JAEA-Review
2008-076

JMTR原子炉施設の「水冷却型試験研究炉用原子炉施設に関する安全設計審査指針」への適合性に関する検討

Review on Conformance of JMTR Reactor Facility to Safety Design Examination Guides for Water-cooled Reactors for Test and Research

井手 広史　那珂 通裕　作田 善幸　堀 直彦
松井 義典　宮澤 正孝

Hiroshi IDE, Michihiro NAKA, Yoshiyuki SAKUTA, Naohiko HORI
Yoshinori MATSUI and Masataka MIYAZAWA

大洗研究開発センター
照射試験炉センター
原子炉施設管理部

Department of JMTR Operation
Neutron Irradiation and Testing Reactor Center
Oarai Research and Development Center

March 2009

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

JAEA-Review

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, 2009

JAEA-Review　2008-076

JMTR 原子炉施設の「水冷却型試験研究炉用原子炉施設に関する安全設計審査指針」への適合性に関する検討

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　原子炉施設管理部
井手　広史、那珂　通裕、作田　善幸、堀　直彦、松井　義典、宮澤　正孝

(2008 年 12 月 19 日　受理)

水冷却型試験研究炉用原子炉施設に関する安全設計審査指針（以下「安全設計指針」と略す。）は、試験研究の用に供する水冷却型原子炉の設置許可申請に係る安全審査において、安全確保の観点から設計の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的としてとりまとめられたものである。

改修を機に設置変更許可申請書の本文及び添付書類並びに関連資料における記載事項を調べ、JMTR 原子炉施設が現行の安全設計指針に適合しているかどうかについて検討した。検討の結果、設置変更許可申請書等にその適合性に関する記載があり、安全機能を有する構築物、系統及び機器等については適切に設計及び工事の認可を受けていることから、「安全設計指針」に適合し、かつ、その性能についても満足するものであることが明らかとなった。

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

JAEA-Review 2008-076

Review on Conformance of JMTR Reactor Facility to Safety Design Examination Guides for Water-cooled Reactors for Test and Research

Hiroshi IDE, Michihiro NAKA, Yoshiyuki SAKUTA, Naohiko HORI, Yoshinori MATSUI and Masataka MIYAZAWA

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

(Received December 19, 2008)

The safety design examination guides for water-cooled reactors for test and research are formulated as fundamental judgements on the basic design validity for licensing from a viewpoint of the safety.

Taking the refurbishment opportunity of the JMTR, the conformance of the JMTR reactor facility to current safety design examination guides was reviewed with licencing documents, annexes and related documents.

As a result, it was found that lisencing documents fully satisfied the requirements of the current guides. Moreover, it was found that the JMTR reactor facility itself also satisfied the guides requirements as well as the safety performance, since the facility with safety function such as structure, systems, devices had been installed based on the lisencing documents under the permission by the regulation authority. Important devices for safety have been produced under authorization of ragulating authority. Therefore, it was confirmed that the the licensing was conformed to guides, and that the JMTR has enough performance.

Keywords: JMTR, Licensing Documents, Safety Design, Design Guide, Safety Function

目　次

1.　はじめに 1
2.　「安全設計指針」への適合性の検討 1
　2.1　検討方法 1
　2.2　検討結果 1
3.　JMTR 原子炉施設の耐震性確認 305
4.　主な指針類への対応 307
5.　安重機器の性能 309
6.　まとめ 318
謝辞 318
参考文献 318

付録 1　JMTR 改修に係る設置許可記載事項について 319
付録 2　JMTR 原子炉施設の重要度分類について 328
付録 3　設置変更許可申請書の添付書類の変更経緯 376
付録 4　JRR-3 と JMTR の原子炉設置許可本文比較 378
付録 5　使用済イオン交換樹脂の取り扱いについて 399
付録 6　設置変更許可申請書添付書類十における安全評価に関する解析条件について401

Contents

1. Introduction 1
2. Review on Safety Design 1
2.1 Procedure 1
2.2 Results 1
3. Review on Earthquake-Resistance Design 305
4. Review on Other Main Guides 307
5. Review on Performance of Important Devices for Safety 309
6. Summary 318
Acknowledgements 318
References 318

Appendix 1 Description in Licensing on JMTR Refulubishment.....319
Appendix 2 Importnace Categorization of the JMTR Reactor Facility 328
Appendix 3 Changes of the Annexes of Licensing Documents.....376
Appendix 4 Comparison of Licensing Documents between JRR-3 and JMTR 378
Appendix 5 Treatment of the Spent Ion-Exchange Resin.....399
Appendix 6 Analysis Condition of Annex 10 of Licensing Documents 401

1. はじめに

現在 JMTR は、平成 23 年度の再稼動を目指して、一次冷却系統主循環ポンプ電動機、二次冷却系統循環ポンプ、原子炉制御盤等の原子炉施設における設備・機器の広範囲にわたる更新を進めている。本更新の基本方針は設置変更許可の範囲内で行うこととしている。

JMTR は 1965 年（昭和 40 年）に建設開始、1968 年（昭和 43 年 3 月）に初臨界を達成しており、同年 9 月に原子炉設置の書類を提出し許可を受けたとみなされた。その後、1991 年（平成 3 年）に、試験研究の用に供する水冷却型原子炉の設置許可申請(変更許可申請を含む)に係る安全審査において、安全確保の観点から設計の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的として「安全設計指針」が、原子力安全委員会において策定された。このようなな経緯から、JMTR の設置変更許可申請書には、「安全設計指針」の適合性に関する記載がない。一方、発電用原子炉への安全設計審査指針導入時の試行やその後の設置許可の変更において該当する指針条項に限定した「安全設計指針」への適合性を検討してきているが、全体を通じての適合性が分かりにくいものとなっている。そのため、最新の「安全設計指針」に照らして JMTR 原子炉施設の適合性を検討した。具体的には、「安全設計指針」に関する設置変更許可申請書の本文及び添付書類並びに関連資料の記載を調べ、「安全設計指針」に対応しているかどうかを検討した。また、JMTR の安全設計に関連した指針類について、適合性を確認した経緯についても調査した。

2. 「安全設計指針」への適合性の検討

2.1 検討方法

JMTR 原子炉施設の設置変更許可申請書等における「安全設計指針」（指針 1 から 50 まで）への適合性について以下の手順により検討した。（図 1 参照）

(1) 設置変更許可申請書 本文五「原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備」及び添付書類八「原子炉施設の安全設計に関する説明書」において、「安全設計指針」に関連する記載を調べる。

(2) 本文五及び添付書類八において「安全設計指針」に関連する記載がない場合には、その他の添付書類、参考図面、設工認申請書、法律改正に伴う対応時の書類等を調べる。

(3) 上述の(1)及び(2)より適合のための設計方針を検討し、適合性について検討する。

2.2. 検討結果

JMTR 原子炉施設の設置変更許可申請書等の「安全設計指針」への適合性についての検討結果を以下に示す。

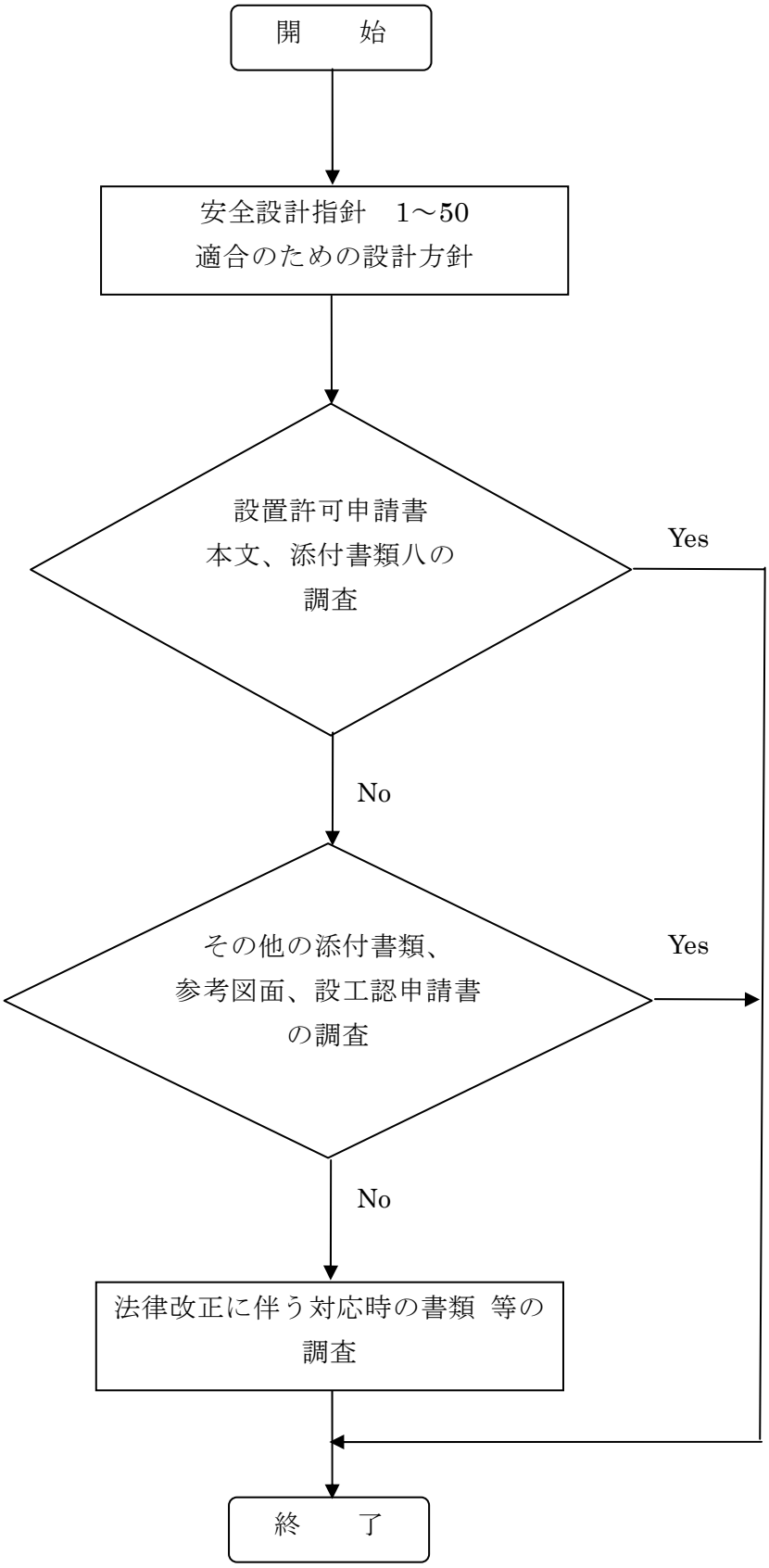


図１　安全設計指針への適合の検討フロー図

2.2.1 指針１への適合性

原子炉施設全般

指針１　準拠規格及び基準

安全機能[1]を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度[2]を考慮して、適切と認められる規格及び基準によるものであること。

(1) 「安全機能」とは、原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統又は機器の有する機能であって、次に掲げるものに分類される。

（ｉ） その喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの。

（ⅱ） 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和するもの。

(2) 「安全機能の重要度」とは、原子炉施設の安全性確保の見地からの安全機能の重要性の度合いをいう。

〔解説〕　安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査に当たっては、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。

ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする必要がある。

「規格及び基準によるものである」とは、対象となる構築物、系統及び機器について設計、材料の選定、製作及び検査に関して準拠する規格及び基準を明らかにしておくことをいう。

指針１．

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」(P.1)

○添八「1.安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

●関連資料等における関連記載

○原子炉施設管理部品質保証管理要領書

●記載内容

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」において、

(ｲ) 耐震構造

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

(ﾛ) その他の主要な構造

ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造、地下４階、地上１階（一部３階）屋根鋼管造、鉄板貼球面構造円筒形建家とする。

○添八「1.安全設計の方針　1.1 基本的方針」において、

ＪＭＴＲの安全設計上の基本的方針は、次のとおりである。

(1)　平常運転時、原子炉施設の従事者及び原子炉施設周辺の一般公衆に対し、国内法規に定められた線量当量限度以上の放射線被ばくを与えない。

(2)　設計、製作、据付は、原子炉等規制法及びその他の関係法規に基づいて実施するとともに、日本工業規格（ＪＩＳ）及びその他の国内規格に準拠して行う。

(3)　原子力委員会の「原子炉立地審査指針」に適合するよう安全設計を行う。

○「原子炉施設管理部品質保証管理要領書　重要度分類」において、

表１　ＪＭＴＲ原子炉施設の安全機能の重要度分類

分類	定義	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物	－

	質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	制御棒駆動機構、炉心支持構造物、燃料要素、主循環系統（圧力容器を含む）、ＯＳＦ－１炉内管
PS-3	１）異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器	使用済燃料貯蔵設備（カナル、ＳＦＣプール及び使用済燃料ラック）液体廃棄物廃棄施設（排水貯槽）、新燃料貯蔵ラック、核計装、プロセス計装（圧力制御、液面制御関連）、燃料被覆材、一次冷却系統（主循環ポンプ）、二次冷却系統、精製系統、ＯＳＦ－１冷却系，ＯＳＦ－１冷却系循環ポンプ
	２）原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	―
MS-1	１）異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	制御棒、制御棒駆動機構、バックアップスクラム系
	２）安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	原子炉停止回路へスクラム信号を発生する計装
MS-2	１）PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	非常用冷却設備（崩壊熱除去に係る機器等に限る。）サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁、漏えい水再循環設備、炉プール、炉下室、非常用排気設備、原子炉建家、排気筒、燃料破損検出系、原子炉停止回路へスクラム以外の信号を発生する計装
	２）異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	―
	３）安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	非常用電源設備
MS-3	１）運転時の異常な過度変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	主配管逃がし弁、圧力サージタンク安全弁、ＯＳＦ－１安全弁
	２）異常状態への対応上必要で重要な構築物、系統及び機器	屋内放射線モニタ、炉プール水位計、水位警報計、ＯＳＦ－１工業計器の一部、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明

注）安全機能を持った構築物、系統及び機器（当該系）が、その機能を果たすために必要とする構築物、系統及び機器（関連系）は、当該系と同等又は下位の重要度を有するとみなす。

●適合性の検討

このように、添八では、設計、製作、据付は、原子炉等規制法及びその他の関係法規に基づいて実施するとともに、日本工業規格及びその他の国内規格に準拠して行うことが記載され、設計及び工事の方法について認可を受け、使用前検査に合格している。さらに原子炉施設管理部品質保証管理要領書で重要度分類を行い、安全機能を有する構築物、系統及び機器を定め、安全機能を考慮した施設定期検査及び施設定期自主検査等を行って維持管理しているので、指針に適合している。

2.2.2 指針２への適合性

原子炉施設全般

指針２　自然現象に対する設計上の考慮 １　安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。 ２　安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

〔解説〕　「適切と考えられる設計用地震力」は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして求めた設計用地震力を用いることとする。また、必要に応じ地震によるタンク又は容器内の液体の揺動(スロッシング)の影響について適切に考慮するものとする。

「自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合わせに遭遇した場合において、その設備が有する安全機能を達成する能力が維持されることをいう。

「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境をもとに、洪水、津波、風、凍結、積雪、地すべり等から適用されるものをいう。

「自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件」とは、対象となる自然現象に対応して、過去の記録の信頼性を考慮の上、少なくともこれを下回らない苛酷なものであって、かつ、統計的に妥当とみなされるものをいう。

なお、過去の記録、現地調査の結果等を参考にして必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

「自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合」とは、最も苛酷と考えられる自然力と事故時の最大荷重を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係や時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

指針２．第１項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」(P.1)

○添六「5.地震　5-Ⅰ　地震」(共通編 P.6-5-1～P.6-5-3)

○添八「1.安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

●記載内容

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」において、

(ｲ) 耐震構造

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

(ﾛ) その他の主要な構造

ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造、地下４階、地上１階（一部３階）屋根鋼管造、鉄板貼球面構造円筒形建家とする。

○添六「5.地震　5-Ⅰ　地震　5.3 設計のための想定最大地震」において、

地震時の基礎の振動に関する研究によれば、基礎の速度スペクトルＶは各種の振動周期にわたって一定と考えられ、その値は[1)]

$$V = 2\pi \times 10^{0.61M - 1.731 \cdot \log_{10}\Delta - 1.47}$$

ここに　Ｍ：地震の大きさ（関東大地震の場合Ｍ＝7.9）

Δ：震央からの距離（関東大地震の場合東海村でΔ＝230km）

いま図 3 を参照し、次の値を仮定すれば

Ｍ＝7.5

Δ＝100km

Ｖ＝2.77cm/s

となる。この値から基礎の加速度スペクトルを描くと図 4 を得る。

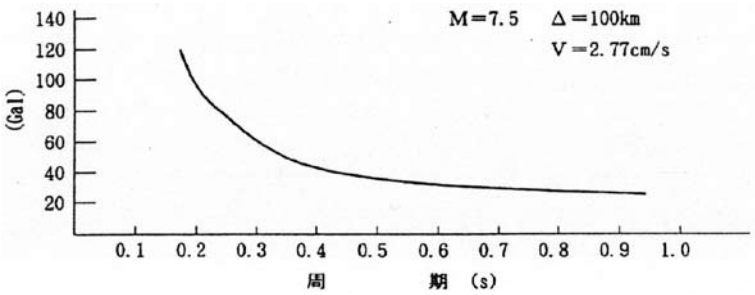


図４　予想最大地震の加速度スペクトラム

建物の固有周期が 0.24～0.35 間にあるものと想定すれば図４から共振の可能性を生じる地震加速度は

$$°Y° = V\frac{2\pi}{T} = \frac{2\pi V}{0.24\sim0.25} = 70\sim50\mathrm{Gal}$$

となる。

地下の地震動振幅に対する地上の増幅比率は例えば東海村では T=0.35 で増幅比=A/-21 A=3.0 である。したがって、その周期での地表での加速度は 50×３＝150Gal と考えられている。

○添八「1.安全設計の方針　1.4　耐震設計」において、

(1)　建家の耐震設計

原子炉建家の耐震設計は、従来の静力学的解析が設計の基本になるが、地震による剪断荷重、すなわち震度Ｋは、地盤の動的特性を含めた動力学的検討に基づいて定める。

原子炉建家の構造上の特殊性から、振動学的に一質点系として取扱うことができ、その地震によるロッキング周期ないし振動変位などを検討する。

添付書類六で記述した想定最大地震に対し、基盤の地動周期と建物の固有周期とから基盤の加速度を求め、表面地層の増幅率および地動に対する建物の振動応答から構造体にかかる震度Ｋを定め、その震度に対し安全であるように設計する。

このほかに、原子炉建家、屋根部については、建築基準法に示される震度のそれぞれ 1.5 倍および２倍の地震力に対して安全であるように配慮する。また垂直震度は水平震度の 50%とし、この場合、水平力、垂直力同時に作用するものとして設計を行う。

(2)　原子炉機器の耐震設計

原子炉機器の設計基準としては、一般に広く行なわれているように機器構造物などに起こる応力の算定にあたって、地震力の作用をこれと等価な静的荷重に置き換える方式を採用する。等価静的荷重、すなわち設計震度としては、機器構造物の種類に応じておのおの下記の値を使用する。

a.　重要機器

その損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある機器などは、原則として静的に水平方向0.6Ｇ、垂直方向0.3Ｇの地震力に対して安全なように設計する。ただし、動的な解析を特別に行う場合にはこの値を低下することがある。

具体的には原子炉圧力容器およびその支持構造物、炉心構造、炉心要素ならびに主循環系統などがここでいう重要機器に該当する。

b.　一般機器

a 以外の機器については静的に水平方向0.4G、垂直方向0.2Gの地震力が加わっても安全なように設計する。

上記の静的基準のほかに建家と機器との共振を避けるために、その共振周期を適当に離すことも留意する。

以上の耐震設計が適当なものであり、実際に耐震性が確保されることを確認するために、必要な機器については振動特性を測定する予定である。その結果、必要があれば補強やふれどめなどにより、共振点の変更及び振動の防止をはかる。

●適合性の検討

このように、本文では各施設の設計水平震度及び設計垂直震度が記載されており、添八では原子炉建家及び原子炉機器の耐震設計が記載されている。これらに示されている施設の分類に応じた設計震度は、添六記載されている想定最大地震に対して適切な値となっているので、指針に適合している。

なお、平成 18 年 9 月 19 日、原子力安全委員会において、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「新耐震設計審査指針」という。）が改訂された。これに伴い、平成 18 年 12 月 21 日「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う既設試験研究用原子炉施設の耐震安全性の評価の実施について」により、試験研究炉について「新耐震設計指針」に照らした耐震安全性の評価を実施し、報告するよう文部科学省から指示を受けた。JMTR では、「JMTR 原子炉施設の耐震安全性評価実施計画書」（平成 19 年 7 月提出、平成 20 年 2 月補正）に記載している評価対象設備・機器等について、耐震安全性の評価（バックチェック）を実施中である。

指針２．第２項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「イ　原子炉施設の位置」（共通編 P.2～P.3）

○添六「2.気象　3-Ⅳ 気象(主に平成 12 年までのデータ)」(共通編 P.6-2-156～P.6-2-215)

○添六「3.地盤　3-Ⅰ 地盤」(共通編 P.6-3-1～P.6-3-5)

○添六「４．水理」(共通編 P.6-4-1～P.6-4-2)

○添八「1.　安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

●関連資料等における関連記載

○「建築基準法」

○設工認「41 原第 332 号　原子炉冷却系統施設(3)」

●記載内容

○本文五「イ　原子炉施設の位置」において、

（イ）敷地の面積及び形状

原子炉施設を設置する敷地は、茨城県東茨城郡大洗町の南部に位置している。敷地東側は太平洋に面し、標高 35～40 ｍの台地があり、敷地内には 13～16 ｍ位の高低がある。敷地の西側約 1.5km には涸沼があり、東側には敷地に沿ってほぼ南北に国道 51 号がある。

敷地の広さは東西約 1,200 ｍ、南北約 1,900 ｍであり、総面積は約 160 万 m^2 である。

（ロ）敷地内における主要な原子炉施設の位置

敷地内は、北門の南南西約 600 ｍにある気象観測塔から西方約 450ｍにＪＭＴＲ原子炉施設が設置されており、敷地境界までの最短距離は約 200 ｍである。ＨＴＴＲ原子炉施設は、同観測塔より南西約 600 ｍの位置に設置し、原子炉炉心の中心から敷地境界までの最短距離は、南西方向約　280 ｍである。

○添六「2.気象　3-Ⅳ 気象(主に平成 12 年までのデータ)　2.1 大洗地区付近の気象　2.2.3 最寄りの気象官署における気象概況　(2) 極値」において、

３気象官署における 1961 年から 2003 年までの極値を、第 2.2.3 表(1)から第 2.2.3 表(24)に示す。各項目別の極値は次のとおりである。

(a)　日最高気温　;水　戸　38.4 ℃　(1997 年 7 月)
　　銚　子　35.3 ℃　(1962 年 8 月)
　　小名浜　37.7 ℃　(1994 年 8 月)

(b)　日最低気温　;水　戸　-11.0 ℃　(1984 年 1 月)
　　(参考: -12.7 ℃　(1952 年 2 月))

銚　子 － 6.2 ℃ （1970 年 1 月）
小名浜 － 9.2 ℃ （1967 年 1 月）
（参考: -10.7 ℃ （1952 年 2 月））

(c)　日最小湿度　;水　戸 12　%　（1999 年 3 月）
銚　子 16　%　（1991 年 2 月，1998 年 1 月）
小名浜 12　%　（1970 年 4 月，2002 年 4 月）

(d)　日降水量の最大値　;水　戸 244.0 mm （1986 年 8 月）
（参考: 276.6 mm （1938 年 6 月））
銚　子 228.0 mm （1995 年 9 月）
（参考: 311.4 mm （1947 年 8 月））
小名浜 227.2 mm （1966 年 6 月）

(e)　1 時間降水量の最大値　;水　戸 63.5 mm　（1994 年 8 月）
（参考: 81.7 mm　（1947 年 9 月））
銚　子 84.0 mm　（1972 年 12 月）
（参考: 140.0 mm （1947 年 8 月））
小名浜 61.8 mm　（1963 年 8 月）

(f)　積雪の深さの日最大値　;水　戸 27　cm　（1990 年 2 月）
（参考: 32　cm　（1945 年 2 月））
銚　子 13　cm　（1974 年 2 月）
（参考: 17　cm　（1936 年 3 月））
小名浜 21　cm　（1994 年 2 月）
（参考: 28　cm　（1945 年 2 月））

(g)　最大瞬間風速　;水　戸 36.3 m/s （1996 年 9 月）
（参考: 44.2 m/s （1939 年 8 月））
銚　子 52.2 m/s （2002 年 10 月）
小名浜 48.1 m/s （2002 年 10 月）

(h)　最低気圧(台風)　;水　戸 968.0 hPa (1981 年 8 月)
（参考: 957.3 hPa (1913 年 8 月))
銚　子 962.2 hPa (2000 年 7 月)
（参考: 952.0 hPa (1932 年 11 月))
小名浜 972.9 hPa (1981 年 8 月)
（参考: 952.2 hPa (1913 年 8 月))

○添六「3. 地盤　3-Ⅰ　地盤」において、

本敷地は総括的に見て北西部は那珂川涸沼湖系の沖積平野であり、東側は海岸段丘となって連り、内陸よりの砂丘傾斜地は黒松の成木でおおわれ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。地質はおおむね第３紀層と洪積層を基盤としてその上に不整合の段丘砂礫層が重なっており、地表は薄い関東ローム層に覆われている。

ＪＭＴＲの設置予定地は敷地北西部台地で、この付近東西 200m南北 200mの範囲に９本のボーリングと敷地全域にわたり 21 本のボーリングを行った結果、非常によく締った細～中粒砂層が数 10mの深さに及び、地表から 12～13mの深さにある堅いシルト質粘土層の下は、標準貫入試験Ｎ値 50～100 回あるいはこれ以上であって地耐力 50t/m^{2}以上が期待でき、原子炉の設置には十分安全な地盤と考えることができる。

○添六「4. 水理　4.1 陸水」において、

敷地は、太平洋に面した標高約 35～40mの鹿島台地にある。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約 29m、水深は約６ｍである。敷地内には 13～16mの高低がある。

敷地を含む周辺の表流水のほとんどは夏海湖に集り、涸沼に流れる。

このような地形及び表流水の状況からみて洪水により原子炉施設等が影響を受けることはない。

○添六「4. 水理　4.2 海象　4.2.3 波浪」において、

敷地の沖合約 5.3km に設置された波浪観測器により、昭和 48 年４月より波浪観測が行われている。昭和 61 年 12 月までの観測結果によると、0.5～1.0mの波の出現率が約 45%と最も高く、2.0m以上の波の出現率は約 10%である。また、この間の最大有義波高は 5.7m（昭和 54 年 10 月 19 日）、最大波高は６ｍ（昭和 61 年３月 23 日）となっている。

津波による水位上昇はこの観測期間では認められていないが、敷地より北北東約８km の大洗町祝町の検潮所により、昭和 35 年のチリ地震の際の津波が観測されており、最高潮位は＋1.26m、振幅は 2.12m（昭和 35 年５月 24 日）であった。その後、これを超える津波は観測されていない。

原子炉施設は TP+約 36.5mの台地上に設置することから、波浪、津波による被害を受けるおそれはない。

○添八「1. 安全設計の方針　1.1 基本的方針」において、

ＪＭＴＲの安全設計上の基本的方針は、次のとおりである。

(1)　平常運転時、原子炉施設の従事者及び原子炉施設周辺の一般公衆に対し、国内法規に定められた線量当量限度以上の放射線被ばくを与えない。

(2)　設計、製作、据付は、原子炉等規制法及びその他の関係法規に基づいて実施するとともに、日本工業規格（ＪＩＳ）及びその他の国内規格に準拠して行う。

(3)　原子力委員会の「原子炉立地審査指針」に適合するよう安全設計を行う。

○「建築基準法第 20 条」において、

建築物は、自重、積載荷重、積雪荷重、風圧、土圧及び水圧並びに地震その他の震動及び衝撃に対して安全な構造のものとして、次の各号に掲げる建築物の区分に応じ、それぞれ当該各号に定める基準に適合するものでなければならない。

○設工認「41 原第 332 号　原子炉冷却系統施設(3)　Ⅰ　原子炉冷却系統施設の設計、3 二次冷却系統、3.1 概要 (a) 基本設計条件」において

冬季停止時に、二次冷却水が凍結して、機器、配管を破損したりして、運転に支障をきたさないこと。

●適合性の検討

このように、添六では敷地が標高約 35～40mの鹿島台地にあり、洪水、津波、地すべりにより原子炉施設の安全性が損なわれることがないことが記載されている。また、添八では関係法令に基づいて設計、製作等を行うことが記載されており、建築基準法に基づいた積雪荷重、風圧を考慮した設計となっている。さらに設工認では安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち凍結する恐れのある屋外機器である二次冷却系統の凍結対策を設計条件としており、地震以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計となっているため、指針に適合している。

2.2.3 指針 3 への適合性

原子炉施設全般

指針３　外部人為事象に対する設計上の考慮
１　安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象によって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。
２　原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。

〔解説〕　「外部人為事象」とは、飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等をいう。

指針３．第１項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○添六「４．水理」(共通編 P.6-4-1～P.6-4-2)

○添六「6.社会環境　6-Ⅰ　社会環境（昭和 53 年までのデータ）」(共通編 P.6-6-1～P.6-6-12)

●記載内容

○添六「4.水理　4.1 陸水」において、

敷地は、太平洋に面した標高約 35～40ｍの鹿島台地にある。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水位は標高約 29ｍ、水深は約６ｍである。敷地内には 13～16ｍの高低がある。

敷地を含む周辺の表流水のほとんどは夏海湖に集り、涸沼に流れる。

このような地形及び表流水の状況からみて洪水により原子炉施設等が影響を受けることはない。

○添六「6.社会環境　6-Ⅰ　社会環境（昭和 53 年までのデータ）　6.4 産業活動」において、

大洗研究所周辺地域の産業は、農業及び漁業が主体である。工業としては特記すべきものがないが、原子力関係の施設があり、その事業所を表 6-27 に示す。主な農作物(園芸工芸作物を含む)及び畜産物の生産額を各々表 6-28 及び表 6-29 に示す。また、海産物については、鹿島灘海域の主要な魚類の漁獲量と、涸沼及び那珂川における内面魚種別漁獲量を、各々表 6-30 及び表 6-31 に示す。大洗研究所敷地周辺の乳牛飼育地及び牧草栽培地位置を図 6-23 に示す。

○添六「6.社会環境　6-Ⅰ　社会環境（昭和 53 年までのデータ）　6.5 交通運輸」において、

大洗研究所に近い鉄道路線としては、複線電化されている国鉄常磐線があり、最寄駅は水戸駅である。上野駅から水戸駅までの所要時間は急行で約１時間 20 分である。

主要道路としては、１級国道６号線が北方約８km のところにあり、また当研究所敷地東側に１級国道 51 号線がある。

鉄道及び主要道路を図 6-24 に示す。

港湾としては、大洗研究所の北方約 5km に大洗漁港がある。

航空関係については、最寄りの飛行場としては南南西方向約 17km に航空自衛隊百里基地(第７航空団)があるが、当原子炉施設上空域は防衛庁通達により原則として自衛隊航空機の飛行はできないようになっている。また、新東京国際空港（千葉県成田市）に通ずる航空路（R-11）の保護区域が大洗研究所の上空にあるが、その飛行便数が少なく、航空機の落下による当原子炉施設への影響については考慮する必要はない。

●適合性の検討

このように、添六では敷地内に窪地をせき止めて造成した夏海湖があることが記載されているが、ＪＭＴＲは夏海湖より高い位置にあり、崩壊によりＪＭＴＲが影響を受けることはない。また、敷周辺に工業としては特記すべきものがないと記載されているように、現在においてもＪＭＴＲ周辺に、爆発を引き起こすような施設はない。さらに飛行機の落下についての影響については考慮する必要はないとの記載があり、外部人為事象により原子炉施設の安全性が損なわれない設計となっているため、指針に適合している。

なお、ＪＭＴＲ原子炉施設の施設定期安全評価（初回）において、原子力安全・保安院の「実用発電用原子力施設への航空機落下確率の評価基準」（平成 14 年７月 30 日、NISA-151b-02-02）に基づいて、ＪＭＴＲ原子炉施設の航空機落下確率を評価した結果は、5.45×10^{-8}（回/年・炉）となっている。

指針３．第２項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○添九「2.原子炉施設の放射線管理」（共通編 P.9-1～P.9-10）

●関連資料等における関連記載

○「炉規法第 35 条」

●記載内容

○添九「2.原子炉施設の放射線管理」において、

2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

2.1.1 管理区域

原子炉施設における外部放射線に係る線量当量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等に基づき、線量当量限度等を定める件」（以下「線量当量限度等を定める件」という。）（第２条）に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域はすべて管理区域とする。

また、運用段階で一時的に上記管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合は、一時的に管理区域とする。管理区域については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（以下「原子炉等の設置、運転等に関する規則」という。）（第７条）の規定に基づき、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって、明らかに他の場所と区別する等の措置を講じる。

管理区域は、大洗研究所原子炉施設保安規定に定める。

2.1.2 保全区域

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第１条の２）の規定に基づき、管理区域以外であって原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする建物又は区域を保全区域として設定する。

保全区域は、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第７条）の規定に基づき、標識を設ける等の方法によって、明らかに他の場所と区別する。

保全区域は、大洗研究所原子炉施設保安規定に定める。

2.1.3 周辺監視区域

線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が「線量当量限度等を定める件」（第３条及び第９条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。

「原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第７条）の規定に基づき、周辺監視区域内では人の居住を禁止し、境界にはさく又は標識を設ける。

2.5　保全区域内の管理

保全区域については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第７条）の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じる。

2.6　周辺監視区域内の管理

周辺監視区域内の外部放射線に係る線量当量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度は、「線量当量限度を定める件」（第２条）に定める限度値以下とする。

また、空気中又は水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3　作業管理」に示すように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域内において、定期的及び必要に応じて線量当量率及び線量当量の測定を行う。

また、周辺監視区域境界は核燃料サイクル開発機構大洗工学センターと共有して、人の立入管理、環境管理等を行う。

●適合性の検討

このように、添九では保全区域については、標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要性に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じており、周辺監視区域については、「人の立入管理」を行っていることがきさいされている。また、炉規法第 35 条に基づき核物質防護措置を講じている。これらのことから安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近を防止するための必要な措置は講じられているため、指針に適合している。

2.2.4 指針４への適合性

原子炉施設全般

指針４　内部発生飛来物に対する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕　「内部発生飛来物」とは、高圧ガス等を内蔵する容器、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物をいう。なお、設計上は、これらによる二次的飛来物、火災、溢水、化学反応、電気的損傷、配管の破損、機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。

指針４

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）
該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載
○添八「5.　原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「9.　原子炉格納施設」(P.8-46～P.8-47)

●記載内容
○添八「5.　原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3)主循環系統　圧力サージタンク」において、

圧力サージタンクは付属装置として圧力を保持するための適当な窒素ガス供給装置を備え、原子炉運転中に起こる圧力変動を原子炉入口圧力の制御範囲内に納め、また一次冷却系統加圧時、出力上昇時に起こる体積変化に十分安全に対処できるためのもので、その容量及びタンク内の体積はガスの供給法、排出法を十分考慮して決定する。

圧力サージタンクの形状は窒素ガスと水との界面面積を小さくする等して、窒素ガスの一次冷却水への溶解混入を最小とするよう考慮を払う。また主循環系統を圧力上昇による破壊から防ぐために安全弁を圧力サージタンクに設け、安全弁から逸出するガスは照射実験用排気設備へ逃がす。その他異常事態を含めて主循環系統へ窒素ガスが逸出しないよう考慮を払う。

原子炉入口圧力を設定値に保ち、また主循環ポンプ停止等の非常事態においても炉心その他の安全を確保することを考慮し、圧力サージタンクの設置位置は、原則として主循環ポンプの出口側とする。

○添八「9.原子炉格納施設　9.2 建家の概要と配置」において、

ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は、鉄筋コンクリート造地下４階地上１階（１部３階）屋根鉄骨トラス鉄板張球面構造で、直径 41m、高さ地上 20m、地下 23mの円筒形建家と、これに連なる鉄筋コンクリート造地上１階のカナル室とからなり、炉プール、ＣＦプール、カナル、照射実験用ループキュービクル室のほか、原子炉制御室、ＣＦ関係諸室（ＣＦ室、ＣＦ準備室、ＣＦ制御室）及び一次冷却系機器、プールカナル循環系機器等を納める諸室、排水貯槽等を含む。カナル室はこの円型建物とホットラボ間をつなぐカナルの上家で、その両端に設けられた気密扉により、部屋全体が１つのエアロックとなる。

原子炉建家への出入口は、居室実験室からの人員用エアロックと照射準備室を通る貨物搬入気密扉のほか、炉室・カナル室間及びカナル室・ホットラボ間に、人員用及びキャスク台車通過用気密扉が各１カ所ずつ設けられる。

炉室内の重量物取扱いは、30t/5t の天井旋回クレーンにより、また、ＣＦ室では天井走行 1t ホイスト付クレーンにより行う。

●適合性の検討

破損により飛来物を発生するような高速回転機器はない。ガス爆発を引き起こすような引火性のガスは、安全機能を有する構築物、系統及び機器の周辺では使用していない。また、高圧ガス等を内蔵する容器には、安全弁が取り付けられており破損する恐れは極めて低い。重量機器の落下によって飛来物を発生する恐れのあるものとしては、原子炉建家の天井クレーンが考えられるが、旋回式のクレーンであるためレールから外れても落下しない構造となっており、落下して飛来物を発生するようなことはない。従って、指針４は該当しない。

2.2.5 指針５への適合性

原子炉施設全般

指針５　火災に対する設計上の考慮 原子炉施設は、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕　「火災により原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」を参考とした設計であることをいう。

指針５

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設：　原子炉施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」(P.1)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P.8-46～P.8-47)

●関連資料等における関連記載

○設工認「40 原第 3546 号　原子炉格納施設」

●記載内容

○本文五「ロ　原子炉施設の一般構造」において、

(ｲ) 耐震構造

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

(ﾛ) その他の主要な構造

ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造、地下４階、地上１階（一部３階）屋根鋼管造、鉄板貼球面構造円筒形建家とする。

○添八「9.原子炉格納施設　9.2 建家の概要と配置」において、

ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は、鉄筋コンクリート造地下４階地上１階（１部３階）屋根鉄骨トラス鉄板張球面構造で、直径 41m、高さ地上 20m、地下 23mの円筒形建家と、これに連なる鉄筋コンクリート造地上１階のカナル室とからなり、炉プール、ＣＦプール、カナル、照射実験用ループキュービクル室のほか、原子炉制御室、ＣＦ関係諸室（ＣＦ室、ＣＦ準備室、ＣＦ制御室）及び一次冷却系機器、プールカナル循環系機器等を納める諸室、排水貯槽等を含む。カナル室はこの円型建物とホットラボ間をつなぐカナルの上家で、その両端に設けられた気密扉により、部屋全体が１つのエアロックとなる。

○設工認「40 原第 3546 号　原子炉格納施設　3. 建物付帯設備　3.1 給排水その他設備」において、

建家内火災に対する初期消火のために屋内消火栓を各階要所に設ける。消火用水は、機械室内消火水槽の水を消火ポンプにより加圧して屋外ダクト配管により供給される。

○設工認「40 原第 3546 号　原子炉格納施設　3. 建物付帯設備　3.2 電気設備　(3)弱電設備」において、

火災報知機装置は、炉建家要所に検出端を設け、原子炉制御室に警報表示盤を設置する

●適合性の検討

このように、本文及び添八では原子炉建家は、鉄筋コンクリート及び鉄骨等の不燃性の材料又は難燃性の材料を用い、諸室から成ることが記載されており、火災発生の防止及び隣接区域の火災による影響の軽減対策が講じられている。さらに設工認では消火設備及び火災報知器を設置することが記載されており、指針に適合している。

なお、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」（昭和 55 年決定）制定等に伴いバックチェックを行い、その結果、昭和 55 年及び昭和 58 年に火災の影響軽減としてケーブルに延焼防止剤の塗布、ダクトに延焼防止板の設置などの強化対策を実施している。また、落雷による火災を防止するため原子炉建家等に避雷針を設けている。

2.2.6 指針 6 への適合性

原子炉施設全般

指針６　環境条件に対する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。

〔解説〕　「その安全機能が期待されているすべての環境条件」とは、通常運転時及び異常状態において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件をいう。

指針６

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○添八「2.原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「5.原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)

○添八「シュラウド照射装置「ＯＳＦ－１（大洗シュラウド照射装置１号）」の安全設計」(P.8-72～P.8-85)

○添十「1.安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)

