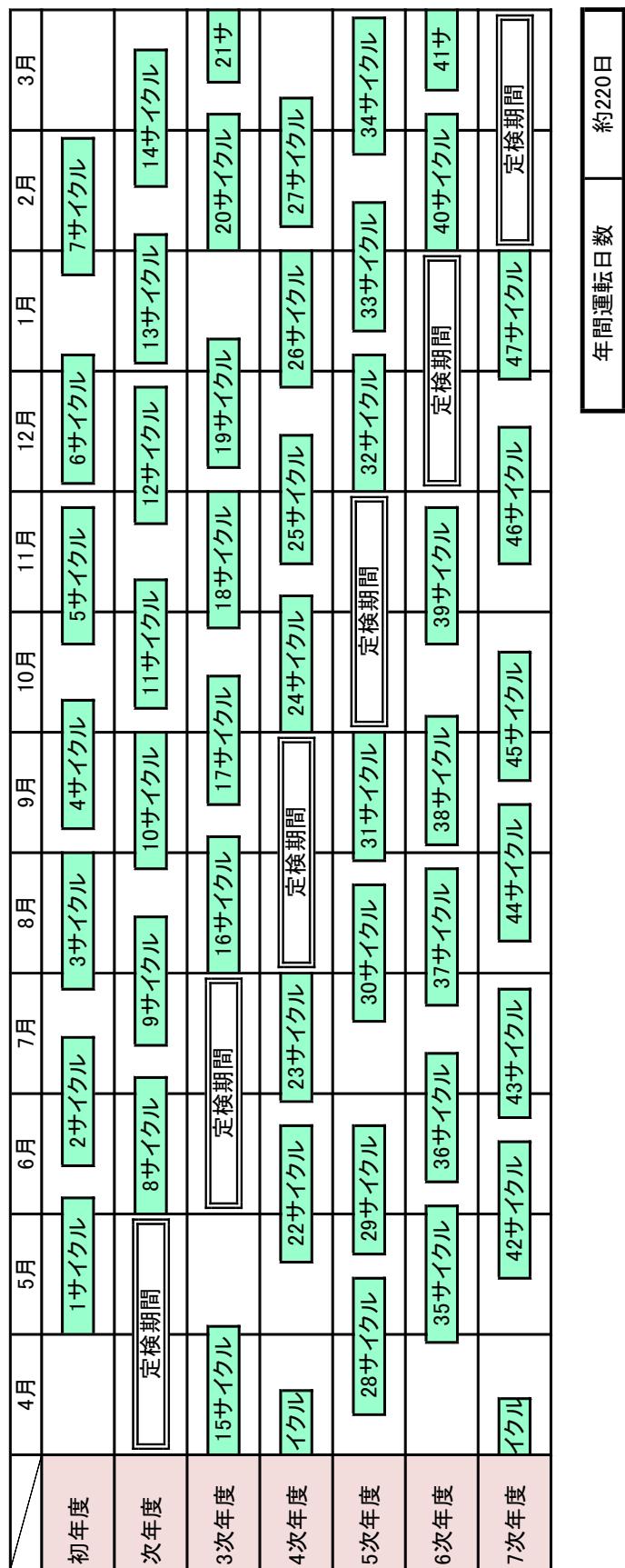


Fig.18 再稼働後の年間運転計画の例（その4）

付録 1 再稼働後の照射需要の増大に対応するための照射試験上の課題

平成 20 年 3 月 25 日に開催した「第 1 回 JMTR 運営・利用委員会」(平成 20 年 2 月 4 日に日本原子力研究開発機構が設置した委員会)資料より、関連箇所を抜粋して示す。

第 1 回 JMTR 運営・利用委員会資料より抜粋*

JAEA

2. (6) 再稼働時の照射需要を満たすための照射試験上の課題

再稼働後の計測付キャップセルを利用した照射試験に必要なノズルの状況

The diagram illustrates the status of nozzles required for irradiation experiments using measurement付キャップセル. It shows two circular cross-sections of the reactor core, one before reoperation (left) and one after (right). The left diagram is labeled "これまで(40%程度の利用)" (Up to now (about 40% utilization)) and the right is labeled "再稼働後(既に93%の利用が確定)" (After reoperation (utilization confirmed at 93%)). A legend indicates that blue circles represent "未使用" (not used) and red circles represent "使用中" (in use). In the left diagram, many blue circles are scattered across the core. In the right diagram, most blue circles have turned red, indicating they are now in use. A large orange arrow points from the left diagram to the right diagram.