●記載内容

○添八「2.原子炉本体　2.2 燃料」において、

2.2.1 概　要

燃料は、温度変化、化学変化、変形、核分裂生成物ガスの生成、スウェリング、ブリスタ等を考慮の上、その健全性を確保する設計とする。このため、使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の設計方針を満足するように燃料の機械設計を行う。

2.2.2 設計方針

(1)　燃料板

1)　燃料芯材最高温度が、ブリスタ発生温度を超えない設計とする。

2)　最高燃焼度におけるスウェリングが冷却水流路ギャップの減少に影響することを考慮して設計する。

3)　燃料板にかかる応力が、被覆材の耐力を超えない設計とする。被覆材のアルミニウム合金の耐力は、高速中性子照射量及び使用温度によって変化する。したがって、材料については、使用中の耐力の変化を考慮して選定する。

4)　燃料板は冷却水流速により塑性変形しない設計とする。流れに平行な燃料板間に生ずる圧力差は、燃料のたわみを誘引する。これを防ぐために燃料板の厚さを定める。

5)　使用する材料には、使用期間を通じて十分な耐食性を有するものを選定する。

6)　燃料芯材には、冶金学的に安定したウラン合金及び母材を選定する。

(2)　燃料要素

燃料要素の健全性は、使用期間中、輸送及び取扱時に加わる荷重によって生ずる応力及び変形を制限することにより確保する。また、燃料要素が他の炉心構成物の機能に影響を与えないようにする。このため、次の方針で燃料要素を設計する。

1)　原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

2)　輸送及び取扱時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

○添八「5.原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2)設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a.　一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b.　一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c.　一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

○添八「シュラウド照射装置「ＯＳＦ－１（大洗シュラウド照射装置１号）」の安全設計　17.2 安全設計　(5) 原子炉に対する安全設計」において、

ＯＳＦ－１は低温、低圧のループであるが、装置及び原子炉の各種運転条件において十分な機械的強度を有し、また、疲労や熱応力等に対しても十分な強度を有するとともに、放射線損傷に対しても十分考慮し設計する。

原子炉圧力容器内に装着される炉内管については、反射体要素等の炉心構造材に対して有害な応力等が生じないよう十分考慮して設計する。

炉内管に挿入する照射試料に関しては、照射試料の保持装置等の故障により炉心部から落下又は流出することがないようにする。万一、炉心部から落下又は流出した場合でも、原子炉に加えられる反応度が＋0.5%Δk/kを超えることのないよう設計する。また、原子炉運転中に照射試料の挿入、取出しを行う場合、原子炉に加えられる反応度が＋0.1%Δk/kを超えることのないように設計する。

なお、照射試料の発熱量は30kW以下であり、炉心の冷却に支障を生じることはない。

○添十「1.安全評価に関する基本方針　1.1 序」において、

1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

①　最小ＤＮＢＲは、1.5以上であること。

②　燃料被覆は機械的に破損しないこと。

③　一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

1.1.2 事故時の判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象

の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

●適合性の検討

このように、添八では特に安全上重要な燃料の健全性を確保するために使用期間中、通常運転時及び運転中の異常な過渡変化時を考慮した機械設計とすることが示され、一次冷却設備の設計方針として、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を有すること及び一時冷却系統にかかる圧力が最高使用圧力以下となるよう設計することが示されている。また、ループ照射装置であるＯＳＦ－１照射装置についても各種運転条件において十分な機械的強度等を有する設計とすることが記載されている。添十では、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の判断基準が示され、それらは添八の記載と合致しており、指針に適合している。

2.2.7 指針７への適合性

原子炉施設全般

指針７　共用に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器が２基以上の原子炉施設間で共用される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

〔解説〕　ここでいう、「原子炉の安全性を損なうことのない設計」とは、共用によっても、異常状態において必要とされる安全機能が阻害されることがなく、原子炉の１基が関与する異常状態において他の原子炉の停止及び崩壊熱除去が達成可能であること、並びに共用される構築物、系統及び機器の想定される故障により同時に２基以上の原子炉の事故をもたらさないことをいう。

指針７

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載

該当なし

●記載内容

該当なし

●適合性の検討

ＪＭＴＲ原子炉施設と安全機能を有する構築物、系統及び機器を共用する原子炉施設はないため該当しない。

なお、ＪＭＴＲは、核燃施設及びＲＩ施設でもあるが、供用により原子炉の安全性を損なうことはない。

2.2.8 指針 8 への適合性

原子炉施設全般

指針８　運転員操作に対する設計上の考慮 原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。

〔解説〕　「適切な措置を講じた設計」とは、運転員の誤判断、誤操作を防止する目的で、設計上、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すること、計器表示、警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意することなどをいう。
また、異常状態発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。

指針８

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設：　原子炉施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○添八「1.　安全設計の方針」（P.8-1～P.8-5）

○添八「6.　計測制御系統施設」（P.8-30～P.8-39）

●記載内容

○添八「1.安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮　(1)フェイルセーフの原則」において、

ＪＭＴＲの設計にあたっては、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって行う。

○添八「6.計測制御系統施設　6.1 核計装　(6)制御室及び故障表示器」において、

原子炉制御室には核計装のための機器盤、原子炉の起動運転のための制御盤および制御卓、故障表示のための故障表示器などを設ける。制御室内の配置表示、色彩などは、とくに原子炉の運転に便利なように考慮する。なお継電器盤は計測系統に雑音の介入するのを防ぐため、制御室の下の継電器室に設置する。

制御盤および制御卓には起動操作用の開閉器をはじめ、指示計、記録計、レンジ切換スイッチ、制御棒操作のための操作器、自動制御のための各種開閉器、手動スクラム装置、検出器位置調整器など、原子炉の運転に必要な操作器、表示器をとりつける。

機器盤には、常時直接運転および監視を必要としない指示計、表示計開閉器、電子機器および運転中回路チェック用操作器をとりつける。電子機器の取付配置、接続などは点検し易いように考慮する。

故障表示器は制御卓の正面上方の見易いところに設置し、原子炉関係の故障表示の一部はループ制御室にも設けられる。また照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行う。

表示は照光式文字板の点灯で行い、ベル、ブザーでも通報する。

○添八「6.計測制御系統施設　6.2　プロセス計装　制御盤および故障表示器」において、

プロセス計装用（二次冷却系統、ＵＣＬ系統を除く）の制御盤は原子炉制御室の中央に核計装用のものと並んで設置する。なお二次冷却系統、ＵＣＬ系統のプロセス計装用機器は別棟の機械室制御室に置く。冷却系の各機器の運転に必要な操作を行う起動開閉器類ならびに運転状態を監視するに必要最小限の表示灯類、記録計、指示計および機器の動作状態を示す表示灯類を設置する。制御盤に設けた計器および表示灯類は明瞭に見え、運転状態を監視するのに便利なように配列する。

各機器、検出端、コントロールセンタなどからの配線類は、雑音の介入を少なくするよう注意

し適当なダクトを通し制御室下の継電器室に送られ、そこから制御盤に導く。

プロセス計装のアラーム信号を表示するため、制御盤の正面上方の見易い所に故障表示器を設置する。冷却系の各系統別にアラームを別個表示する。表示は照光式文字盤の点灯で行い、ベルまたはブザーで通報する。スクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止の表示は核計装故障表示器に一括する。

●適合性の検討

このように、添八では運転員に適切に情報が伝わるよう設計に配慮することが記載され、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるようになっており、指針に適合している。

また、添八では誤操作があっても原子炉の安全を誤ったりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって設計することが記載されている。

2.2.9 指針９への適合性

原子炉施設全般

指針９　信頼性に関する設計上の考慮

１　安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。

２　重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性 (12) 又は多様性 (13) 及び独立性 (14) を備えた設計であること。

３　前項の系統は、その系統を構成する機器の単一故障 (10) に加え、商用電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

(10)　「単一故障」とは、単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいい、従属要因*に基づく多重故障を含む。

＊:「従属要因」とは、単一の原因によって必然的に発生する要因をいう。

(12)　「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

(13)　「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。

(14)　「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因*又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

＊:「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力、放射線等による影響因子、及び系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子をいう。

〔解説〕　「安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性」及び「重要度の特に高い安全機能を有する系統」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

「単一故障」は、動的機器の単一故障と静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。

上記の動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、その単一故障が安全上支障がない期間内に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。

指針９ 第１項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○添八「1.安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

●関連資料等における関連記載

○原子炉施設管理部品質保証管理要領書

●記載内容

○添八「1.安全設計の方針　1.3　原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

原子炉の安全並びに運転の信頼性を確保するため、設計、製作にあたり、特に次のような原則を考慮する。

(1)　フェイルセーフの原則

ＪＭＴＲの設計にあたっては、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって行う。

(2)　Proven Technologyの採用

この型式の原子炉設備は日本では最初であるが、世界ではＭＴＲ、ＥＴＲ、ＯＲＲ、ＧＥＴＲ（以上U.S.A)、ＢＲ－２、(ベルギー)、ＨＦＲ（オランダ)、Ｒ２（スェーデン）等多数のものが存在しており、あるものは10年以上の運転実績を持っている。

ＪＭＴＲの構造、要素、材料の選定、その他設計一般においては、安全性と経済性の見地から、原則として既存の炉で十分実績のあるものを採用することとする。例えば炉心構造、グリッド板、制御棒等はＥＴＲとほとんど同じとし、炉心付近の要素の材質、一次冷却水接液部材質もＥＴＲと同様のものを使用する。

燃料要素は長さの点を除いてはＥＴＲの燃料要素とほとんど同じであり、その熱的、流力的条件はＥＴＲの条件よりゆるい。

さらに念を入れて信頼性を確認するために重要な要素は試作または試験を十分に行う予定である。例えば制御棒駆動装置は本製作にとりかかる前に十分な動作試験を行ない、その信頼性を確認するほか、燃料要素は実際と同じ流力条件で試験を行う。

(3)　計装素子、回路に関する考慮

中性子計装の各機器に使用する能動素子は原則として真空管を廃止し、トランジスタ、ダイオードなどの半導体素子とする。トランジスタの一部には輸入品を用いることもあるが、十分基礎実験をくり返し、信頼性を確認する。また、抵抗、コンデンサなどの部品は信頼度を調査して使用する。

機器の回路の設計にも次のような注意を払う。

1)　トランジスタ、抵抗、コンデンサなどの部品は、電圧、電流など規格に対して十分ゆと

りを持たせて使用するように回路を設計し、熱の発生、寿命低下、性能劣化などを避けるように注意する。

2) 計測系の故障の確率は、使用する部品の数によるので、機器の性能を落とさずに部品の数を極力少なくするように努める。

3) 実験室で得られた最良データに比し、十分低いところでも仕様を満足し得ることを確認するため、基礎実験をくり返す。この結果に対し設計は余裕を持たせる。

4) 中性子計装のうち“2 out of 3”平均回路は、それ自身は“2 out of 3”方式としないが、とくに信頼性の高い部品のみで構成する。

5) 中性子計装の起動系、対数出力系及び線型出力系はすべて独立した同一の３チャンネルから構成されており、１チャンネルの故障によっても他の正常なチャンネルで計測できるようにする。また、対数出力系および線型出力系は定常運転時特に重要であるので、チャンネル間の出力偏差を常時監視し、出力偏差の著しいチャンネルは故障とみなして自動的に切離すようにする。したがって以後は残りの２チャンネルによって計測し、さらにその内の１チャンネルが故障のときはスクラムする。

6) 運転中任意の１チャンネルを系から除外してその機器をチェックすることができる。除外することによって残りの計測チャンネルに何らかの干渉、影響を与えることはないようにする。

7) 運転中、系から除外することなく線型出力系及び全系のトリップ回路のチェックを行うことができるようにする。

8) リレー類はなるべく無接点化するように努める。

(4) 制御装置に関する考慮

制御装置については次のような点に注意を払う。

1) 電磁石および電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。

2) 制御棒はおのおの独立に励磁用回路を設ける。

3) 自動制御系は２系統を設ける。

○「原子炉施設管理部品質保証管理要領書　重要度分類」において、

表１　ＪＭＴＲ原子炉施設の安全機能の重要度分類

分類	定義	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	－
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	制御棒駆動機構、炉心支持構造物、燃料要素、主循環系統（圧力容器を含む）、ＯＳＦ－１炉内管

PS-3	１）異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器	使用済燃料貯蔵設備（カナル、ＳＦＣプール及び使用済燃料ラック）液体廃棄物廃棄施設（排水貯槽）、新燃料貯蔵ラック、核計装、プロセス計装（圧力制御、液面制御関連）、燃料被覆材、一次冷却系統（主循環ポンプ）、二次冷却系統、精製系統、ＯＳＦ－１冷却系，ＯＳＦ－１冷却系循環ポンプ
	２）原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	－
MS-1	１）異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	制御棒、制御棒駆動機構、バックアップスクラム系
	２）安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	原子炉停止回路へスクラム信号を発生する計装
MS-2	１）PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	非常用冷却設備（崩壊熱除去に係る機器等に限る。）サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁、漏えい水再循環設備、炉プール、炉下室、非常用排気設備、原子炉建家、排気筒、燃料破損検出系、原子炉停止回路へスクラム以外の信号を発生する計装
	２）異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	－
	３）安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	非常用電源設備
MS-3	１）運転時の異常な過度変化があっても、MS-1、MS-2 とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	主配管逃がし弁、圧力サージタンク安全弁、ＯＳＦ－１安全弁
	２）異常状態への対応上必要で重要な構築物、系統及び機器	屋内放射線モニタ、炉プール水位計、水位警報計、ＯＳＦ－１工業計器の一部、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明

注）安全機能を持った構築物、系統及び機器（当該系）が、その機能を果たすために必要とする構築物、系統及び機器（関連系）は、当該系と同等又は下位の重要度を有するとみなす。

●適合性の検討

このように、添八では、燃料及び核計装の信頼性を確保することが記載されている。さらに、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設管理部品質保証管理要領書の重要度分類の安全機能を考慮した施設定期検査及び施設定期自主検査等を行って維持管理しているので、指針に適合している。

指針９ 第２項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器

「原子炉の緊急停止及び未臨界維持」機能：計測制御系統施設（制御設備、非常用制御設備）
指針適合性は、指針 16 の項を参照

「工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生」機能：計測制御系統施設（計装）
指針適合性は、指針 28,29 の項を参照

「停止後の炉心冷却」機能：原子炉冷却系統施設（非常用冷却設備（崩壊熱除去に係る機器等に限る。））

「炉心の冠水維持」機能：原子炉冷却系統施設（非常用冷却設備のうちサイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備）、原子炉本体（炉プール）

「放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減」機能：気体廃棄物の廃棄施設（非常用排気設備）、原子炉格納施設（原子炉建家）、計測制御系統施設（計装）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「ホ　原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)

○添八「2.原子炉本体　2.4 炉プール」(P.8-13)

○添八「5.　原子炉冷却系統施設、5.4　非常用冷却系統」(P.8-28～P.8-29)

○添八「7.放射性廃棄物の廃棄施設　7.1 気体廃棄物の廃棄施設」(P.8-28～P.8-29)

●関連資料等における関連記載

○設工認「41 原第 4750 号　原子炉格納施設」

●記載内容

○本文五「ホ　原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

(ｲ)　一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1)　冷却材の種類　　軽水

(2)　主要な機器及び管の個数及び構造

a　主循環系統

熱　交　換　器：シェルアンドチューブ型　３基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、

容量 2,000m³/h/台　台数４台（うち１台予備）、
商用電源駆動２台、商用又は非常用電源駆動２台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m³/h/台台数２台（うち１台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b　精製系統

脱気タンク　　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m³　貯水容量５m³

移送ポンプ　　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数２台（うち１台予備）

イオン交換塔　：２床式
系列２系列（うち１系列予備）

充填ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付
台数２台（うち１台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49　℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm²G

(ﾛ)　二次冷却設備

二次冷却系統は、一次冷却系統から熱交換器を介して受けた熱を冷却塔から大気に放散するためのもので、冷却塔、循環ポンプ、補助ポンプなどから構成される。この他系内の腐食を最低に保ち藻などの発生を防止するための水処理設備が付置される。また一次冷却系の原子炉入口温度の制御は二次冷却系統の運転条件を変えることによって行なう。

(1)　冷却材の種類　　沪過水

(2)　主要な機器の個数及び構造

冷　却　塔：基　礎　１基
セル数　４セル、ファン４台（内１台非常用電源駆動）
除去熱量 55 MW

循環ポンプ：竪軸斜流ポンプ　台数４台（内１台予備）　商用電源駆動

補助ポンプ：竪軸斜流ポンプ　台数２台（内１台予備）
商用電源停電時非常用電源駆動

水処理設備：塩素注入装置
防食剤注入装置

(ﾊ)　非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○添八「2.原子炉本体　2.4 炉プール」において、

圧力容器は、直径６ｍ、深さ 12mの炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。

炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは４ｍとなる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の５ｍの水槽が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

ここで蓄えられている大容量の水は、冷却水喪失に対する極めて確実なバックアップとなる。圧力容器の下の炉下室は水密構造となっているので、炉心部が露出してしまうことは考えられない。

○添八「5.　原子炉冷却系統施設、5.4　非常用冷却系統　概要」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

○添八「7.放射性廃棄物の廃棄施設　7.1 気体廃棄物の廃棄施設　(2)非定常放出」において、

ＪＭＴＲ事故時の安全対策として、非常用排気設備を設け、一次冷却水中の放射性物質の濃度が上昇した場合には、通常排気設備を停止し、非常用排気設備のみの運転とする。仮想事故時、炉室内に放出されると想定される放射性よう素及び固体状核分裂生成物をろ過して、高さ 80mの排気筒から大気に放出される。

添付種類十の仮想事故の解析に示されるごとく、仮想事故の場合の外界における線量は、チャコールフィルタのよう素捕集効率が 90%以上ならばいかなる換気回数でも線量のめやす値を超えることはないが、しかし被ばくの絶対量を減らすため非常用換気設備の換気回数は、通常排気設備の換気回数の 1/10 となるように設計されている。炉室内空気中の放射性物質の濃度が上昇した場合は、通常排気設備の運転を停止し、非常用排気設備のみで換気を行う。

○設工認「41 原第 4750 号　原子炉格納施設(4)　Ⅱ　設計の概要、1.原子炉格納施設付帯給排気設備、1.2 排気系統、1.2.2 排気第 1-2 系統及び排気第２系統」において、

本系統のフィルターバンクは、各系統とも１系統で、共通予備１系列からなる。

排風機　２台（内１台予備）

（排気第１－２系統用）

●適合性の検討

「停止後の炉心冷却」機能を持つ設備として添八の「5.原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」の項に記載のある主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプが本文五で予備機を備えた多重性を持った設備であることが記載されている。

「炉心の冠水維持」機能を持つ設備は、添八に記載の通り、炉プール及び炉下室からなる系と非常用冷却系統のサイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる系があり、多様性を持っている。

「放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減」機能は、一次冷却水中の放射性物質の濃度が上昇した場合に、燃料破損検出系によって、通常排気設備を停止し、非常用排気設備のみの運転となる。その非常用排気設備は、設工認において予備を持った設備であることが記載されており、多重性を持っている。

したがって、これらの重要度の特に高い安全機能を有する系統は指針に適合している。

指針９ 第３項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器：非常用電源設備及び前項参照

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文五「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P.13)

○添八「10. 電源設備」(P.8-47～P.8-48)

●記載内容

○本文五「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備　(ｲ)　非常用電源設備の構造」において、

ディーゼル発電機　　台　　数　　２台（うち１台予備）

電気出力　　1,750 kVA/台

主要な負荷

非常用冷却設備

非常用排気設備

計測制御設備

制御棒駆動装置

蓄　電　池　　組　　数　　２（フローティング方式）

主な負荷　　バックアップスクラム装置

○添八「10. 電源設備」において、

10.1 概　要

原子炉施設で使用する電源は、大洗研究所構内中央変電所から 6.6kV で受電する商用電源及び原子炉施設内設置の非常用電源設備で構成される。

商用電源は、本原子炉施設のすべての負荷に供給できる容量を有している。

非常用電源設備は、ディーゼル発電機２台（うち１台は常時運転）と蓄電池とからなる。原子炉運転時には、商用電源の喪失に対して原子炉が安全に停止できるようにするため、独立したディーゼル発電機による電源を安全上重要な系統及び機器に常時供給している。

10.2 設計方針

(1)　非常用電源設備は、商用電源喪失時に安全上重要な系統及び機器の安全機能を確保するために必要な容量と機能を有する設計とする。

(2)　非常用電源設備は、原子炉停止時に定期的にその機能確認の試験・検査が行える設計とする。

10.3 主要設備

非常用電源設備の主要機器であるディーゼル発電機の仕様は、次のとおりである。

ディーゼル発電機：回転磁界型同期発電機

台　　数　　２台（うち１台予備）

電気出力　　1,750 kVA/台

電　　圧　　6.6 kV （３相）

非常用電源の主要な負荷は、次のとおりである。

・主循環ポンプ（１台）

・緊急ポンプ

・計測制御設備（核計装、プロセス計装、安全保護回路等）

・制御棒駆動装置

・補助ポンプ

・非常用排気設備

また、非常用制御設備であるバックアップスクラム装置の操作用電源は、ディーゼル発電機に接続されて常に充電状態にある蓄電池から供給される。

●適合性の検討

このように、本文では非常用電源設備から非常用冷却設備等に電源が供給されていることが記載されており、添八では原子炉運転中は、必要な電力が非常用電源設備から常時供給されていることが記載されている。このため、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、商用電源が喪失しても非常用電源設備により安全機能が達成できる設計となっているので、指針に適合している。

2.2.10　指針 10 への適合性

原子炉施設全般

指針 10　試験可能性に関する設計上の考慮 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計であること。

〔解説〕　「適切な方法」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いることなどを許容することをいう。

指針 10

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全機能を有する構築物、系統及び機器： 原子炉施設全般

●設置変更許可申請書における関連記載

○添八「6.計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○添八「6.計測制御系統施設　6.1 核計装　(5)“2 out of 3”方式及び運転中チェック方式」において、

対数出力系および線型出力系の記録および自動制御には、３チャンネルの平均値を使用するとともに、チャンネル間の出力偏差を監視し、偏差がはなはだしいチャンネルは故障とみなして自動的に計測系から除外する。１チャンネルの故障に対してはアラーム、２チャンネルの故障に対してはスクラムの安全動作を行う。また上記以外のスクラム、アラームなどすべての安全動作は“2 out of 3”方式により行い、３チャンネルの内２チャンネルからの信号によって、トリップ信号がでるようにする。

また故障のため１チャンネルを除外している間は、残りの２チャンネルによって計測されているので、原子炉の運転には全く支障がない。故障チャンネルの修理が終れば、計測チャンネルに復帰させることができ、再び３チャンネルによる計測が行われる。

このように任意の１チャンネルの除外、復帰が計測系全体に何ら干渉を与えずに行えるので、運転中に任意のチャンネルを手動で除外し、機器の試験、調整、校正を行った後、再び系に加えることも可能である。

この他に、運転中、系から除外することなく、パルスによって計測系の１部の重要部分のチェックが行えるようになっており、線型出力系の各機器および全系のトリップ回路の動作が正常であるかどうかわかるようになっている。

偏差検出器、平均値回路、自動制御系の各機器については１系統のみであるから、これらの機器は特に信頼性の高い部品でのみ構成し故障を生じることはないよう考慮する。

●適合性の検討

このように、添八では原子炉運転中の検査として緊急遮断を起こすべき各条件について緊急遮断のための性能検査を行えることが記載されている。また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、定期検査及び施設定期自主検査等を行い、それらの健全性及び能力を確認している。したがって、指針に適合している。

2.2.11　指針 11 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 11. 炉心設計
1. 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過度変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。
2. 炉心を構成する燃料以外の構成要素及び炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態において原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

〔解説〕　「燃料」とは、「燃料要素」及び「試験用燃料要素」をいう。

第 1 項の「燃料の許容設計限界を超えることのない設計」の試験用燃料要素に対する適用の考え方は、指針 13 において定めることとする。

指針 11. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○炉心　：　原子炉本体(炉心)
○原子炉冷却系　：　原子炉冷却系統施設
○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)
○計測制御系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備)
○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設(一次冷却設備、非常用冷却設備)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備(制御棒駆動機構))

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P. 5～P. 7)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P. 8-24～P. 8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「13. 熱特性」(P. 8-57～P. 8-64)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P. 10-1～P. 10-6)
○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」(P. 10-7～P. 10-8)
○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」(P. 10-8～P. 10-10)
○添十「2.4 照射試料による反応度付加」(P. 10-10～P. 10-11)
○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」(P. 10-11～P. 10-13)
○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」(P. 10-13～P. 10-14)
○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」(P. 10-14～P. 10-15)
○添十「2.8 商用電源喪失」(P. 10-15～P. 10-16)
○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」(P. 10-17～P. 10-18)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備 （イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm
高さ　75 cm

・(4) 主要な熱的制限値

a 燃料要素

通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

b 冷却水炉心入口温度（最高） 49 ℃

c 照射実験装置

1 個のキャプセルの最大発熱量 100 kW

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （イ）一次冷却設備」において、

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム :全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入 :定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック :一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止 :制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作 動 条 件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿 入	バック	引抜停止
中性子束上昇 注 1	○		○	○	
ペリオド短 注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	

冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、

本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小 DNBR は 1.5 以上とする。

(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は 400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。

② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」において、

・2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、起動時における制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引き抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 粗調整棒の引抜き速度は200mm/min以下、引抜き最大本数は2本とし、反応度変化率が過大にならないようにする。

2) 低出力からの出力急上昇を防止するために、起動系の計数率増大及びペリオド短によるアラーム、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては出力設定値(原子炉定格出力の1%以下では出力設定レンジ)の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入及び1.3倍でスクラムを設けている。

・2.2.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBRは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」において、

・2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 自動運転状態での自動制御棒の引抜き速度を2,000mm/min以下になるようにする。

2) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては、出力設定値の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入及び1.3倍でスクラムを設けている。

・2.3.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBR

は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」において、

・2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を水力ラビット又はループ照射装置内で移動することによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理する。

2) 原子炉運転中に、水力ラビット及びループ照射装置で挿入・取出を行う照射試料の反応度は、それぞれ 0.1%Δk/k を超えないようにする。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.4.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」において、

・2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、誤って二次冷却系統を運転せずに原子炉を起動し、一次冷却水の温度が高くなり、このとき二次冷却系統を起動したため一次冷却水の温度が急激に低下したことによって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷

却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 原子炉を起動するときは、起動前に緊急ポンプ及び主循環ポンプを運転し、一次冷却系統が正常運転であることを確認するとともに、二次冷却系統循環ポンプを運転して一次冷却水との温度差を小さくする。

2) 原子炉出入口温度差大によるアラーム、制御棒挿入及びスクラムによって一次冷却水温度の過度の変化を防止する。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.5.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」において、

・2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して一次冷却水の流量が低下する。その結果、炉心の冷却流量が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 主循環ポンプが停止した場合、一次冷却水の流量が低下し「炉心流量低」の信号によって原子炉がスクラムする。さらに、「炉心流量低」のスクラム信号より遅れて「原子炉出入口圧力差小」のスクラム信号が発信する。

・2.6.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」において、

・2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して二次冷却水の流量が低下する。その結果、一次冷却水の温度上昇が生じて炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 二次冷却系統循環ポンプが停止し、一次冷却水の温度が上昇した場合、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号によって、原子炉は停止する。さらに、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号より遅れて「原子炉出入口温度高」の制御棒挿入信号が発信する。

・2.7.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、

・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。

2) 原子炉運転中は主循環ポンプ 1 台及び緊急ポンプ 1 台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。

・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、

被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」において、

・2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に、何らかの原因で圧力サージタンクの窒素ガス排出弁の誤動作によって、一次冷却系統の圧力が異常に減圧する。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的要因による故障に対しては、電気設備、加圧系機器等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統の圧力が異常減圧したときは、「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。

・2.9.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では通常運転時における燃料要素の熱的制限値が記載されており、添八では通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料板の損傷が起こらないようにする設計方針が記載されており、さらに添十では想定される異常な過渡変化時の安全性に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている。このため、関連する機能とあいまって通常運転時及び運転時の異常な過度変化時において燃料の許容設計限界を超えることがないので、指針に適合している。

指針 11. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○炉心及び炉心近辺の構成要素(燃料以外)　：　原子炉本体(炉心(燃料体以外))

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ロ 原子炉施設の一般構造」(P. 1)

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P. 5～P. 7)

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)

○添八「1. 安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)

○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)

○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P. 8-24～P. 8-30)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)

○添八「13. 熱特性」(P. 8-57～P. 8-64)

●記載内容

○本文「ロ 原子炉施設の一般構造 （イ）耐震構造」において、

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備 （イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm

高さ　　75 cm

・(4) 主要な熱的制限値

a 燃料要素

通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

b 冷却水炉心入口温度（最高）　49 ℃

c 照射実験装置

1 個のキャプセルの最大発熱量　100 kW

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （イ）一次冷却設備」において、

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。

(1) 制御棒の個数及び構造

制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。

個数　最大７本

ヘ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体	材料	ハフニゥム
	形状	ボックス型
	概寸	63mm×63mm×800mm
	吸収体厚さ	5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造	取付方式	：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式
	駆動方式	：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式
	駆動ストローク	：粗調整棒および安全棒　800mm
		微調整棒　100～250mm（可変）
	最大駆動速度	：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
		微調整棒（最高）　約 2,000mm/min
	スクラム機構	：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
	落下加速度	：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
		切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「1. 安全設計の方針　1.4 耐震設計　(2) 原子炉機器の耐震設計」において、

a. 重要機器

その損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある機器などは、原則として静的に水平方向 0.6G、垂直方向 0.3Gの地震力に対して安全なように設計する。ただし、動的な解析を特別に行う場合にはこの値を低下することがある。

具体的には原子炉圧力容器およびその支持構造物、炉心構造、炉心要素ならびに主循環系統などがここでいう重要機器に該当する。

○添八「2. 原子炉本体　2.1 炉心部」において、

一次冷却水は加圧純水の下向き流で、炉心上方から炉心部に入って熱除去を行う。標準燃料要素、燃料フォロアの燃料板間隙、各炉心要素の相互間隙、照射実験物と同ホルダの間隙などが冷却水流路を構成する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2) 設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a. 一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b. 一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c. 一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

d. 燃料被覆材及び一次冷却系構成材料の腐食を抑制し、また、一次冷却水中の放射性物質をできるだけ低減させるために、一次冷却水の電気抵抗を $5\times10^5\Omega\cdot$cm 以上に、また pH を 5.5～7.0 に維持するよう水質管理を行う。

e. 一次冷却水の漏えいを早期に検知するために、漏水検出器を設ける。

f. 一次冷却系配管の破損事故の際に、サイフォン現象により圧力容器内の水が喪失し炉心が空気中に露出することを防止する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大 7 本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能力を満足する範囲で 2 本に減らした運転も行う。安全棒のうち 2 本はストロークの上方の 1 部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち 1 本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装

置であり、運転員の手動で行うものである。
制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。
制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。
駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。
スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。
本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。
制御装置の構造その他の詳細を表 8-6 に示す。
制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。
1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。
2) 制御棒を 2 群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。
3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒 1 本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「13. 熱特性　13.1 概要」において、
本原子炉の熱出力は、50MW である。炉心内で発生した熱は、一次冷却系統により除去する。一次冷却水は、炉心部を下向きに流れ、燃料要素、反射体要素等で発生する熱を除去したのち、圧力容器を出て主循環ポンプ、熱交換器を経て圧力容器上部プレナムに戻る。

●適合性の検討
このように、本文では炉心構造物に対する耐震設計、通常運転時における一次冷却系統による炉心の除熱や一次冷却水の水質調整が記載されており、添八では通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時における炉心冷却能力が記載されており、また制御棒の衝撃力に対する対策も記載されている。このため炉心を構成する燃料以外の構成要素及び炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態において原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得るので、指針に適合している。

2.2.12　指針 12 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 12. 燃料要素
1. 燃料要素は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化を考慮しても、その健全性を失うことのない設計であること。
2. 燃料要素は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

〔解説〕　「燃料要素」とは、燃料板又は燃料棒等とその他の構成品を一体に組上げたものをいう。

「生じ得る種々の変化」とは、燃料のスエリング、被覆材の中性子照射効果、腐食等がある。

指針 12. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○燃料要素　：　原子炉本体(燃料体)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm

高さ　　75 cm

・(4) 主要な熱的制限値

a 燃料要素

通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

b 冷却水炉心入口温度（最高）　49 ℃

c 照射実験装置

1 個のキャプセルの最大発熱量　100 kW

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（ロ）燃料体」において、

・(1) 燃料材の種類

(低濃縮ウラン燃料)

種類　　ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U_3Si_2-Aℓ)

濃縮度　　約 20 %

ウラン密度　約 4.8 g/cm^3

(以下、低濃縮ウラン燃料を「LEU 燃料」という。)

(2) 被覆材の種類

(LEU 燃料)

種類　　アルミニウム合金

(3) 燃料要素の構造

a 燃料板

燃料板は、燃料芯材を両側からサンドウィッチ状に被覆材で被覆した板状構造である。

b 標準燃料要素

標準燃料要素は、19 枚の燃料板、側板、アダプタ等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。標準燃料要素は、炉内の格子板に挿入され、自立する構造である。LEU 標準燃料要素には、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

c 燃料フォロワ

燃料フォロワは、16 枚の燃料板、側板等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。燃料フォロワは、上部が中性子吸収体、下部が制御棒駆動機構に結合され、これらは一体となって制御棒案内管内を上下に動く構造である。LEU 燃料フォロワには、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

(4) 燃料集合体の構造

該当事項なし

(5) 最高燃焼度

燃料要素平均

LEU 燃料　　60 %（改良 LEU 炉心）

　　50 %（LEU 炉心）

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （イ）一次冷却設備」において、

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注1	○		○	○	
ペリオド短　注1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注3		○	○	○	

注1　各系統3チャンネルのうち2チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3方式）。

注2　3種類の検出系うち、2検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「2. 原子炉本体　2.2 燃料」において、

燃料は、温度変化、化学変化、変形、核分裂生成物ガスの生成、スウェリング、ブリスタ等を考慮の上、その健全性を確保する設計とする。このため、使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の設計方針を満足するように燃料の機械設計を行う。

(1) 燃料板

1) 燃料芯材最高温度が、ブリスタ発生温度を超えない設計とする。

2) 最高燃焼度におけるスウェリングが冷却水流路ギャップの減少に影響することを考慮して設計する。

3) 燃料板にかかる応力が、被覆材の耐力を超えない設計とする。被覆材のアルミニウム合金の耐力は、高速中性子照射量及び使用温度によって変化する。したがって、材料については、使用中

の耐力の変化を考慮して選定する。

4) 燃料板は冷却水流速により塑性変形しない設計とする。流れに平行な燃料板間に生ずる圧力差は、燃料のたわみを誘引する。これを防ぐために燃料板の厚さを定める。

5) 使用する材料には、使用期間を通じて十分な耐食性を有するものを選定する。

6) 燃料芯材には、冶金学的に安定したウラン合金及び母材を選定する。

(2) 燃料要素

燃料要素の健全性は、使用期間中、輸送及び取扱時に加わる荷重によって生ずる応力及び変形を制限することにより確保する。また、燃料要素が他の炉心構成物の機能に影響を与えないようにする。このため、次の方針で燃料要素を設計する。

1) 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

2) 輸送及び取扱時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

●適合性の検討

このように、本文では通常運転時における燃料要素の熱的制限値、種類、構造及び最高燃焼度並びに制御棒による安全動作等が記載されており、添八では、温度変化、化学変化、変形、核分裂生成物ガスの生成、スウェリング、ブリスタ等を考慮の上、使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の健全性を確保するための機械設計が記載されている。このため、燃料要素は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化を考慮しても、その健全性を失うことがないので、指針に適合している。

指針 12. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○燃料要素　：　原子炉本体(燃料体)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)

○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（ロ）燃料体」において、

・(1) 燃料材の種類

(低濃縮ウラン燃料)

種類　ウランシリコンアルミニウム分散型合金 (U_3Si_2-Aℓ)

濃縮度　約 20 %

ウラン密度　約 4.8 g/cm^3

(以下、低濃縮ウラン燃料を「LEU 燃料」という。)

(2) 被覆材の種類

(LEU 燃料)

種類　アルミニウム合金

(3) 燃料要素の構造

a 燃料板

燃料板は、燃料芯材を両側からサンドウィッチ状に被覆材で被覆した板状構造である。

b 標準燃料要素

標準燃料要素は、19 枚の燃料板、側板、アダプタ等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。標準燃料要素は、炉内の格子板に挿入され、自立する構造である。LEU 標準燃料要素には、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

c 燃料フォロワ

燃料フォロワは、16 枚の燃料板、側板等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。燃料フォロワは、上部が中性子吸収体、下部が制御棒駆動機構に結合され、これらは一体となって制御棒案内管内を上下に動く構造である。LEU 燃料フォロワには、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

(4) 燃料集合体の構造

該当事項なし

(5) 最高燃焼度

燃料要素平均

LEU 燃料　　60 %（改良 LEU 炉心）

　　50 %（LEU 炉心）

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。

○添八「2. 原子炉本体　2.2 燃料」において、

(2) 燃料要素

燃料要素の健全性は、使用期間中、輸送及び取扱時に加わる荷重によって生ずる応力及び変形を制限することにより確保する。また、燃料要素が他の炉心構成物の機能に影響を与えないようにする。このため、次の方針で燃料要素を設計する。

1) 原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

2) 輸送及び取扱時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持する設計とする。

●適合性の検討

このように、本文では通常運転時における燃料要素の種類、構造及び最高燃焼度等が記載されており、添八では、輸送及び取扱時に加わる荷重に対して、燃料要素は十分な強度を有し、かつ、機能を保持することが記載されている。このため、燃料要素は輸送及び取扱い中に過度の変形を生じないので、指針に適合している。

2.2.13 指針 13 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 13. 試験用燃料要素及び試験に関する設計上の考慮

1. 炉心への試験用燃料要素の装荷は、その数量を限定する設計であること。
2. 試験用燃料要素は、計画された範囲内でその健全性を喪失しても、燃料要素の健全性に影響を与えない設計であること。
3. 試験用燃料要素は、原子炉施設の設計とあいまって、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の安全性を損なわない設計であり、また、事故時においても試験用燃料要素の破損等により、原子炉の安全な停止及び炉心の冷却に支障を与えない設計であること。
4. 試験用燃料要素は、原子炉施設の設計とあいまって、1 次冷却材中への放射性物質の放出量を制限できる設計であること。
5. 原子炉施設は、試験用燃料要素から放出される放射性物質を加えても、環境への放射性物質の放出量を合理的に達成できる限り低く抑える設計であること。
6. 試験用燃料要素は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

〔解説〕 「試験用燃料要素」とは、燃料の研究・開発のため、試験用燃料板又は試験用燃料棒とその他の構成品を燃料要素と同様に組み上げ、炉心で試験を行うもので、被覆材の破損あるいは被覆内燃料の一部の溶融を伴い、1 次冷却材中に核分裂生成物等の放射性物質を放出するおそれがあるか、又は、放出するものをいう。

第 1 項は、炉心に装荷される試験用燃料要素が限定された数量のものであって、臨界性等の炉心特性に大きな影響を与えないことを規定したものである。

第 2 項の「計画された範囲内でその健全性を喪失し」とは、試験計画で制限した範囲内で、被覆材の破損あるいは棒状燃料にあっては燃料ペレットの一部に溶融が生じることなどをいう。「燃料要素の健全性に影響を与えない」とは、燃料要素の機能及び健全性を阻害しないことをいう。

第 3 項の「原子炉の安全性を損なわない」とは、燃料要素及び試験用燃料要素がそれぞれの許容設計限界及び許容試験限界を超えないことをいう。ここで、試験用燃料要素の許容試験限界とは、試験用燃料要素があらかじめ計画した範囲内で被覆材の破損あるいは棒状燃料にあっては燃料ペレットの一部溶融等の試験を行える限界をいい、運転時の異常な過渡変化時においても、その損傷により燃料要素の健全性を損なうことのないことが要求される。

第 4 項の「放射性物質の放出量を制限できる」とは、被覆材の破損による 1 次冷却材中への核分裂生成物等の放射性物質の放出量を、試験用燃料板又は試験用燃料棒の破損範囲の限定、破損燃料検出設備による運転監視等により適切に制限できることをいう。

指針 13.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載

該当なし

●記載内容

該当なし

●適合性の検討

試験用燃料要素を使用する計画がないため該当しない。

2.2.14　指針 14 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 14. 原子炉の特性
1. 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有する設計であること。
2. 炉心及びそれに関連する系統は、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる設計であること

〔解説〕　「固有の出力抑制特性を有する」とは、予想されるすべての運転範囲において、原子炉出力の過渡的変化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度反応度係数、減速材温度反応度係数、減速材ボイド反応度係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を持つことをいう。なお、臨界実験装置においては、最大過剰反応度を適切に制限し、原子炉停止系、安全保護系等の設計とあいまって、原子炉の安全性が十分に確保し得る特段の設計の場合には、総合的な反応度フィードバックが正になる範囲の炉心構成が許容される。

「出力振動が生じてもそれを容易に抑制できる」とは、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることをいう。

指針 14. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○炉心及び関連系統　：　原子炉本体(炉心)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「12. 核特性」(P.8-51～P.8-56)

○添八「14. 動特性」(P.8-65～P.8-67)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm

高さ　　75 cm

○添八「1. 安全設計の方針　1.2 固有の安全性」において、

JMTR は、次のような固有の安全性を持っており、万一の場合にも公衆に災害を及ぼすような事故になることは、極めて考えにくい。

(1) 水型炉であること。したがって温度の上昇、ボイドの発生は減速材の損失と等価であり、すべて自己制御的な方向にある。しかも、この傾向はボイドの発生量が増せば増すほど大きくなる。

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針」において、

減速材温度係数、減速材ボイド係数及びドプラ係数が負となるようにする。

○添八「14.動特性　14.1 概要」において、

本原子炉は、負の反応度係数による自己制御特性を持っている。

●適合性の検討

このように、本文では固有の安全性が高い水冷却炉であることが記載されており、添八では負の減速材温度係数、減速材ボイド係数及びドプラ係数による自己制御特性を有していることが記載されている。このため、炉心が固有の出力抑制特性を有しているので、指針に適合している。

指針 14. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○炉心及び関連系統　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○添八「1. 安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「12. 核特性」(P. 8-51～P. 8-56)
○添八「14. 動特性」(P. 8-65～P. 8-67)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備 （イ）炉心」において、

・(1) 構造
炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」において、

・(イ) 計装
(1) 核計装の種類
核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。
起動系　　核分裂計数管使用　　3 チャンネル
対数出力系　γ線補償型電離箱使用　3 ャンネル
線型出力系　　同　　上　　3 チャンネル
(2) その他の主要な計装の種類
冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。
(ロ) 安全保護回路
(1) 原子炉停止回路の種類
制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。
ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。
スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。
次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注１	○		○	○	
ペリオド短　注１	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○	○	
			(同時挿入)		
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注２		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注３		○	○	○	

注１　各系統３チャンネルのうち２チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式)。
注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。
注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において
・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。
(1) 制御棒の個数及び構造
制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。
個数　最大７本
へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体　材料　　ハフニゥム

　　形状　　ボックス型

　　概寸　　63mm×63mm×800mm

　　吸収体厚さ　5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式

　　駆動方式　　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式

　　駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm

　　微調整棒　　100～250mm（可変）

　　最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min

　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min

　　スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。

　　落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）

　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

○添八「14. 動特性　14.1 概要」において、

適切な自動制御系の動作によって、原子炉出力を十分な減衰性を持って設定値に制御する。

定格出力運転時のステップ状及びランプ状の反応度外乱に対しては、自動制御系の動作によって原子炉出力を十分な減衰性を持って定常状態に復帰する。

○添八「14. 動特性　14.2 設計方針」において

本原子炉に反応度外乱が加わっても、自動制御系によって所定の出力状態が保たれるように設計する。

●適合性の検討

このように、本文では炉心の制御棒と制御棒による安全動作及び制御設備が記載されており、添八では自動制御により反応度外乱に対して原子炉出力を十分な減衰性を持って定常状態に復帰することが記載されている。このため炉心及びそれに関連する系統は、出力振動が生じてもそれを容易に抑制できるので、指針に適合している。

2.2.15　指針 15 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 15. 反応度制御系
1. 反応度制御系は、通常運転時に予想される温度変化、キセノン濃度変化、燃料の燃焼、実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計であること。 2. 制御棒は、炉心からの飛び出し又は落下を防止する設計であるとともに、その最大反応度添加率は、原子炉停止系の停止能力とあいまって、予想される制御棒の異常な引き抜き等に対して、燃料の許容設計限界を超えない設計であること。

〔解説〕　「実験物の状態変化」とは、運転中の原子炉内への実験物の挿入あるいは取出し、ループ及びカプセル中の冷却材の沸騰など実験設備等の構成機器等の状態変化をいう。

制御棒の最大反応度添加率の評価に当たっては、原子炉の運転状態との関係で、制御棒の挿入の程度、配置状態等、正の反応度添加率を制限する装置が設けられている場合には、その制御条件を考慮してよい。

指針 15. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○反応度制御系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「11. 照射実験設備」(P. 8-49～P. 8-50)
○添八「14. 動特性」(P. 8-65～P. 8-67)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備 （イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

・(3) 主要な核的制限値

a 最大過剰反応度　15 %Δk/k

ここでいう過剰反応度とは各サイクル運転初期のコールド・クリーンの状態で炉を臨界するために制御棒が吸収している反応度とする。

b 照射試料の制限

ループ

ループ内試料の落下又は流出する可能性のある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

ループ内試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

キャプセル

キャプセルの事故の際流出するおそれのある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

水力ラビット

試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」において、

・(イ) 計装

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　3 チャンネル
対数出力系　γ線補償型電離箱使用　3 ャンネル
線型出力系　　同　　上　　3 チャンネル
(2) その他の主要な計装の種類
冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。
（ロ）安全保護回路
(1) 原子炉停止回路の種類
制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。
ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。
スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。
制御棒挿入　　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。
次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			

主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注３		○	○	○	

注１　各系統３チャンネルのうち２チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。

(1) 制御棒の個数及び構造

制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。

個数　最大７本

へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体　材料　　ハフニゥム
　　形状　　ボックス型
　　概寸　　63mm×63mm×800mm
　　吸収体厚さ　5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式
　　駆動方式　　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式
　　駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm
　　微調整棒　　100～250mm（可変）
　　最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min
　　スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
　　落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

○添八「14. 動特性　14.1 概要」において、

適切な自動制御系の動作によって、原子炉出力を十分な減衰性を持って設定値に制御する。

定格出力運転時のステップ状及びランプ状の反応度外乱に対しては、自動制御系の動作によって原子炉出力を十分な減衰性を持って定常状態に復帰する。

○添八「14. 動特性　14.2 設計方針」において

本原子炉に反応度外乱が加わっても、自動制御系によって所定の出力状態が保たれるように設計する。

●適合性の検討

このように、本文では起動系、対数系及び線形出力系から構成される核計装と制御棒による安全動作及び制御設備、照射試料の核的制限値が記載されている。添八においても同様に記載されており、さらに自動制御により反応度外乱に対して原子炉出力を十分な減衰性を持って定常状態に復帰することが記載されている。このため JMTR における計測制御系統施設は、通常運転時に予想される実験物の状態変化等による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得るので、指針に適合している。

指針 15. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○制御棒　　：　原子炉本体(制御棒)、
　　計測制御系統施設(制御設備)

○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
　　計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「12. 核特性」(P. 8-51～P. 8-56)
○添八「13. 熱特性」(P. 8-57～P. 8-64)
○添八「14. 動特性」(P. 8-65～P. 8-67)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P. 10-1～P. 10-6)
○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」(P. 10-7～P. 10-8)
○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」(P. 10-8～P. 10-10)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造
　炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。
　(1) 制御棒の個数及び構造
　制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。
　個数　最大 7 本
　ヘ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。
　構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を 1 体となり上下駆動する。
　フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。
　中性子吸収体　材料　　ハフニゥム
　　形状　　ボックス型
　　概寸　　63㎜×63㎜×800㎜

吸収体厚さ　5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式

駆動方式　　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式

駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm

微調整棒　　100～250mm（可変）

最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min

微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min

スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。

落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）

切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大 7 本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能力を満足する範囲で 2 本に減らした運転も行う。安全棒のうち 2 本はストロークの上方の 1 部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち 1 本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装置であり、運転員の手動で行うものである。

制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。

制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。

駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。

スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、

制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。
本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。
制御装置の構造その他の詳細を表 8-6 に示す。
制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。
1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。
2) 制御棒を 2 群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。
3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒 1 本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針　(3) 反応度変化率」において、
反応度変化率は、制御棒が最大駆動速度で引き抜かれても 0.5%Δk/k/s 以下になるようにする。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、
本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。
(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。
(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小 DNBR は 1.5 以上とする。
(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は 400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、
想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。
① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。
② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」において、
・2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策
(1) 過渡変化の原因及び説明
この過渡変化は、起動時における制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若

しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引き抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 粗調整棒の引抜き速度は 200mm/min 以下、引抜き最大本数は 2 本とし、反応度変化率が過大にならないようにする。

2) 低出力からの出力急上昇を防止するために、起動系の計数率増大及びペリオド短によるアラーム、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては出力設定値(原子炉定格出力の 1%以下では出力設定レンジ)の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.2.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」において、

・2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 自動運転状態での自動制御棒の引抜き速度を 2,000mm/min 以下になるようにする。

2) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.3.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小ＤＮＢＲは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしてお

り、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では制御棒は圧力容器の下蓋側から制御棒案内管内をリラクタンスモータ密封形駆動方式により駆動されるため、炉心からの飛び出し又は落下を防止する設計であるとことや反応度制御効果、最大反応度変化率が記載されており、添八においても同様に記載されている。さらに添十では、起動時及び出力運転中の制御棒の異常な引抜き対して燃料の健全性が損なわれないことが確認されている。このため、制御棒の停止能力とあいまって、予想される制御棒の異常な引き抜き等に対して、燃料の許容設計限界を超えないので、指針に適合している。

2.2.16　指針 16 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 16. 原子炉停止系の独立性 原子炉停止系は、運転状態から炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満に維持できる少なくとも二つの独立した系統を有する設計であること。

〔解説〕　現在の研究炉で採用されている制御棒による系統と非常用制御設備(重水ダンプ設備、液体毒物注入系及び減速材排水設備)との組合せは、その性能からみてこの指針を満足する原子炉停止系と考える。

原子炉停止系が制御棒のみにより構成され、これらの構造が単純で独立しており、信頼性が高く、その数が停止に必要な数に比し十分な余裕をもっている場合には、実質的に少なくとも二つの独立した系統と同等とみなす。ここで構造が単純とは、例えば自重で制御棒が炉心に挿入されることなどにより原子炉に負の反応度が印加されるような機構をいう。

また、トリガ型炉のように負の反応度フィードバック特性効果が大きい原子炉にあっては、制御棒による原子炉停止系のみでこの指針を満足するものと考える。

ここでいう「臨界未満に維持できる」とは、過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間(すなわち、原子炉停止後のキセノン濃度が原子炉停止前のそれを下回るまでの期間)、設計上考慮する最も低い温度において臨界未満を維持することをいう。

指針 16.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)
○添八「12. 核特性」(P.8-51～P.8-56)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造
炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。
(1) 制御棒の個数及び構造
制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。
個数　最大７本
ヘ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。
構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。
フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体	材料	ハフニゥム
	形状	ボックス型
	概寸	63mm×63mm×800mm
	吸収体厚さ	5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造
個数　最大７個

構造	取付方式	：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式
	駆動方式	：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式
	駆動ストローク	：粗調整棒および安全棒　800mm
		微調整棒　100～250mm（可変）

最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min
スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒 1 本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ニ）非常用制御設備」において

非常用制御設備としてバックアップスクラム装置が設けられる。

(1) 制御材の個数及び構造

制御材　五硼酸ソーダ　約 8%水溶液
　　注入量　　約 2.5 m^3 以上

(2) 主要な機器の個数及び構造

ポイズンタンク　1 基　竪型円筒式
　　容量　10 m^3（ポイズン 5 m^3、窒素ガス 5 m^3）

(3) 反応度制御能力

10 分以内の約 5%Δk/k

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大 7 本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能力を満足する範囲で 2 本に減らした運転も行う。安全棒のうち 2 本はストロークの上方の 1 部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち 1 本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装置であり、運転員の手動で行うものである。

制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。

制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。

駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。

本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。

制御装置の構造その他の詳細を表 8-6 に示す。

制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。

1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。

2) 制御棒を 2 群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。

3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒 1 本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針　(2) 反応度制御効果」において、

a. すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率を 0.9 以下とする。

b. いずれかの制御棒 1 本を完全に引き抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

●適合性の検討

このように、本文では JMTR における原子炉停止系の機能は、制御棒による制御設備と液体毒物注入による非常用制御設備の二つの系統から構成され、これらは運転状態から炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できることが記載されており、添八ではさらに詳細に記載されている。このため、運転状態から炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満に維持できる少なくとも二つの独立した系統を有しているので、指針に適合している。

2.2.17　指針 17 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 17. 制御棒による原子炉の停止余裕 原子炉停止系のうち制御棒による系統は、運転状態において、反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心外に引き抜かれた状態から挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。

〔解説〕　「完全に炉心外に引き抜かれ」とは、駆動機構の構造上からみて最大の引き抜き位置まで引き抜かれたことをいう。

指針 17.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉停止系(制御棒)　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)
○添八「12. 核特性」(P.8-51～P.8-56)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。

(1) 制御棒の個数及び構造

制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。

個数　最大７本

ヘ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体	材料	ハフニゥム
	形状	ボックス型
	概寸	63mm×63mm×800mm
	吸収体厚さ	5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式

駆動方式　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式

駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm

微調整棒　100～250mm（可変）

最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min
スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒 1 本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針　(2) 反応度制御効果」において、

a. すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率を 0.9 以下とする。

b. いずれかの制御棒 1 本を完全に引き抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

●適合性の検討

このように、本文では、いずれかの制御棒 1 本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできることが記載されており、添八においても同様に記載されている。このため、運転状態において、反応度価値の最も大きい制御棒 1 本が完全に炉心外に引き抜かれた状態から挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできるため、指針に適合している。

2.2.18　指針 18 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 18. 原子炉停止系の停止能力 原子炉停止系に含まれる独立した系統のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、速やかに炉心を臨界未満にでき、かつ、原子炉停止系に含まれる独立した少なくとも一つはキセノン崩壊による反応度添加を補償し、設計上考慮する最も低い温度で炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

〔解説〕　なし

指針 18.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「12. 核特性」(P. 8-51～P. 8-56)
○添八「13. 熱特性」(P. 8-57～P. 8-64)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P. 10-1～P. 10-6)
○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」(P. 10-7～P. 10-8)
○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」(P. 10-8～P. 10-10)
○添十「2.4 照射試料による反応度付加」(P. 10-10～P. 10-11)
○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」(P. 10-11～P. 10-13)
○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」(P. 10-13～P. 10-14)
○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」(P. 10-14～P. 10-15)
○添十「2.8 商用電源喪失」(P. 10-15～P. 10-16)
○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」(P. 10-17～P. 10-18)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造
炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。
(1) 制御棒の個数及び構造
制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。
個数　最大７本
へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。
構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。
フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体　材料　　ハフニウム
　　形状　　ボックス型
　　概寸　　63mm×63mm×800mm
　　吸収体厚さ　5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式
　　駆動方式　　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式
　　駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm
　　微調整棒　　100～250mm（可変）
　　最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
　　微調整棒（最高）　約 2,000mm/min
　　スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
　　落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ニ）非常用制御設備」において

非常用制御設備としてバックアップスクラム装置が設けられる。

(1) 制御材の個数及び構造

制御材　五硼酸ソーダ　約 8%水溶液
　　注入量　　約 2.5 m^3 以上

(2) 主要な機器の個数及び構造

ポイズンタンク　１基　竪型円筒式
　　容量　10 m^3（ポイズン 5 m^3、窒素ガス 5 m^3）

(3) 反応度制御能力

10 分以内の約 5%Δk/k

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大７本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能

力を満足する範囲で2本に減らした運転も行う。安全棒のうち2本はストロークの上方の1部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち1本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装置であり、運転員の手動で行うものである。

制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。

制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。

駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。

スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。

本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。

制御装置の構造その他の詳細を表8-6に示す。

制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。

1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。

2) 制御棒を2群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。

3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒1本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針　(2) 反応度制御効果」において、

a. すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率を0.9以下とする。

b. いずれかの制御棒1本を完全に引き抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、

本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を200℃以下とする。

(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小DNBRは1.5以上とする。

(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」に

おいて、

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。

② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」において、

・2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、起動時における制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引き抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 粗調整棒の引抜き速度は 200mm/min 以下、引抜き最大本数は 2 本とし、反応度変化率が過大にならないようにする。

2) 低出力からの出力急上昇を防止するために、起動系の計数率増大及びペリオド短によるアラーム、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては出力設定値(原子炉定格出力の 1%以下では出力設定レンジ)の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.2.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」において、

・2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正

の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 自動運転状態での自動制御棒の引抜き速度を 2,000mm/min 以下になるようにする。

2) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.3.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」において、

・2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を水力ラビット又はループ照射装置内で移動することによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理する。

2) 原子炉運転中に、水力ラビット及びループ照射装置で挿入・取出を行う照射試料の反応度は、それぞれ 0.1%Δk/k を超えないようにする。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.4.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」において、

・2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、誤って二次冷却系統を運転せずに原子炉を起動し、一次冷却水の温度が高くなり、このとき二次冷却系統を起動したため一次冷却水の温度が急激に低下したことによって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 原子炉を起動するときは、起動前に緊急ポンプ及び主循環ポンプを運転し、一次冷却系統が正常運転であることを確認するとともに、二次冷却系統循環ポンプを運転して一次冷却水との温度差を小さくする。

2) 原子炉出入口温度差大によるアラーム、制御棒挿入及びスクラムによって一次冷却水温度の過度の変化を防止する。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.5.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」において、

・2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して一次冷却水の流量が低下する。その結果、炉心の冷却流量が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 主循環ポンプが停止した場合、一次冷却水の流量が低下し「炉心流量低」の信号によって原子炉がスクラムする。さらに、「炉心流量低」のスクラム信号より遅れて「原子炉出入口圧力差小」のスクラム信号が発信する。

・2.6.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」において、

・2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して二次冷却水の流量が低下する。その結果、一次冷却水の温度上昇が生じて炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 二次冷却系統循環ポンプが停止し、一次冷却水の温度が上昇した場合、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号によって、原子炉は停止する。さらに、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号より遅れて「原子炉出入口温度高」の制御棒挿入信号が発信する。

・2.7.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、

・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が

低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。

2) 原子炉運転中は主循環ポンプ1台及び緊急ポンプ1台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。

・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBRは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」において、

・2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に、何らかの原因で圧力サージタンクの窒素ガス排出弁の誤動作によって、一次冷却系統の圧力が異常に減圧する。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的要因による故障に対しては、電気設備、加圧系機器等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統の圧力が異常減圧したときは、「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。

・2.9.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBRは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文ではJMTRにおける原子炉停止系の機能は、制御棒による制御設備と液体毒物注入による非常用制御設備の二つの系統から構成され、このどちらかの系統により炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満に維持できることが記載されており、添八ではさらに詳細に記載されて

いる。さらに添十では想定される異常な過渡変化時の安全性に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている。このため、JMTR における原子炉停止系の機能は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、速やかに炉心を臨界未満にでき、かつ、キセノン崩壊による反応度添加を補償し、設計上考慮する最も低い温度で炉心を臨界未満に維持できるので、指針に適合している。

2.2.19　指針 19 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 19. 原子炉停止系の事故時の能力 事故時において、原子炉停止系に含まれる独立した系統の少なくとも一つは、炉心の冷却機能を損なうことなく炉心を臨界未満にでき、また、原子炉停止系に含まれる独立した系統の少なくとも一つは炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

〔解説〕　なし

指針 19.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)
○添八「12. 核特性」(P.8-51～P.8-56)
○添八「13. 熱特性」(P.8-57～P.8-64)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)
○添十「3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」(P.10-37～P.10-38)
○添十「3.3 一次冷却水流出事故」(P.10-38～P.10-41)
○添十「3.4 主循環ポンプ軸固着事故」(P.10-41～P.10-42)
○添十「3.5 二次冷却系循環ポンプ軸固着事故」(P.10-42～P.10-43)
○添十「3.6 炉心流路閉塞事故」(P.10-43～P.10-51)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造
炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（イ）一次冷却設備」において、
一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。
(1) 制御棒の個数及び構造
制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。

個数　最大７本

へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体　材料　　ハフニゥム

　　形状　　ボックス型

　　概寸　　63mm×63mm×800mm

　　吸収体厚さ　5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式

　　駆動方式　　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式

　　駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm

　　微調整棒　　100～250mm（可変）

　　最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min

　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min

　　スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。

　　落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）

　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ニ）非常用制御設備」において

非常用制御設備としてバックアップスクラム装置が設けられる。

(1) 制御材の個数及び構造

制御材　五硼酸ソーダ　約 8%水溶液

　　注入量　　約 2.5 m^3 以上

(2) 主要な機器の個数及び構造

ポイズンタンク　１基　竪型円筒式

　　容量　10 m^3（ポイズン 5 m^3、窒素ガス 5 m^3）

(3) 反応度制御能力

10 分以内の約 5%Δk/k

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2) 設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a. 一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b. 一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c. 一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

d. 燃料被覆材及び一次冷却系構成材料の腐食を抑制し、また、一次冷却水中の放射性物質をできるだけ低減させるために、一次冷却水の電気抵抗を $5\times10^5\Omega\cdot$cm 以上に、また pH を 5.5～7.0 に維持するよう水質管理を行う。

e. 一次冷却水の漏えいを早期に検知するために、漏水検出器を設ける。

f. 一次冷却系配管の破損事故の際に、サイフォン現象により圧力容器内の水が喪失し炉心が空気中に露出することを防止する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大 7 本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能力を満足する範囲で 2 本に減らした運転も行う。安全棒のうち 2 本はストロークの上方の 1 部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち 1 本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装置であり、運転員の手動で行うものである。

制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。

制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。

駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。

本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。

制御装置の構造その他の詳細を表 8-6 に示す。

制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。

1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。

2) 制御棒を 2 群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。

3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒 1 本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「12. 核特性　12.2 設計方針　(2) 反応度制御効果」において、

a. すべての制御棒を挿入した状態での実効増倍率を 0.9 以下とする。

b. いずれかの制御棒 1 本を完全に引き抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3. 事故解析　3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」において、

・3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に、キャプセル照射装置の破損又はループ照射装置の試料の保持装置等が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出すること、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が侵入すること等によって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 照射装置等の設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 原子炉の運転中に、照射装置が破損又は試料の保持装置が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出する可能性のある場合、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内

に原子炉の一次冷却水が侵入する可能性のある場合、付加される正の反応度は 0.5%Δk/k を超えないように制限する。

3)　出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力では出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・3.2.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、燃料破損に伴う著しい機械的エネルギは発生することはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.3 一次冷却水流出事故」において、

・3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に実際には予測し難い原因で一次冷却系統配管に破損が生じたことによって、一次冷却水が流出し、その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管には、耐食性を有するステンレス鋼を使用するとともに、設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合させるように、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統配管は、各運転サイクルの起動前に点検を行い、漏えい等のないことを確認する。また、定期的に健全性を確認するための検査を行う。

3) 原子炉運転中に、一次冷却系統配管に漏えいが発生した場合、主要箇所に設置してある漏水検知器のいずれかが直ちにアラームを発信する。また、原子炉は「原子炉入口圧力低」の信号によってスクラムする。

4) 漏えい水量を低減するため「原子炉入口圧力低低」の信号によって商用電源駆動の主循環ポンプを自動停止する。

5) スクラム後の炉心冷却のため、非常用電源駆動の主循環ポンプを「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから約 5 分間運転を継続する。緊急ポンプについては、それ以降も運転を継続する。

6) 一次冷却水の喪失を防止するために、「原子炉入口圧力低低」の信号によってサイフォンブレーク弁のロック機構が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにする。

7) 事故後の崩壊熱除去を長期にわたって確保するために、「原子炉入口圧力低低」信号によって炉プール連通弁の拘束が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにし、炉プール

水を炉心に注入する。漏えい水は主循環系機器室の床ドレンを通して排水貯槽に溜まり、漏えい水再循環設備によって炉プールに戻される。

3.3.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.4 主循環ポンプ軸固着事故」において、

・3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で主循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間的に固着することによって、一次冷却水の流量が減少する。その結果、炉心の冷却能力が低下して、燃料温度の急激な上昇を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 主循環ポンプが停止した場合、一次冷却水の流量が低下し「炉心流量低」の信号によって原子炉がスクラムする。さらに、「炉心流量低」のスクラム信号より遅れて「原子炉出入口圧力差小」のスクラム信号が発信する。

・3.4.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.5 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」において、

・3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間的に固着することによって、二次冷却水の流量が減少する。その結果、一次冷却水の温度の上昇によって、炉心の冷却能力低下を引き起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系

統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 二次冷却系統循環ポンプが停止し、一次冷却水の温度が上昇した場合は、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号によって、原子炉は停止する。さらに、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号より遅れて「原子炉出口温度高」の制御棒挿入信号が発信する。

・3.5.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.6 炉心流路閉塞事故」において、

・3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの要因で一次冷却水中に混入していた異物が、炉心内の流路を閉塞することによって、その流路内の一次冷却水の流量が減少する。その結果、燃料温度が上昇して燃料板に損傷を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

流路閉塞の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管内にストレーナを取付け、冷却水中の異物を取り除く。

2) 燃料要素、照射試料等の交換作業に用いる工具等は、圧力容器内への落下防止の処置を講ずる。

3) 炉心作業終了後、圧力容器内の点検を十分に行う。さらに、定格出力運転前には、一次冷却系統を運転したのちに再度圧力容器内を点検し、異物がないことを確認する。

4) 上記の防止対策にも拘わらず、万一、事故が発生した場合を想定して燃料破損検出系を3系統設置し、そのうち2系統以上の異常検出で発信される「燃料破損」の信号によって、原子炉をスクラムさせる。

3.6.4 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。さらに、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

また、この事故において、2 枚の燃料板の損傷を想定しても放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

●適合性の検討

このように、本文では JMTR における制御棒による制御設備と液体毒物注入による非常用制御設備の二つの系統から構成され、このどちらかの系統により炉心を臨界未満にでき、かつ、臨界未満に維持できることが記載されており、添八ではさらに詳細に記載されており、さらに添十では想定される事故時の安全性に対する評価により、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることが確認されている。このため、JMTR の原子炉停止系の機能は、事故時において、炉心の冷却機能を損なうことなく炉心を臨界未満にでき、また、炉心を臨界未満に維持できるので、指針に適合している。

2.2.20　指針 20 への適合性

原子炉及び原子炉停止系

指針 20. 原子炉停止系と反応度制御系の共用 原子炉停止系と反応度制御系を全体的又は部分的に共用する場合には、反応度制御系の想定される故障も考慮して、原子炉停止系の所要の信頼性及び能力を損なうことのない設計であること。

〔解説〕　なし

指針 20.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉停止系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(制御設備、非常用制御設備)

○反応度制御系　：　原子炉本体(制御棒)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ハ）制御設備」において

・原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。

(1) 制御棒の個数及び構造

制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。

個数　最大７本

へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。

構成　中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。

フォロワには燃料フォロワとベリリゥムフォロワがある。

中性子吸収体	材料	ハフニゥム
	形状	ボックス型
	概寸	63mm×63mm×800mm
	吸収体厚さ	5mm

(2) 制御棒駆動機構の個数及び構造

個数　最大７個

構造　取付方式　：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式

駆動方式　：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式

駆動ストローク：粗調整棒および安全棒　800mm
　　微調整棒　　100～250mm（可変）
最大駆動速度　：粗調整棒および安全棒　約 200mm/min
　　微調整棒（最高）　　約 2,000mm/min
スクラム機構　：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。
落下加速度　　：平均 1G 以上（流水負荷 100%時）
　　切離し遅れ時間：40 ms 以下

(3) 反応度制御能力

a 反応度制御効果

(a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を 0.9 以下とする。

(b) いずれかの制御棒 1 本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。

b 反応度変化率　0.5 %Δk/k/s 以下

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

原子炉の安全並びに運転の信頼性を確保するため、設計、製作にあたり、特に次のような原則を考慮する。

(1) フェイルセーフの原則

JMTR の設計にあたっては、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって行う。

●適合性の検討

このように、原子炉停止系と反応度制御系は制御棒を共用しているが、本文では原子炉停止系として制御棒を落下させるスクラム機構と、反応度制御系として制御棒を上下駆動させる制御棒駆動機構は機能的に分離していることが記載されており、添八においても同様に記載されている。このため、反応度制御系の想定される故障を考慮しても、原子炉停止系としての機能の所要の信頼性及び能力を損なうことがないので、指針に適合している。

2.2.21　指針 21 への適合性

原子炉冷却系

指針 21．1 次冷却系設備の健全性及び冷却機能の確保
1．1 次冷却系設備は、破損又は冷却材の漏えいの発生する可能性が小さくなるよう考慮された設計であること。
2．1 次冷却系設備は、適切な冷却能力を有するとともに、構造物の変形、破損、はく離等により、燃料要素の冷却が阻害される可能性が小さくなるよう考慮した設計であること。

〔解説〕　「発生する可能性が小さくなるよう考慮された設計」とは、通常運転時及び異常状態において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合わせに対し十分に耐えるよう考慮された設計をいう。

第 2 項には、1 次冷却系の機器、炉内構造物等の変形、破損及びはく離対策を含む。

指針 21. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○1 次冷却系設備　：　原子炉冷却系統施設（一次冷却設備）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ロ 原子炉施設の一般構造」(P.1)

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)

○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)

●記載内容

○本文「ロ 原子炉施設の一般構造 （イ）耐震構造」において、

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・（イ）一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）

全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付

台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式

系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付

台数 2 台（うち 1 台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

○添八「1. 安全設計の方針　1.4 耐震設計　(2) 原子炉機器の耐震設計」において、

a. 重要機器

その損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある機器などは、原則として静的に水平方向 0.6G、垂直方向 0.3G の地震力に対して安全なように設計する。ただし、動的な解析を特別に行う場合にはこの値を低下することがある。

具体的には原子炉圧力容器およびその支持構造物、炉心構造、炉心要素ならびに主循環系統などがここでいう重要機器に該当する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2) 設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a. 一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b. 一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c. 一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

d. 燃料被覆材及び一次冷却系構成材料の腐食を抑制し、また、一次冷却水中の放射性物質をできるだけ低減させるために、一次冷却水の電気抵抗を $5\times10^5\Omega\cdot$cm 以上に、また pH を 5.5～7.0 に維持するよう水質管理を行う。

e. 一次冷却水の漏えいを早期に検知するために、漏水検出器を設ける。

f. 一次冷却系配管の破損事故の際に、サイフォン現象により圧力容器内の水が喪失し炉心が空気中に露出することを防止する。

●適合性の検討

このように、本文では一次冷却系系統に対する耐震設計、系内物質の腐食防止のための一次冷却水の水質調整が記載されており、添八ではさらに詳細に記載されている。このため、一次冷却設

備は破損又は一次冷却水の漏えいの発生する可能性が小さくなるよう考慮されているので、指針に適合している。

指針 21. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○1 次冷却系設備　：　原子炉冷却系統施設（一次冷却設備）

○炉内構造物　：　原子炉本体（炉心）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ロ　原子炉施設の一般構造」（P. 1）

○本文「ハ　原子炉本体の構造及び設備」（P. 1～P. 4）

○本文「ホ　原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P. 5～P. 7）

○添八「1.　安全設計の方針」（P. 8-1～P. 8-5）

○添八「2.　原子炉本体」（P. 8-6～P. 8-20）

○添八「5.　原子炉冷却系統施設」（P. 8-24～P. 8-30）

○添八「6.　計測制御系統施設」（P. 8-30～P. 8-39）

○添八「13.　熱特性」（P. 8-57～P. 8-64）

●記載内容

○本文「ロ　原子炉施設の一般構造　（イ）耐震構造」において、

各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの 50%の値を採用する。

0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器

0.3G　原子炉建家

0.2G　上記以外の一般機器

○本文「ハ　原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm

高さ　75 cm

○本文「ホ　原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・（イ）一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5 m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

○添八「1. 安全設計の方針　1.4 耐震設計　(2) 原子炉機器の耐震設計」において、

a. 重要機器

その損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある機器などは、原則として静的に水平方向 0.6G、垂直方向 0.3G の地震力に対して安全なように設計する。ただし、動的な解析を特別に行う場合にはこの値を低下することがある。

具体的には原子炉圧力容器およびその支持構造物、炉心構造、炉心要素ならびに主循環系統などがここでいう重要機器に該当する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2) 設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a. 一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b. 一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c. 一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

d. 燃料被覆材及び一次冷却系構成材料の腐食を抑制し、また、一次冷却水中の放射性物質をできるだけ低減させるために、一次冷却水の電気抵抗を $5\times10^5\Omega\cdot$cm 以上に、また pH を 5.5～7.0 に維持するよう水質管理を行う。

e. 一次冷却水の漏えいを早期に検知するために、漏水検出器を設ける。

f. 一次冷却系配管の破損事故の際に、サイフォン現象により圧力容器内の水が喪失し炉心が空気中に露出することを防止する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.5 制御装置」において、

・概要

制御装置として最大 7 本の制御棒と非常用炉停止装置一式を備える。7 本の制御棒は 3 本の粗調整棒と 4 本の安全棒からなる。この 4 本の安全棒は本文のへ、(ハ)、(3)項に示した反応度制御能力を満足する範囲で 2 本に減らした運転も行う。安全棒のうち 2 本はストロークの上方の 1 部を微調整棒として使用できるようにする。運転に当たってはこのうち 1 本だけを微調整棒として使用する。なお、液体ポイズン型非常用炉停止装置は、事故により何本もの制御棒が落下不能になった場合、キセノン等の消滅に伴う反応度増加を吸収し炉を停止状態に保たせるための非常用装置であり、運転員の手動で行うものである。

制御棒は上部から順に吸収部、フォロワ部、連結部の順になっていてそれぞれ機械的に結合され、圧力容器上部から取扱具を用いて結合分離を行えるようにする。

制御棒は角型の断面を有し、ガイドチューブ中を上下に駆動されるので適当なローラを用いて挿入及び引抜きが円滑に行われるようにする。また適当な冷却水路により冷却を行う。スクラムや地震等の衝撃力に対する対策も講ずる。

駆動機構は炉下室の下の制御棒駆動装置室に設置し、圧力容器の下蓋を貫通して下方から駆動する。引抜きはボールネジによって上方に突きあげる。駆動には、密封型リラクタンス電動機を用いる。これは電源周波数に同期し回転する。駆動速度の制御は、電源周波数の制御により行う。

スクラム機構はリンククラッチ機構で電磁石の電流を切ると支えていたリンクの形状がかわり、制御棒と連結部と駆動機構との結合が外れ、制御棒が自重及び水流力により落下する。

本駆動機構は、密封型電動機の採用による密封構造を採っている。

制御装置の構造その他の詳細を表 8-6 に示す。

制御棒およびその駆動機構は原子炉の安全性のために最も重要なので設計上つぎのような考慮を払う。

1) 電磁石及び電磁石用増幅器回路に異常高圧のかからないようにする。

2) 制御棒を 2 群以上に分け独立に励磁回路を設けて操作の完全を期する。

3) 制御棒切離し時間及び落下時間等スクラム特性を測定できるような装置を設け、スクラムの際はそれらの時間を指示又は記録するようにする。また炉停止中は制御棒 1 本づつのスクラム特性を測定できるようにする。

○添八「13. 熱特性　13.1 概要」において、

本原子炉の熱出力は、50MW である。炉心内で発生した熱は、一次冷却系統により除去する。一次冷却水は、炉心部を下向きに流れ、燃料要素、反射体要素等で発生する熱を除去したのち、圧力容器を出て主循環ポンプ、熱交換器を経て圧力容器上部プレナムに戻る。

●適合性の検討

このように、本文では一次冷却系統に対する耐震設計、一次冷却系統による炉心の除熱や系内物質の腐食防止のための一次冷却水の水質調整が記載されており、添八ではさらに詳細に記載されている。このため、一次冷却系設備は、適切な冷却能力を有するとともに、構造物の変形、破損、はく離等により、燃料要素の冷却が阻害される可能性が小さくなるよう考慮しているので、指針に適合している。

2.2.22 指針 22 への適合性

原子炉冷却系

指針 22. 冠水維持設備の機能 冠水維持設備は、1 次冷却材の流出を伴う異常状態が発生した場合に、原子炉容器内水位の過度の低下を防止し、少なくとも炉心冠水維持バウンダリとしての水位を維持できる設計であること。

〔解説〕 「炉心冠水維持バウンダリとしての水位を維持できる設計」とは、炉心の冷却を考慮した設計であることをいう。

低出力炉にあって、冷却材の喪失を考慮しても炉心の冷却が達成できる場合には、冠水維持設備を設けなくてもよい。

指針 22.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○冠水維持設備　：　原子炉冷却系統施設（非常用冷却設備）、
原子炉本体（炉プール）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」（P. 1～P. 4）
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P. 5～P. 7）
○添八「2. 原子炉本体」（P. 8-6～P. 8-20）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P. 8-24～P. 8-30）
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」（P. 10-1～P. 10-6）
○添十「3. 3 一次冷却水流出事故」（P. 10-38～P. 10-41）

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ハ）　非常用冷却設備」において、

・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5. 4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3. 事故解析　3.3 一次冷却水流出事故」において、

・3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に実際には予測し難い原因で一次冷却系統配管に破損が生じたことによって、一次冷却水が流出し、その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管には、耐食性を有するステンレス鋼を使用するとともに、設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合させるように、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統配管は、各運転サイクルの起動前に点検を行い、漏えい等のないことを確認する。また、定期的に健全性を確認するための検査を行う。

3) 原子炉運転中に、一次冷却系統配管に漏えいが発生した場合、主要箇所に設置してある漏水検知器のいずれかが直ちにアラームを発信する。また、原子炉は「原子炉入口圧力低」の信号によってスクラムする。

4) 漏えい水量を低減するため「原子炉入口圧力低低」の信号によって商用電源駆動の主循環ポンプを自動停止する。

5) スクラム後の炉心冷却のため、非常用電源駆動の主循環ポンプを「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから約 5 分間運転を継続する。緊急ポンプについては、それ以降も運転を継続する。

6) 一次冷却水の喪失を防止するために、「原子炉入口圧力低低」の信号によってサイフォンブレーク弁のロック機構が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにする。

7) 事故後の崩壊熱除去を長期にわたって確保するために、「原子炉入口圧力低低」信号によって炉プール連通弁の拘束が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにし、炉プール水を炉心に注入する。漏えい水は主循環系機器室の床ドレンを通して排水貯槽に溜まり、漏えい水再循環設備によって炉プールに戻される。

・3.3.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では圧力容器が炉プール内に収容されていること、また異常状態における適切な炉心冷却能力を確保するための非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる非常用冷却設備が記載されており、添八ではこれらの設備の機能に関して記載されており、さらに添十では一次冷却水流失事故の安全性に対する評価により炉心は著しい損傷にいたることなく、かつ、十分な冷却が可能であることが確認されている。このため、冠水維持設備は、一次冷却水の流出を伴う異常状態が発生した場合に、原子炉容器内水位の過度の低下を防止し、少なくとも炉心冠水維持バウンダリとしての水位を維持できるので、指針に適合している。

2.2.23 指針 23 への適合性

原子炉冷却系

指針 23. 1 次冷却系設備の漏えい検出 1 次冷却系から冷却水の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。

〔解説〕 「冷却水の漏えい」とは、1 次冷却系設備の欠陥又は亀裂を通して 1 次冷却水が漏出し、過度の原子炉容器内水位の低下をもたらすことをいう。

「速やかに、かつ、確実に」とは、冠水維持機能を確保できる程度の迅速性及び確実性を有することをいう。さらに、炉心冠水維持バウンダリ近辺には、必要に応じて漏えい検出器を設け、制御室等に警報を発するよう考慮されていることを含む。

低出力炉にあっては、指針 22 との関連において指針 23 を適用しなくてもよい。

指針 23.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○1 次冷却系設備 ： 原子炉冷却系統施設（一次冷却設備）
計測制御系統施設（計装、安全保護回路）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P.5～P.7）
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」（P.7～P.10）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P.8-24～P.8-30）
○添八「6. 計測制御系統施設」（P.8-30～P.8-39）

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （ハ） 非常用冷却設備」において、

・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム ：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入 ：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック ：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止 ：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作 動 条 件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿 入	バック	引抜停止
中性子束上昇 注 1	○		○	○	
ペリオド短 注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			

ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

(2) その他の主要な安全保護回路の種類

a 警報

中性子束上昇、ペリオド短、計装用電源電圧低下、モニタ異常、プロセス異常、照射設備異常、制御設備電源異常等の警報装置が設けられている。

b 原子炉起動条件

(a) スクラム、制御棒挿入、セットバック及び制御棒引抜停止の原因がすべて解除されているか又はバイパスされていること。

(b) 起動系の計数率が設定値以上であること。

(c) 全制御棒が下限にあること。

(d) 全中性子束計装が“測定”側のレンジにあり、μμアンメータが最高感度のレンジにあること。

(e) 核分裂計数管が測定位置にあること。

(f) すべての“ランセーフ”スイッチが“ラン”側にあること。

(g) 照射制御室から“炉運転可”の信号が来ていること。

(h) その他原子炉の安全を確保するに必要と思われる項目が満足されていること。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(2) 設計方針」において、