これまで(40%程度の利用)

再稼働後(既に93%の利用が確定)

ノズル

- : 未使用
- : 使用中

検討課題

- 計測付キャップセルを用いた照射試験に必要なノズル数の確保
- 計測付キャップセルの計装用配管の大型照射設備との原子炉圧力容器炉上における取り合い

7

* 第 1 回 JMTR 運営・利用委員会(平成 20 年 3 月 25 日開催), 「資料 3 新 JMTR 稼働への準備」, 日本原子力研究開発機構

付録2 JMTR 原子炉施設側からの液体廃棄物(一次冷却水等)発生量低減

1) 一次冷却水の廃液発生量と放射性物質の濃度

①運転サイクル毎の廃液発生量(第1排水系貯槽等)

廃液の発生源を大別すると以下のとおりである。

イ)一次冷却系統

発生原:ドレン弁、ベント弁からの弁座リーク、pH、電導度計サンプリング排水(連続)

排水量:約 70m³/サイクル

ロ)起動前、停止後作業

RPV フラッシング*作業、炉上洗浄、一次冷却系統エア抜き、精製系樹脂塔水置換等

排水量:約 160m³/サイクル

*RPV フラッシングとは、運転終了後(原子炉停止して一次冷却系統停止後)、燃料交換作業前に、RPV(原子炉圧力容器)内の一次冷却水を炉プール連通弁及びフラッシング弁を開いてサイフォン効果により炉プール水と置換させる。置換された一次冷却水は、第1排水系貯槽に貯留される。

ハ)不定期の排水

プール・カナル流量収支の乱れによるオーバーフロー(電導度計サンプリング排水(連続)を含む)、一次冷却系統、排水貯槽系、プール・カナル循環系統からの排水

排水量:70m³/サイクル

以上のことから、サイクル毎の廃液発生量は、大凡 300m³である。

②主な核種の発生源及び濃度

JMTR 一次冷却水に含まれる主要な核種(生成量の多いもの、半減期が1h以上のもの)の発生源及び濃度は、以下のとおりである。

イ)²⁴Na(T_{1/2}:15.02h)

²⁴Na は、次の 3 種の機構により発生すると考えられる。

- ・水中に溶存する ²²Na の(n, γ)反応
- ・水中に溶存する ²⁷Al の ²⁷Al(n_f, α)²⁴Na 反応
- ・炉心構造材 Al の ²⁷Al(n_f, α)²⁴Na 反応の反跳

このうち、支配的となるのは、²⁷Al(n_f, α)²⁴Na 反応の反跳である。

・核種の平均濃度(平衡濃度):約 3 × 10³Bq/cm³

参考までに代表的な運転サイクル中における²⁴Na 濃度及び主要な γ 線核種の濃度の変化を Fig.A1 に示す。

□) ^{60}Co ($T_{1/2}$: 5.27y)

- ・炉心構造材に不純物として含まれる Co の $^{59}\text{Co}(n, \gamma)$ 反応
- ・核種の平均濃度: 約 $5 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^3$

ハ) ^{3}H ($T_{1/2}$: 12.3y)

- ・金属 Be 反射材 (Be 枠及び Be 反射体) の以下に示す反応

$${}^9\text{Be}(n, \alpha) {}^6\text{He}$$
 反応 \rightarrow ${}^6\text{He}$ の崩壊 \rightarrow ${}^6\text{Li}$ の生成

$${}^6\text{Li}(n, \alpha) {}^3\text{H}$$
- ・核種の平均濃度 : 約 $1.0 \times 10^3\text{Bq/cm}^3$ (原子炉運転初期)
: 約 $1.8 \times 10^3\text{Bq/cm}^3$ (原子炉運転末期)

参考までに、代表的な運転サイクル中におけるトリチウム濃度の変化を Fig.A2 に示す。

2) これまでの液体廃棄物(一次冷却水等)の発生量低減等の取組みについて

①一次冷却系統の状態監視保全

これまでの運転経験から、一次冷却系統から排水系統への非定常排水は、起動前の一次冷却系エア抜き操作時に発生したと推定されるドレン弁、ベント弁からの弁座リークが主要原因である。対策としては、これらの弁を二重化するとともに、原子炉起動前の一次冷却系統運転時(約 24h)における徹底した点検、運転中の ARGUS による漏えい監視、MTM(マルチテンプモニタ)、触手による漏えい弁の同定などを実施している。その結果、予兆現象の早期発見、漏水検知の改善により、概ねドレン弁、ベント弁からの弁座リークは、滴下程度まで減少している。

②RPV フラッシング量の低減

過去(1977 年)に炉停止作業工程の短縮化を図るために、中間炉停止時の RPV フラッシングを検討し、省略した。その後、2003 年から運転サイクル間の炉停止期間を 13 日から 7 日間に短縮したつなぎサイクルを導入し 180 日運転を開始した。しかしながら、廃棄物管理課からの排水処理が間に合わないとの要請から、 130m^3 のフラッシング予定量のうち 90m^3 をフラッシングし廃棄物管理施設へ送水し、第 1 排水系貯槽を空にし、残りの約 40m^3 はフラッシングに供せず第 1 排水系貯槽へ貯留し再使用する方式に変更することにより、その分のフラッシング排水量を節減している。

3) RPV フラッシングの目的

①放射線作業環境の維持

水置換により、炉上での燃料交換作業等の放射線作業環境(外部被ばく、汚染等)の改善が図られる。RPV フラッシングにより RPV フラッシングを実施しない場合に比べて空間線量率が $1/10$ 程度に低減されることが分かっている。ただし、空間線量率は炉上部から導出されているループ外套管、キャップセル案内管内部のクラッドによる空間線量の寄与が大きい場合も発生している。

また、RPV フラッシングにより一次冷却水の放射能濃度を低減させることによって、炉上作業に使用したツール、治具の除染軽減、防護資材(ウエス、タオル等)の廃棄物低減、作業員の衣服等汚染の対処などの軽減を図ることができる。

②原子炉運転への影響

フラッシングを省略することにより、原子炉停止期間の作業日数の短縮、作業量の低減を図ることが出来る。反面、RPV 内の水置換が減少することから、比較的長半減期($T_{1/2}$:10 日以上)の核種として³H や⁶⁰Co が運転サイクルの増加に伴い一次冷却水中に蓄積する。なお、⁶⁰Co はイオン交換樹脂で除去できるがイオン交換樹脂塔の線量上昇、全体的に、ポンプ、弁、塔槽類へのクラッド等の付着により空間線量の上昇が推測されるため、適切な頻度でのフラッシングが必要である。

(参考) 現在の JMTR 一次冷却水の処理について

JMTR 一次冷却水の液体廃棄物の処理・一般放流に要する日数を以下に示す。

①処理手順

JMTR の運転サイクルごとの受入量:300m³

- 300m³を No.6 貯槽(容量:400m³)に受入れ、²⁴Na を減衰させる。(正味日数7日)
- そのうち、150m³を No.1 貯槽(容量:200m³)に移送、分析、調整を行う。(正味 3 日)
- 化学処理装置で主要核種(²⁴Na、⁶⁰Co 等)の濃度を約 1/10 に減少させる。(正味 3 日)
- 処理廃液の分析(1 日)
- 約 20 倍希釈(³H)して排水監視設備より処理済廃液(3,000m³)を一般放流する。
(正味 5 日 + 分析 1 日)
- 残り 150m³を同様にして処理を行う。

②処理時間

- 300m³あたり 30 日(1 日 8 時間、週 5 日操業)