一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上特に重要な設備であるので、次のような方針に従って設計する。

a. 一次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、適切な炉心冷却能力を有するように設計する。

b. 一次冷却系統の圧力は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、最高使用圧力以下となるように設計する。

c. 一次冷却水に接する圧力容器、熱交換器、ヘッダ、一次循環ポンプ配管、弁等及びそれらの溶接部は耐食性を有するオーステナイト系ステンレス鋼を使用する。

d. 燃料被覆材及び一次冷却系構成材料の腐食を抑制し、また、一次冷却水中の放射性物質をできるだけ低減させるために、一次冷却水の電気抵抗を $5\times10^{5}\Omega\cdot$cm 以上に、またｐＨを 5.5～7.0 に維持するよう水質管理を行う。

e. 一次冷却水の漏えいを早期に検知するために、漏水検出器を設ける。

f. 一次冷却系配管の破損事故の際に、サイフォン現象により圧力容器内の水が喪失し炉心が空気中に露出することを防止する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

●適合性の検討

このように、本文ではプロセス異常等の警報装置、また異常状態における適切な炉心冷却能力を確保するための非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる非常用冷却設備が記載されており、添八ではこれらの設備の機能に関して、また、一次冷却水の漏えいの早期検知のための漏水検出器に関して記載されている。このため、一次冷却系から過度の原子炉容器内水位の低下をもたらすような一次冷却水の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるので、指針に適合している。

2.2.24 指針 24 への適合性

原子炉冷却系

指針 24. 崩壊熱を除去する設備
崩壊熱を除去する設備は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できる設計であること。

〔解説〕 「崩壊熱を除去する設備」とは、1 次冷却系に設ける崩壊熱除去用の補助ポンプ、自然循環弁等をいう。

1 次冷却材の自然対流等により崩壊熱を除去できる場合には、崩壊熱除去設備を設けなくてもよい。

指針 24.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○崩壊熱を除去する設備　：　原子炉冷却系統施設(非常用冷却設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)

○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)

○添八「13. 熱特性」(P.8-57～P.8-64)

○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)

○添十「2.8 商用電源喪失」(P.10-15～P.10-16)

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　・（イ）一次冷却設備」において、

・一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ハ） 非常用冷却設備」において、

・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮　(5) 非常用電源」において、

商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ
常時運転する3台の主循環ポンプのうち、2台は商用電源、1台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから5分後に停止する。
緊急ポンプ
本ポンプは、主循環ポンプに直列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時1台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。
補助ポンプ
本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ1台が自動起動する。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、
本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。
(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。
(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小DNBRは1.5以上とする。
(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、
想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。
① 最小DNBRは、1.5以上であること。
② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、
・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策
(1) 過渡変化の原因及び説明
この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。
(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。

2) 原子炉運転中は主循環ポンプ1台及び緊急ポンプ1台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。

・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBRは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では通常運転時の一次冷却設備及び異常状態における適切な炉心冷却能力を確保するための常時運転されている非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ等からなる非常用冷却設備が記載されており、添八ではこれらの設備の機能に関して記載されており、さらに添十では商用電源喪失の安全性に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている、このため、崩壊熱を除去する設備は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界を超えないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるので、指針に適合している。

2.2.25 指針 25 への適合性

原子炉冷却系

指針 25. 電源喪失に対する設計上の考慮 原子炉施設は、商用電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計であること。

〔解説〕 「停止後の冷却を確保できる」とは、商用電源喪失時において、計測制御系、安全保護系、原子炉停止系、原子炉冷却系等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする原子炉にあっては、信頼性の高い非常用電源系から崩壊熱を除去する設備に電源を供給できる設計をいう。

指針 25.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　：　その他原子炉の附属施設（電源設備）
○計測制御系　：　原子炉本体（制御棒）、
計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備）
○安全保護系　：　計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備（制御棒駆動機構））
○原子炉停止系　：　原子炉本体（制御棒）、
計測制御系統施設（制御設備、非常用制御設備）
○原子炉冷却系　：　原子炉冷却系統施設（非常用冷却設備）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」（P. 1～P. 4）
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P. 5～P. 7）
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」（P. 7～P. 10）
○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」（P. 13～P. 15）
○添八「1. 安全設計の方針」（P. 8-1～P. 8-5）
○添八「2. 原子炉本体」（P. 8-6～P. 8-20）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P. 8-24～P. 8-30）
○添八「6. 計測制御系統施設」（P. 8-30～P. 8-39）
○添八「10. 電源設備」（P. 8-47～P. 8-48）
○添八「13. 熱特性」（P. 8-57～P. 8-64）
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」（P. 10-1～P. 10-6）
○添十「2.8 商用電源喪失」（P. 10-15～P. 10-16）

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造
炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。
主要寸法　直径　156 cm
高さ　　75 cm

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ハ） 非常用冷却設備」において、

・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」

において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式)。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」において、

（イ） 非常用電源設備の構造

ディーゼル発電機　台数　　2台（うち1台予備）

　　電気出力　1,750 kVA/台

主要な負荷

　非常用冷却設備

　非常用排気設備

　計測制御設備

　制御棒駆動装置

蓄電池　　組数　2（フローティング方式）

　主な負荷　バックアップスクラム装置

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮　(5) 非常用電源」において、

商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する3台の主循環ポンプのうち、2台は商用電源、1台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから5分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時1台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ1台が自動起動する。

○添八「6 計測制御系統施設　6.3 安全動作　(1) スクラム」において、

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

スクラムの際は駆動装置が高速で自動的に追従する。

また、「主循環ポンプ商用電源異常」については、次の方針に基づいて設計する。

1) 多重性を有し、また、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

2) 商用電源喪失時に、その異常な状態を検知し、スクラムを開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

3) 駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

○添八「10. 電源設備　10.2 設計方針」において、

(1) 非常用電源設備は、商用電源喪失時に安全上重要な系統及び機器の安全機能を確保するために必要な容量と機能を有する設計とする。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、

本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小 DNBR は 1.5 以上とする。

(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は 400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。

② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、

・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。

2) 原子炉運転中は主循環ポンプ１台及び緊急ポンプ１台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。

・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では、商用電源喪失時の主循環ポンプ電源異常による原子炉スロースクラム、また、異常状態における適切な炉心冷却能力を確保するための非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ等からなる非常用冷却設備が記載されており、添八ではこれらの設備の機能に関して記載されており、さらに添十では商用電源喪失の安全性に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている、このため、原子炉施設は、商用電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できるので、指針に適合している。

2.2.26 指針 26 への適合性

原子炉建屋、実験設備等

指針 26. 原子炉建屋の機能
1. 原子炉建屋は、原則として、通常運転時に建屋内の負圧を維持し、かつ、漏えい率が所定の値を超えない設計であること。
2. 原子炉建屋は、放射性物質の放出を伴うような事故時等においては、原則として環境に放出される放射性物質の濃度と放出量を低減させる機能を有する設計であること。

〔解説〕 「放射性物質の濃度と放出量を低減させる機能」とは、気体状の放射性物質についてはチャコールフィルタ等を設けた非常用排気設備等により、建屋からの放射性物質の放散を抑制すること、また、液体状の放射性物質についてはその漏えいを検出し、建屋からの放射性物質の流出を抑制する設計をいう。

ただし、低出力炉及び中出力炉にあって、放射性物質の放出を伴うような事故時において、建屋からの放射性物質の放出による影響が十分に小さい場合には、指針 26 を適用しなくてもよい。

指針 26. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉建屋　：　原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」(P. 13)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P. 8-46～P. 8-47)

●記載内容

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　負圧　水柱 10 mm

短期　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

設計温度　常温

ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○添八「9.　原子炉格納施設　9.1 原子炉建家の設計」において、

原子炉を格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造円形建物で、これに連なるカナル建家とともに半気密のバリヤを形成し、常時は建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保つよう換気系を設ける。

●適合性の検討

このように、本文では原子炉建家が常時負圧に維持されていること、また、ろうえい率に関して記載されており、添八においても同様に記載されている。このため、原子炉建家は、通常運転時に建屋内の負圧を維持し、かつ、漏えい率が所定の値を超えないので、指針に適合している。

指針 26. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉建屋　：　原子炉冷却系統施設(一次冷却設備)、
放射性廃棄物の廃棄施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P.10～P.12)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P.8-40～P.8-44)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)
○添十「3.6 炉心流路閉塞事故」(P.10-43～P.10-51)
○添十「4. 重大事故及び仮想事故の解析」(P.10-69)

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・(イ) 一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付
台数２台（うち１台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ）気体廃棄物の廃棄施設」において、

・気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。

(1) 構造

通常排気設備

固形物捕集フィルタ

排風機　商用電源駆動

照射実験用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒１基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

処理能力

周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が３月間の平均濃度として昭和 63 年７月 26 日科学技術庁告示第 20 号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の 1/3 以下とする能力を有する。

(3) 排気口の位置

高さ 80mの排気筒の先端

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

・燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）２台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）１台が設置されており、これら３検出系のうちの２検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.1 気体廃棄物の廃棄施設」において、

・(1) 定常放出

年間平均の気象状態において、放出が行われた時の周辺地区における放射性物質の濃度の最高値は、後述のとおり周辺監視区域外の空気中の濃度限度より非常に低い値となっている。したがって定常時の気体状放射性物質の廃棄基準は、今後の試運転時の測定結果を基にして、周辺監視区域外の空気中の濃度限度より十分低い値に規定し、周辺の放射性物質の濃度が著しく高くなることを防止する。

・(2) 非定常放出

起こりうる最悪の気象状態において放出が行われたとしたときの周辺地区における放射性物質の濃度の最高値を法規で定められた平均 3 月間にならした値が周辺公衆に対する周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下であること。

通常排気設備のフィルタは、プレフィルタ及び高性能フィルタからなる。照射実験用排気設備及び非常用排気設備のフィルタは、モイスチャーエリミネータ、プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタからなる。

一次冷却系統からの脱気ガス、ループ照射装置からの脱気ガス、ループキュービクルからの排気ガス等は、照射実験用排気設備を通して排気筒から大気に放出される。原子炉建家からの一般の排気は、通常排気設備を通して大気に放出される。高性能フィルタの固形物捕集能力は 90%以上であり、チャコールフィルタのよう素捕集能力は 90%以上である。

・JMTR 事故時の安全対策として、非常用排気設備を設け、一次冷却水中の放射性物質の濃度が上昇した場合には、通常排気設備を停止し、非常用排気設備のみの運転とする。仮想事故時、炉室内に放出されると想定される放射性よう素及び固体状核分裂生成物をろ過して、高さ 80mの排気筒から大気に放出される。

添付種類十の仮想事故の解析に示されるごとく、仮想事故の場合の外界における線量は、チャコールフィルタのよう素捕集効率が 90%以上ならばいかなる換気回数でも線量のめやす値を超えることはないが、しかし被ばくの絶対量を減らすため非常用換気設備の換気回数は、通常排気設備の換気回数の 1/10 となるように設計されている。炉室内空気中の放射性物質の濃度が上昇した場合は、通常排気設備の運転を停止し、非常用排気設備のみで換気を行う。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3. 事故解析　3.6 炉心流路閉塞事故」において、

・3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの要因で一次冷却水中に混入していた異物が、炉心内の流路を閉塞することによって、その流路内の一次冷却水の流量が減少する。その結果、燃料温度が上昇して燃料板に損傷を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

流路閉塞の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管内にストレーナを取付け、冷却水中の異物を取り除く。

2) 燃料要素、照射試料等の交換作業に用いる工具等は、圧力容器内への落下防止の処置を講ずる。

3) 炉心作業終了後、圧力容器内の点検を十分に行う。さらに、定格出力運転前には、一次冷却系統を運転したのちに再度圧力容器内を点検し、異物がないことを確認する。

4) 上記の防止対策にも拘わらず、万一、事故が発生した場合を想定して燃料破損検出系を3系統設置し、そのうち2系統以上の異常検出で発信される「燃料破損」の信号によって、原子炉をスクラムさせる。

3.6.4 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。さらに、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

また、この事故において、2 枚の燃料板の損傷を想定しても放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

○添十「4. 重大事故及び仮想事故の解析」において、

・原子炉は、これまで示したように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、炉心が損壊に至ることはなく、安全性は十分確保し得るものと考える。ここでは、原子炉施設の各種の安全保護設備及び立地条件との関連において「原子炉立地審査指針」(1)に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、安全評価を行った結果を示す。

4.1 重大事故

重大事故として、炉心流路閉塞事故を想定する。

4.1.1 事故の想定

(1) 炉心流路閉塞事故は、「3.6 炉心流路閉塞事故」で示すとおり、原子炉の出力運転中に何らかの要因で一次冷却水に混入していた異物が炉心内の冷却水流路を閉塞し、その流路の一次冷却水流量が減少して燃料板の温度を上昇させる。その結果、燃料板が損傷して、核分裂生成物が一次冷却水中に放出される事象である。

(2) 炉心流路閉塞として1体の燃料要素の流路が全面的に閉塞することは、適切な運転管理等からみて実際上起こらないと考えられるが、放出に寄与する核分裂生成物を燃料要素1体内に蓄積する全量と仮定する。この量は炉心内蓄積量の5%に相当する。

(3) 燃料破損」の信号によって、原子炉はスクラムする。

(4) 一次冷却水中に放出された核分裂生成物は「燃料破損」検出によって、事故発生後5分以内に一次冷却系統に封じ込められるが、それまでの間は精製系統の脱気タンクを通じて排気筒から放出される。また、一次冷却系統から、わずかずつ原子炉建家内に漏えいするものとする。

(5) 原子炉建家内に放出された核分裂生成物は、事故発生後5分以内は通常排気設備で排気筒から放出され、それ以降は原子炉建家の換気が通常排気設備から非常用排気設備のみの運転となり、排気筒から放出されるものとする。

4.1.5 評価結果

敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

全身線量

・希ガス及びよう素からのガンマ線の外部被ばく

(5分間の放出による)　約 4.9×10^{-5} Sv

(5分後以降の放出による)　約 3.4×10^{-6} Sv

・スカイシャインガンマ線の外部被ばく　約 5.4×10^{-5} Sv

・直接ガンマ線の外部被ばく　約 2.6×10^{-6} Sv

甲状腺及び皮膚への線量

・よう素の吸入による小児甲状腺の被ばく

(5分間の放出による)　約 5.7×10^{-4} Sv

(5分後以降の放出による)　約 5.0×10^{-4} Sv

・ベータ線による皮膚の被ばく

(5分間の放出による)　約 4.2×10^{-5} Sv

(5分後以降の放出による)　約 2.3×10^{-6} Sv

以上の結果をまとめると、次のとおりである。

(1) 大気中に放出された核分裂生成物からのガンマ線、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の外部被ばくによる全身線量の合計は、約 1.1×10^{-4}Sv である。この値は、「原子炉立地審査指針」(1)の重大事故に対する判断のめやす値である全身に対する線量0.25Svを十分下回るものである。

(2) よう素の吸入による小児の甲状腺に対する線量は、約 1.1×10^{-3}Sv である。この値は、「原子炉立地審査指針」(1)の重大事故に対する判断のめやす値である甲状腺に対する線量1.5Svを十分下回るものである。

(3) ベータ線による皮膚への線量は、約 4.5×10^{-5}Sv である。

4.2 仮想事故

仮想事故として、炉心流路閉塞事故を想定する。

重大事故の場合との相違点及び評価結果を次に示す。

4.2.1 事故の想定

仮想事故の想定は、「4.1 重大事故」の場合とほぼ同様であるが、炉心内から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている全ての核分裂生成物が放出に寄与するものとする。

4.2.5 評価結果

敷地境界外における公衆の最大の線量は、次のとおりである。

全身線量

・希ガス及びよう素からのガンマ線の外部被ばく

(5 分間の放出による)　約 9.5×10^{-4} Sv

(5 分後以降の放出による)　約 7.0×10^{-5} Sv

・スカイシャインガンマ線の外部被ばく　約 1.1×10^{-3} Sv

・直接ガンマ線の外部被ばく　約 5.1×10^{-5} Sv

甲状腺及び皮膚への線量

・よう素の吸入による小児甲状腺の被ばく

(5 分間の放出による)　約 6.3×10^{-3} Sv

(5 分後以降の放出による)　約 6.5×10^{-3} Sv

・ベータ線による皮膚の被ばく

(5 分間の放出による)　約 8.4×10^{-4} Sv

(5 分後以降の放出による)　約 4.7×10^{-5} Sv

また、全身線量の積算値は、次のとおりである。

現在人口による積算　約 0.28 万人 Sv

将来人口(推定)による積算値　約 0.23 万人 Sv

(表 10-31、表 10-32 参照)

以上の結果をまとめると、次のとおりである。

(1) 大気中に放出された核分裂生成物からのガンマ線、スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の外部被ばくによる全身線量の合計は、約 2.2×10^{-3}Sv である。この値は、「原子炉立地審査指針」(1)の仮想事故に対する判断のめやす線量である 0.25Sv を十分下回るものである。

(2) よう素の吸入による成人の甲状腺に対する線量は、約 1.3×10^{-2}Sv である。この値は、「原子炉立地審査指針」(1)の仮想事故に対する判断のめやす値である甲状腺(成人)に対する線量 3 Sv を十分下回るものである。

(3) 1995年の人口データより求めた全身線量の積算値は約0.28万人Svである。また、50年後(2045年)の予測される人口分布を基にして計算した全身線量の積算値は約 0.23 万人 Sv である。いずれも「原子炉立地審査指針」(1)の人口密集地帯からの隔離のめやすとして示されている参考値 2 万人 Sv を十分下回るものである。

(4) ベータ線による皮膚への線量は約 8.9×10^{-4}Sv である。

●適合性の検討

このように、本文では気体廃棄物の廃棄施設に関して、放出が行われた周辺地域における放射性

物質の濃度が周辺監視区域外の空気中の濃度限度より低い値にする能力を有していることが記載されている。添八においても同様に記載されており、また「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にすることが記載されている。さらに添十では、炉心流路閉塞事故と炉心流路閉塞による重大事故及び仮想事故の安全性に対する評価により、炉心流路閉塞事故においては、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること、炉心流路閉塞による重大事故及び仮想事故においては外部被ばく、よう素の吸入による線量等を評価し、判断のめやすを十分下回ることが確認されている。このため、原子炉建家は、放射性物質の放出を伴うような事故時等においては、原則として環境に放出される放射性物質の濃度と放出量を低減させる機能を有しているのので、指針に適合している。

2.2.27 指針 27 への適合性

原子炉建屋、実験設備等

指針 27. 実験設備等に関する設計上の考慮
1. 実験設備等は、その異常又は損傷によって原子炉の安全が損なわれない設計であること。
2. 実験設備等は、実験物の状態変化、移動等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であること。
3. 実験設備等は、照射試料等を含めその内蔵する放射性物質の量に応じて適切な設計上の考慮がなされるとともに、その放射線及び放射性物質の著しい漏えいのおそれのない設計であること。
4. 実験設備等は、原子炉の安全上必須の事項について、制御室で監視できる設計であること。
5. 制御室と実験設備等の設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計であること。

〔解説〕 「実験設備等」とは、原子炉を使用する実験設備及び利用設備をいう。

指針 27 は実験設備及び利用設備のうち原子炉の安全に支障を生ずるおそれのある設備について定めたものであり、照射試験用の炉内照射設備(ループを含む。)、冷中性子源装置等が該当する。

第 1 項には、原子炉を自動停止させるなどの必要な事項を含む。

第 2 項における「過度の反応度変化を与えない」とは、実験物の状態変化、移動等によってもたらされる反応度変化が反応度制御系の操作によって十分安全に制御できる範囲内にあることをいう。

第 3 項は、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらさないように、内蔵する放射性物質の量により、適切な遮へいを施すとともに放射性物質の漏えいを防止する対策を講ずるよう設計することをいう。

第 4 項は、運転中に重要なパラメータ(温度、圧力、流量等)が監視できること、また、原子炉の安全に重大な影響を及ぼすおそれのある異常な状態に対しては、警報設備を設けることなどをいう。

指針 27. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○実験設備等　：　その他原子炉の附属施設（照射実験設備）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)

○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P. 13～P. 15)

○添八「11. 照射実験設備」(P. 8-49～P. 8-50)

○添八「14. 動特性」(P. 8-65～P. 8-67)

○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P. 10-1～P. 10-6)

○添十「3. 2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」(P. 10-37～P. 10-38)

○添十「5. 実験装置による事故」(P. 10-85)

○添十「6. OSF-1 事故解析」(P. 10-86～P. 10-93)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心　(3) 主要な核的制限値」において、

b 照射試料の制限

ループ

ループ内試料の落下又は流出する可能性のある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

ループ内試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

キャプセル

キャプセルの事故の際流出するおそれのある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

水力ラビット

試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心　(4) 主要な熱的制限値」において、

c 照射実験装置

1 個のキャプセルの最大発熱量　100 kW

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。
次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注１	○		○	○	
ペリオド短　注１	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注２		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注３		○	○	○	

注１　各系統３チャンネルのうち２チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式)。
注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。
注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備　（ロ）主要な実験設備の構造」において、
・(1) キャプセル照射装置
任意の炉心格子位置に装荷することができる。反射体要素をキャプセルホールダとして使用することができるが、専用のキャプセルホールダを使用することも可能である。

事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限するとともに、さらに、ハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値及び(4) 主要な熱的制限値に記載した制限値以内のものとする。

最大装荷数量

燃料領域のキャプセル・ホールダ　　8 個

反射体領域のキャプセル・ホールダ　100 個

照射試料

1 個のキャプセルの最大発熱量が 100kW に相当する量以下のもの

・(2) 水力ラビット

圧力容器を貫通してとりつけられ、原子炉運転中においても、照射試料の挿入、取出しの可能な構造とする。照射試料は専用のホールダに挿入され、水流力によって、取出しを行なう。

最大装荷数量　3

冷却材の試料　純水

照射試料　挿入、取出しにともなう反応度変化が＋0.1%Δk/k に相当する量以下のもの

・(3)　ループ照射装置

圧力容器を貫通して取り付けられ、原子炉とは独立の冷却系統設備を有する。破損事故が生じても、運転状態において＋0.5%Δk/k 以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。

最大装荷数量　6

○添八「11. 照射実験設備　11.1 キャプセル照射装置」において、

・JMTR は、汎用の照射試験炉として、さまざまな種類の照射試料をそれぞれの照射条件に応じて照射できることを、大きな特色とする。このような多種多様な照射要求にこたえられるのが、多くの種類からなるキャプセル照射装置である。これには、特に計測、制御を行わずに照射することを目的とするリーキーキャプセル、照射試料の温度を計測することのできる計測付キャプセル、照射試料の温度を制御することの可能な温度制御キャプセルなどがある。

これらは、反射体要素をキャプセルホールダとして、炉内に装荷することもあれば、別に専用のキャプセルホールダを用いて照射することもある。任意の炉心格子位置が、照射実験孔として使用可能である。それぞれの照射試料の要求する照射条件を満足する炉心内位置を選んで照射する。このように原子炉の目的からして、原則として、照射試料の制限は設けないし、かつ、炉内照射位置も限定しない。

しかし、高出力運転の原子炉として、これら、キャプセル照射装置の破損事故によって、原子炉の安全に重大な影響を及ぼすことのないよう、キャプセル照射装置の設計、炉内への装荷に関して、次に述べる安全上の基準を設ける。

まず、原子炉の運転中に、何らかの破損事故によって、キャプセル照射装置が流出または落下する可能性がある場合には、このために炉に加えられる反応度が＋0.5%Δk/k 以下となるように制限する。

核燃料物質を照射する場合、あるいは水その他炉心要素と化学反応を起すおそれのある場合などは、キャプセル照射装置の最外筒が破損しても重大な事故に至ることのないよう典型的なキャプセルにより炉外実験を行うなどして、安全を確認しておく。また、たとえ破損したとしても、破損にともなうエネルギー放出により、燃料要素をはじめ、炉心に大きな損傷を与えることのないようなものに制限する。一方、炉内の照射条件に関して、可能な限り確実なデータがえられるよう、付設の臨界実験装置を活用するなどして、各種の判定、解析を行い、キャプセル照射装置の設計に反映させてゆく。

このように、設計の段階で、十分安全のための考慮を払うとともに、製作されたキャプセル照射装置を、原子炉に装荷する際にも厳しい受入れ検査を行って、安全を確認する。

さらに、特に、照射条件のきびしいキャプセル照射装置にあっては、照射中も、試料の温度などを監視し、必要な場合には警報を発したり、あるいは、直接、原子炉の各種安全動作に結びつくようなインターロックを設けて、原子炉の安全を確保する。

○添八「11. 照射実験設備　11.3 ループ照射装置」において、

(1) ガスループ等配管に亀裂が生じて、原子炉の一次冷却水が、ループ内に侵入するような場合には、炉心のボイド計数が負の場合炉に正の反応度が加えられる可能性があるので、このようなループについては、運転状態において、破損事故時、＋0.5%Δk/k 以上の反応度が加わることのないよう制限を設ける。

(2) ループ照射装置に挿入する照射試料に関しては、試料の保持装置等の故障により、炉心部から落下又は流出する可能性がある場合は、炉に加えられる反応度が＋0.5%Δk/k を超えることのないよう制限する。

(3) 原子炉運転中に照射試料の挿入、取出しを行う場合は、原子炉の定常運転に支障を及ぼすことのないよう、原子炉に加えられる反応度が＋0.1%Δk/k 以下のものに制限する。

(4) 原子炉の運転中、ループに異常を生じた場合は、安全を確保するため状況に応じて、炉の出力低下、スクラム等が行えるよう必要な計装を設けて、原子炉に安全動作の信号を送るようにする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。

③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」において、

・3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に、キャプセル照射装置の破損又はループ照射装置の試料の保持装置等が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出すること、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が侵入すること等によって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 照射装置等の設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 原子炉の運転中に、照射装置が破損又は試料の保持装置が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出する可能性のある場合、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が侵入する可能性のある場合、付加される正の反応度は 0.5%Δk/k を超えないように制限する。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力では出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・3.2.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、燃料破損に伴う著しい機械的エネルギは発生することはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「5. 実験装置による事故」において、

・ここでは炉内の実験装置の事故のよって引き起こされる炉側の事故を問題とするものである。炉内に挿入される実験装置としては、水力ラビット、キャプセル照射装置及びループ照射装置がある。

水力ラビットは、一次冷却水と隔離して炉心内に挿入された管中に、キャプセルを水力で挿入、取出しする装置であって圧力、温度等も低く、非核的事故として炉心に損傷を与える可能性はない。

キャプセル照射装置は、燃料及び構造材の照射試料をキャプセルに封入して炉内に挿入するものであるが、キャプセルの種類としては熱伝導体として NaK 又は Na を試料とともに封入するものがある。したがって、キャプセル実験装置の事故としては試料の核分裂生成物の漏えい又は Na、NaK が一次冷却水と接し、水と反応を起こす可能性がある。しかし、キャプセル内に封入されている

Na、NaK の量はわずかであり、大量のエネルギ放出によって炉に損傷を与える可能性はない。
したがって、キャプセル照射装置の事故としては核分裂生成物又はアルカリ性溶液で一次冷却水を汚染する程度であり、これらは一次冷却系統に閉じ込められるので何ら問題は生じない。問題となるのはループの場合であって、ループの種類によって種々様相が異なってくる。ループについては、新たに炉に挿入するたびごとに安全審査を受ける。この場合、挿入ループについては炉側の一次冷却系統を破損するようなものでないことを原則とする。
なお、各照射実験装置は十分なる機械的強度を有するように設計されているので、これに基づく事故が 2 重に重なって起こることは考えられない。

○添十「6. OSF-1 事故解析」において、

・OSF-1 において発生する可能性のある故障又は誤操作に対して、その発生原因と防止対策を説明し、その経過と結果の検討を行う。

・6.1 循環ポンプ停止

(1) 故障の原因及び説明

この故障は、定常運転中に循環ポンプ 2 台のうち、1 台が停止することにより冷却材流量が低下し、冷却材温度が上昇し、照射試料であるキャプセルの温度が上昇する現象として考える。
このような故障の原因は、循環ポンプの電源喪失若しくは回転軸の固着が考えられる。

(2) 防止対策

この故障の発生を防止し、また、万一発生した場合にもキャプセルの健全性を確保するために、次のような対策を講ずる。

a. 循環ポンプは、1 台で定格流量を確保できるものを 2 台設置し、それぞれ商用系統又はディーゼル系統の電源に個別に接続し、各々の循環ポンプが 50%の流量を保持するような並列運転を行う。

b. 冷却系流量は、流量調節弁を作動させて自動調節する。

c. JMTR の独立二系統の電源のうち一つが喪失した場合及び冷却水流量「低」の信号が発した場合原子炉を自動停止する。

・(4) 結論

この故障によるキャプセル外表面の温度上昇は最高 40℃とわずかであり、キャプセルの健全性が損なわれることはない。

・6.2 冷却系配管破損事故

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定常運転中に OSF-1 冷却系の配管の破断又は機器の破損により、冷却水が系外に流出し、キャプセルを冷却する能力が著しく低下することにより、キャプセルの温度が上昇する現象として考える。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にもキャプセルの健全性を確保するために、次のような対策を講ずる。

a. OSF-1 は、これまでに実績のある十分に信頼性の高い材料を選定し、所定の基準などを参考に

して設計する。また、製作及び検査においては細心の注意を払い、冷却系配管破損を起こさないようにする。

b. 冷却水が系外へ急激に流出するような配管及び機器の大破損が発生した場合には、炉内管出入口圧力「低」の信号により原子炉を自動的に停止するとともに、炉プール内に設置した緊急弁を自動的に開ける。これにより、緊急弁から炉プール水を吸い込み、破損口より流出する冷却水を補う。

c. 冷却水が系外へ徐々に漏えいするような配管及び機器の小破損が発生した場合には、サージタンク圧力「低」、サージタンク水位「低」又は漏水の警報を発し、運転員に異常を知らせる。

・(4) 結論

この事故により、炉内管内の冷却水が喪失することはない。したがって、キャプセルの健全性は確保される。

・6.3 キャプセル破損事故

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、何らかの原因で照射試料であるキャプセルの外筒管が破損して、キャプセル内部に蓄積している核分裂生成物（以下「FP」という）が OSF-1 冷却系内に流出し、FP を含む冷却水が原子炉建家内へ漏えいするような事象として考える。

キャプセル破損事故の発生は、OSF-1 冷却系に設置してある放射線モニタ等により検知される。破損検知後は、事故の拡大を防止する処置がとられる。OSF-1 冷却系は密閉状態におかれている。したがって、OSF-1 冷却系内に流出した FP は冷却系内に保持されている。

事象の解析に当たっては、OSF-1 冷却系から冷却水が原子炉建家内に漏えいし、気相へ移行した FP が原子炉建家の排気系を経て排気筒から放出する場合について、敷地境界外における公衆の線量評価を行う。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一発生した場合にもその影響を限定するため、次のような対策を講ずる。

a. キャプセル外筒管は、これまでに十分な実績のある信頼性の高い材料を使用し、所定の基準等を参考にして設計する。また、製作及び検査においては細心の注意を払うことにより、破損を起こさないようにする。

b. キャプセル外筒の破損は、大破損に至る前にわずかな漏えいを伴う。FP の漏えいは、OSF-1 冷却系の放射線モニタ等で検知される。この場合、キャプセル交換器を用いてキャプセルを炉心外へ引上げることにより、キャプセルの発熱量を低下させる。さらに事故が拡大する場合は、原子炉を停止するとともに、原子炉建家の排気系を非常用排気設備のみの運転とする。

c. 事故発生後は OSF-1 冷却系の精製塔通水割合を最大 100%まで増加して、冷却水中の FP（希ガスを除く）を精製塔内のイオン交換樹脂に吸着させる。

・(4) 結論

OSF-1 のキャプセル破損事故による敷地境界外の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

●適合性の検討

このように、本文では照射実験設備に関して核的制限値及び熱的制限値が記載されており、さらに照射設備異常による制御棒の安全動作、キャプセル照射装置は事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限することが記載されている。添八においてもこれらが同様に記載されており、さらに原子炉の安全を確保するために安全動作を行えるように記載されている。さらに添十では実験装置による事故及び OSF-1 事故時の安全性に対する評価により、その安全性が確認されている。このため、実験設備等はその異常又は損傷によって原子炉の安全が損なわれない設計であるので、指針に適合している。

指針 27. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○実験設備等　：　その他原子炉の附属施設(照射実験設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P.13～P.15)

○添八「11. 照射実験設備」(P.8-49～P.8-50)

○添八「14. 動特性」(P.8-65～P.8-67)

○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」(P.10-10～P.10-11)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心　(3) 主要な核的制限値」において、

b 照射試料の制限

ループ

ループ内試料の落下又は流出する可能性のある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

ループ内試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

キャプセル

キャプセルの事故の際流出するおそれのある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k 以下

水力ラビット

試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k 以下

○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備　（ロ）主要な実験設備の構造」において、

・(1) キャプセル照射装置

任意の炉心格子位置に装荷することができる。反射体要素をキャプセルホールダとして使用することができるが、専用のキャプセルホールダを使用することも可能である。

事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限するとともに、さらに、ハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値及び(4) 主要な熱的制限値に記載した制限値以内のものとする。

最大装荷数量

燃料領域のキャプセル・ホールダ　8 個

反射体領域のキャプセル・ホールダ　100 個

照射試料

1 個のキャプセルの最大発熱量が 100kW に相当する量以下のもの

・(2) 水力ラビット

圧力容器を貫通してとりつけられ、原子炉運転中においても、照射試料の挿入、取出しの可能な

構造とする。照射試料は専用のホールダに挿入され、水流力によって、取出しを行なう。
最大装荷数量　3
冷却材の試料　純水
照射試料　挿入、取出しにともなう反応度変化が＋0.1%Δk/k に相当する量以下のもの

・(3)　ループ照射装置
圧力容器を貫通して取り付けられ、原子炉とは独立の冷却系統設備を有する。破損事故が生じても、運転状態において＋0.5%Δk/k 以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。
最大装荷数量　6

○添八「11. 照射実験設備　11.2 水力ラビット照射装置」において、
原子炉の定常運転に支障を及ぼすことのないよう、挿入、取出しのために、炉に加えられる反応度が　　＋0.1%Δk/k 以下のものに制限する。複数個の照射試料の挿入、取出しが同時に行われる場合は、同時に行われるすべての試料について適用する。

○添八「11. 照射実験設備　11.3 ループ照射装置」において、
(3) 原子炉運転中に照射試料の挿入、取出しを行う場合は、原子炉の定常運転に支障を及ぼすことのないよう、原子炉に加えられる反応度が＋0.1%Δk/k 以下のものに制限する。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、
想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。
① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。
② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」において、
・2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策
(1) 過渡変化の原因及び説明
この過渡変化は、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を水力ラビット又はループ照射装置内で移動することによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理する。

2) 原子炉運転中に、水力ラビット及びループ照射装置で挿入・取出を行う照射試料の反応度は、それぞれ 0.1%Δk/k を超えないようにする。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.4.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文では、試料の挿入、取出しが行える水力ラビット及びループ照射装置に関して、その際の反応度変化を制限していることが記載されており、添八においても同様に記載されている。さらに、さらに添十では、照射試料による反応度付加に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている。このため、実験設備等は、実験物の状態変化、移動等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計であるので、指針に適合している。

指針 27. 第 3 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○実験設備等　：　原子炉本体(炉プール、炉プール側壁)、
放射性廃棄物の廃棄施設、
その他原子炉の附属施設(照射実験設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P.10～P.12)
○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P.13～P.15)
○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「3. 放射線遮へいの設計」(P.8-21～P.8-22)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P.8-40～P.8-44)
○添八「11. 照射実験設備」(P.8-49～P.8-50)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・(ホ) 放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。
炉プール　直径　6 m
深さ　12 m
圧力容器上蓋までの深さ　4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）
厚さ　2.5 m

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ）気体廃棄物の廃棄施設」において、
気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。
(1) 構造
通常排気設備
固形物捕集フィルタ
排風機　商用電源駆動
照射実験用排気設備
固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒1基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備　（ロ）主要な実験設備の構造」において、

・(1) キャプセル照射装置

任意の炉心格子位置に装荷することができる。反射体要素をキャプセルホールダとして使用することができるが、専用のキャプセルホールダを使用することも可能である。

事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限するとともに、さらに、ハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値及び(4) 主要な熱的制限値に記載した制限値以内のものとする。

最大装荷数量

燃料領域のキャプセル・ホールダ　　8 個

反射体領域のキャプセル・ホールダ　100 個

照射試料

1個のキャプセルの最大発熱量が100kWに相当する量以下のもの

・(2) 水力ラビット

圧力容器を貫通してとりつけられ、原子炉運転中においても、照射試料の挿入、取出しの可能な構造とする。照射試料は専用のホールダに挿入され、水流力によって、取出しを行なう。

最大装荷数量　3

冷却材の試料　純水

照射試料　挿入、取出しにともなう反応度変化が＋0.1%Δk/kに相当する量以下のもの

・(3)　ループ照射装置

圧力容器を貫通して取り付けられ、原子炉とは独立の冷却系統設備を有する。破損事故が生じても、運転状態において＋0.5%Δk/k 以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。

最大装荷数量　6

○添八「2. 原子炉本体　2.4 炉プール」において、

圧力容器は、直径 6m、深さ 12m の炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m 程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。

炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは 4m となる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の 5m の水層が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

○添八「11. 照射実験設備　11.1 キャプセル照射装置」において、

・JMTR は、汎用の照射試験炉として、さまざまな種類の照射試料をそれぞれの照射条件に応じて照射できることを、大きな特色とする。このような多種多様な照射要求にこたえられるのが、多くの種類からなるキャプセル照射装置である。これには、特に計測、制御を行わずに照射することを目的とするリーキーキャプセル、照射試料の温度を計測することのできる計測付キャプセル、照射試料の温度を制御することの可能な温度制御キャプセルなどがある。

これらは、反射体要素をキャプセルホールダとして、炉内に装荷することもあれば、別に専用のキャプセルホールダを用いて照射することもある。任意の炉心格子位置が、照射実験孔として使用可能である。それぞれの照射試料の要求する照射条件を満足する炉心内位置を選んで照射する。このように原子炉の目的からして、原則として、照射試料の制限は設けないし、かつ、炉内照射位置も限定しない。

しかし、高出力運転の原子炉として、これら、キャプセル照射装置の破損事故によって、原子炉の安全に重大な影響を及ぼすことのないよう、キャプセル照射装置の設計、炉内への装荷に関して、次に述べる安全上の基準を設ける。

まず、原子炉の運転中に、何らかの破損事故によって、キャプセル照射装置が流出または落下する可能性がある場合には、このために炉に加えられる反応度が＋0.5%Δk/k 以下となるように制限する。

核燃料物質を照射する場合、あるいは水その他炉心要素と化学反応を起すおそれのある場合などは、キャプセル照射装置の最外筒が破損しても重大な事故に至ることのないよう典型的なキャプセルにより炉外実験を行うなどして、安全を確認しておく。また、たとえ破損したとしても、破損にともなうエネルギー放出により、燃料要素をはじめ、炉心に大きな損傷を与えることのないようなものに制限する。一方、炉内の照射条件に関して、可能な限り確実なデータがえられるよう、付設の臨界実験装置を活用するなどして、各種の判定、解析を行い、キャプセル照射装置の設計に反映させてゆく。

このように、設計の段階で、十分安全のための考慮を払うとともに、製作されたキャプセル照射装置を、原子炉に装荷する際にも厳しい受入れ検査を行って、安全を確認する。

さらに、特に、照射条件のきびしいキャプセル照射装置にあっては、照射中も、試料の温度などを監視し、必要な場合には警報を発したり、あるいは、直接、原子炉の各種安全動作に結びつくようなインターロックを設けて、原子炉の安全を確保する。

●適合性の検討

このように、本文では遮へい体として炉プール水及び炉プール側壁が、気体廃棄物の廃棄施設に関して、放出が行われた周辺地域における放射性物質の濃度が周辺監視区域外の空気中の濃度限度より低い値にする能力を有していることが記載されており、また、キャプセル照射装置は事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限することが記載されている。添八では核燃料物質を照射する場合、あるいは水その他炉心要素と化学反応を起すおそれのある場合などは、キャプセル照射装置の最外筒が破損しても重大な事故に至ることのないよう安全を確認しておくこと、また、たとえ破損したとしても、破損にともなうエネルギー放出により、燃料要素をはじめ、炉心に大きな損傷を与えることのないようなものに制限すること、照射条件のきびしいキャプセル照射装置にあっては、照射中も、試料の温度などを監視し、必要な場合には警報を発したり、あるいは、直接、原子炉の各種安全動作に結びつくようなインターロックを設けて、原子炉の安全を確保することが記載されている。このため、実験設備等は、照射試料等を含めその内蔵する放射性物質の量に応じて適切な設計上の考慮がなされるとともに、その放射線及び放射性物質の著しい漏えいのおそれのない設計であるので、指針に適合している。