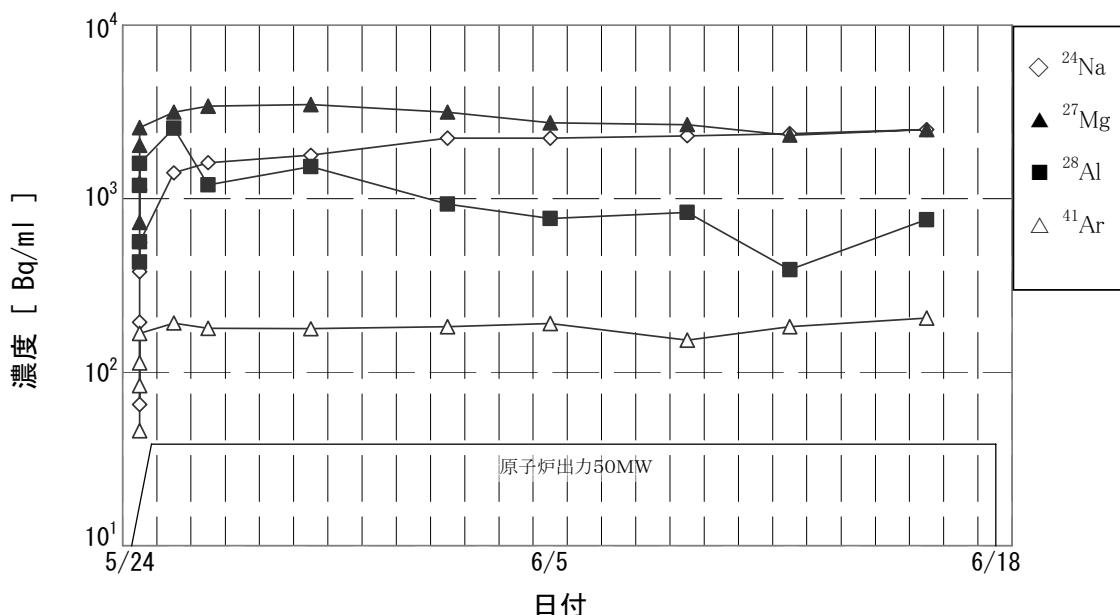


Fig.A1 JMTR一次冷却水中のγ線放出核種濃度
(JMTR 第164サイクル, 2006年5月24日～6月18日)

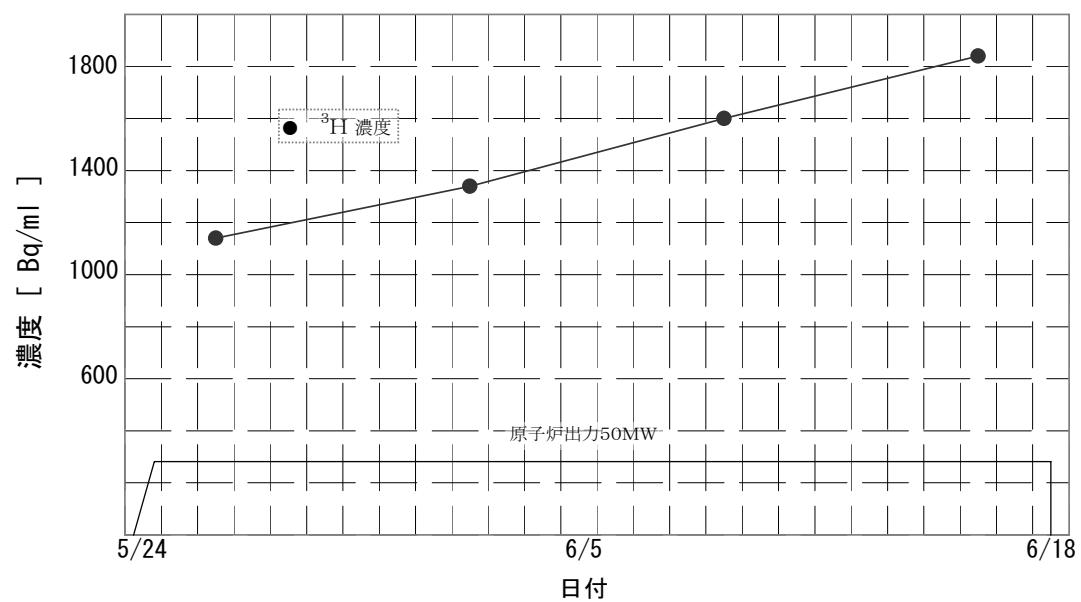


Fig.A2 JMTR一次冷却水中のトリチウム濃度
(JMTR 第164サイクル, 2006年5月24日～6月18日)

付録3 廃棄物管理事業変更許可申請書(抜粋)

添付書類六 核燃料物質等による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の排気に関する説明書

2.5.2 液体廃棄物

(中略)

(2) 放出管理目標値

排気異物管理施設に受け入れる液体廃棄物は、JMTR 原子炉施設から発生する一次冷却水及び実験等に伴い発生する液体廃棄物である。

廃棄物管理施設からの液体廃棄物の放出管理目標値は、液体廃棄物の種類毎の最大受入れ予定量、処理設備の処理能力、放射性物質の濃度をもとに、 ^3H と $^{3\text{H}}$ 以外とに大別して第 2.5.1 表のとおり設定する。

第 2.5.1 表 液体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値(Bq/年)	
^3H 以外	総量	2.2×10^9
	^{137}Cs	1.8×10^9
	^{60}Co	2.2×10^8
	その他*	2.2×10^8
^3H		3.7×10^{12}
備考	* ; 実効線量の評価においては、その他を ^{90}Sr とする。	

4.3.4 液体廃棄物処理と設備の能力

4.3.4.1 液体廃棄物 A

廃棄物管理施設における液体廃棄物 A の最大受入れ量は、年間 $8,000\text{m}^3$ である。このうちの約 $4,000\text{m}^3$ は、JMTR から発生する一時冷却水で、物理的化学的性質が一定した ^{24}Na を初期の支配核種とし、 ^3H 、 ^{60}Co 等を含むものである。その他の約 $4,000\text{m}^3$ は、物理的化学的性質が多様な ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等を含むものである。

JMTR 原子炉施設から発生する一次冷却水の液体廃棄物は、廃液貯槽 I ($200\text{m}^3 \times 5$ 基、 $400\text{m}^3 \times 1$ 基) に一時貯留する。半減期が 15 時間の ^{24}Na については、1週間以上貯留することによりその濃度を $1/1,000$ 以下に減衰することができる。 ^{24}Na を減衰させた後の液体廃棄物は、化学処理装置で処理する。化学処理装置の処理能力は、 $10\text{m}^3/\text{h}$ で、除染係数は、 3.7Bq/cm^3 から $3.7 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^3$ 程度の濃度に対して $10 \sim 100$ 程度が得られるものとする。一次冷却水の液体廃棄物の量約 $4,000\text{m}^3$ の処理に必要な年間稼動日数は約 60 日であり、年間の稼動可能な日数に対して十分な余裕を有する。したがって、化学処理装置の処理能力は十分である。

(以下、省略)

付録4 外的因子による原子炉への影響低減のための提案

1) 雷により瞬時電圧降下が発生した場合

原子炉設置変更許可申請書添付書類八において、原子炉の停止装置及び安全装置のうちスロースクラムの項目として「主循環ポンプ商用電源異常」の記載があり、スロースクラムの基準として、「停電」がある。また、原子炉施設保安規定においてJMTR本体施設の緊急停止連動装置の作動条件として、「主循環ポンプ商用停電が停電した時」が記載されている。商用電源停電は低電圧検出器で行われており、定格の80%下降が100ms継続した場合に動作するよう設定されている。雷などにより瞬間的な電圧降下が発生した場合、設定値に到達すれば施設の安全上の影響がない場合でも、これにより停電と見なしがラム信号が発生されることになる。現在、停電検出器の設定値は経験的に定めている。検知感度を高めれば不要なスクラムが多発し、検知感度を下げ過ぎればスクラムはしないが、副次的に回転機器等の制御回路に使用されている繼電器の電磁石保持力が低下し回転機器等が停止する事態を生じる。したがって、低電圧検出器の設定値の最適化、電気設備の繼電器や回転機器の機能維持や電子機器の性能維持を考慮して電圧サーボング特性の良好な繼電器、電子機器等の選定や改善を行うことにより安全機能の維持上問題がない瞬時電圧降下の場合にスクラムを回避することができる。

2) 地震

地震に関しては、原子炉設置変更許可申請書添付書類八において、原子炉の停止装置及び安全装置として「地震」の項目があり、スロースクラムの基準として、「25gal以上」がある。また、原子炉施設保安規定においてJMTR本体施設の緊急停止連動装置の作動条件の中に「0.25m/s²以上の地震が発生したとき」と記載されている。これにより、震度4程度の地震によつても、原子炉はスクラムするようになっている。これは、1960年代及びそれ以前の試験研究炉はすぐ止めることにより安全を確保するという設計思想であったことによるものである。このため、地震においても、初期微動を検知して原子炉をスクラムさせるため原子力発電所やHTTRなどより低い25galという値を定めている。