指針 27. 第 4 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○実験設備等　：　計測制御系統施設(計装)、
その他原子炉の附属施設(照射実験設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○本文「ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P. 13～P. 15)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「11. 照射実験設備」(P. 8-49～P. 8-50)

●記載内容

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備 （イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系	核分裂計数管使用	3 チャンネル
対数出力系	γ線補償型電離箱使用	3 チャンネル
線型出力系	同　上	3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。
制御棒挿入　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備　（ロ）主要な実験設備の構造」において、

・(1) キャプセル照射装置

任意の炉心格子位置に装荷することができる。反射体要素をキャプセルホールダとして使用することができるが、専用のキャプセルホールダを使用することも可能である。

事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限するとともに、さらに、ハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値及び(4) 主要な熱的制限値に記載した制限値以内のものとする。

最大装荷数量

燃料領域のキャプセル・ホールダ　　8 個

反射体領域のキャプセル・ホールダ　100 個

照射試料

1 個のキャプセルの最大発熱量が 100kW に相当する量以下のもの

・(2) 水力ラビット

圧力容器を貫通してとりつけられ、原子炉運転中においても、照射試料の挿入、取出しの可能な構造とする。照射試料は専用のホールダに挿入され、水流力によって、取出しを行なう。

最大装荷数量　3

冷却材の試料　純水

照射試料　挿入、取出しにともなう反応度変化が＋0.1%Δk/k に相当する量以下のもの

・(3)　ループ照射装置

圧力容器を貫通して取り付けられ、原子炉とは独立の冷却系統設備を有する。破損事故が生じても、運転状態において＋0.5%Δk/k 以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。

最大装荷数量　6

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装　(6) 制御室及び故障表示器」において、

故障表示器は制御卓の正面上方の見易いところに設置し、原子炉関係の故障表示の一部はループ制御室にも設けられる。また照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行う。

○添八「11. 照射実験設備　11.1 キャプセル照射装置」において、

・JMTR は、汎用の照射試験炉として、さまざまな種類の照射試料をそれぞれの照射条件に応じて照射できることを、大きな特色とする。このような多種多様な照射要求にこたえられるのが、多くの種類からなるキャプセル照射装置である。これには、特に計測、制御を行わずに照射することを目的とするリーキーキャプセル、照射試料の温度を計測することのできる計測付キャプセル、照射試料の温度を制御することの可能な温度制御キャプセルなどがある。

これらは、反射体要素をキャプセルホールダとして、炉内に装荷することもあれば、別に専用のキャプセルホールダを用いて照射することもある。任意の炉心格子位置が、照射実験孔として使用可能である。それぞれの照射試料の要求する照射条件を満足する炉心内位置を選んで照射する。このように原子炉の目的からして、原則として、照射試料の制限は設けないし、かつ、炉内照射位置も限定しない。

しかし、高出力運転の原子炉として、これら、キャプセル照射装置の破損事故によって、原子炉の安全に重大な影響を及ぼすことのないよう、キャプセル照射装置の設計、炉内への装荷に関して、次に述べる安全上の基準を設ける。

まず、原子炉の運転中に、何らかの破損事故によって、キャプセル照射装置が流出または落下する可能性がある場合には、このために炉に加えられる反応度が＋0.5%Δk/k 以下となるように制

限する。

核燃料物質を照射する場合、あるいは水その他炉心要素と化学反応を起すおそれのある場合などは、キャプセル照射装置の最外筒が破損しても重大な事故に至ることのないよう典型的なキャプセルにより炉外実験を行うなどして、安全を確認しておく。また、たとえ破損したとしても、破損にともなうエネルギー放出により、燃料要素をはじめ、炉心に大きな損傷を与えることのないようなものに制限する。一方、炉内の照射条件に関して、可能な限り確実なデータがえられるよう、付設の臨界実験装置を活用するなどして、各種の判定、解析を行い、キャプセル照射装置の設計に反映させてゆく。

このように、設計の段階で、十分安全のための考慮を払うとともに、製作されたキャプセル照射装置を、原子炉に装荷する際にも厳しい受入れ検査を行って、安全を確認する。

さらに、特に、照射条件のきびしいキャプセル照射装置にあっては、照射中も、試料の温度などを監視し、必要な場合には警報を発したり、あるいは、直接、原子炉の各種安全動作に結びつくようなインターロックを設けて、原子炉の安全を確保する。

●適合性の検討

このように、本文では計装装置が設けられていること、照射設備異常の安全動作の項目があることが記載されており、添八では照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行うこと、また、特に、照射条件のきびしいキャプセル照射装置にあっては、照射中も、試料の温度などを監視し、必要な場合には警報を発したり、あるいは、直接、原子炉の各種安全動作に結びつくようなインターロックを設けて、原子炉の安全を確保することが記載されている。このため、実験設備等は、原子炉の安全上必須の事項について、制御室で監視できる設計であるので、指針に適合している。

指針 27. 第 5 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○制御室と実験設備等　：　原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」(P.13)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P.8-46～P.8-47)

○参考図面「第 5 図 JMTR 炉室内配置図(2 階)」(P.21)

●関連資料等における関連記載

○「JMTR の設置に関する書類」1965 年 1 月　日本原子力研究所

●記載内容

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　負圧　水柱 10 mm

短期　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

設計温度　常温

ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○「JMTR の設置に関する書類　6.2.5 付属装置」において、

その他付属装置として、インターホン、一斉指令装置、無線送受話装置などの連絡通報装置を設け、JMTR 建家および付属建家内で相互におよび任意の場所で連絡できるようにする。また工業用テレビ装置で建家内の重要な場所の監視を行う。

●適合性の検討

このように、本文参考図面では通信設備が記載されており、JMTR の設置に関する書類では数種類の通信連絡放送設備が記載されている。このため、制御室と実験設備等の設置されている場所との間は、安全上の連絡ができる設計であるので、指針に適合している。

2.2.28 指針 28 への適合性

安全保護系

指針 28. 安全保護系の多重性
安全保護系は、その系統を構成する機器又はチャンネルに単一故障が起きた場合でも、その安全保護機能を喪失しないよう、多重性を有する設計であること。

〔解説〕 「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素(例えば、検出器から論理回路入口までの抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ、導線等)及びモジュール(例えば、内部連絡された構成要素の集合体)の配列をいう。

「多重性を有する設計」には、多様性を有する設計及び同一事象に対する安全保護動作が異なるパラメータにより複数期待できる場合を含めてもよい。

指針 28.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設(一次冷却設備)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備(制御棒駆動機構))

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・(イ) 一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備)、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備)、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付

台数２台（うち１台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

・（ハ）非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ３チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　３チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　３チャンネル

線型出力系　　同　　上　　３チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注１	○		○	○	
ペリオド短　注１	○		○		○
地震		○			

計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

5）中性子計装の起動系、対数出力系及び線型出力系はすべて独立した同一の 3 チャンネルから構成されており、1 チャンネルの故障によっても他の正常なチャンネルで計測できるようにする。また、対数出力系および線型出力系は定常運転時特に重要であるので、チャンネル間の出力偏差を常時監視し、出力偏差の著しいチャンネルは故障とみなして自動的に切離すようにする。したがって以後は残りの 2 チャンネルによって計測し、さらにその内の 1 チャンネルが故障のときはスクラムする。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3) によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約 5 分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）2 台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）1 台が設置されており、これら 3 検出系のうちの 2 検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台

の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

・JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

スクラムの際は駆動装置が高速で自動的に追従する。

また、「主循環ポンプ商用電源異常」については、次の方針に基づいて設計する。

1) 多重性を有し、また、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

2) 商用電源喪失時に、その異常な状態を検知し、スクラムを開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

3) 駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

●適合性の検討

このように、本文において計測制御系統施設の核計装に関する多重性と、それ以外の計装の同一事象に対する異なるパラメータによって安全保護動作が期待できることが記載されており、添八においても同様に記載されており、さらに原子炉圧力の計装が多重性を有していることが記載さ

れている。このため、安全保護系の機能は、その系統を構成する機器又はチャンネルに単一故障が起きた場合でも、その安全保護機能を喪失しないよう、多重性、多様性を有しているので、指針に適合している。

2.2.29　指針 29 への適合性

安全保護系

指針 29. 安全保護系の独立性
安全保護系は、通常運転時及び異常状態において、その安全保護機能が喪失しないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

〔解説〕　「チャンネル相互を分離し」とは、一方のチャンネルにおいて異常が発生した場合、他方のチャンネルも同種の異常が発生しないこと、又はその安全保護機能が阻害されるような影響を受けないようになっていることをいう。

指針 29.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設(一次冷却設備)、
計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備(制御棒駆動機構))

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・(イ) 一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備)、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備)、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付

台数２台（うち１台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm²G

・（ハ）非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ３チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　３チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　３チャンネル

線型出力系　　同　　上　　３チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注１	○		○	○	
ペリオド短　注１	○		○		○
地震		○			

計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

5）中性子計装の起動系、対数出力系及び線型出力系はすべて独立した同一の 3 チャンネルから構成されており、1 チャンネルの故障によっても他の正常なチャンネルで計測できるようにする。また、対数出力系および線型出力系は定常運転時特に重要であるので、チャンネル間の出力偏差を常時監視し、出力偏差の著しいチャンネルは故障とみなして自動的に切離すようにする。したがって以後は残りの 2 チャンネルによって計測し、さらにその内の 1 チャンネルが故障のときはスクラムする。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3）によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約 5 分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）2台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）1台が設置されており、これら3検出系のうちの2検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する3台の主循環ポンプのうち、2台は商用電源、1台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから5分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時1台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ1台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は2個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ4台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ3台

の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

・JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

スクラムの際は駆動装置が高速で自動的に追従する。

また、「主循環ポンプ商用電源異常」については、次の方針に基づいて設計する。

1) 多重性を有し、また、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

2) 商用電源喪失時に、その異常な状態を検知し、スクラムを開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

3) 駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

●適合性の検討

このように、本文において計測制御系統施設の核計装は 3 チャンネルから構成され、安全動作は”2 out of 3”によって行われることが記載されており、添八ではさらに詳細に記載されている。このため、安全保護系の機能は、通常運転時及び異常状態においても、その安全保護機能が

喪失しないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮しているので、指針に適合している。

2.2.30　指針 30 への適合性

安全保護系

指針 30. 安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系等の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

〔解説〕　安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系による緊急停止の動作を開始させることなどをいう。

指針 30.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備(制御棒駆動機構))

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

○添八「13. 熱特性」(P.8-57～P.8-64)

○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)

○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」(P.10-7～P.10-8)

○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」(P.10-8～P.10-10)

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」(P.10-10～P.10-11)

○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」(P.10-11～P.10-13)

○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」(P.10-13～P.10-14)

○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」(P.10-14～P.10-15)

○添十「2.8 商用電源喪失」(P.10-15～P.10-16)

○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」(P.10-17～P.10-18)

●記載内容

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ3チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系	核分裂計数管使用	3チャンネル
対数出力系	γ線補償型電離箱使用	3チャンネル
線型出力系	同　上	3チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから40ms以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　：定められた順序により1本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャ

ンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

・原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

・JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、

本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。

(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。

(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小 DNBR は 1.5 以上とする。

(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は 400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、

想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。

① 最小 DNBR は、1.5 以上であること。

② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き」において、

・2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、起動時における制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引き抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 粗調整棒の引抜き速度は200mm/min以下、引抜き最大本数は2本とし、反応度変化率が過大にならないようにする。

2) 低出力からの出力急上昇を防止するために、起動系の計数率増大及びペリオド短によるアラーム、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては出力設定値(原子炉定格出力の1%以下では出力設定レンジ)の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入及び1.3倍でスクラムを設けている。

・2.2.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBRは判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」において、

・2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に制御棒駆動装置を操作する回路又は制御棒駆動装置の誤動作若しくは運転員の誤操作に起因する制御棒の連続的引抜きが生じることによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 自動運転状態での自動制御棒の引抜き速度を2,000mm/min以下になるようにする。

2) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力においては、出力設定値の1.1倍でアラーム、1.15倍でセットバック、1.2倍で制御棒挿入及び1.3倍でスクラムを設けている。

・2.3.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小DNBR

は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.4 照射試料による反応度付加」において、

・2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に誤って反応度の過大な照射試料を水力ラビット又はループ照射装置内で移動することによって炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 炉心内に挿入する照射試料は、種類、形状、最大挿入量及び付加反応度を十分に管理する。

2) 原子炉運転中に、水力ラビット及びループ照射装置で挿入・取出を行う照射試料の反応度は、それぞれ 0.1%Δk/k を超えないようにする。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.4.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.5 冷水導入による反応度付加」において、

・2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、誤って二次冷却系統を運転せずに原子炉を起動し、一次冷却水の温度が高くなり、このとき二次冷却系統を起動したため一次冷却水の温度が急激に低下したことによって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷

却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 原子炉を起動するときは、起動前に緊急ポンプ及び主循環ポンプを運転し、一次冷却系統が正常運転であることを確認するとともに、二次冷却系統循環ポンプを運転して一次冷却水との温度差を小さくする。

2) 原子炉出入口温度差大によるアラーム、制御棒挿入及びスクラムによって一次冷却水温度の過度の変化を防止する。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力については、出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・2.5.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.6 一次冷却水の流量低下」において、

・2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、主循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して一次冷却水の流量が低下する。その結果、炉心の冷却流量が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 主循環ポンプが停止した場合、一次冷却水の流量が低下し「炉心流量低」の信号によって原子炉がスクラムする。さらに、「炉心流量低」のスクラム信号より遅れて「原子炉出入口圧力差小」のスクラム信号が発信する。

・2.6.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.7 二次冷却水の流量低下」において、

・2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に電気的故障等によって、二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち 1 台が停止して二次冷却水の流量が低下する。その結果、一次冷却水の温度上昇が生じて炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 二次冷却系統循環ポンプが停止し、一次冷却水の温度が上昇した場合、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号によって、原子炉は停止する。さらに、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号より遅れて「原子炉出入口温度高」の制御棒挿入信号が発信する。

・2.7.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、

・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。

2) 原子炉運転中は主循環ポンプ 1 台及び緊急ポンプ 1 台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。

・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、

被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「2.9 一次冷却系統の異常な減圧」において、

・2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、定格出力運転中に、何らかの原因で圧力サージタンクの窒素ガス排出弁の誤動作によって、一次冷却系統の圧力が異常に減圧する。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するために、次のような対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的要因による故障に対しては、電気設備、加圧系機器等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統の圧力が異常減圧したときは、「原子炉入口圧力低」の信号によって原子炉はスクラムする。

・2.9.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

このように、本文において計測制御系統施設の計装により、運転時の異常な過渡変化時に異常状態を検知して、スクラム等の安全動作を自動的に行えることが記載されており、添八ではさらに詳細に記載されている。さらに添十では想定される異常な過渡変化時の安全性に対する評価により燃料の健全性が損なわれないことが確認されている。このため、安全保護系の機能は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、炉心への制御棒挿入等の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮しているので、指針に適合している、

2.2.31　指針 31 への適合性

安全保護系

指針 31. 安全保護系の事故時の機能
安全保護系は、事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設の作動を自動的に開始させる設計であること。

〔解説〕　なし

指針 31.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設（一次冷却設備、非常用冷却設備）、
計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備（制御棒駆動機構））

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P.5～P.7）
○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」（P.7～P.10）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P.8-24～P.8-30）
○添八「6. 計測制御系統施設」（P.8-30～P.8-39）
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」（P.10-1～P.10-6）
○添十「3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」（P.10-37～P.10-38）
○添十「3.3 一次冷却水流出事故」（P.10-38～P.10-41）
○添十「3.4 主循環ポンプ軸固着事故」（P.10-41～P.10-42）
○添十「3.5 二次冷却系循環ポンプ軸固着事故」（P.10-42～P.10-43）
○添十「3.6 炉心流路閉塞事故」（P.10-43～P.10-51）

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・（イ）一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
　　台数 2 台（うち 1 台予備）
イオン交換塔：2 床式
　　系列 2 系列（うち 1 系列予備）
充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付
　　台数 2 台（うち 1 台予備）
(3)　冷却材の温度及び圧力
原子炉入口温度（最高）　49℃
原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

・（ハ）非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系	核分裂計数管使用	3 チャンネル
対数出力系	γ線補償型電離箱使用	3 チャンネル
線型出力系	同　上	3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。
制御棒挿入　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注1	○		○	○	
ペリオド短　注1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注3		○	○	○	

注1　各系統3チャンネルのうち2チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3方式）。

注2　3種類の検出系うち、2検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3）によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約5分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）2台及びガ

ンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）1 台が設置されており、これら 3 検出系のうちの 2 検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3. 事故解析　3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」において、

・3.2.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に、キャプセル照射装置の破損又はループ照射装置の試料の保持装置等が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出すること、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が侵入すること等によって、炉心に過度の正の反応度が付加され、原子炉の出力が上昇する場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 照射装置等の設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 原子炉の運転中に、照射装置が破損又は試料の保持装置が故障して照射試料が炉心部から落下あるいは流出する可能性のある場合、又はガスループ照射装置等の配管に破損が生じてループ内に原子炉の一次冷却水が侵入する可能性のある場合、付加される正の反応度は 0.5%Δk/k を超えないように制限する。

3) 出力の急上昇を防止するために、対数出力系ペリオド短による制御棒挿入及びスクラムを設けている。また、線型出力系線型出力では出力設定値の 1.1 倍でアラーム、1.15 倍でセットバック、1.2 倍で制御棒挿入及び 1.3 倍でスクラムを設けている。

・3.2.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、燃料破損に伴う著しい機械的エネルギは発生することはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.3 一次冷却水流出事故」において、

・3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に実際には予測し難い原因で一次冷却系統配管に破損が生じたことによって、一次冷却水が流出し、その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管には、耐食性を有するステンレス鋼を使用するとともに、設計、製作、据付等に当たっては、諸規格及び基準に適合させるように、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 一次冷却系統配管は、各運転サイクルの起動前に点検を行い、漏えい等のないことを確認する。また、定期的に健全性を確認するための検査を行う。

3) 原子炉運転中に、一次冷却系統配管に漏えいが発生した場合、主要箇所に設置してある漏水検

知器のいずれかが直ちにアラームを発信する。また、原子炉は「原子炉入口圧力低」の信号によってスクラムする。

4) 漏えい水量を低減するため「原子炉入口圧力低低」の信号によって商用電源駆動の主循環ポンプを自動停止する。

5) スクラム後の炉心冷却のため、非常用電源駆動の主循環ポンプを「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから約 5 分間運転を継続する。緊急ポンプについては、それ以降も運転を継続する。

6) 一次冷却水の喪失を防止するために、「原子炉入口圧力低低」の信号によってサイフォンブレーク弁のロック機構が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにする。

7) 事故後の崩壊熱除去を長期にわたって確保するために、「原子炉入口圧力低低」信号によって炉プール連通弁の拘束が解除され、その開条件が満たされた時自動開となるようにし、炉プール水を炉心に注入する。漏えい水は主循環系機器室の床ドレンを通して排水貯槽に溜まり、漏えい水再循環設備によって炉プールに戻される。

3.3.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.4 主循環ポンプ軸固着事故」において、

・3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で主循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間的に固着することによって、一次冷却水の流量が減少する。その結果、炉心の冷却能力が低下して、燃料温度の急激な上昇を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 主循環ポンプが停止した場合、一次冷却水の流量が低下し「炉心流量低」の信号によって原子炉がスクラムする。さらに、「炉心流量低」のスクラム信号より遅れて「原子炉出入口圧力差小」のスクラム信号が発信する。

・3.4.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれるこ

とはない。

○添十「3. 事故解析　3.5 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」において、

・3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの原因で二次冷却系統循環ポンプ 3 台のうち、1 台の回転軸が瞬間的に固着することによって、二次冷却水の流量が減少する。その結果、一次冷却水の温度の上昇によって、炉心の冷却能力低下を引き起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 電気的及び機械的原因による故障に対しては、電気設備、ポンプ等の設計、製作、据付等において、諸規格及び基準に適合するようにし、かつ、供用期間中も含め品質管理を十分に行う。

2) 二次冷却系統循環ポンプが停止し、一次冷却水の温度が上昇した場合は、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号によって、原子炉は停止する。さらに、「原子炉入口温度高」の制御棒挿入信号より遅れて「原子炉出口温度高」の制御棒挿入信号が発信する。

・3.5.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

○添十「3. 事故解析　3.6 炉心流路閉塞事故」において、

・3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、定格出力運転中に何らかの要因で一次冷却水中に混入していた異物が、炉心内の流路を閉塞することによって、その流路内の一次冷却水の流量が減少する。その結果、燃料温度が上昇して燃料板に損傷を起こすおそれのある場合を想定する。

(2) 防止対策

流路閉塞の発生を防止し、万一発生した場合にも炉心の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。

1) 一次冷却系統配管内にストレーナを取付け、冷却水中の異物を取り除く。

2) 燃料要素、照射試料等の交換作業に用いる工具等は、圧力容器内への落下防止の処置を講ずる。

3) 炉心作業終了後、圧力容器内の点検を十分に行う。さらに、定格出力運転前には、一次冷却系統を運転したのちに再度圧力容器内を点検し、異物がないことを確認する。

4) 上記の防止対策にも拘わらず、万一、事故が発生した場合を想定して燃料破損検出系を 3 系統設置し、そのうち 2 系統以上の異常検出で発信される「燃料破損」の信号によって、原子炉をス

クラムさせる。

・3.6.4 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、燃料芯材最高温度は被覆材の溶融温度以下であることから判断基準を満たしており、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。さらに、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

また、この事故において、2 枚の燃料板の損傷を想定しても放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

●適合性の検討

このように、本文において計測制御系統施設の計装により、事故時に異常状態を検知して、スクラム等の安全動作及び工学的安全施設に相当する機能が記載されており、また異常状態における適切な冷却能力を確保するための非常用冷却設備が記載されており、添八ではこれらの機能に関して詳細に記載されている。このため、安全保護系の機能は、事故時に、その異常な状態を検知し、炉心への制御棒挿入及び必要な工学的安全施設に相当する機能の作動を自動的に開始させる設計であるので、指針に適合している。

2.2.32 指針 32 への適合性

安全保護系

指針 32. 安全保護系の故障に対する設計上の考慮
安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

〔解説〕 「駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況」とは、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護系の論理回路が遮断されるなどの状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。

「最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く」とは、安全保護系が故障した場合においても、原子炉施設が安全側の状態に落ち着くか、又は安全保護系が故障してそのままの状態にとどまっても原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。

指針 32.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設（一次冷却設備）、
計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備（制御棒駆動機構））

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P.5～P.7）
○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」（P.7～P.10）
○添八「1. 安全設計の方針」（P.8-1～P.8-5）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P.8-24～P.8-30）
○添八「6. 計測制御系統施設」（P.8-30～P.8-39）

●記載内容

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・（イ）一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付

台数２台（うち１台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^{2}G

・（ハ）非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ３チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　３チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　３チャンネル

線型出力系　　同　　上　　３チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム：トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注１	○		○	○	
ペリオド短　注１	○		○		○
地震		○			

計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

・原子炉の安全並びに運転の信頼性を確保するため、設計、製作にあたり、特に次のような原則を考慮する。

(1) フェイルセーフの原則

JMTR の設計にあたっては、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって行う。

・5) 中性子計装の起動系、対数出力系及び線型出力系はすべて独立した同一の 3 チャンネルから構成されており、1 チャンネルの故障によっても他の正常なチャンネルで計測できるようにする。また、対数出力系および線型出力系は定常運転時特に重要であるので、チャンネル間の出力偏差を常時監視し、出力偏差の著しいチャンネルは故障とみなして自動的に切離すようにする。したがって以後は残りの 2 チャンネルによって計測し、さらにその内の 1 チャンネルが故障のときはスクラムする。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3) によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水

流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約5分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）2台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）1台が設置されており、これら3検出系のうちの2検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する3台の主循環ポンプのうち、2台は商用電源、1台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから5分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時1台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ1台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は2個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すた

めのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

・JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

スクラムの際は駆動装置が高速で自動的に追従する。

また、「主循環ポンプ商用電源異常」については、次の方針に基づいて設計する。

1) 多重性を有し、また、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

2) 商用電源喪失時に、その異常な状態を検知し、スクラムを開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

3) 駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

●適合性の検討

このように、本文において計測制御系統施設の核計装は多重性を有し、3 チャンネルから構成され、安全動作は”2 out of 3”によって行われること、それ以外の計装は同一事象に対する異なるパラメータによって安全保護動作が期待できることが記載されている。添八ではこれらが詳細に記載されており、さらにフェイルセーフの原則にのっとり、故障、誤操作、停電等があっても原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、設計、製作することが記載されている。このため、安全保護系の機能は、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着くので、指針に適合している。

2.2.33 指針 33 への適合性

安全保護系

指針 33. 安全保護系と計測制御系との分離 安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。

〔解説〕 「安全保護系の機能を失わない」とは、接続された計測制御系の機器又はチャンネルに単一の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護系が、指針 28 から指針 32 を満たすことをいう。

指針 33.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○安全保護系　：　原子炉冷却系統施設（一次冷却設備）、
計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備（制御棒駆動機構））

○計測制御系　：　原子炉本体（制御棒）、
計測制御系統施設（計装、安全保護回路、制御設備）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」（P. 1～P. 4）
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」（P. 5～P. 7）
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」（P. 7～P. 10）
○添八「1. 安全設計の方針」（P. 8-1～P. 8-5）
○添八「2. 原子炉本体」（P. 8-6～P. 8-20）
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」（P. 8-24～P. 8-30）
○添八「6. 計測制御系統施設」（P. 8-30～P. 8-39）

●関連資料等における関連記載

○設工認「56 安（原規）第 36 号　添付図第 4 図 対数出力系系統図」（P. 28）
○設工認「56 安（原規）第 36 号　添付図第 5 図 線形出力系系統図」（P. 29）
○設工認「59 安（原規）第 49 号」
○設工認「59 安（原規）第 49 号　表 2-1 一次冷却系配管破断検出系安全動作一覧表」（P. 5）
○設工認「59 安（原規）第 49 号　表 2-2 一次冷却系配管破断検出系インターロック一覧表」（P. 6）
○設工認「59 安（原規）第 49 号　表 2-3 燃料破損検出系安全動作一覧表」（P. 7）
○設工認「59 安（原規）第 49 号　表 2-4 燃料破損検出系インターロック一覧表」（P. 8）
○設工認「59 安（原規）第 49 号　添付図Ⅱ-1 主循環系流路計装線図」
○設工認「59 安（原規）第 49 号　添付図Ⅱ-2 精製系流路計装線図 1/2」
○設工認「59 安（原規）第 49 号　添付図Ⅱ-3 安全動作機器説明図」

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備　（イ）炉心」において、

・(1) 構造

炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。

主要寸法　直径　156 cm
高さ　　75 cm

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」において、

・（イ）一次冷却設備

一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱 50MW を熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。

(1) 冷却材の種類　　軽水

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a 主循環系統

熱交換器　　：シェルアンドチューブ型　3 基

主循環ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 2,000m^3/h/台　台数 4 台（うち 1 台予備）、
商用電源駆動 2 台、商用又は非常用電源駆動 2 台

緊急ポンプ　　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、
容量 420m^3/h/台　台数 2 台（うち 1 台予備）、非常用電源駆動

配管及び弁　　：ステンレス鋼（接液部）

b 精製系統

脱気タンク　：竪型円筒式（トレー付）
全容量 11m^3　貯水容量 5m^3

移送ポンプ　：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

イオン交換塔：2 床式
系列 2 系列（うち 1 系列予備）

充填ポンプ　：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付
台数 2 台（うち 1 台予備）

(3)　冷却材の温度及び圧力

原子炉入口温度（最高）　49℃

原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^2G

・（ハ）非常用冷却設備

非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　3 チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　3チャンネル
線型出力系　　同　　上　　3チャンネル
(2) その他の主要な計装の種類
冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　(ロ) 安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」
において、
制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。
ファーストスクラム:トリップ信号が出てから40ms以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。
スロースクラム　　:全制御棒が自重及び水流力で落下する。
制御棒挿入　　:定められた順序により1本ずつ制御棒が挿入される。
セットバック　　:一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。
制御棒引抜停止　　:制御棒引抜きが停止する。
次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注1	○		○	○	
ペリオド短　注1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注2		○			

主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注３		○	○	○	

注１　各系統３チャンネルのうち２チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮」において、

(1) フェイルセーフの原則

JMTR の設計にあたっては、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう、フェイルセーフの原則にのっとって行う。

・5) 中性子計装の起動系、対数出力系及び線型出力系はすべて独立した同一の３チャンネルから構成されており、1 チャンネルの故障によっても他の正常なチャンネルで計測できるようにする。また、対数出力系および線型出力系は定常運転時特に重要であるので、チャンネル間の出力偏差を常時監視し、出力偏差の著しいチャンネルは故障とみなして自動的に切離すようにする。したがって以後は残りの２チャンネルによって計測し、さらにその内の１チャンネルが故障のときはスクラムする。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3) によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約５分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3カウンタ）２台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）１台が設置されており、これら３検出系のうちの２検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時

に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は、炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである。本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

・JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

スクラムの際は駆動装置が高速で自動的に追従する。　また、「主循環ポンプ商用電源異常」については、次の方針に基づいて設計する。

1) 多重性を有し、また、それぞれのチャンネル間の独立性を実用上可能な限り考慮した設計であること。

2) 商用電源喪失時に、その異常な状態を検知し、スクラムを開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

3) 駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。

○設工認「59 安(原規)第 49 号　4. 設計　4.2 設計方針」において、

(3) 一次冷却系配管破断検出系及び燃料破損検出系は、系の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セーフ）になるように設計する。

(4) 一次冷却系配管破断検出系及び燃料破損検出系は、一般計測制御系と部分的に共用した場合でも、一般計測制御系の故障が一次冷却系配管破断検出系及び燃料破損検出系に影響を与えないように設計する。

●適合性の検討

このように、本文では、安全保護系が作動させる原子炉停止系としての全制御棒が自重及び水流力で落下するファーストスクラム及びスロースクラムと、計測制御系・反応度制御系としての制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止は別の機能であることが記載されている。添付八ではフェイルセーフの原則により、故障、誤操作、停電等があっても、原子炉の安全を誤ったり、作業員が放射線を受けたりすることのないよう JMTR を設計することが記載されている。また、工学的安全施設に相当する機能として、3 検出系から構成される燃料破損検出系において、2 検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロアの停止と主循環系統と精製系統の隔離を行うことや、一次冷却水流失事故時における「原子炉入口圧力低低」信号（2 out of 3）により、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁が開くこと等が記載されている。さらに

設工認では、工学的安全施設に相当する機能に関して具体的な仕様、動作が記載されており、計測制御系の影響を受けないように設計することも記載されている。
このため、安全保護系の原子炉停止系及び工学的安全施設に相当する機能を作動させる機能については計測制御系の機能から分離されているといえる。安全保護系の原子炉の異常状態を検知する機能については、それぞれの計装は多重性、多様性を有しており、また独立性を有しているので共通要因又は従属要因によって同時にその機能が阻害されない。これらのことから安全保護系は計測制御系の故障等の影響により安全保護系の機能を失うことなく、また、フェイルセーフの原則によって原子炉が安全な状態に落ち着くので、指針に適合していると考えることができる。

なお、現状では、JMTR のスロースクラムを作動させる原子炉入口流量、炉心出入口圧力差等の 6 つの信号については、計測制御系であるプロセス計装盤での処理を通して安全保護系へ信号が入力されることとなっており、機能的に完全には分離されていないが、実質的には、計測制御系においてこれらの信号の一つ一つは独立したモジュールで処理されており、かつ、プロセス計装で監視を行うための信号への分岐も絶縁を行っており、計測制御系の影響を受けることがないように担保している。

2.2.34 指針 34 への適合性

制御室等

指針 34. 制御室
1. 制御室は、通常運転時及び異常状態において、原子炉の安全上必須なすべての監視及び操作ができる設計であること。 2. 制御室は、原則として、事故時にも、必要な期間、放射線業務従事者が制御室にとどまり、事故対策操作が可能であるように、火災、放射線、空気汚染、有毒ガス等に対し適切な防護がなされた設計であること。 3. 原子炉建屋内に設けられた制御室は、事故時において放射線業務従事者の退避を考慮した設計であること。

〔解説〕 第 1 項の「原子炉の安全上必須なすべての監視及び操作」とは、原子炉の通常運転の維持、並びに異常状態の発生防止、拡大防止、収束及び影響緩和に必須な監視、運転操作及び事故対策操作をいい、また、「すべての」とは、これらの監視及び操作が制御室で集中的に行えることをいう。

第 2 項の「必要な期間」とは、放射線業務従事者が制御室で事故対策操作を行う必要のある期間であって、制御室が無人になっても原子炉の安全を維持できる状態になったことを確認するまでの期間をいう。

ただし、低出力炉及び中出力炉にあって、放射線業務従事者が制御室にとどまり事故対策操作を要しない場合には、第 2 項を適用しなくてもよい。

第 3 項の「退避を考慮した設計」とは、必要に応じて制御室又はその近傍に、非常口又は脱出口を設けることをいう。

指針 34. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○制御室　：　計測制御系統施設(計装)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系	核分裂計数管使用	3 チャンネル
対数出力系	γ線補償型電離箱使用	3 チャンネル
線型出力系	同　上	3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装　(6) 制御室及び故障表示器」において、

原子炉制御室には核計装のための機器盤、原子炉の起動運転のための制御盤および制御卓、故障表示のための故障表示器などを設ける。制御室内の配置表示、色彩などは、とくに原子炉の運転に便利なように考慮する。なお継電器盤は計測系統に雑音の介入するのを防ぐため、制御室の下の継電器室に設置する。

制御盤および制御卓には起動操作用の開閉器をはじめ、指示計、記録計、レンジ切換スイッチ、制御棒操作のための操作器、自動制御のための各種開閉器、手動スクラム装置、検出器位置調整器など、原子炉の運転に必要な操作器、表示器をとりつける。

機器盤には、常時直接運転および監視を必要としない指示計、表示計開閉器、電子機器および運転中回路チェック用操作器をとりつける。電子機器の取付配置、接続などは点検し易いように考慮する。

故障表示器は制御卓の正面上方の見易いところに設置し、原子炉関係の故障表示の一部はループ制御室にも設けられる。また照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行う。

表示は照光式文字板の点灯で行い、ベル、ブザーでも通報する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

プロセス計装用（二次冷却系統、UCL 系統を除く）の制御盤は原子炉制御室の中央に核計装用のものと並んで設置する。なお二次冷却系統、UCL 系統のプロセス計装用機器は別棟の機械室制御

室に置く。冷却系の各機器の運転に必要な操作を行う起動開閉器類ならびに運転状態を監視するに必要最小限の表示灯類、記録計、指示計および機器の動作状態を示す表示灯類を設置する。制御盤に設けた計器および表示灯類は明瞭に見え、運転状態を監視するのに便利なように配列する。各機器、検出端、コントロールセンタなどからの配線類は、雑音の介入を少なくするよう注意し適当なダクトを通し制御室下の継電器室に送られ、そこから制御盤に導く。
プロセス計装のアラーム信号を表示するため、制御盤の正面上方の見易い所に故障表示器を設置する。冷却系の各系統別にアラームを別個表示する。表示は照光式文字盤の点灯で行い、ベルまたはブザーで通報する。スクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止の表示は核計装故障表示器に一括する。

●適合性の検討

このように、本文では核計装、冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられることが記載されており、添八では原子炉制御室に監視及び操作用の機器を設けることが詳細に記載されている。このため、制御室は、通常運転時及び異常状態において、原子炉の安全上必須なすべての監視及び操作ができるので、指針に適合している。

指針 34. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）
該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載
○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P. 5～P. 7)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P. 10～P. 12)
○本文「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」(P. 13)
○添八「1. 安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「3. 放射線遮へいの設計」(P. 8-21～P. 8-22)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P. 8-24～P. 8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P. 8-40～P. 8-44)
○添八「9. 原子炉格納施設」(P. 8-46～P. 8-47)

●関連資料等における関連記載
○設工認「40 原第 3546 号」
○「消防法」

●記載内容
○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、
・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。
・（ホ）放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。
炉プール　直径　　6 m
　　深さ　　12 m
圧力容器上蓋までの深さ　4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）
　　厚さ　　2.5 m

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ハ）　非常用冷却設備」において、
・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用

電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備 （ロ）安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類」において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ）気体廃棄物の廃棄施設」において、

気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。

(1) 構造

通常排気設備

固形物捕集フィルタ

排風機　商用電源駆動

照射実験用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒１基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

処理能力

周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が３月間の平均濃度として昭和63年７月26日科学技術庁告示第20号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の1/3以下とする能力を有する。

(3) 排気口の位置

高さ80mの排気筒の先端

○本文「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　　負圧　水柱 10 mm
　　短期　　負圧　水柱 15 mm（試験圧）
　　設計温度　　常温
　　ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮　(5) 非常用電源」において、

商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。

○添八「2. 原子炉本体　2.4 炉プール」において、

圧力容器は、直径 6m、深さ 12m の炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m 程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。

炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは 4m となる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の 5m の水槽が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(3) 主循環系統」において、

一次冷却水流出事故の際は、冷却水の流出流量を低減するために、「原子炉入口圧力低低」の信号(2 out of 3) によって商用電源駆動の主循環ポンプを停止する。また、事故発生直後の冷却水流量を確保するため、非常用電源駆動の主循環ポンプは、同信号発生から約 5 分間運転を継続する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.2 一次冷却系統　(4) 精製系統」において、

燃料破損検出器として遅発中性子を検出するための一次冷却水モニタ（BF_3 カウンタ）2 台及びガンマ線測定用の脱気ガスモニタ（NaI シンチレーションカウンタ）1 台が設置されており、これら 3 検出系のうちの 2 検出系以上の異常検知によって発信される「燃料破損」信号により、脱気ブロワを停止し、また主循環系統及び精製系統を隔離し、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.4 非常用冷却系統」において、

本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。

なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。

非常用電源駆動の主循環ポンプ

常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。

緊急ポンプ

本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポンプは、常時 1 台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。

補助ポンプ

本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ 1 台が自動起動する。

サイフォンブレーク弁

本弁は 2 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号によって開く。

炉プール連通弁

本弁は､炉プールの水を圧力容器内に導くために圧力容器上部に設けられたものである｡本弁は、3 個並列に設けられており、非常用電源から給電される。本弁は常時閉であるが、一次冷却水流出事故時に「原子炉入口圧力低低」の信号が発信し、かつ、圧力容器内部と炉プールとの差圧が設定値以下になると開く。

漏えい水再循環設備

本設備は、一次冷却水流出事故時に、漏えいし排水貯槽に達した一次冷却水を炉プールに戻すためのものである。本設備は排水ポンプ 4 台、弁及び配管からなり、排水ポンプ及び弁は非常用電源によって駆動される。本設備は、「原子炉入口圧力低低」の信号によって形成され、「炉プール水位低」又は「排水貯槽水位高」の信号によって排水ポンプが自動起動する。排水ポンプ 3 台の運転によって、漏えい水を 140m^3/h で炉プールに戻すことが可能である。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装」において、

・核計装は炉の起動、運転、停止に必要な炉内の中性子束、ペリオドの指示記録を行うと共に定格出力の 1%以上では微調整棒装置と組合せて炉内中性子束を一定に保つように自動制御する。中性子束が異常変化した場合、および計測系の機器に異常を生じた場合には、それぞれ安全動作を行うための信号を発する。

本設備は起動系、対数出力系、線型出力系からなり、それぞれ独立した同一の 3 チャンネルから構成されている。対数出力系および線型出力系では、3 チャンネルの出力は相互比較され、チャンネル間の出力偏差を監視すると共に、その平均値を指示記録する。また自動制御も 3 チャンネルの平均値による信号で行う。安全動作を行うための信号は“2 out of 3”方式により、1 系統

からの信号では動作せず、2 系統からの信号によって安全動作を行うようにする。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

原子炉および冷却系の安全、運転の容易などを考慮して、必要なプロセス計装を施し、安全に関する程度に従って、アラーム、スクラムなどの安全動作を行わせる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.3 安全動作」において、

JMTR の安全動作にはスクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止及びアラームがあり、それぞれ原子炉の異常の程度に応じて使い分ける。次に各動作の内容について説明する。

(1) スクラム

全制御棒の落下による挿入である。スクラムはファーストスクラムとスロースクラムの 2 種類があり、トリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始するまでの時間は、ファーストスクラムにおいては 40msec 以内とする。ファーストスクラムは主として核的異常の場合に使用し、スロースクラムは主として核的以外の異常に対して使用する。