現在、新しい発電用原子炉施設に関する耐震設計指針に対する耐震バックチェックの検討を実施している。従って、評価結果を踏まえ、運用に当たっての合理的なスクラム設定値の検討を行う必要がある。なお、設置変更許可上の耐震設計における動的地震動の扱いについても今後の検討課題となる。

3) 台風による給排気系非常運転による出力下降

原子炉設置変更許可申請書五には、原子炉格納施設においては換気設備を設け、常時建室内を負圧(水柱7mm程度)に保持することとある。また、原子炉施設保安規定において、原子炉格納施設(炉室)内の負圧(以下「炉室内負圧」という。)の維持基準として59Pa～98Pa(水柱6～10mm)が決められている。これまでの経験から強風(気象観測塔 80m高さ 風速25m/s以

上が目安)により、炉室内負圧の指示の振れ幅が増大し炉室内負圧異常(設定値:-25Pa)で炉室給排気系統が全自動運転から非常運転に切り替わる。現在の運転手引では、原子炉運転中に全自動運転から非常運転に切り替わった場合、炉室内各種ガスマニタの発生を抑制するために出力下降又は原子炉停止の措置を行うことが定められている。

これまで施設定期検査の時期を夏場とし原子炉の運転を回避してきた。今後は、四季を問わず運転できる自由度を構築するために台風や雷の発生の多い時期にも原子炉を安定運転させることを前提に考えると、安全上、出力降下をすべき判断基準を決めるべきである(例えば設置許可の「通常時被ばく」の根拠になっているスタック出口の放射能レベルと実態の差を利用して、出口放射能レベルに応じた継続時間を求めて変更していくなども一つの方策である)。これにより、より合理的な視点からの運転が可能となる。

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	立方メートル	m ³
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	メートル毎秒	m ⁻¹
密度(質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積(比体積)	立法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
(物質量)濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の)1	1

表3. 固有の名称とその独自の記号で表される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
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1}$ ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2}$ ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
圧力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
工率、電気量	ワット	W	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電荷、電気量	クーロン	C	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	C/V
静電容量	フアード	F	V/A
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束密度	テスラ	T	$V \cdot s$
インダクタンス	ヘンリイ	H	Wb/m^2
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	Wb/A
光束	ルーメン	lm	$cd \cdot sr^{(c)}$
(放射性核種)放射能	ベクレル	Bq	lm/m^2
吸収線量、質量エネルギー一分率	グレイ	Gy	J/kg
線量当量、周辺線量当量	カーマ		$m^2 \cdot s^{-2}$
方向性線量当量、個人線量当量、組織線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

(a)ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表4に示されている。

(b)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“1”は明示されない。

(c)測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。

(d)この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含む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	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
表面張力	ニュートンメートル	N · m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
角速度	ニュートンメートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-1}$
熱流密度、放射照度	ワット每平方メートル	W/m ²	$m^2 \cdot s^{-2}$
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$kg \cdot s^{-3}$
質量熱容量(比熱容量)	ジュール毎キログラム	J/(kg · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エントロピー	毎ケルビン		$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	W/(m · K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード每メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエントロピー	ジュール毎モル每ケルビン	J/(mol · K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン毎キログラム		$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量率	グレイ每秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット每スチラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル每スチラジアン	W/(m ² · sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

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}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

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=86400 s
度	°	°=(π/180) rad
分	'	'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	L	1L=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2)ln10(Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	里	1海里=1852m
ノット	ト	1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バル	bar	1bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バーン	b	1b=100 fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイニン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ボアズ	P	1 P=1 dyn · s/cm ² =0.1Pa · s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m/s
ガウス	G	1 G=10 ⁻⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=1(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチルブ	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホル	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	X unit	1X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジヤンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W · m ⁻² · Hz ⁻¹
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	Torr	1 metric carat = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
標準大気圧	atm	1 Torr = (101 325/760) Pa
カリヨーン	cal	1 atm = 101 325 Pa
ミクロ	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