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.1 気体廃棄物の廃棄施設」において、

・(1) 定常放出

年間平均の気象状態において、放出が行われた時の周辺地区における放射性物質の濃度の最高値は、後述のとおり周辺監視区域外の空気中の濃度限度より非常に低い値となっている。したがって定常時の気体状放射性物質の廃棄基準は、今後の試運転時の測定結果を基にして、周辺監視区域外の空気中の濃度限度より十分低い値に規定し、周辺の放射性物質の濃度が著しく高くなることを防止する。

・(2) 非定常放出

起こりうる最悪の気象状態において放出が行われたとしたときの周辺地区における放射性物質の濃度の最高値を法規で定められた平均 3 月間にならした値が周辺公衆に対する周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下であること。

通常排気設備のフィルタは、プレフィルタ及び高性能フィルタからなる。照射実験用排気設備及び非常用排気設備のフィルタは、モイスチャーエリミネータ、プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタからなる。

一次冷却系統からの脱気ガス、ループ照射装置からの脱気ガス、ループキュービクルからの排気ガス等は、照射実験用排気設備を通して排気筒から大気に放出される。原子炉建家からの一般の排気は、通常排気設備を通して大気に放出される。高性能フィルタの固形物捕集能力は 90%以上であり、チャコールフィルタのよう素捕集能力は 90%以上である。

・JMTR 事故時の安全対策として、非常用排気設備を設け、一次冷却水中の放射性物質の濃度が上昇した場合には、通常排気設備を停止し、非常用排気設備のみの運転とする。仮想事故時、炉室内に放出されると想定される放射性よう素及び固体状核分裂生成物をろ過して、高さ 80mの排気筒から大気に放出される。

添付種類十の仮想事故の解析に示されるごとく、仮想事故の場合の外界における線量は、チャコ

ールフィルタのよう素捕集効率が 90%以上ならばいかなる換気回数でも線量のめやす値を超えることはないが、しかし被ばくの絶対量を減らすため非常用換気設備の換気回数は、通常排気設備の換気回数の 1/10 となるように設計されている。炉室内空気中の放射性物質の濃度が上昇した場合は、通常排気設備の運転を停止し、非常用排気設備のみで換気を行う。

○設工認「40 原第 3546 号　3. 建物付帯設備　3.1 給排水その他設備」において、
建家内火災に対する初期消火のために屋内消火栓を各階要所に設ける。消火用水は、機械室内消火水槽の水を消火ポンプにより加圧して屋外ダクト配管により供給される。

○設工認「40 原第 3546 号　3. 建物付帯設備　3.3 空気調整ならびに換気設備　(1) 概要」において、
JMTR 炉室の給排気系は下記のとおりとする。
給気第 1 系統（炉室，制御室，カナル室，制御棒駆動装置室，炉下室）

○「消防法　第十七条第一項」において、
　学校、病院、工場、事業場、興行場、百貨店、旅館、飲食店、地下街、複合用途防火対象物その他の防火対象物で政令で定めるものの関係者は、政令で定める消防の用に供する設備、消防用水及び消火活動上必要な施設（以下「消防用設備等」という。）について消火、避難その他の消防の活動のために必要とされる性能を有するように、政令で定める技術上の基準に従つて、設置し、及び維持しなければならない。

●適合性の検討
運転員(放射線業務従事者)が原子炉制御室から退避しなければならないような事故時には、運転員の手動によるスロースクラムを行うことになる。原子炉施設の安全に関わる事故の場合には基本的には安全保護系の機能が原子炉施設の異常状態を検知し、原子炉はスクラムするので、この手動スクラムの操作自体が不要になる場合もあるが、この操作によって全制御棒が自重および水流力によって瞬時に炉心に挿入されるので、原子炉が安全に停止したことを運転員が確認するのに特に時間を要しない。原子炉停止後は常時運転されている非常用電源によって常時運転している非常用冷却設備が適切な炉心冷却能力を確保するので、崩壊熱を除去するための操作を特に必要としない。また、燃料破損事故や一次冷却水流失事故のような重大事故につながるおそれのある事故の場合は、工学的安全施設に相当する機能が自動的に作動を開始するので、事故時にその事故対策操作を原則として必要としないので該当しない。
なお、本文では炉プール及び炉プール側壁による遮へい、排気設備に関することが記載されており、添八においても同様に記載されている。設工認では屋内消火栓、制御室の空気調整、換気設備が記載されている。さらに消防法に基づく消火用設備が点検結果報告書に記載されている。このため、制御室は、原則として、事故時にも、必要な期間、放射線業務従事者が制御室にとどまり、事故対策操作を行うことも可能であるように、火災、放射線、空気汚染、有毒ガス等に対し適切な防護がなされている。

指針 34. 第 3 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○制御室　：　原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」(P.13)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P.8-46～P.8-47)

○参考図面「第 5 図 JMTR 炉室内配置図(2 階)」(P.21)

●関連資料等における関連記載

○設工認「41 原第 2741 号」

●記載内容

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　負圧　水柱 10 mm

短期　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

設計温度　常温

ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○添八「9.　原子炉格納施設　9.1 原子炉建家の設計」において、

・また炉建家は原子炉本体の仮想事故に対しては、換気系にチャコールフィルタを採用することにより特に気密構造であることを要しないが、上記同様の理由により漏えい率は、700mmAq の圧力差において 24 時間に 100%以下になるように設計する。この気密保持のため、外部からの出入口、各種貫通部については次のように設計する。

1）人の出入口・・・・・・・・・・・・・・・気密エアロック

2）荷物の出入口・・・・・・・・・・・・・・気密扉

3）制御室からの脱出口・・・・・・・・・・気密扉

4）カナル上部のキャスク台車通過口・・・気密扉（カナル室全体をエアロックとする。）

○設工認「41 原第 2741 号　Ⅰ 原子炉格納容器(3)の設計　1 概要　1.2 気密扉　1.2.4 原子炉制御室非常用気密扉」において、

原子炉制御室に取付ける非常時脱出用気密扉である。

●適合性の検討

このように、本文参考図面では非常用扉、非常階段が記載されており、添八では制御室からの脱出口としての気密扉が記載されている。さらに設工認では非常用脱出気密扉が記載されている。このため原子炉建屋内に設けられた制御室は、事故時において放射線業務従事者の退避を考慮しているので、指針に適合している。

2.2.35　指針 35 への適合性

制御室等

指針 35. 制御室外からの原子炉停止機能
1. 原子炉は、制御室外の適切な場所からも停止することができる設計であること。
2. 原子炉停止後に崩壊熱を除去するための操作を必要とする原子炉にあっては、制御室外の適切な場所からもその操作及び監視ができる設計であること。

〔解説〕　「制御室外の適切な場所からも停止することができる」及び「制御室外の適切な場所からもその操作及び監視ができる」とは、何らかの理由で制御室が使用できない場合の対策が講じられていることをいう。

指針 35. 第 1 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉　：　計測制御系統施設(安全保護回路)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●記載内容

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　(ロ) 安全保護回路　(1) 原子炉停止回路の種類」

において、

制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。

ファーストスクラム:トリップ信号が出てから 40ms 以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。

スロースクラム　　：全制御棒が自重及び水流力で落下する。

制御棒挿入　　：定められた順序により 1 本ずつ制御棒が挿入される。

セットバック　　：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。

制御棒引抜停止　　：制御棒引抜きが停止する。

次表に示す作動条件により安全動作を行う。

作　動　条　件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒	セット	制御棒
	ファースト	スロー	挿　入	バック	引抜停止
中性子束上昇　注 1	○		○	○	
ペリオド短　注 1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	

緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			○
燃料破損　注 2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常　注 3		○	○	○	

注 1　各系統 3 チャンネルのうち 2 チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3 方式）。

注 2　3 種類の検出系うち、2 検出系以上が異常を検知したとき作動する。

注 3　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループ（OGL-1、OSF-1）に異常が発生したときに作動する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.4 その他の安全保護回路　(3) “ランセーフ”スイッチ」において、

○建家内運転作業員の安全をはかるため、炉室その他重要な個所に“ランセーフ”スイッチを設ける。作業員の判断でこれを“セーフ”側に倒したときは原子炉はスクラムし、また、起動できないようになる。

●適合性の検討

このように、本文ではランセーフスイッチにより原子炉をスクラムさせることできることが記載されており、添八においても同様に記載されている。このため原子炉は、制御室外の適切な場所からも停止することができるので、指針に適合している。

指針 35. 第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）
該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P. 5～P. 7)
○添八「1. 安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P. 8-24～P. 8-30)
○添八「13. 熱特性」(P. 8-57～P. 8-64)
○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P. 10-1～P. 10-6)
○添十「2.8 商用電源喪失」(P. 10-15～P. 10-16)

●記載内容
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 （ハ） 非常用冷却設備」において、
・非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。

○添八「1. 安全設計の方針 1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮 (5) 非常用電源」において、
商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設 5.4 非常用冷却系統」において、
本系統は、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。
非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ及び補助ポンプは崩壊熱除去を行うための設備であり、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備は、一次冷却水流出事故時に炉心を冠水状態に維持するための設備である。
なお、非常用冷却系統のポンプ及び大部分の配管は、一次冷却系統等と兼用している。
非常用電源駆動の主循環ポンプ
常時運転する 3 台の主循環ポンプのうち、2 台は商用電源、1 台は非常用電源で駆動される。この非常用電源駆動の主循環ポンプは、商用電源喪失時にも運転を継続する。また、一次冷却水流出事故時には、このポンプは、「原子炉入口圧力低低」の信号が発信してから 5 分後に停止する。
緊急ポンプ
本ポンプは、主循環ポンプに直列に 2 台設けられており、非常用電源によって駆動される。本ポ

ンプは、常時1台運転され、商用電源喪失時及び一次冷却水流出事故時にも運転を継続する。
補助ポンプ
本ポンプは、二次冷却系統循環ポンプと並列に2台設けられており、非常用電源によって駆動される。商用電源喪失時には、本ポンプ1台が自動起動する。

○添八「13. 熱特性　13.2 設計方針」において、
本原子炉の熱特性は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料板の損傷が起こらないように、次の方針を満足する設計とする。
(1) 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を 200℃以下とする。
(2) 運転時の異常な過渡変化時において、最小DNBRは1.5以上とする。
(3) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は400℃を超えないこととする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.1 運転時の異常な過渡変化時の判断基準」において、
想定された事象が生じた場合、炉心は燃料の許容設計限界を超えることなく、かつ、原子炉施設は通常運転時に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認するための判断基準は、以下のとおりである。
① 最小DNBRは、1.5以上であること。
② 燃料被覆は機械的に破損しないこと。
③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。
ここで、②は、具体的には、燃料芯材最高温度がブリスタ発生温度以下であること及び燃料の被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「2.8 商用電源喪失」において、
・2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策
(1) 過渡変化の原因及び説明
この過渡変化は、定格出力運転中に送電系統の故障、大洗研究所構内電気設備の故障等によって、商用電源が喪失して一次冷却水及び二次冷却水の流量低下が起こる。その結果、炉心の冷却能力が低下し、燃料の温度が上昇するおそれのある場合を想定する。
(2) 防止対策
この過渡変化の発生を防止し、万一発生した場合にも燃料の健全性を確保するとともに、一次冷却系統の圧力上昇がないようにするために、次の対策を講ずる。
1) 商用電源が喪失すると「主循環ポンプ商用電源異常」の信号によって、原子炉はスクラムする。
2) 原子炉運転中は主循環ポンプ1台及び緊急ポンプ1台を非常用電源駆動とし、商用電源喪失後の炉心冷却に必要な一次冷却水の流量を確保する。
・2.8.3 結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして解析を行っても、最小 DNBR は判断基準を満たしている。さらに、燃料芯材最高温度はブリスタ発生温度以下であり、また、被覆材に発生する熱応力が耐力以下であることから、被覆材の機械的破損防止に関する判断基準を満たしている。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、冷却水最高出口温度は飽和温度に達していないことから、一次冷却系統にかかる圧力は判断基準を満たしており、その健全性が損なわれることはない。

●適合性の検討

原子炉停止後も、常時運転されている非常用冷却設備が異常状態においても適切な炉心冷却能力を確保するので、崩壊熱を除去するための操作を特に必要としないため、該当しない。

2.2.36　指針 36 への適合性

制御室等

指針 36. 通信連絡設備に関する設計上の考慮
原子炉施設は、適切な警報系及び通信連絡設備を備え、事故時に施設内に居るすべての人に対し、制御室及び予め用意された場所から指示ができるとともに、原子炉施設と外部必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えた設計であること。

〔解説〕　「外部必要箇所」とは、関係官庁等の異常時通報連絡先機関等をいう。

「多様性を備えた」とは、専用通話設備、一般電話回線、専用電話回線等いずれか二つ以上の経路により外部必要箇所との通信が可能なことをいう。

指針 36.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　：　原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」(P.13)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P.8-46～P.8-47)

○参考図面「第 5 図 JMTR 炉室内配置図(2 階)」(P.21)

●関連資料等における関連記載

○「JMTR の設置に関する書類」1965 年 1 月　日本原子力研究所

●記載内容

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

　　高さ　地上 20 m

　　地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　　負圧　水柱 10 mm

　　短期　　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

　　設計温度　　常温

　　ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○「JMTR の設置に関する書類　6.2.5 付属装置」において、

その他付属装置として、インターホン、一斉指令装置、無線送受話装置などの連絡通報装置を設け、JMTR 建家および付属建家内で相互におよび任意の場所で連絡できるようにする。また工業用テレビ装置で建家内の重要な場所の監視を行う。

●適合性の検討

このように、本文参考図面では通信設備が記載されており、JMTR の設置に関する書類では数種類の通信連絡放送設備が記載されている。このため、事故時に施設内に居るすべての人に対し、制御室から指示ができるとともに、原子炉施設と外部必要箇所との通信連絡設備は、多重性又は多様性を備えているので、指針に適合している。

2.2.37　指針 37 への適合性

制御室等

指針 37. 避難通路に関する設計上の考慮
原子炉施設は、通常の照明用電源喪失時においても機能する避難用の照明を設備し、単純、明確かつ永続性のある標識を備えた安全避難通路を有する設計であること。

〔解説〕　なし

指針 37.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　：　原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」(P. 13)

○添八「9.　原子炉格納施設」(P. 8-46～P. 8-47)

●関連資料等における関連記載

○設工認「40 原第 3546 号」

○消防法

●記載内容

○本文「リ　原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・（イ）構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　負圧　水柱 10 mm

短期　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

設計温度　常温

ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○設工認「40 原第 3546 号　3. 建物付帯設備　3.2 電灯設備　(1) 電灯設備」において、

炉建家の電灯設備は蛍光灯を主として使用するが、継電器、1 次冷却系機機室などは白熱灯を使用する。高照度を要する原子炉制御室、ループ制御室は光り天井照明により照度 600 lx をうる。炉室天井は高さ 20m あるので水銀灯照明とし、かつ演色性を考慮して白熱灯も併用する。電灯電源は商用電源の回路、ディーゼル電源系の回路および停電灯用の直流回路の 3 系統に区分されている。

○「消防法　第十七条第一項」において、

学校、病院、工場、事業場、興行場、百貨店、旅館、飲食店、地下街、複合用途防火対象物そ

の他の防火対象物で政令で定めるものの関係者は、政令で定める消防の用に供する設備、消防用水及び消火活動上必要な施設（以下「消防用設備等」という。）について消火、避難その他の消防の活動のために必要とされる性能を有するように、政令で定める技術上の基準に従つて、設置し、及び維持しなければならない。

●適合性の検討

このように、本文では関連事項が記載されていない。設工認では商用電源、ディーゼル電源による電灯及び直流回路による停電灯が記載されている。さらに消防法に基づく点検結果報告書では誘導灯及び誘導標識等の消防用設備が記載されている。このため、通常の照明用電源喪失時においても機能する避難用の照明を設備し、誘導灯及び誘導標識等の消防用設備等を設置し、及び維持しているので、指針に適合している

2.2.38　指針 38 への適合性

計測制御系及び電気系統

指針 38. 計測制御系
1. 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原則として次の事項を十分に考慮した設計であること。 (1) 炉心、冠水維持設備及び原子炉建屋並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、適切な予想範囲に維持制御されること。 (2) 前号のパラメータについては、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内での監視が可能なこと。 2. 計測制御系は、原則として、事故時において、事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視し得るとともに、必要なものについては、記録が可能な設計であること。

〔解説〕　「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、原子炉容器内水位、1 次冷却系統の温度及び流量等をいう。また、必要に応じて、原子炉建屋内の圧力、温度等をいう。

「事故の状態を知り、対策を講じるのに必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、原子炉容器内水位及び温度等をいう。

ただし、低出力炉にあっては、炉心の健全性を確保するための必要パラメータを除き、指針 38 を適用しなくてもよい。

指針 38. 第 1 項(1)号、(2)号及び第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○計測制御系　：　計測制御系統施設(計装、安全保護回路、制御設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)

○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)

●関連資料等における関連記載

○設工認「41 原第 2740 号」

●記載内容

○本文「へ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　3 チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　3 チャンネル

線型出力系　　同　上　　3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装　(6) 制御室及び故障表示器」において、

原子炉制御室には核計装のための機器盤、原子炉の起動運転のための制御盤および制御卓、故障表示のための故障表示器などを設ける。制御室内の配置表示、色彩などは、とくに原子炉の運転に便利なように考慮する。なお継電器盤は計測系統に雑音の介入するのを防ぐため、制御室の下の継電器室に設置する。

制御盤および制御卓には起動操作用の開閉器をはじめ、指示計、記録計、レンジ切換スイッチ、制御棒操作のための操作器、自動制御のための各種開閉器、手動スクラム装置、検出器位置調整器など、原子炉の運転に必要な操作器、表示器をとりつける。

機器盤には、常時直接運転および監視を必要としない指示計、表示計開閉器、電子機器および運転中回路チェック用操作器をとりつける。電子機器の取付配置、接続などは点検し易いように考慮する。

故障表示器は制御卓の正面上方の見易いところに設置し、原子炉関係の故障表示の一部はループ制御室にも設けられる。また照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行う。

表示は照光式文字板の点灯で行い、ベル、ブザーでも通報する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

プロセス計装用（二次冷却系統、UCL 系統を除く）の制御盤は原子炉制御室の中央に核計装用のものと並んで設置する。なお二次冷却系統、UCL 系統のプロセス計装用機器は別棟の機械室制御室に置く。冷却系の各機器の運転に必要な操作を行う起動開閉器類ならびに運転状態を監視するに必要最小限の表示灯類、記録計、指示計および機器の動作状態を示す表示灯類を設置する。制御盤に設けた計器および表示灯類は明瞭に見え、運転状態を監視するのに便利なように配列する。各機器、検出端、コントロールセンタなどからの配線類は、雑音の介入を少なくするよう注意し適当なダクトを通し制御室下の継電器室に送られ、そこから制御盤に導く。

プロセス計装のアラーム信号を表示するため、制御盤の正面上方の見易い所に故障表示器を設置する。冷却系の各系統別にアラームを別個表示する。表示は照光式文字盤の点灯で行い、ベルまたはブザーで通報する。スクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止の表示は核計装故障表示器に一括する。

○設工認「41 原第 2740 号　Ⅰ. 計測制御系統施設の設計　1. 概説　1.2 プロセス計測設備」において、

原子炉及び冷却系の安全、運転の容易などを考慮して，温度，圧力，流量，水質，液面など必要なプロセス計装を施し，安全に関する程度に従って警報，緊急停止（水質を除く）などの安全操作を行うものである。

●適合性の検討

このように、本文では核計装並びに冷却材圧力、温度、流量、水質及び制御棒位置などの計装装置が設けられることが記載されており、添八では原子炉制御室に監視及び操作用の機器を設けることが詳細に記載されている。さらに設工認では温度、圧力、流量、液面などのプロセス計装を施していることが記載されている。このため、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において炉心の中性子束、原子炉容器内水位、一次冷却系統の温度及び流量等の維持制御、監視が可能であり、事故時において炉心の中性子束、原子炉容器内水位及び温度等の監視、記録が可能な設計であるので、指針に適合している。

2.2.39　指針 39 への適合性

計測制御系及び電気系統

指針 39. 電気系統
1. 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を確保するために電源を必要とする場合においては、商用電源及び非常用電源系のいずれからも電気の供給を受けられる設計であること。
2. 非常用電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、動的機器の単一故障を仮定しても、所要の系統及び機器の安全機能が確実に行われるための十分な容量及び機能を有する設計であること。

〔解説〕　「非常用電源系」とは、非常用電源設備(非常用発電機、バッテリ等)及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備(非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等)をいう。非常用電源系において、非常用発電機を常に稼働状態にしておいて待機設備の起動不良の問題を回避するか、又は、無停電々源設備に常時接続している場合は、第 2 項の単一故障に対する要求を満足しているものとみなす。

また、すべての電源が喪失しても、原子炉を安全に停止し、崩壊熱を除去でき、かつ、非常用排気系を設ける必要のない場合には、指針 39 を適用しなくてもよい。

「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」については、添付の「研究炉の重要度分類の考え方」において定める。

指針 39. 第 1 項及び第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器　：　その他原子炉の附属施設（電源設備）

○非常用電源系　：　その他原子炉の附属施設（電源設備）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備」(P. 13～P. 15)

○添八「1.　安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)

○添八「10.　電源設備」(P. 8-47～P. 8-48)

●記載内容

○本文「ヌ　その他原子炉の附属施設の構造及び設備」において、

（イ）　非常用電源設備の構造

ディーゼル発電機　台数　　2 台（うち 1 台予備）

電気出力　1,750 kVA/台

主要な負荷

非常用冷却設備

非常用排気設備

計測制御設備

制御棒駆動装置

蓄電池　　組数　2（フローティング方式）

主な負荷　バックアップスクラム装置

○添八「1.　安全設計の方針　1.3 原子炉の設計、製作における安全上の考慮　(5) 非常用電源」において

商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。

○添八「10.　電源設備　10.1 概要」において、

原子炉施設で使用する電源は、大洗研究所構内中央変電所から 6.6kV で受電する商用電源及び原子炉施設内設置の非常用電源設備で構成される。

商用電源は、本原子炉施設のすべての負荷に供給できる容量を有している。

非常用電源設備は、ディーゼル発電機 2 台（うち 1 台は常時運転）と蓄電池とからなる。原子炉運転時には、商用電源の喪失に対して原子炉が安全に停止できるようにするため、独立したディーゼル発電機による電源を安全上重要な系統及び機器に常時供給している。

○添八「10. 電源設備　10.2 設計方針」において、

(1) 非常用電源設備は、商用電源喪失時に安全上重要な系統及び機器の安全機能を確保するために必要な容量と機能を有する設計とする。

●適合性の検討

このように、本文では非常用電源設備としてディーゼル発電機 2 台のうち 1 台を予備としていることとその電気出力が記載されており、添八では非常用電源設備が常時運転していることが記載されている。このため、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、商用電源及び非常用電源系のいずれからも電気の供給を受けられ、また、ディーゼル発電機 2 台のうち 1 台は常時運転しているので、多重性及び独立性を有し、待機設備の起動不良の問題も回避しており、十分な容量及び機能を有しているため、指針に適合している

2.2.40　指針 40 への適合性

核燃料取扱系

指針 40. 核燃料の貯蔵設備及び取扱設備

1. 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を考慮した設計であること。
   (1) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
   (2) 取扱設備は、移送作業中の燃料の落下等を防止できること。
2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を十分に考慮した設計であること。
   (1) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
   (2) 貯蔵設備は、その貯蔵する燃料の健全性を維持できること。
   (3) 遮へい又は冷却に水を使用する貯蔵設備にあっては、その水の保有量の著しい減少を防止し、かつ、適切に漏えいの検知ができること。

〔解説〕　指針 40 において、燃料内の核分裂生成物の蓄積量がわずかで、その取扱い及び貯蔵にあたって、遮へい及び崩壊熱除去のための施設を要しない使用済燃料は、新燃料と同様の扱いでよい。

「健全性を維持できる」とは、燃料の貯蔵期間において、燃料の温度を所定の値以下に保ち、かつ、燃料の著しい腐食を防止することをいう。

指針 40. 第 1 項(1)号

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備 ：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設(核燃料物質貯蔵設備)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)

●記載内容

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。

照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。

（イ）核燃料物質取扱設備の構造

主な設備、機器

燃料取扱具

ラック台車

（ロ）核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。

燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本

(2) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。

使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。

ラックの貯蔵能力

使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本

カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

●適合性の検討

このように、本文では核燃料物質の貯蔵施設の貯蔵能力が記載されており、炉心に装荷される燃料要素数（27 体または 29 体）に対して十分な貯蔵能力を有している。このため貯蔵設備は適切な貯蔵能力を有しているので、指針に適合している。

指針 40. 第 1 項(2)号

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○新燃料及び使用済燃料の取扱設備 ： 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)

○添十「1. 安全評価に関する基本方針」(P.10-1～P.10-6)

○添十「3.7 燃料取扱事故」(P.10-51～P.10-53)

●関連資料等における関連記載

○設工認「45 原第 5519 号」

●記載内容

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。

照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。

（イ）核燃料物質取扱設備の構造

主な設備、機器

燃料取扱具

ラック台車

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」において、

4.1 概要

・JMTR では圧力容器は深い炉プールの中に深く沈めて設置され、炉プールからはカナルが SFC プール、CF プールやホットラボへ延びている。そして照射を受けた核燃料物質はこのプール・カナル系を通して取扱うこととし、遮へい体としてはこの水層を使うことを原則としている。以下に各要素について取扱手順を述べるが、水に浸けられないループ実験装置の試料を除いてはキャスク等を使うことなく取扱うことができる。

JMTR では炉心内には運転サイクルの初期のみならず、末期においてすらかなりの量の燃料を含むため、炉心内要素の交換については万一原子炉が臨界超過にならないように次のような規則に従って行う。

1）炉心に燃料要素が装荷されている状態で中性子吸収体の取出しや交換等は行わない。

2）炉心内への燃料装荷及び炉心外への取出し作業は、全制御棒を挿入し、かつ、原則としてキャプセル等の照射装置が所定の位置に装荷された状態において行い、燃料の装荷されている状態で

照射装置又は試料の取出し、装荷若しくは移動を行わない。ただし取出し、装荷或いは移動しようとする照射装置又は試料の反応度が計算、実測等で十分知られているか、又はその値が十分小さく安全上問題ないと認められる場合にこれを除く。

4.2 燃料要素の取扱い

(1) 新燃料要素

新燃料要素は受入後燃料管理室内の貯蔵設備に貯蔵しておく。貯蔵施設は、設備容量分の燃料を収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。更に、貯蔵設備は浸水することのないようにするが、実効増倍率が最も高くなるような密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界であることを確認する。

使用の際は必要本数を取出し、炉室に運搬しクレーンで圧力容器上蓋上に持ってくる。この前に炉プールの水面は下水位に下げ、圧力容器の上蓋窓の蓋を開けておく。そして全制御棒が挿入されていることを確認した後、専用の燃料取扱具によって炉心内に挿入する。

(2) 使用済燃料要素

使用済燃料を取出す際には、まず炉プールの水位を下げ、圧力容器上蓋窓の蓋を開け、炉プール内の適当な位置にラックをおく。この状態で 1 人の作業員が炉心内から燃料要素を取扱具で吊上げシュートに落し、他の 1 人がシュート炉プール側で拾い上げてラックに並べる。ラックはカナル、SFC プールなどに運び保管する。ラックはいかなる状態においても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

○添十「1. 安全評価に関する基本方針　1.1 序　1.1.2 事故時の判断基準」において、

・想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するための判断基準は以下のとおりである。

① 燃料は破損に伴う著しい機械的エネルギを発生しないこと。

② 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

③ 一次冷却系統にかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。

④ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

ここで、①及び②は、具体的には、燃料芯材最高温度が被覆材の溶融温度以下であることとする。③は、具体的には、一次冷却水の温度が飽和温度以下であることとする。

○添十「3.7 燃料取扱事故」において、

・3.7.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び説明

この事故は、原子炉停止中において取扱中の使用済燃料要素が、何らかの原因によって損傷し、核分裂生成物が放出する事象を想定する。

(2) 防止対策

使用済燃料要素の破損を防止し、万一発生した場合にも一般公衆に与える放射線被ばくのリスクを制限するために、次の対策を講ずる。

1) 燃料要素は、訓練を受けた運転員が定められた取扱器具を用い、定められた手順に従って行う。
2) 取扱器具等は、燃料要素を破損させないように配慮した設計とする。
3) 一次冷却水及びプール・カナル水は、被覆材の腐食を防止するように、高純度に保つようにする。
4) 万一、事故が発生した場合にも放射線被ばくの拡大を防止するために、破損した燃料要素を破損燃料要素封入容器に封入する。

・3.7.3 結論

この事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして評価を行っても、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

○設工認「45 原第 5519 号　Ⅰ 核燃料物質の取扱い及び貯蔵施設の設計　1. 概説」において、

・1.2 燃料の取扱いに係る施設

1.2.1 燃料取扱具

燃料取扱具は，燃料の炉心装荷及び炉心からの取出し，並びに使用済燃料を原子炉圧力容器内，炉プール，カナル，SFC プールなどで運搬するときに用いるもので，原則として，手動で操作される。

●適合性の検討

このように、本文では取扱機器としてラック台車及び燃料取扱具が記載されている。ラック台車は、使用済燃料ラックを移動するためのものであり、その構造上、燃料要素が落下することはなく、燃料取扱具は、炉心部への燃料の装荷、炉心部からの燃料の取出しを行う専用の取扱機器であり、先端部はダブルフック及びスプリング付きの構造であり、燃料の落下防止対策が施されている。さらに添十では、原子炉停止中において取扱中の使用済燃料要素が、何らかの原因によって損傷し、核分裂生成物が放出する事象を想定した燃料取扱事故において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をして評価を行っても、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることがないことを確認しているので、指針に適合している。

指針 40. 第 2 項(1)号

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備　：　原子炉本体(炉プール、炉プール側壁)、
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)
○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「3. 放射線遮へいの設計」(P.8-21～P.8-22)
○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・(ホ) 放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。
炉プール　直径　6 m
　　深さ　12 m
圧力容器上蓋までの深さ　4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）
　　厚さ　2.5 m

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。
照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。
(イ) 核燃料物質取扱設備の構造
主な設備、機器
燃料取扱具
ラック台車
(ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力
(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。
燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本
(2) 使用済燃料貯蔵施設
使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。
使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。
ラックの貯蔵能力
使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本
カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

○添八「2. 原子炉本体　2.4 炉プール」において、
圧力容器は、直径 6m、深さ 12m の炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m 程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。
炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは 4m となる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の 5m の水槽が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設　4.4 使用済核燃料物質の保管」において、
使用済燃料要素、照射済試料は原則として、カナルにおいて冷却する。
崩壊熱の除去はプールカナル循環系統によりプール・カナル水を循環させて行う。使用済燃料要素は、再処理のため施設外に持ち出すまでの期間は、カナル、SFC プールで保管する。炉プール、CF プールにおいて一時保管することもある。
核燃料物質からの放射能はプール・カナルの厚い水層によって十分遮へいされる。

●適合性の検討
このように、本文では使用済燃料はカナル、SFC プール等に保管することが記載されており、添八ではその水層によって放射線が十分遮へいされることが記載されている。このため、放射線防護のための適切な遮へいを有しているため、指針に適合している。

指針 40. 第 2 項(2)号

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○使用済燃料の貯蔵設備　：　原子炉本体(炉プール)、
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設(核燃料物質貯蔵設備)、
原子炉冷却系統施設(プールカナル循環系統)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・(ホ) 放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。
炉プール　直径　6 m
　　深さ　12 m
圧力容器上蓋までの深さ　4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）
　　厚さ　2.5 m

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。
照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。
(イ) 核燃料物質取扱設備の構造
主な設備、機器
燃料取扱具
ラック台車
(ロ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。

燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本

(2) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。

使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。

ラックの貯蔵能力

使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本

カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ニ）その他の主要な事項　(2) プールカナル循環系統」において、

プールカナル内で発生する熱の除去およびプール・カナル水の水質の保持、水位調節を行う。

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設　4.4 使用済核燃料物質の保管」において、

使用済燃料要素、照射済試料は原則として、カナルにおいて冷却する。

崩壊熱の除去はプールカナル循環系統によりプール・カナル水を循環させて行う。使用済燃料要素は、再処理のため施設外に持ち出すまでの期間は、カナル、SFC プールで保管する。炉プール、CF プールにおいて一時保管することもある。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設　5.6 プールカナル循環系統」において、

本系統は熱交換器、循環ポンプ、イオン交換塔、配管および弁等から構成され、その目的は次のとおりである。

(1) 炉プール・カナル内で発生する熱（780kW）を除去する。

(2) 炉プール・カナル水の汚染と系統内構成物質の腐食が最低になるように水質を pH5.5～7.0、比抵抗 $5\times10^5\,\Omega\cdot$cm 以上に保つとともに、水中の固形物を除く。

(3) 炉心要素、実験装置の取扱いのために、必要個所の水位調節を行う。すなわち、標準水位から炉プールにあっては上水位と下水位、カナルにあっては上水位に調節する。

●適合性の検討

このように、本文では使用済燃料はカナル、SFC プール等に保管することが記載されており、また、プールカナル循環系統によりプールカナル内で発生する熱の除去と水質の保持、水位調節を行うことが記載されている。添八においても同様に記載されている。このため、貯蔵設備であるカナル、SFC プール等は、その貯蔵する燃料の健全性を維持できるので、指針に適合している。

指針 40. 第 2 項(3)号

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○使用済燃料の貯蔵設備　：　原子炉本体(炉プール)、
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設(核燃料物質貯蔵設備)、
原子炉冷却系統施設(プールカナル循環系統)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)
○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)
○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○参考図面「第 8 図 JMTR 炉室内配置図(地下 1 階)」(P.24)

●関連資料等における関連記載

○設工認「40 原第 3546 号」

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・(ホ) 放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。
炉プール　直径　6 m
　　深さ　12 m
圧力容器上蓋までの深さ　4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）
　　厚さ　2.5 m

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。
照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。
（イ）核燃料物質取扱設備の構造

主な設備、機器

燃料取扱具

ラック台車

（ロ）核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。

燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本

(2) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。

使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。

ラックの貯蔵能力

使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本

カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ニ）その他の主要な事項　(2) プールカナル循環系統」において、

プールカナル内で発生する熱の除去およびプール・カナル水の水質の保持、水位調節を行う。

○設工認「40 原第 3546 号　Ⅲ 工事の方法　5. ステンレスライニング工事」において、

材質　SUS27, JIS G 4301 の規格に合格するものを使用する。

工法　a) 炉プールライニング

ライニング工事施行の後コンクリートを充填する。

b) カナル, CF プール, 第一排水系貯槽ライニング

コンクリート打設後あと張りとする。

溶接　イナートガスアーク溶接とする。

検査　溶接部全長に互りダイチェックを行う。

●適合性の検討

このように、本文ではプールカナル循環系統は水位調節が行えることが記載されており、設工認

ではプール・カナルにおけるステンレスライニングが記載されている。このため、遮へい及び冷却に使用する水の保有量の著しい減少を防止し、かつ、プール・カナル水の水位調節の機能による水位の監視からの漏えいの検知ができるため、指針に適合している。

2.2.41　指針 41 への適合性

核燃料取扱系

指針 41. 核燃料の臨界防止 　核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置、又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。

〔解説〕　「適切な手段」とは、臨界を防止するために、固定された中性子吸収材等を使用することをいう。

指針 41.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○核燃料の貯蔵設備及び取扱設備　：　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)

●記載内容

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。

照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。

（イ）核燃料物質取扱設備の構造

主な設備、機器

燃料取扱具

ラック台車

（ロ）核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。

燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本

(2) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。

使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。

ラックの貯蔵能力

使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本

カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設　4.2 燃料要素の取扱い」において、

(1) 新燃料要素

新燃料要素は受入後燃料管理室内の貯蔵設備に貯蔵しておく。貯蔵施設は、設備容量分の燃料を収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。更に、貯蔵設備は浸水することのないようにするが、実効増倍率が最も高くなるような密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界であることを確認する。

○(2) 使用済燃料要素

使用済燃料を取出す際には、まず炉プールの水位を下げ、圧力容器上蓋窓の蓋を開け、炉プール内の適当な位置にラックをおく。この状態で 1 人の作業員が炉心内から燃料要素を取扱具で吊上げシュートに落し、他の 1 人がシュート炉プール側で拾い上げてラックに並べる。ラックはカナル、SFC プールなどに運び保管する。ラックはいかなる状態においても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

●適合性の検討

このように、本文では使用済燃料ラックは臨界となることのないよう設計されることが記載されており、添八では新燃料要素の貯蔵設備及び使用済燃料要素のラックはいずれも実効増倍率がいかなる状態でも 0.95 以下になるように記載されている。このため、核燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置、又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できるので、指針に適合している。

2.2.42　指針 42 への適合性

核燃料取扱系

指針 42. 核燃料取扱場所のモニタリング 核燃料の取扱場所は、異常な放射線レベルを検出し、必要に応じて、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検知できるとともに、適切な場所にこれらの警報を発する設計であること。

〔解説〕　なし

指針 42.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○核燃料の取扱場所　：　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、
原子炉冷却系統施設(プールカナル循環系統)、
計測制御系統施設(計装)、
放射線管理施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」(P.4～P.5)
○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」(P.5～P.7)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P.7～P.10)
○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備」(P.12～P.13)
○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P.8-22～P.8-24)
○添八「5. 原子炉冷却系統施設」(P.8-24～P.8-30)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P.8-30～P.8-39)
○添八「8. 放射線管理施設」(P.8-45)
○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」(P.9-1～P.9-1)
○添九「2. 原子炉施設の放射線管理」(P.9-1～P.9-10)

●記載内容

○本文「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」において、

・新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等の水中に保管される。

照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。

（イ）核燃料物質取扱設備の構造

主な設備、機器

燃料取扱具

ラック台車

（ロ）核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(1) 新燃料貯蔵施設

燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。

燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素　400 本

(2) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、SFC プール等に保管する。保管する使用済燃料は、JMTR の運転に供した LEU 燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約 45%の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。

使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。

ラックの貯蔵能力

使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　　燃料要素　20 本

カナル等の保管容量

カナル No.1	深さ 7m×幅 3m×長さ 14m
	ラック 60 台　保管可能
カナル No.2	深さ 7m×幅 3m×長さ 22m
	ラック 90 台　保管可能
SFC プール	深さ 7m×幅 3m×長さ 6m
	ラック 20 台　保管可能

このほか、炉プール、CF プールに一時保管することができる。

○本文「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備　（ニ）その他の主要な事項　(2) プールカナル循環系統」において、

プールカナル内で発生する熱の除去およびプール・カナル水の水質の保持、水位調節を行う。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系	核分裂計数管使用	3 チャンネル
対数出力系	γ線補償型電離箱使用	3 チャンネル
線型出力系	同　上	3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（ロ）安全保護回路」において、

(2) その他の主要な安全保護回路の種類

a 警報

中性子束上昇、ペリオド短、計装用電源電圧低下、モニタ異常、プロセス異常、照射設備異常、制御設備電源異常等の警報装置が設けられている。

b 原子炉起動条件

(a) スクラム、制御棒挿入、セットバック及び制御棒引抜停止の原因がすべて解除されているか又はバイパスされていること。

(b) 起動系の計数率が設定値以上であること。

(c) 全制御棒が下限にあること。

(d) 全中性子束計装が“測定”側のレンジにあり、μμアンメータが最高感度のレンジにあること。

(e) 核分裂計数管が測定位置にあること。
(f) すべての“ランセーフ”スイッチが“ラン”側にあること。
(g) 照射制御室から“炉運転可”の信号が来ていること。
(h) その他原子炉の安全を確保するに必要と思われる項目が満足されていること。

○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備 （イ）屋内管理用の主要な設備の種類」において、

(1) エリアモニタ
ガンマ線エリアモニタ
中性子線エリアモニタ
(2) 水モニタ
冷却水モニタ
排水モニタ
(3) ガスモニタ
室内ガスモニタ
室内ガスモニタ（ダクト用）
排気ガスモニタ
(4) ダストモニタ
室内ダストモニタ
室内ダストモニタ（ダクト用）
排気ダストモニタ
各モニタの検出器からの信号は制御室に集められ、モニタ監視盤で指示、記録を行い、所定の指示値になったとき警報を発する。

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設 4.4 使用済核燃料物質の保管」において、

使用済燃料要素、照射済試料は原則として、カナルにおいて冷却する。
崩壊熱の除去はプールカナル循環系統によりプール・カナル水を循環させて行う。使用済燃料要素は、再処理のため施設外に持ち出すまでの期間は、カナル、SFC プールで保管する。炉プール、CF プールにおいて一時保管することもある。

○添八「5. 原子炉冷却系統施設 5.6 プールカナル循環系統」において、

本系統は熱交換器、循環ポンプ、イオン交換塔、配管および弁等から構成され、その目的は次のとおりである。
(1) 炉プール・カナル内で発生する熱（780kW）を除去する。
(2) 炉プール・カナル水の汚染と系統内構成物質の腐食が最低になるように水質を pH5.5～7.0、比抵抗 $5\times10^5\Omega\cdot$cm 以上に保つとともに、水中の固形物を除く。
(3) 炉心要素、実験装置の取扱いのために、必要個所の水位調節を行う。すなわち、標準水位から炉プールにあっては上水位と下水位、カナルにあっては上水位に調節する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

プロセス計装用（二次冷却系統、UCL 系統を除く）の制御盤は原子炉制御室の中央に核計装用のものと並んで設置する。なお二次冷却系統、UCL 系統のプロセス計装用機器は別棟の機械室制御室に置く。冷却系の各機器の運転に必要な操作を行う起動開閉器類ならびに運転状態を監視するに必要最小限の表示灯類、記録計、指示計および機器の動作状態を示す表示灯類を設置する。制御盤に設けた計器および表示灯類は明瞭に見え、運転状態を監視するのに便利なように配列する。各機器、検出端、コントロールセンタなどからの配線類は、雑音の介入を少なくするよう注意し適当なダクトを通し制御室下の継電器室に送られ、そこから制御盤に導く。

プロセス計装のアラーム信号を表示するため、制御盤の正面上方の見易い所に故障表示器を設置する。冷却系の各系統別にアラームを別個表示する。表示は照光式文字盤の点灯で行い、ベルまたはブザーで通報する。スクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止の表示は核計装故障表示器に一括する。

○添八「8. 放射線管理施設」において、

これらのモニタからの信号は、原子炉制御室又は機械室制御室に集められ、モニタ盤で集中的に指示、記録を行う。モニタが異常を感知したときは、モニタ盤に警報を発するようにする。

このほか、携帯用放射線サーベイ・メータを備え、作業時等の被ばく管理に使用する。空気中又は水中の放射性物質の測定のために、分析用放射線測定器を常備する。

●適合性の検討

このように、本文ではエリアモニタにより放射線を検出、指示、記録、警報を行えることが記載されている。また、プールカナル循環系によりプールカナルの熱除去を行っていることが記載されている。このため、異常な放射線レベルの検出とプールカナル循環系の運転状態の監視により崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検知でき、これらの警報を発することができるので、指針に適合している

2.2.43　指針 43 への適合性

放射性廃棄物処理施設

指針 43. 放射性気体廃棄物の処理施設 原子炉施設から発生する放射性気体廃棄物の処理施設は、適切なろ過、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

〔解説〕　放射性気体廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計であることが必要であり、このためには「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を参考とする。

指針 43.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○放射性気体廃棄物の処理施設　：　放射性廃棄物の廃棄施設(気体廃棄物の廃棄施設)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ト　放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P. 10～P. 12)

○添八「7.　放射性廃棄物の廃棄施設」(P. 8-40～P. 8-44)

○添九「1.　放射線防護に関する基本方針」(P. 9-1～P. 9-1)

○添九「2.　原子炉施設の放射線管理」(P. 9-1～P. 9-10)

○添九「4.　放射性廃棄物処理」(P. 9-11～P. 9-29)

●記載内容

○本文「ト　放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ）気体廃棄物の廃棄施設」において、

気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。

(1) 構造

通常排気設備

固形物捕集フィルタ

排風機　商用電源駆動

照射実験用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒 1 基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

処理能力

周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が 3 月間の平均濃度として昭和 63 年 7 月 26 日科学技術庁告示第 20 号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の 1/3 以下とする能力を有する。

(3) 排気口の位置

高さ 80mの排気筒の先端

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.1 気体廃棄物の廃棄施設」において、

気体廃棄物は、排気系により集められ、フィルターバンクを通して浄化された後、高さ 80mの排気筒から大気中に排出される。廃棄の基準は以下のとおりとする。

(1) 定常放出

年間平均の気象状態において、放出が行われた時の周辺地区における放射性物質の濃度の最高値は、後述のとおり周辺監視区域外の空気中の濃度限度より非常に低い値となっている。したがって定常時の気体状放射性物質の廃棄基準は、今後の試運転時の測定結果を基にして、周辺監視区域外の空気中の濃度限度より十分低い値に規定し、周辺の放射性物質の濃度が著しく高くなることを防止する。

・(2) 非定常放出

起こりうる最悪の気象状態において放出が行われたとしたときの周辺地区における放射性物質の濃度の最高値を法規で定められた平均 3 月間にならした値が周辺公衆に対する周辺監視区域外の空気中の濃度限度以下であること。

通常排気設備のフィルタは、プレフィルタ及び高性能フィルタからなる。照射実験用排気設備及び非常用排気設備のフィルタは、モイスチャーエリミネータ、プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタからなる。

一次冷却系統からの脱気ガス、ループ照射装置からの脱気ガス、ループキュービクルからの排気ガス等は、照射実験用排気設備を通して排気筒から大気に放出される。原子炉建家からの一般の排気は、通常排気設備を通して大気に放出される。高性能フィルタの固形物捕集能力は 90%以上であり、チャコールフィルタのよう素捕集能力は 90%以上である。

・JMTR 事故時の安全対策として、非常用排気設備を設け、一次冷却水中の放射性物質の濃度が上昇した場合には、通常排気設備を停止し、非常用排気設備のみの運転とする。仮想事故時、炉室内に放出されると想定される放射性よう素及び固体状核分裂生成物をろ過して、高さ 80mの排気筒から大気に放出される。

添付種類十の仮想事故の解析に示されるごとく、仮想事故の場合の外界における線量は、チャコールフィルタのよう素捕集効率が 90%以上ならばいかなる換気回数でも線量のめやす値を超えることはないが、しかし被ばくの絶対量を減らすため非常用換気設備の換気回数は、通常排気設備の換気回数の 1/10 となるように設計されている。炉室内空気中の放射性物質の濃度が上昇した場合は、通常排気設備の運転を停止し、非常用排気設備のみで換気を行う。

○添九「4. 放射性廃棄処理　4.2 JMTR 原子炉施設における放射性廃棄物処理　4.2.1 気体廃棄物処理」において、

・4.2.1.1 気体廃棄物の発生源

JMTR 原子炉施設から発生する気体廃棄物のうち、通常運転時に発生する気体廃棄物中の放射性物質は、大別して次の 2 種類に分けられる。いずれの廃棄物も、照射実験用排気設備から各フィルタを通した後、高さ 80m の排気筒から放出される。

(1) JMTR 原子炉本体関係排気

JMTR 原子炉本体における気体廃棄物は、原子炉一次冷却水中に含まれる空気及び中性子計測孔冷

却用空気が放射化されて生成する ^{41}Ar が支配的である。このほか、炉心要素のベリリウム反射体が照射されて生成するトリチウムがある。これらの気体廃棄物は、通常排気設備及び照射実験用排気設備を経て排気筒から放出される。

(2) 照射設備関係排気

ループ、水力ラビット及びキャプセルから放出されるものであり、大部分はキャプセルの燃料試料の照射実験により放出される放射性物質の排気である。主な核種は、^{85}Kr、^{133}Xe 及び ^{131}I である。

4.2.1.2 気体廃棄物の放出量

(1) ^{41}Ar

^{41}Ar の放出率は、実績によると 50MW 運転中 1.85×10^{10}Bq/h 程度である。原子炉の稼働率を 80%とすると、年間の放出量は 1.3×10^{14}Bq となる。

(2) トリチウム

トリチウムの放出量は、年間最大約 1×10^{11}Bq 程度であり、極めて少ない。

(3) 核分裂生成物

4.2.1.1 で述べたようにキャプセルの燃料試料の照射試験により放出されるもので、その他の照射設備及び原子炉本体からの放出量は無視し得る程度である。

キャプセルからの年間の放出量は、原子炉の稼働率を 80%とすると、放射性希ガスが、^{41}Ar 等価換算で 3.5×10^{12}Bq、及び放射性よう素（^{131}I）が 9.2×10^{6}Bq である。

これらの気体廃棄物は高性能フィルタでろ過した後、地上高さ 80m の排気筒から放出する。

これらを大洗研究開発センター（北地区）の各原子炉施設が放出する気体廃棄物と比較すると、放射性希ガスは JMTR 原子炉本体からの ^{41}Ar 放出量に比べ、また、放射性よう素は HTTR 原子炉施設からの放射性よう素放出量に比べて、それぞれ極めて少ない。

したがって、大洗研究開発センター（北地区）原子炉施設周辺の一般公衆の受ける実効線量のうち、キャプセルの燃料試料の照射試験に伴い放出される核分裂生成物による寄与は無視し得る。

●適合性の検討

このように、本文では、放出が行われた周辺地域における放射性物質の濃度が周辺監視区域外の空気中の濃度限度より低い値にする能力を有していることが記載されており、添八においても同様に記載されている。さらに添九では気体廃棄物の発生源及び放出量が記載されている。このため、JMTR における気体廃棄物の廃棄施設は、適切なろ過、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できるので、指針に適合している。

2.2.44　指針 44 への適合性

放射性廃棄物処理施設

指針 44. 放射性液体廃棄物の処理施設
1. 原子炉施設から発生する放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なろ過、凝集沈澱、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。
2. 放射性液体廃棄物の処理施設及びこれに関連する施設は、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であること。

〔解説〕　放射性液体廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計であることが必要であり、このためには「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を参考とする。

また、「液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」を参考とする。

指針 44. 第 1 項及び第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○放射性液体廃棄物の処理施設　：　放射性廃棄物の廃棄施設（液体廃棄物の廃棄施設）

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」（P. 10～P. 12）

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」（P. 8-40～P. 8-44）

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」（P. 9-1～P. 9-1）

○添九「2. 原子炉施設の放射線管理」（P. 9-1～P. 9-10）

○添九「4. 放射性廃棄物処理」（P. 9-11～P. 9-29）

●記載内容

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（ロ）液体廃棄物の廃棄設備」において、

・液体廃棄物の廃棄設備は、排水系統及びタンクヤードからなる。

（1）構造

排水系統

第 1 排水系	貯槽
	排水ポンプ
第 2 排水系	貯槽
	排水ポンプ
第 3 排水系	貯槽
	排水ポンプ
	固液を分離するろ過層を設ける。
第 4 排水系	貯槽
	排水ポンプ

タンクヤード

廃液タンク	貯槽
	排水ポンプ
第 4 排水系ピット	排水ピット
	排水ポンプ

（2）廃棄物の処理能力

貯槽容量

第 1 排水系貯槽	約 180 m^3　1 基
第 2 排水系貯槽	約　20 m^3　2 基
第 3 排水系貯槽（Ⅰ）	約 200 m^3　1 基
第 3 排水系貯槽（Ⅱ）	約 220 m^3　1 基
第 4 排水系貯槽	約　20 m^3　1 基

廃液タンク	約 40 m^3	2 基
	約 25 m^3	1 基
	約 10 m^3	2 基
	約 5 m^3	2 基
第 4 排水系ピット	約 10 m^3	1 基

処理能力

第 4 排水系ピットの下流側の排水口から一般排水管へ放出する場合、排水口における放射性物質の濃度を濃度限度以下とする能力を有する。

(3) 排水口の位置

本原子炉施設の排水口の位置は、タンクヤードの放流管がタンクヤード西側の一般排水管と接続する位置及び第 4 排水系ピットの放流管がタンクヤード南側の一般排水管と接続する位置とする。

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.2 液体廃棄物の廃棄設備」において、

・配管を用いて集めるものは、次のいずれかの排水系に分類される。

第 1 排水系：　一次冷却系統、プールカナル循環系統等、純水を使用する系統からの液体のためのもので、これらの系統の保有水を一時貯留する機能も有し、一次冷却系統のフラッシング及び pH 測定用の分流等も受け入れる系である。

第 2 排水系：　主として照射実験装置から発生する液体廃棄物を対象とし、ときには保守及び除染作業からのもの等、原則として溶存固形物含量が高く、しかも高度の放射性汚染の頻度の高い液体廃　　棄物のためのものである。

第 3 排水系：　イオン交換塔の使用済樹脂（純水補給系統のものを除く。以下「廃樹脂」という。）やフィルタ、ストレーナ等の放射性汚染した固体粒子や懸濁物等を含む液体のためのものである。貯槽内において固体粒子や懸濁物と液体とを分離する。分離された固体粒子や懸濁物は固体廃棄物として取り扱うことになるが、通常は貯槽から取り出すことは特に行わず、貯槽がこれらのもので一杯になれば貯槽を増設する。

第 4 排水系：　常時は放射性汚染がないが、事故時に汚染するおそれのあるものを対象とする。

第 1 排水系の貯槽は、炉建家の最下階に設けられ、容量 180m^3 程度 1 基で、建家ピットにステンレス鋼でライニングしたものである。

第 2 排水系の貯槽は、第 1 排水系の貯槽と同じ階に設けられ、容量 20m3 程度 2 基で、建家ピットにプラスティックコーティングを施したものである。

また、第 3 排水系貯槽(Ⅱ)は、JMTR 機械室の南側で、第 3 排水系貯槽(Ⅰ)の西方約 20m の場所に設けられた地上 1 階、地下 1 階の鉄筋コンクリート造で、面積は 1 階約 160m^2、地階約 155m^2 である。貯槽は、建家と一体構造で地階に設けられた密閉型である。

第 3 排水系貯槽(Ⅱ)の設計方針は、次のとおりである。

(イ) 貯蔵能力は、原子炉の運転等に伴い発生する廃樹脂の 10 年分以上に相当する貯蔵能力を有するように設計する。

(ロ) 漏水防止については、貯槽は鉄筋コンクリート内面にステンレス鋼をライニングし、漏水が

ない設計とする。万一漏水が発生した場合には、早期に検出できるよう漏水検出器を設け、常時、機械室制御室で監視できるように設計する。

（ハ）遮へい設計は、放射線業務従事者の放射線被ばく低減化を考慮して、貯槽の表面における線量当量率を 10μSv/h 以下となるように設計する。

（ニ）人の居住する可能性のある敷地境界外における直接線量とスカイシャイン線量については、本施設の設置後であっても年間 50μGy 以下になるように設計し、管理する。

（ホ）建家及び貯槽並びに機器等の耐震設計は、1.4 耐震設計に示される方針に従うとともに、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会）を参考にして行う。

建家 1 階は水平震度 0.3、また、建家地階及び貯槽は水平震度 0.2 の地震力に対して安全であるように設計する。

機器等は、1.4 耐震設計に示される一般機器相当として、水平震度 0.4、垂直震度 0.2 の地震力に対して安全であるように設計する。

第 3 排水系貯槽（Ⅱ）の主要な設備として、次の設備を設ける。

貯槽

容量　約 220 m^3

基数　1 基

材質　コンクリート（内面オーステナイト系ステンレス鋼ライニング厚み 6mm）

排水ポンプ

型式　渦巻ポンプ

容量　約 24 m^3/h

基数　1 基

サンプピット排水ポンプ

型式　渦巻ポンプ

容量　約 5 m^3/h

基数　1 基

廃樹脂サンプリングポンプ

型式　渦巻ポンプ

容量　約 5 m^3/h

基数　1 基

漏水検知器

型式　静電容量式

基数　1 式

第 1、第 2、第 3 排水系貯槽にあっては、液体廃棄物をポンプによってタンクヤードの廃液タンクへ送る。

第 4 排水系の貯槽は炉建家の最下階に設けられ、容量 20m^3 程度 1 基で、プラスティックコーティングが施してある。液体廃棄物はポンプによってタンクヤードの第 4 排水系ピットに送られる。

タンクヤード

第 4 排水系ピット

第 4 排水系貯槽からの液体廃棄物を貯留する。貯留した液体廃棄物は、通常は廃液タンクに移送するが、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

廃液タンク

第 1、第 2、第 3 排水系貯槽及び第４排水系ピットからの廃液は、廃液タンクに貯留される。廃液タンクとしては、次の容量のものが設けられる。

約 40 m^3　2 基、普通鋼製内面ゴムライニング

約 25 m^3　1 基、同上

約 10 m^3　2 基、同上

約　5 m^3　2 基、ステンレス鋼

廃液タンク毎にポンプ 1 台を付属する横置円筒型タンク

これらは、廃液の放射性物質の濃度、溶存塩分の量等によって分けられる。貯留した液体廃棄物は、配管又は廃液運搬車によって廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

濃度区分を超える液体廃棄物が発生した場合は、ポリエチレン瓶等の容器に回収し、容器内で除染、減容、固型化等を行い、いずれかの濃度区分に属する液体廃棄物又は固体廃棄物とした後、廃棄物管理施設へ引き渡す。

○添九「4. 放射性廃棄処理　4.2 JMTR 原子炉施設における放射性廃棄物処理　4.2.2 液体廃棄物処理　4.2.2.1 液体廃棄物の発生源」において、

・JMTR 本体、照射設備及び管理区域内での手洗い水などの液体廃棄物は、すべてタンクヤードの各タンクに一時貯留する。そこで放射性物質の濃度を測定した後、液体廃棄物 A は配管により、また液体廃棄物 B は、廃液運搬車により、放射性廃棄物処理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下の廃液は排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

○添九「4. 放射性廃棄処理　4.2 JMTR 原子炉施設における放射性廃棄物処理　4.2.3 固体廃棄物処理　4.2.3.1 固体廃棄物の発生源」において、

・使用済イオン交換樹脂は第 3 排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

●適合性の検討

このように、本文では液体廃棄物のための貯槽を設けていること、排水口から一般排水管へ放出

する場合は排水口における放射性物質の濃度を濃度限度以下とする能力を有することが記載されている。添八においても同様に記載され、さらにそれぞれの貯槽はステンレス鋼、プラスティック又はゴムによるライニング及び必要性に応じて漏水検知器が施されていることが記載されている。また、添九ではこれらの液体廃棄物は一次貯留された後、廃棄物管理施設（平成 4 年 3 月 30 日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設）へ移送して引き渡すことが記載されている。このため、JMTR における放射性液体廃棄物の処理施設は、適切なろ過、凝集沈澱、蒸発処理、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に対して、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計であり、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であるので、指針に適合している。

なお、第 3 排水系における使用済樹脂等から固体粒子や懸濁物を分離、取り出しを行えば固体廃棄物として取り扱うことになるので、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

2.2.45　指針 45 への適合性

放射性廃棄物処理施設

指針 45. 放射性固体廃棄物の処理施設 　原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。

〔解説〕　なし

指針 45.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）
該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P.10～P.12)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P.8-40～P.8-44)
○添九「4. 放射性廃棄物処理」(P.9-11～P.9-29)

●記載内容
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」において、
・JMTR から発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。
気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。
液体廃棄物は、排水系統の貯槽からタンクヤードの廃液タンク等に回収し、放射性物質の濃度を測定した後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、放射性物質の濃度が、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件」（以下「告示第 20 号」という。）に定める濃度限度（以下「濃度限度」という。）以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。
固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。
注）ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成 4 年 3 月 30 日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。（以下同じ。）
・（ハ）固体廃棄物の廃棄設備
該当事項なし

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.3 固体廃棄物の廃棄」において、
・通常発生する固体廃棄物には、布、紙、木製品等の可燃性のもの、プラスティック製品、金属製品、無機質製品の不燃性のものがある。これらは、次のように分類する。
1) β・γ固体廃棄物 A：表面における線量当量率　2 mSv/h 未満
2) β・γ固体廃棄物 B：表面における線量当量率　2 mSv/h 以上
β・γ固体廃棄物 A は、専用の廃棄物容器（カートンボックス等）に収納するか、又はビニールシート等で梱包する等放射性物質の飛散防止措置を施して、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、β・γ固体廃棄物 B は、容器に収納し、遮へい機能を有する運搬容器を使用して、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、移送及び廃棄物管理施設の受入れ態勢から問題と考えられるような大型、異形物等については、事前に必要な措置を行うことを原則とする。

○添九「4. 放射性廃棄処理　4.2 JMTR 原子炉施設における放射性廃棄物処理　4.2.3 固体廃棄物

処理　4.2.3.1 固体廃棄物の発生源」において、

・使用済イオン交換樹脂は第 3 排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

●適合性の検討

放射性固体廃棄物の処理施設がないため該当しない。

なお、固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施した後一時保管し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設（平成 4 年 3 月 30 日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設）へ移送して引き渡している。

2.2.46　指針 46 への適合性

放射性廃棄物処理施設

指針 46. 固体廃棄物貯蔵施設
固体廃棄物貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

〔解説〕　なし

指針 46.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）
該当なし

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P.10～P.12)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P.8-40～P.8-44)
○添九「4. 放射性廃棄物処理」(P.9-11～P.9-29)

●記載内容

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」において、

・JMTR から発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。
気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。
液体廃棄物は、排水系統の貯槽からタンクヤードの廃液タンク等に回収し、放射性物質の濃度を測定した後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、放射性物質の濃度が、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件」（以下「告示第 20 号」という。）に定める濃度限度（以下「濃度限度」という。）以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。
固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。
注）ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成 4 年 3 月 30 日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。（以下同じ。）

・（ハ）固体廃棄物の廃棄設備
該当事項なし

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.2 液体廃棄物の廃棄設備」において、

・配管を用いて集めるものは、次のいずれかの排水系に分類される。
第 1 排水系：一次冷却系統、プールカナル循環系統等、純水を使用する系統からの液体のためのもので、これらの系統の保有水を一時貯留する機能も有し、一次冷却系統のフラッシング及び pH 測定用の分流等も受け入れる系である。
第 2 排水系：主として照射実験装置から発生する液体廃棄物を対象とし、ときには保守及び除染作業からのもの等、原則として溶存固形物含量が高く、しかも高度の放射性汚染の頻度の高い液体廃棄物のためのものである。
第 3 排水系：イオン交換塔の使用済樹脂（純水補給系統のものを除く。以下「廃樹脂」という。）やフィルタ、ストレーナ等の放射性汚染した固体粒子や懸濁物等を含む液体のためのものである。貯槽内において固体粒子や懸濁物と液体とを分離する。分離された固体粒子や懸濁物は固体廃棄物として取り扱うことになるが、通常は貯槽か

ら取り出すことは特に行わず、貯槽がこれらのもので一杯になれば貯槽を増設する。

第４排水系：　常時は放射性汚染がないが、事故時に汚染するおそれのあるものを対象とする。

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設　7.3 固体廃棄物の廃棄」において、

・通常発生する固体廃棄物には、布、紙、木製品等の可燃性のもの、プラスティック製品、金属製品、無機質製品の不燃性のものがある。これらは、次のように分類する。

1) β・γ固体廃棄物Ａ：表面における線量当量率　2 mSv/h 未満

2) β・γ固体廃棄物Ｂ：表面における線量当量率　2 mSv/h 以上

β・γ固体廃棄物Ａは、専用の廃棄物容器（カートンボックス等）に収納するか、又はビニールシート等で梱包する等放射性物質の飛散防止措置を施して、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、β・γ固体廃棄物Ｂは、容器に収納し、遮へい機能を有する運搬容器を使用して、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、移送及び廃棄物管理施設の受入れ態勢から問題と考えられるような大型、異形物等については、事前に必要な措置を行うことを原則とする。

○添九「4. 放射性廃棄処理　4.2 JMTR 原子炉施設における放射性廃棄物処理　4.2.3 固体廃棄物処理　4.2.3.1 固体廃棄物の発生源」において、

・使用済イオン交換樹脂は第３排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

●適合性の検討

放射性固体廃棄物貯蔵施設がないため該当しない。

なお、固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施した後一時保管し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設（平成４年３月 30 日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究開発センター（北地区）の廃棄物管理施設）へ移送して引き渡している。

なお、第３排水系における使用済樹脂等から固体粒子や懸濁物を分離、取り出しを行えば固体廃棄物として取り扱うことになるので、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

2.2.47　指針 47 への適合性

放射線管理

指針 47. 敷地周辺の放射線防護
原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できる設計であること。

〔解説〕　なし

指針 47.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　：　原子炉本体(炉プール、炉プール側壁)

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P.1～P.4)

○添八「1. 安全設計の方針」(P.8-1～P.8-5)

○添八「2. 原子炉本体」(P.8-6～P.8-20)

○添八「3. 放射線遮へいの設計」(P.8-21～P.8-22)

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」(P.9-1～P.9-1)

○添九「3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視」(P.9-11～P.9-11)

○添九「5. 通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価」(P.9-30～P.9-55)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・(ホ) 放射線遮へい体の構造

放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。

炉プール	直径	6 m
	深さ	12 m
圧力容器上蓋までの深さ		4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）		
	厚さ	2.5 m

○添八「2. 原子炉本体　2.4 炉プール」において、

圧力容器は、直径 6m、深さ 12m の炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m 程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。

炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは 4m となる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の 5m の水槽が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」において、

・1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等（以下「放射線業務従事者等」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第 1 条の 2）に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。）が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（第 37 条）に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

(1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮へいを設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。

(2) 放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。

(3) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。

更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。

(4) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。

(6) 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

○添九「5. 通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価」において、

・各原子炉施設より放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(1)に基づき、また、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(2)を参考として、評価する。

●適合性の検討

このように、本文において遮へい体として炉プール水及び炉プール側壁が記載されており、添八においても同様に記載されている。さらに、添九では放射線防護に関する基本方針が記載されている。このため通常運転時において原子炉施設からの直接放射線及びスカイシャイン放射線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減できるので、指針に適合している。

2.2.48　指針 48 への適合性

放射線管理

指針 48. 放射線業務従事者の放射線防護
1. 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を合理的に達成可能な限り講じた設計であること。
2. 原子炉施設は、異常状態において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。

〔解説〕　なし

指針 48. 第 1 項及び第 2 項

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　：　原子炉本体(炉プール、炉プール側壁)
計測制御系統施設(計装)
放射性廃棄物の廃棄施設
原子炉格納施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」(P. 1～P. 4)
○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」(P. 7～P. 10)
○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P. 10～P. 12)
○本文「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」(P. 13)
○添八「1. 安全設計の方針」(P. 8-1～P. 8-5)
○添八「2. 原子炉本体」(P. 8-6～P. 8-20)
○添八「3. 放射線遮へいの設計」(P. 8-21～P. 8-22)
○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設」(P. 8-22～P. 8-24)
○添八「6. 計測制御系統施設」(P. 8-30～P. 8-39)
○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P. 8-40～P. 8-44)
○添八「9. 原子炉格納施設」(P. 8-46～P. 8-47)
○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」(P. 9-1～P. 9-1)
○添九「2. 原子炉施設の放射線管理」(P. 9-1～P. 9-10)

●記載内容

○本文「ハ 原子炉本体の構造及び設備」において、

・原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。

・（ホ）放射線遮へい体の構造
放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。

炉プール	直径	6 m
	深さ	12 m
圧力容器上蓋までの深さ		4 m
炉プール側壁（コンクリート壁）		
	厚さ	2.5 m

○本文「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備　（イ）計装」において、

(1) 核計装の種類

核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ 3 チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。

起動系　　核分裂計数管使用　　3 チャンネル

対数出力系　γ線補償型電離箱使用　3 チャンネル

線型出力系　　同　　上　　3 チャンネル

(2) その他の主要な計装の種類

冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ） 気体廃棄物の廃棄施設」において、

気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。

(1) 構造

通常排気設備

固形物捕集フィルタ

排風機　商用電源駆動

照射実験用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒 1 基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

処理能力

周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が 3 月間の平均濃度として昭和 63 年 7 月 26 日科学技術庁告示第 20 号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の 1/3 以下とする能力を有する。

(3) 排気口の位置

高さ 80mの排気筒の先端

○本文「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」において、

・(イ) 構造

原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。

主要な寸法　直径　41 m

　　高さ　地上 20 m

地下 23 m

（ロ）設計圧力及び設計温度並びにろうえい率

設計内圧　常時　　負圧　水柱 10 mm

短期　　負圧　水柱 15 mm（試験圧）

設計温度　　常温

ろうえい率　100 %/day 以下（設計内圧において）

（ハ）その他の主要な事項

排気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱 7 mm 程度）に保持する。

○添八「1. 安全設計の方針　1.5 遮へい設計」において、

遮へい設計に当たっては、表 8-1 に示すように管理区域内の場所及びその中で行う作業を、それぞれ甲、乙、丙の 3 段階に区分し、それぞれに対し基準線量当量率と設計目標値を定める。

次表中の基準線量当量率は、放射線業務従事者に関する線量当量限度を各週に均等に割当てた値である 1mSv/週を基準として、表中に示した頻度を考慮して定めたものであって、原子炉設備完工後の試験及び以後の管理はこの値を基準として行う。設計時には計算上、製作上及び構造上の誤差を考慮して最悪の場合でも上記基準線量当量率以下に納まるように、さらにその 1/10 を設計目標として定め、主要線源からの線量当量率がその値以下になるようにする。

管理区域内の場所及びその中で行われる作業の区分に対する目標値を表 8-2 及び表 8-3 に示す。これは原則であって、その中で特別の部分又は特別な場合についてはこれらの区分に対する基準線量当量率を超過することがある。また完工後の試験の結果によってはその区分の一部を変更することがある。

（「表 8-1 遮へい区分」、「表 8-2 放射線の遮へい；場所の区分」及び「表-3 放射線の遮へい；作業の区分」参照）

○添八「2. 原子炉本体　2.4 炉プール」において、

圧力容器は、直径 6m、深さ 12m の炉プールの中に設置される。炉プールは、ゲートを介してカナルにつながっている。炉プールの側壁は、厚さ 2.5m 程度のコンクリート製生体遮へいとなっている。

炉プール水位は、運転時にはほぼ地平面と同じ高さの標準水位とし、このとき、圧力容器上蓋までの深さは 4m となる。炉心要素交換作業時には、圧力容器上蓋付近まで水位を下げ、圧力容器上蓋の上から作業を行う。このときは、圧力容器内部の 5m の水槽が生体遮へいの役目を果たすこととなる。

○添八「4. 核燃料物質の取扱及び貯蔵施設　4.4 使用済核燃料物質の保管」において、

使用済燃料要素、照射済試料は原則として、カナルにおいて冷却する。

崩壊熱の除去はプールカナル循環系統によりプール・カナル水を循環させて行う。使用済燃料要素は、再処理のため施設外に持ち出すまでの期間は、カナル、SFC プールで保管する。炉プール、CF プールにおいて一時保管することもある。

核燃料物質からの放射能はプール・カナルの厚い水層によって十分遮へいされる。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.1 核計装　(6) 制御室及び故障表示器」において、

原子炉制御室には核計装のための機器盤、原子炉の起動運転のための制御盤および制御卓、故障表示のための故障表示器などを設ける。制御室内の配置表示、色彩などは、とくに原子炉の運転に便利なように考慮する。なお継電器盤は計測系統に雑音の介入するのを防ぐため、制御室の下の継電器室に設置する。

制御盤および制御卓には起動操作用の開閉器をはじめ、指示計、記録計、レンジ切換スイッチ、制御棒操作のための操作器、自動制御のための各種開閉器、手動スクラム装置、検出器位置調整器など、原子炉の運転に必要な操作器、表示器をとりつける。

機器盤には、常時直接運転および監視を必要としない指示計、表示計開閉器、電子機器および運転中回路チェック用操作器をとりつける。電子機器の取付配置、接続などは点検し易いように考慮する。

故障表示器は制御卓の正面上方の見易いところに設置し、原子炉関係の故障表示の一部はループ制御室にも設けられる。また照射実験設備関係の故障表示は原子炉制御室にも表示を行う。

表示は照光式文字板の点灯で行い、ベル、ブザーでも通報する。

○添八「6. 計測制御系統施設　6.2 プロセス計装」において、

プロセス計装用（二次冷却系統、UCL 系統を除く）の制御盤は原子炉制御室の中央に核計装用のものと並んで設置する。なお二次冷却系統、UCL 系統のプロセス計装用機器は別棟の機械室制御室に置く。冷却系の各機器の運転に必要な操作を行う起動開閉器類ならびに運転状態を監視するに必要最小限の表示灯類、記録計、指示計および機器の動作状態を示す表示灯類を設置する。制御盤に設けた計器および表示灯類は明瞭に見え、運転状態を監視するのに便利なように配列する。各機器、検出端、コントロールセンタなどからの配線類は、雑音の介入を少なくするよう注意し適当なダクトを通し制御室下の継電器室に送られ、そこから制御盤に導く。

プロセス計装のアラーム信号を表示するため、制御盤の正面上方の見易い所に故障表示器を設置する。冷却系の各系統別にアラームを別個表示する。表示は照光式文字盤の点灯で行い、ベルまたはブザーで通報する。スクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止の表示は核計装故障表示器に一括する。

○添八「9. 原子炉格納施設　9.1 原子炉建家の設計」において、

原子炉を格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造円形建物で、これに連なるカナル建家とともに半気密のバリヤを形成し、常時は建家内を負圧（水柱 7mm 程度）に保つよう換気系を設ける。この半気密バリヤ内には原子炉制御室、照射制御室、ループキュービクル（ループ機器室）、一次冷却系機器室等が含まれる。事故時には更に換気入口ダクトを遮断して非常用換気系のみを作動し、負圧を保持して建家に対する空気のもれが常に内側に向かうよう制御し、放射性核分裂生成物の漏えいを防止し、非常用換気系とチャコールフィルタによるよう素ろ過装置（効率 90%以上）によって事故時の放射性よう素及び固体状核分裂生成物をろ過して、高さ 80m の排気筒から

外界に放出する方式をとる。この方式によれば、1）気密コンテナ方式における高度の気密性は緩和され、2）特殊よう素ろ過装置により最も有害な放射性よう素の放出を防止し、3）発源点高 80m からの大きな空気中拡散を利用して風下放射性濃度を低く抑えることができるとともに、4）事故後炉室内の放射線レベルが急速に低下して事故処理を容易にする等多くの利点が生じる。

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」において、

・1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等（以下「放射線業務従事者等」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第 1 条の 2）に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。）が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（第 37 条）に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

(1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮へいを設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。

(2) 放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。

(3) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。

更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。

(4) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。

(6) 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

○添九「2. 原子炉施設の放射線管理　2.2 管理区域内の管理」において、

管理区域内の各区域は、線量当量率、放射線業務従事者等の立入り頻度等を考慮して区域内管理及び作業管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」に示すとおりである。
管理区域内の管理は、遮へい及び換気設備等の防護施設の設置、維持及び線量当量率等を監視することにより行う。
具体的な方法については、次のとおりである。

2.2.1 遮へい

放射線業務従事者等を外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して、第 2.2.1 表のように管理区域を区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮へいを設置する。
ただし、HTTR 原子炉施設にあっては、第 2.2.2 表のように区分し、基準に適合する維持管理が行えるよう遮へいを設置する。

2.2.2 換気

放射線業務従事者等を放射性物質の汚染による被ばくから防護するため、換気設備は次の条件を満足するように管理する。
(1) 換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止すること。
(2) 各換気系統による空気の供給は、清浄な区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れること。
(3) 汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通して行うこと。また、フィルタは所定の性能を維持すること。
(4) 各換気系統の容量は、各区域及び各部屋の排気を行うに十分であること。
(5) 人が常時立入る場所は、空気中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」(第 2 条) に定める濃度限度よりも十分低いこと。

第 2.2.1 表　管理区域内の遮へい設計基準(1)

区　分		定　　義	立入又は作業の頻度	基準線量率	設計目標値
場所	甲区域	常時放射線業務従事者が作業する所で、自由に立入りできる場所	48h/週	20μSv/h 以下	20μSv/h 以下
	乙区域	常時放射線業務従事者が作業する場所ではないが、随時あるいは定期的に立入ることがある場所で立入時間などについて適当な管理をしなければならない場所	2～10h/週	原則として 100μSv/h 以下 特別の場合でも 500μSv/h 以下	原則として 10μSv/h 以下 特別の場合でも 50μSv/h 以下
	丙区域	事故、故障、修理及びまれな作業以外には放射線業務	ま　れ	特に規定せず、立入時間で管理する	

		従事者が立入らない場所で立入時間を厳重に管理しなければならない場所		

●適合性の検討

このように、本文では遮へい体として炉プール水及び炉プール側壁が、気体廃棄物の廃棄施設に関して、放出が行われた周辺地域における放射性物質の濃度が周辺監視区域外の空気中の濃度限度より低い値にする能力を有していることが記載されており、また、計装装置による監視ができることが記載されており、添八においてもこれらが同様に記載されており、さらに、核計装及びプロセス計装による操作や事故、故障、修理等の場合を含めた管理区域内の場所及びその中で行う作業に対する基準線量当量率と設計目標値が記載されている。さらに、添九では放射線防護に関する基本方針、管理区域内の管理が記載されている。このため、原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を合理的に達成可能な限り講じており、異常状態において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じているので、指針に適合している。

2.2.49　指針 49 への適合性

放射線管理

指針 49. 放射線業務従事者の放射線管理
原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理するための放射線管理施設を設けた設計であること。 また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

〔解説〕　「適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理する」とは、他の関連した監視等の方法を含め、総合的に監視及び管理できることをいう。

「必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる」とは、制御室又は管理区域の出入口等に、管理区域における空間線量率、空気中の放射性物質の濃度、床面等の放射性物質の表面密度、及びその他放射線管理上必要な事項を表示できることをいう。

指針 49.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　　：　放射線管理施設

○放射線管理施設　：　放射線管理施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備」(P. 12～P. 13)

○添八「8. 放射線管理施設」(P. 8-45)

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」(P. 9-1～P. 9-1)

○添九「2. 原子炉施設の放射線管理」(P. 9-1～P. 9-10)

●記載内容

○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備 （イ）屋内管理用の主要な設備の種類」において、

(1) エリアモニタ

ガンマ線エリアモニタ

中性子線エリアモニタ

(2) 水モニタ

冷却水モニタ

排水モニタ

(3) ガスモニタ

室内ガスモニタ

室内ガスモニタ（ダクト用）

排気ガスモニタ

(4) ダストモニタ

室内ダストモニタ

室内ダストモニタ（ダクト用）

排気ダストモニタ

各モニタの検出器からの信号は制御室に集められ、モニタ監視盤で指示、記録を行い、所定の指示値になったとき警報を発する。

○添八「8. 放射線管理施設」において、

これらのモニタからの信号は、原子炉制御室又は機械室制御室に集められ、モニタ盤で集中的に指示、記録を行う。モニタが異常を感知したときは、モニタ盤に警報を発するようにする。

このほか、携帯用放射線サーベイ・メータを備え、作業時等の被ばく管理に使用する。空気中又は水中の放射性物質の測定のために、分析用放射線測定器を常備する。

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」において、

・1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等（以下「放射線業務従事者等」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第 1 条の 2）に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。）が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（第 37 条）に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

(1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮へいを設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。

(2) 放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。

(3) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。

更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。

(4) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。

(6) 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

○添九「2. 原子炉施設の放射線管理　2.4 個人被ばく管理」において、

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、線量を常に測定して定期的に評価するとともに、定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

(1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者等が管理区域に立入る場合は、あらかじめ次のような措置を講じる。

(a) 放射線防護に関する教育、訓練を行う。

(b) 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

(2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量限度は、「線量限度等を定める告示」（第 6 条）に定める第 2.4.1 表に示された線量限度を超えないようにする。

(3) 線量の管理

a. 外部被ばくに係る線量の測定、評価

外部被ばくに係る線量の測定は、原則として次のように行う。

(a) 放射線業務従事者には、管理区域内においては個人線量計等を着用させ、線量の積算値を定期的に測定、評価する。

(b) 管理区域に立入る場合には、上記個人線量計の着用を確認するとともに、必要に応じ、ポケット線量計等により、その都度線量を測定する。

なお、一時的に立入る者には、個人線量計等を着用させ線量の測定を行う。

(c) 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な測定器、例えば、リングバッジ等を着用させ、その都度線量の測定を行う。

b. 内部被ばくに係る線量の測定、評価

(a) 放射線業務従事者等の内部被ばくの管理は、作業環境の空気中の放射性物質濃度を測定することにより行う。また、内部被ばくに係る線量を直接的に評価するため、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を行う。

(b) 放射性物質の体内摂取のおそれのある作業に従事する者のうち、作業内容等を考慮して必要と認める者については、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイによる測定を、定期的に行う。

(c) 放射性物質を体内摂取した者、又はそのおそれのある者については、その都度ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ等による測定を行う。

(4) 健康管理

a. 「労働安全衛生規則」（第 44 条）による健康診断のほか、「電離放射線障害防止規則」（第 56 条）の規定に基づき、放射線業務従事者について健康診断を実施し、常にその健康状態を把握する。

b. 健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要のある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

●適合性の検討

このように、本文では各放射線モニタの検出器からの信号は制御室に集められ、モニタ監視盤で指示、記録を行い、所定の指示値になったとき警報を発することが記載されており、添八においても同様に記載されている。さらに添九では個人被ばく管理として外部被ばく及び内部被ばくの測定、評価が記載されている。さらに、添九では放射線防護に関する基本方針が記載されている。このため、原子炉施設は放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理するための放射線管理施設を設けた設計であり、また、放射線管理施設は、必要な情報を制御室等に表示できるので、指針に適合している

2.2.50　指針 50 への適合性

放射線管理

指針 50. 放射線監視
原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、必要に応じて、原子炉建屋内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

〔解説〕　「適切にモニタリングできる」とは、通常運転時及び異常状態において、放射性物質の放出の監視及び空間線量率の測定ができ、事故時に迅速な対策処理が行えるように、原子炉建屋内、放出口、原子炉施設の周辺監視区域周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所をモニタリングできることをいう。

「モニタリング」とは、サンプリング、放射線モニタ等により、放射性物質の濃度等を測定及び監視することをいう。

通常運転時におけるモニタリングについては、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考とする。

事故時におけるモニタリングについては、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」の基本的な考え方を参考とする。

「放出経路」とは、排気ダクト、排気筒等の排気の経路、廃液貯槽、排水溝等の排水の経路をいう。

指針 50.

●該当する構築物、系統及び機器（指針における系統等：設置変更許可申請書本文における系統等）

○原子炉施設　　：　　放射線管理施設

●設置変更許可申請書における関連記載

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」(P. 10～P. 12)

○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備」(P. 12～P. 13)

○添八「7. 放射性廃棄物の廃棄施設」(P. 8-40～P. 8-44)

○添八「8. 放射線管理施設」(P. 8-45)

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」(P. 9-1～P. 9-1)

○添九「2. 原子炉施設の放射線管理」(P. 9-1～P. 9-10)

○添九「3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視」(P. 9-11～P. 9-11)

●記載内容

○本文「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備　（イ）気体廃棄物の廃棄施設」において、

気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。

(1) 構造

通常排気設備

固形物捕集フィルタ

排風機　商用電源駆動

照射実験用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　商用電源駆動

非常用排気設備

固形物捕集フィルタ

チャコールフィルタ

排風機　非常用電源駆動

各設備共用として排気筒 1 基を設ける。

(2) 廃棄物の処理能力

ろ過能力

固形物捕集フィルタ　固形物の捕集　90%以上

チャコールフィルタ　よう素の捕集　90%以上

処理能力

周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が 3 月間の平均濃度として昭和 63 年 7 月 26 日科学技術庁告示第 20 号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の 1/3 以下とする能力を有する。

(3) 排気口の位置

高さ 80mの排気筒の先端

○本文「チ 放射線管理施設の構造及び設備 （イ）屋内管理用の主要な設備の種類」において、

(1) エリアモニタ

ガンマ線エリアモニタ

中性子線エリアモニタ

(2) 水モニタ

冷却水モニタ

排水モニタ

(3) ガスモニタ

室内ガスモニタ

室内ガスモニタ（ダクト用）

排気ガスモニタ

(4) ダストモニタ

室内ダストモニタ

室内ダストモニタ（ダクト用）

排気ダストモニタ

各モニタの検出器からの信号は制御室に集められ、モニタ監視盤で指示、記録を行い、所定の指示値になったとき警報を発する。

○添八「8. 放射線管理施設」において、

これらのモニタからの信号は、原子炉制御室又は機械室制御室に集められ、モニタ盤で集中的に指示、記録を行う。モニタが異常を感知したときは、モニタ盤に警報を発するようにする。

このほか、携帯用放射線サーベイ・メータを備え、作業時等の被ばく管理に使用する。空気中又は水中の放射性物質の測定のために、分析用放射線測定器を常備する。

○添九「1. 放射線防護に関する基本方針」において、

・1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等（以下「放射線業務従事者等」とは、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第 1 条の 2）に基づく放射線業務従事者及び放射線業務従事者以外の者であって管理区域に業務上立ち入る者をいう。）が、原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

更に、大洗研究開発センター（北地区）周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄の運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（第 37 条）に基づく保安規定に定める。

1.2 具体的方法

(1) 放射線防護に関して、外部被ばくに対しては十分な放射線防護遮へいを設け、また、空気汚染等による内部被ばくに対しては換気設備などを設け、線量が十分小さくなるようにこれらの設備を設計し、運用する。

(2) 放射線業務従事者等に対しては、不必要な放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して立入り制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度を監視して作業環境を整備し、適切な作業管理を行う。

(3) 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を常に測定して定期的に評価し、線量の低減に努めるとともに、その結果を作業環境の整備に反映する。

更に、定期的に健康診断及び特殊健康診断を行って身体的状態を把握する。

(4) 管理区域の外側に、周辺監視区域を設定して、この区域内での人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって人の立入りを制限する。

(5) 気体及び液体廃棄物の放出管理を行い、敷地周辺の一般公衆の実効線量が十分小さくなるように努める。

(6) 気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

○添九「3. 周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視」において、

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に示すように、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、更に、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を以下のように行う。

3.1 空気吸収線量等の監視

周辺監視区域境界付近及び周辺地域の空気吸収線量等の監視は、空気吸収線量率、積算空気吸収線量及び水中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

空気吸収線量率の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域にモニタリングポストを設置し、連続測定することにより行う。

積算空気吸収線量の監視は、周辺監視区域境界付近及び周辺地域のモニタリングポイントに積算線量計を配置し、定期的に測定することにより行う。

液体廃棄物の水中の放射性物質の濃度は、一般排水溝出口付近から連続的に採水して測定する。

監視用設備の種類、測定頻度を第3.1.1表に示す。また、モニタリングポストの設置場所を第2.1.1図に示す。

3.2 環境試料中放射性物質濃度の監視

大気中の放射性物質濃度をダストモニタにより測定するとともに、周辺環境の放射性物質濃度の長期的傾向を把握するため、陸水、土壌、農産食品、海水、海底土、海産食品等の環境試料の測定を定期的に行う。

3.3 異常時における測定

放射性物質の放出を伴う異常時には、モニタリングポスト装置の監視データにより、周辺におけ

る空気吸収線量率のレベル変動を把握するとともにモニタリングカー等により広範囲の空気吸収線量率の測定を行う。また、必要に応じて空気中の放射性物質濃度の測定も行う。

●適合性の検討

このように、本文では原子炉建家内雰囲気のモニタリングおよび排気モニタリングを行っていることが記載されており、添九では周辺監視区域境界付近及び周辺地域のモニタリングを行っていることが記載されている。さらに、添九では放射線防護に関する基本方針が記載されている。このため、原子炉施設は、通常運転時及び異常状態において、必要に応じて、原子炉建屋内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室等に表示できるので、指針に適合している。

3. JMTR 原子炉施設の耐震性確認

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針」という。）に対する JMTR 原子炉施設（以下「JMTR」という。）の耐震性について、評価の経緯を以下に示す。

(1)JMTR 設置時の耐震設計（昭和 43 年初臨界）

JMTR 設置時の耐震設計は、原子炉施設を原子炉圧力容器及び一次冷却系統等の重要機器、原子炉建家並びにこれら以外の一般機器の 3 種類に区分し、建築基準法の設計震度(0.2G)に安全係数を加味した地震力を考慮して静的解析を行うとともに、原子炉建家との共振を避けるという方針に基づいて行われた。

① 圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器　設計水平震度　0.6G

② 原子炉建家　設計水平震度　0.3G

③ 上記以外の一般機器　設計水平震度　0.2G

なお、設計垂直震度は上記設計水平震度の 50%の値を採用している。

(2)耐震設計審査指針制定時（昭和 56 年 7 月）の設備対応

1) 耐震設計審査指針に基づく地震応答解析

耐震設計審査指針に準じて基準地震動 S_1 に相当する模擬地震波を作成し、建家－地盤の連成モデル化等を行って耐震設計審査指針に則した地震応答解析を実施した。解析の結果、いずれの機器等も原子炉建家との共振はなく、静的地震力による耐震設計の妥当性が確認された。

また、建家各階及び圧力容器各部の計算用床応答曲線を策定した。

2) 支持構造物の一部変更（昭和 58 年 7 月認可）では、地震力として計算用床応答曲線又は静的地震力を用いて評価し、主循環系配管の支持構造物の一部を変更した。

(3)燃料中濃縮化に伴い変更した設備の耐震設計（昭和 58 年 6 月許可）

1) 試験用中濃縮燃料要素の製作（昭和 58 年 10 月認可）の耐震に関する計算書は静的地震力を用いて行い、参考資料として動的解析の計算書を添付している。

2) 原子炉施設の一部改造（昭和 59 年 3 月認可）として、変更した設備のうち、配管系（サイフォンブレーカ及びフラッシングライン、炉プール連通ラインなど）の耐震計算における地震力は、2 項 2)と同じ計算用床応答曲線又は静的地震力とし、評価は、「原子力発電所の耐震設計基準（案）」に準拠した。

(4)燃料低濃縮化に伴い変更した設備の耐震設計（平成 4 年 2 月許可）

1) 耐震設計審査指針に基づく自主的なバックチェック（平成元年～3 年）

耐震設計審査指針に沿って策定された基準地震動を用い、原子炉建家、排気筒原子炉容器（圧力容器）、主要機器・配管等重要な設備についての耐震安全性の評価を自主的に実施した。基準地震動 S_1 及び S_2 は、JMTR が隣接している HTTR 原子炉施設（以下「HTTR」という。）と同一の解放基盤面に設置されていることから、HTTR の耐震設計用に作成されたものを採用した。また、敷地地盤の振動特性の再設定及び原子炉施設の耐震重要度分類等を行い、地震応答解析及び強度解析を実施して、原子炉建家及び主要な重要機器とも耐震上問題ないことを確認した。さらに建家各階及び圧力容器各部の計算用床応答スペクトルを再策定した。（技術検討会の審議資料（技 99-3　平成 3 年 11 月）「JMTR 原子炉施設の耐震設計の考え方について」）

2) JMTR 移行炉心用燃料体（平成 4 年 5 月認可）では、静的震度で強度計算した。
3) ディーゼル発電機の更新（平成 4 年 7 月認可）では、機関及び発電機の基礎ボルトについて、静的震度で強度計算した。
4) 非常用冷却設備（平成 4 年 9 月認可）では、変更した配管系の耐震計算における地震力は、1)の床応答曲線又は静的地震力とした。

(5)兵庫県南部地震後の原研原子炉施設の耐震安全性について

平成 7 年 1 月の兵庫県南部地震では建築物等も多大な被害を受けたことから、原研の試験研究用原子炉施設（以下「試験研究炉」という。）の耐震性についても見直し（主に S_2 地震動による施設の機能維持確認）を行い報告した。JMTR についての報告書は、4 項の燃料の低濃縮化時に行った建家、機器等の耐震性評価結果を基に作成した。同報告は、4 回の「原子炉安全技術顧問会」で説明した後、平成 9 年 2 月に最終報告書として科学技術庁原子力安全局原子炉規制課（当時）に提出している。

(6)原研研究炉の耐震高度化に係る検討結果について

平成 13 年、原研の試験研究炉 3 施設（HTTR、JRR-3、JMTR）の耐震性について、原子力安全委員会、現経済産業省、電気事業連合会等における原子力施設の耐震性高度化の検討情報を参考に、耐震設計審査指針改訂前の予備的評価として実施した。検討用地震動 S_2 の最大加速度は 450Gal（従来は 350Gal）とし、安全裕度確認地震動（上下動を考慮）による耐震性評価を行った。評価の対象は安全上重要な設備として、原子炉建家及び原子炉プール等躯体、原子炉本体、原子炉停止機能、原子炉冷却設備（冠水機能）等とし、その結果、安全機能が維持されることを確認した。

評価結果については、平成 13 年 3 月に原子力規制室に報告している。

(7)施設定期評価（初回）時の耐震設計審査指針適合性の記載（平成 17 年 2 月）

JMTR 施設定期評価（初回）では、最新の技術的知見の反映状況に関する評価で、兵庫県南部地震後に実施した耐震安全性について調査している。調査の結果、JMTR の耐震性では、耐震設計審査指針における耐震設計の基本的な方針を機能上満足していることを確認している。また、今後の取組みとして、必要に応じて JMTR の耐震安全性を評価し、施設の安全性及び信頼性の確保に努める。

(8)新耐震設計審査指針対応

平成 18 年 9 月 19 日、原子力安全委員会において、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「新耐震設計審査指針」という。）が改訂された。これに伴い、平成 18 年 12 月 21 日、文部科学省科学技術から要請された「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う既設試験研究用原子炉施設の耐震安全性の評価の実施について」（以下「指示文書」という。）により、試験研究炉について「新耐震設計指針」に照らした耐震安全性の評価を実施し、報告するよう指示を受けた。

JMTR では、「JMTR 原子炉施設の耐震安全性評価実施計画書」（平成 19 年 7 月提出、平成 20 年 2 月補正）に記載している評価対象設備・機器等について、耐震安全性の評価（バックチェック）を実施中である。

以上のように、JMTR は耐震設計審査指針に適切に対応している。

4. 主な指針類への対応

JMTR 建設後に策定された主な指針類についての対応状況を以下に示す。

(1)対象指針類

・「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」(以下「火災防護指針」という。)
昭和 55 年 11 月決定版

・「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「耐震設計審査指針」という。)
昭和 56 年 7 月決定版、平成 13 年 3 月一部改訂版及び平成 18 年 9 月決定版

・「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下「原発安全設計指針」という。)
昭和 52 年 6 月全面改訂版

・「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「原発安全評価指針」という。)
昭和 53 年 9 月決定版

・「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下「安全設計指針」という。)
平成 3 年 7 月決定版及び一部改訂平成 13 年 3 月版

・「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)
平成 3 年 7 月決定版及び一部改訂平成 13 年 3 月版

(2)対応経緯

①昭和 55 年度及び昭和 57 年度

「火災防護指針」制定等に伴い火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の軽減の 3 方策を適切に組み合わせた設計であることのバックチェックを行った。その結果、昭和 55 年度及び昭和 57 年度に火災の影響軽減としてケーブルに延焼防止剤の塗布、ダクトに延焼防止板の設置などの強化対策を実施している。

②昭和 56 年

「耐震設計審査指針」に準じて基準地震動 S_1 に相当する模擬地震波を作成し、建家－地盤の連成モデル化等を行い、「耐震設計審査指針」に則した地震応答解析を実施した。解析の結果、いずれの機器等も原子炉建家との共振はなく、静的地震力による耐震設計の妥当性を確認した。

③昭和 57 年～昭和 58 年

「中濃縮燃料要素の使用」の許可の変更（昭和 57 年 12 月申請、昭和 58 年 6 月許可）においては、「原発安全設計指針」及び「原発安全評価指針」の適合性の確認を安全審査（一次審査）で受けた。

④平成元年～平成 3 年

「耐震設計審査指針」に沿って策定された基準地震動を用い、原子炉建家、排気筒原子炉容器（圧力容器)、主要機器・配管等重要な設備についての耐震安全性の評価を自主的に実施した。また、原子炉施設の耐震重要度分類等も行った。

⑤平成 3 年～平成 4 年

「低濃縮(20%)ウラン燃料要素の使用」の許可の変更（平成 3 年 3 月申請、平成 4 年 2 月許可）においては､添付書類八に「1.6 水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合」を追加し 、変更に係る部分の「安全設計指針」及び「安全評価指針」への適

合性の確認を安全審査（一次及び二次審査）で受けた。なお、申請に先立ち「安全設計指針」(案）及び「安全評価指針」(案）への適合性を策定し、事前説明を行っている。

⑥平成 7 年～平成 9 年

平成 7 年 1 月の兵庫県南部地震では建築物等も多大な被害を受けたことから、原研の試験研究用原子炉施設の耐震性についても見直し（主に S_2 地震動による施設の機能維持確認）を行い報告した。同報告は、「原子炉安全技術顧問会」で説明した後、平成 9 年 2 月に最終報告書として科学技術庁原子力安全局原子炉規制課（当時）に提出している。

⑦平成 12 年～平成 13 年

「燃料要素の最高燃焼度の変更」の許可の変更（平成 12 年 5 月申請、平成 13 年 3 月許可）においては、設備の変更を伴わないため、「安全評価指針」のみの適合性の確認を安全審査（一次及び二次審査）で受けた。

⑧平成 13 年

「耐震設計審査指針」改訂前の予備的評価として実施した。検討用地震動 S_2 の最大加速度は 450Gal（従来は 350Gal）とし、安全裕度確認地震動（上下動を考慮）による耐震性評価を行った。その結果、安全機能が維持されることを確認した。評価結果については、平成 13 年 3 月に原子力規制室に報告している。

⑨平成 14 年～平成 15 年

JMTR 原子炉施設の重要度分類は、文部科学省原子力安全規制等懇談会の研究炉等安全規制検討会で妥当と判断され、「重要度分類に基づく検査項目の見直しについて（平成 15 年 5 月 14 日原子力安全課)」に基づき、平成 15 年 9 月に施設定期自主検査について保安規定の改定を行った。

⑩平成 17 年

JMTR 施設定期評価（初回）では、最新の技術的知見の反映状況に関する評価で、兵庫県南部地震後に実施した耐震安全性について調査している。調査の結果、JMTR の耐震性では、「耐震設計審査指針」における耐震設計の基本的な方針を機能上満足していることを確認している。

⑪平成 18 年～

平成 18 年 9 月、原子力安全委員会において、「新耐震設計審査指針」が決定され、これに伴い、平成 18 年 12 月、文部科学省科学技術から指示文書により、試験研究炉について「新耐震設計指針」に照らした耐震安全性の評価を実施し、報告するよう指示を受けた。

JMTR では、「JMTR 原子炉施設の耐震安全性評価実施計画書」（平成 19 年 7 月提出、平成 20 年 2 月補正）に記載している評価対象設備・機器等について、耐震安全性の評価（バックチェック）を実施中である。

⑫平成 19 年

大洗研究開発センターの原子炉施設等安全審査委員会の「JMTR 改修計画に係る専門部会」において「安全設計指針」への適合性を確認した。

以上のように、主な指針類についても JMTR は適切に対応している。

5. 安重機器の性能

JMTR 原子炉施設における安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「安重機器」と略す。）の性能を確認するために、安重機器が設工認を受けているかどうかを調査した。調査結果を表 1 に示す。

調査の結果、JMTR 原子炉施設における安重機器は適切に設工認を受けていることが分かった。

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器	重要度分類				設工認認可番号
		異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
		クラス	安全機能	クラス	安全機能	
原子炉本体	炉心支持構造物 格子板	2	炉心の形成	-	-	41原第2246号
	炉心支持構造物 内部タンク			-	-	
	炉心支持構造物 ベリリウム枠			-	-	13諸文科科第1866号
	炉心支持構造物 制御棒案内管			-	-	10安(原規)第224号
	燃料要素(燃料被覆材を含む)	2	炉心の形成	-	-	14諸文科科第965号
		3	冷却材へのFP放散防止			
	反射体要素	-	-	-	-	61安(原規)第155号 16諸文科科第839号
	ガンマ線遮へい板	-	-	-	-	41原第4250号
	整流板	-	-	-	-	
	照射実験装置	(その他原子炉の付属施設による)				
	圧力容器	2	炉心の形成	-	-	
	炉プール	-	-	2	炉心の冠水維持	
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設	取扱設備 燃料取扱具 ラック台車	-	-	-	-	41原第3961号
	貯蔵設備 新燃料貯蔵ラック	3	燃料を安全に取り扱う機能	-	-	12安(原規)第151号
	貯蔵設備 カナル	3	放射性物質の貯蔵	-	-	41原第3961号
	貯蔵設備 SFCプール			-	-	
	貯蔵設備 使用済み燃料ラック			-	-	48原第9815号 3安(原規)第585号 8安(原規)第131号
原子炉冷却系統	一次冷却系統 主循環系統	2	炉心の形成	-	-	41原第4250号
	一次冷却系統 主循環系統 商用電源駆動主循環ポンプ	3	冷却材の循環	-	-	
	一次冷却系統 主循環系統 非常用電源駆動主循環ポンプ			2	停止後の炉心冷却	4安(原規)第310号
	一次冷却系統 主循環系統 緊急ポンプ	-	-	2	停止後の炉心冷却	41原第4250号
	一次冷却系統 主循環系統 一次冷却系統熱交換器	-	-			

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器			重要度分類				設工認認可番号
				異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	
原子炉冷却系統	一次冷却系統	主循環系統	圧力サージタンク	-	-	-	-	9安(原規)第53号
			主配管逃し弁 圧力サージタンク安全弁	-	-	3	原子炉圧力上昇緩和	52安(原規)第276号
			主要弁	-	-	-	-	41原第4250号
			主配管	-	-	-	-	
			配電盤	3	冷却材の循環の関連系 (主循環ポンプ配電盤)	2	停止後の炉心冷却の関連系(非常用電源駆動主循環ポンプ及び緊急ポンプ配電盤)	-
				-	-(上記以外の配電盤)	-	-(上記以外の配電盤)	-
		精製系統		3	炉心の冷却	-	-	41原第4250号
			充填ポンプ	-	-	-	-	
			移送ポンプ	-	-	-	-	
			イオン交換器	-	-	-	-	
			脱気タンク	-	-	-	-	
			処理水タンク	-	-	-	-	
			主要弁	-	-	-	-	
			主配管	-	-	-	-	
			脱気ブロワ	-	-	-	-	
			配電盤	-	-	-	-	-
	二次冷却系統	循環ポンプ		3	炉心の冷却	-	-	41原第332号
		冷却塔				-	-	5安(原規)第206号
		主要弁				-	-	41原第332号
		主配管				-	-	
		補助ポンプ		-	-	2	停止後の炉心冷却	
		水処理設備		-	-	-	-	
		配電盤		3	炉心の冷却の関連系 (循環ポンプ配電盤等)	2	停止後の炉心冷却の関連系 (補助ポンプ配電盤)	-
				-	- (上記以外の配電盤)	-	- (上記以外の配電盤)	-
	非常用冷却設備	非常用電源駆動主循環ポンプ		-	-	2	停止後の炉心冷却	4安(原規)第310号
		緊急ポンプ						41原第4250号
		補助ポンプ						41原第332号
		サイフォンブレーク弁		-	-	2	炉心の冠水維持(一次冷却系統配管破損検出系の関連系)	59安(原規)第49号
		炉プール連通弁						
		漏えい水再循環設備						

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器			重要度分類				設工認認可番号
				異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	
原子炉冷却系統	燃料破損検出系の関連系			-	-	2	放射性物質の閉じ込め	59安(原規)第49号
	その他の冷却設備	UCL冷却系統	循環ポンプ	-	-	-	-	41原第332号
			揚水ポンプ	-	-	-	-	
			冷却塔	-	-	-	-	
			高架水槽	-	-	-	-	
			主要弁	-	-	-	-	
			主配管	-	-	-	-	
			配電盤	-	-	-	-	-
		プールカナル循環系統	循環ポンプ	-	-	-	-	41原第2247号
			熱交換器	-	-	-	-	
			イオン交換塔	-	-	-	-	
			主要弁	-	-	-	-	
			主配管	-	-	-	-	
			配電盤	-	-	-	-	-
		CF及びSFC循環系統	循環ポンプ	-	-	-	-	41原第2739号 42原第3323号
			イオン交換塔	-	-	-	-	
			主要弁	-	-	-	-	
			主配管	-	-	-	-	
			配電盤	-	-	-	-	-

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器		重要度分類				設工認認可番号
			異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
			クラス	安全機能	クラス	安全機能	
計測制御系統施設	核計装		3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	56安(原規)第36号
	プロセス計装	原子炉停止回路に緊急停止作動信号を発信する計装	3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	41原第2740号
		原子炉停止回路に緊急停止以外の作動信号を発信する計装			2	停止系への作動信号の発生	
		工学的安全施設に作動信号を発信を発信する計装			2	工学的安全施設への作動信号の発生	59安(原規)第49号
		その他の主要な安全保護回路に作動信号を発信する計装			3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	41原第2740号
		原子炉入口圧力制御その他の主要な制御を行う計装			-	-	
		その他の計装	-	-	-	-	
	安全保護回路	原子炉停止回路(スクラム)	-	-	1	原子炉の緊急停止	4安(原規)第310号
		原子炉停止回路(スクラム以外)	3	プラント計測・制御	-	-	41原第3812号
		その他の主要な安全保護回路	-	-	3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	
	制御設備	制御棒駆動機構	2 3	過剰な反応度の印加防止 プラント計測・制御	1	原子炉の緊急停止	41原第2552号 41原第3643号
		制御棒			1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	10安(原規)第210号
	バックアップスクラム系統		-	-	1	原子炉の未臨界維持	41原第3812号
		主要弁	-	-			
		ポイズン注入配管	-	-			
		ポイズンタンク	-	-			41原第4250号
		配電盤	-	-			-

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器		重要度分類				設工認認可番号
			異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
			クラス	安全機能	クラス	安全機能	
放射性廃棄物の廃棄設備	気体廃棄施設		-	-	2	放射性物質の放出低減	41原第4750号
	通常及び照射実験用排気設備	排風機	-	-	-	-	
		フイルタバンク	-	-	-	-	
	非常用排気設備	排風機	-	-	2	放射性物質の放出低減	
		フイルタバンク	-	-			
	排気筒		-	-	2	放射性物質の放出低減	
	主ダクト		-	-	2	放射性物質の放出低減	
	主要弁		-	-	2	放射性物質の放出低減	
	配電盤		-	-	2	放射性物質の放出低減の関連系（非常用排気設備の配電盤）	-
					-	-（上記以外の主要弁）	-
	送風機		-	-	-	-	10安（原規）第227号
	液体廃棄物の廃棄施設 第1排水系統	排水ポンプ	-	-	2	炉心の冠水維持	59安（原規）第49号
		排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	2	炉心の冠水維持	
	第2・第3及び第4排水系統	排水ポンプ	-	-	-	-	41原第332号
		排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	-	-	
	タンクヤード第4排水ピット	排水ポンプ	-	-	-	-	
		排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	-	-	
	SFC排水系統	排水ポンプ	-	-	-	-	
		排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	-	-	
	主要弁		-	-	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主要弁）	
					-	-（上記以外の主要弁）	
	主配管		-	-	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主配管）	
					-	-（上記以外の主要弁）	
	配電盤		-	-	2	炉心の冠水維持の関連系（第1排水系統の排水ポンプ及び主要弁の配電盤）	-
					-	-（上記以外の配電盤）	-

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器	重要度分類				設工認認可番号
		異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
		クラス	安全機能	クラス	安全機能	
放射線管理施設	放射線測定機器(ハンドフットクロスモニタ、サーベイメータ)	-	-	-	-	-
放射線管理施設 屋内管理用	水モニタ	-	-	3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	41原第4778号
放射線管理施設 屋内管理用	エリアモニタ	-	-			
放射線管理施設 屋内管理用	ガスモニタ	-	-			
放射線管理施設 屋内管理用	ダストモニタ	-	-			
原子炉格納施設	原子炉建家	-	-	2	放射性物質の閉じ込め	40原第3546号 41原第2741号
原子炉格納施設	気密扉	-	-			
原子炉格納施設	非常用扉	-	-			
原子炉格納施設	炉下室・給気弁	-	-	2	炉心の冠水維持	
その他原子炉の附属施設 非常用電源設備	ディーゼル発電機	-	-	2	安全上重要な関連機能	4安(原規)第254号
その他原子炉の附属施設 非常用電源設備	蓄電池	-	-	2	安全上重要な関連機能	41原第4752号
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	保護管	2	炉心の冷却	-	-	10安(原規)第369号
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	電源盤	-	-	-	-	-
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	計測制御系	-	-	-	-	-
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	バネ式安全弁	-	-	-	-	48原第3296号
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	ガス供給設備	-	-	-	-	
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	真空排気装置モニタ	-	-	-	-	-
その他原子炉の附属施設 主要な実験設備 キャプセル照射装置	排気系トリチウムモニタ	-	-	-	-	-

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器				重要度分類				設工認認可番号
					異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
					クラス	安全機能	クラス	安全機能	
その他原子炉の附属施設	主要な実験設備	キャプセル照射装置	BOCA照射装置	電源盤	-	-	-	-	-
				計測制御系	-	-	1	停止系への作動信号（高圧給水側ライン圧力）	56安（原規）第2号
							-	-（上記以外の計装）	
				バネ式安全弁	-	-	-	-	
				給水ポンプ	-	-	-	-	
				水モニタ	-	-	-	-	
				遮断弁	-	-	-	-	
		ループ照射装置（OSF－1）	電源盤		3	試料冷却の関連系（循環ポンプ電源盤）	-	-	-
					-	-（上記以外の電源盤）			-
			計測制御系		-	-	1	停止系への作動信号（冷却水流量、炉内管入口圧力、炉内管出口圧力）	57安（原規）第247号
							3	特に重要な計測（水モニタ）	
							-	-（上記以外の計装）	
			冷却系		2	冷却材バウンダリ（炉内管）	2	放射性物質の閉じ込め	
					3	保護機能及び試料冷却			
			流量調節弁		3	試料冷却	-	-	
			循環ポンプ		3	試料冷却	-	-	
			バネ式安全弁		-	-	3	保護機能	
			緊急弁		-	-	-	-	
		水カラビット照射装置	電源盤		-	-	-	-	-
			計測制御系		-	-	2	停止系への作動信号（冷却水流量）	41原第2245号
							-	-（上記以外の計装）	
			バネ式安全弁		-	-	-	-	
			冷却系		2	冷却材バウンダリ（炉内管のみ）	-	-	
			循環ポンプ		-	-	-	-	
			駆動水モニタ		-	-	-	-	
			ラビット水中チェックモニタ		-	-	-	-	

表1 安重機器等の性能に関する調査

系統	装置・機器				重要度分類				設工認認可番号
					異常発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		
					クラス	安全機能	クラス	安全機能	
その他原子炉の附属施設	その他	通信連絡設備		一斉放送	-	-	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	-
				ページング	-	-			-
				電話	-	-			-
		消火系		火災検知器	-	-			40原第3546号
		避難通路			-	-			41原第2741号
		非常用照明		非常灯	-	-			40原第3546号
				誘導灯	-	-			
		空気系	非破損燃料検出系の関連系	空気圧縮機	-	-	2	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の放出低減	40原第3546号
				主要弁	-	-			
				主配管	-	-			
				配電盤	-	-			-
			上記以外のもの	空気圧縮機	-	-	-	-（上記以外のもの）	40原第3546号
				主要弁	-	-			
				主配管	-	-			
				配電盤	-	-			-
			N_2ガス系統	主配管	-	-	-	-	41原第4752号
				主要弁	-	-	-	-	
		電源系統	商用電源系統受配電盤		3	冷却材の循環の関連系（主循環ポンプ配電盤に関連する受配電盤）	-	-	40原第3546号
					-	-（上記以外の受配電盤）			
			非常用電源系統受配電盤		-	-	2	安全上重要な関連機器	41原第4752号

6. まとめ

「安全設計指針」への JMTR 原子炉施設の適合について、設置変更許可申請書等における記載を調べ検討した。また、「安全設計指針」以外の「耐震設計審査指針」等についても、JMTR 原子炉施設の適合について調査を行なった。さらに原子炉の安全性を確保する上で重要な安重機器の性能についても調査を行なった。

以上の調査・検討の結果、「安全設計指針」に対して設置変更許可申請書等にその適合性に関する記載があり、安重機器については適切に設工認を受けていることから、「安全設計指針」に適合し、かつ、その性能についても要求を満足するものであることが明らかとなった。

謝　辞

本報告書をまとめる上で、河村弘照射試験炉センター長、新見素二原子炉施設管理部長にご助言を頂いた。また、照射試験炉センター石原正博副センター長及び計画調整課長尾美春課長代理にご支援頂いた。ここに謝意を表します。

参考文献

1) 水冷却型試験研究炉用原子炉施設に関する安全設計審査指針、1991 年
2) 独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター（北地区）原子炉設置許可申請書、2006 年
3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所原子炉設置許可申請書、2008 年
4) 京都大学原子炉実験場原子炉設置許可申請書、2006 年

付録 1

JMTR 改修に係る設置許可記載事項について

1. はじめに

平成 23 年度の再稼動を目指して、JMTR 原子炉施設における機器の更新等の改修を計画している。そこで、本改修の範囲が設置許可に整合していることを確認することを目的に、現時点において更新または新規製作を行う計画がある機器等（以下「更新機器等」という。）について、設置変更許可申請書（以下「申請書」という。）の本文、添付書類八（以下「添八」という。）、添付書類九（以下「添九」という。）及び添付書類十（以下「添十」という。）における記載事項との整合性の確認を行った。なお、継続使用する機器等については、「申請書」に基づいており、その記載事項に整合している。

確認結果を以下に示す。

2. 本文及び添付資料八における記載との整合性

本改修における更新機器等に対して、本文五「原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備」における設計方針、添八「原子炉施設の安全設計に関する説明書」における安全設計に関する記載事項との整合性について確認を行った。確認結果を表 1 に示す。

その結果、更新機器等は、本文及び添八における記載事項に整合していることを確認した。

3. 添付資料九及び添付資料十における記載との整合性

前項の本文及び添八における記載事項との整合性の確認結果を踏まえて、添九「核燃料物質等による放射線被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」における放射線被ばく管理等に関する記載事項との整合性について確認を行った。

添十「原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」においては、機器の更新等による運転時の異常な過渡変化時及び事故時の安全性評価上の防止対策や解析条件への影響について確認した。また、重大事故及び仮想事故における安全評価上の解析条件への影響について確認を行なった。

その結果、添九及び添十における記載事項に整合していることを確認した。

4. まとめ

本改修における更新機器等について、設置変更許可申請書の本文、添八、添九及び添十における記載事項との整合性について確認した結果、整合していることを確認した。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（1/8）

施　設	設備・系統・機器名			区　分	整合性	評　価
原子炉本体	炉心		燃料要素	○	◎	取替用燃料要素を製作する。既設の物と同一設計とする。
			ベリリウム枠	■	◎	ベリリウム枠を更新する。既設の物と同一設計とする。
			反射体要素	○	◎	反射体要素を製作する。既設の物と同一設計とする。
			ガンマ線遮へい板	■	◎	ガンマ線遮へい板を更新する。既設の物と同一設計とする。
	放射線遮へい体		炉プール側壁	□	○	炉プール側壁に取り付ける閉止板を新規製作する。 本文、ハ、(ホ)放射線遮へい体の構造に記載されている炉プール側壁が記載されている。 添八、2、2.4 炉プールに記載されている炉プールの側壁は、炉プールに貯えられている大容量の水は冷却水喪失に対する極めて確実なバックアップとなると記載されている。 3、3.1 主生体遮へいにおいて、炉プール壁の外側にループキュービクルがあると記載されている。 9、9.2 建家の概要と配置において、炉プールは内面ステンレスライニングされていると記載されている。 以上のことから、ループキュービクル(貫通孔)からの計装・給排水管等の取出し用として、炉プール側壁の閉止板を新規製作するが、上記の機能を満足するよう設計する。
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	主循環系統	主循環ポンプ（電動機）	□	○	主循環ポンプの電動機、充填ポンプ、移送ポンプ等を更新する。 冷却材の種類、主要な機器及び管の個数及び構造はａ.主循環系統の熱交換器の基数、主循環ポンプの型式、容量、台数および駆動電源、緊急ポンプの容量、台数および駆動電源、配管及び弁の材質は変更しない。b.精製系統の脱気タンクの型式、容量、貯水容量、移送ポンプの型式、台数、イオン交換器の系列、充填ポンプの型式、台数の変更はない。 一次冷却設備は、事故を防止し、また、事故を抑制するために、安全上重要な設備であり、充填ポンプ、移送ポンプの更新は添八の設計方針を踏襲して設計する。また添八の熱特性の仕様のうち、主要な熱的仕様の変更はない。 非常用冷却系統と共用する非常用電源駆動の主循環ポンプの電動機は、商用電源喪失時にも運転を継続し、添十における運転時の異常な過渡変化の解析及び事故解析の解析条件であるコーストダウン曲線に配慮した設計とする。
			緊急ポンプ（電動機）			
			(主要電動)弁			
			(電磁)弁			
			(動力電源盤)			
		精製系統	移送ポンプ			
			充填ポンプ			

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（2/8）

施　設	設備・系統・機器名		区　分	整合性	評　価
原子炉冷却系統施設	二次冷却設備	循環ポンプ 補助ポンプ 冷却塔（ファン電動機）	□	○	循環ポンプ及び補助ポンプ、冷却塔ファン電動機等を更新する。 冷却材の種類、主要な機器の個数及び構造、冷却塔の基数、セル数、ファン台数、除去熱量、循環ポンプの型式、台数、補助ポンプの型式、台数、水処理設備の塩素注入装置、防食剤注入装置の変更はない。 循環ポンプ及び補助ポンプの更新は、添八の二次冷却系統の設計方針を踏襲して設計する。 非常用冷却系統と共用する補助ポンプは非常用電源駆動とし、商用電源喪失時に１台自動起動する。循環ポンプは、添十における運転時の異常な過渡変化の解析条件であるコーストダウン曲線に配慮した設計とする。
	非常用冷却設備	非常用電源駆動 主循環ポンプ 補助ポンプ 炉プール連通弁 漏えい水再循環設備	□	○	非常用電源駆動主循環ポンプ電動機、補助ポンプ等を更新する。 非常用冷却設備の構成の変更はない。 設備を共用する非常用電源駆動主循環ポンプ電動機、補助ポンプ等の更新は、添八の安全設計の方針を踏襲して設計する。
	UCL 系統	循環ポンプ 揚水ポンプ 冷却塔（ファン電動機）	□	○	循環ポンプ、揚水ポンプ及び冷却塔ファン電動機等を更新する。 冷却材の種類、主要な機器である循環ポンプ、揚水ポンプ、高架水槽、冷却塔の仕様の変更はない。 循環ポンプ及び揚水ポンプの更新は、添八の UCL 系統の設計方針を踏襲して設計する。

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（3/8）

施　設	設備・系統・機器名			区　分	整合性	評　価
原子炉冷却系統施設	プールカナル循環系統		循環ポンプ （熱交換器二次側配管）	□	○	循環ポンプ及び熱交換器二次側配管等を更新する。 一次側、二次側冷却材の種類、主要な機器である循環ポンプ、熱交換器、イオン交換塔の仕様の変更はない。 循環ポンプ及び配管等の更新は、添八のプールカナル循環系統の設計方針を踏襲して設計する。 既設と同等の性能を有する循環ポンプの更新であり、添十における燃料取扱事故解析の防止対策であるプールカナル水の純度への影響はない。
計測制御系統施設	計装	核計装	起動系 対数出力系 線形出力系	■	○	核計装は、本文に記載の起動系、対数出力系、線形出力系の検出器部を除くそれぞれ３チャンネルおよび添八に記載の炉内速中性子束計測の手段としての ^{16}N 検出系１系統の更新を行う。 更新に当たっては、添八記載の信頼性の高い部品を用いる等計装素子、回路に関する考慮、フェイルセーフの原則等の設計方針を踏襲し、原子炉の起動、運転、停止に必要な中性子束の計測を行い、2 out of 3 によって制御棒の安全動作を行う等の機能を有する設計を行う。原子炉の起動、運転に必要な操作機器、状態監視表示器、記録計、故障表示器は、原子炉制御室に配置した制御盤により集中的に運転、監視可能とする。 また、自動制御系の機能の変更はない。このため添八に記載の原子炉に反応度外乱が加わっても、自動制御系によって所定の出力状態が保たれる動特性に影響を与えない。 計測項目、計測範囲、安全動作項目および設定値についての変更がないことから、添十に記載の解析結果に影響を与えない。

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における（ ）は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（4/8）

施　設	設備・系統・機器名			区　分	整合性	評　価
計測制御系統施設	計装	その他の主要な計装	プロセス計装	■	○	プロセス計装は、本文に記載の冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置である。更新対象は主要なプロセス計装の制御盤(現場盤を含む)、計器の一部である。 更新に当たっては添八のプロセス計装の設計方針を踏襲して設計する。制御盤は原子炉制御室及び機械制御室に設置し、冷却系統機器の運転操作、プロセス量の指示・記録・警報表示を行う機能を有する。なお、二次冷却系統、UCL 系統については機械制御室にて集中的に運転、監視できるようにする。計器の更新に当たっては同等品又は相当品とし、信頼性の高いものを使用する。 プロセス計装の計測項目及び計測範囲、安全動作項目及び設定値についての変更がないため、添十の解析結果に影響を与えない。
	安全保護回路	原子炉停止回路（制御棒の安全動作）	ファーストスクラム	■	○	一部検出器を除く、既設設備と同様の項目および同様の作動条件の更新を行う。 添八に記載のファーストスクラムにおいてはトリップ信号が発せられてから制御棒が落下を開始する時間は 40msec 以内、制御棒駆動条件等の機能及び添十に記載の特性、防止対策、解析条件を満足する設計を行う。
			スロースクラム			
			制御棒挿入			
			セットバック			
			制御棒引抜停止			
		その他の主要な安全保護回路	警報	■	○	一部検出器を除く、既設設備と同様の項目および同様の作動条件の警報、原子炉起動条件、制御棒操作に関するインターロックの更新を行う。 更新に当たっては、添八に記載の運転員へ注意を与える等の機能及び添十に記載の防止対策、解析条件を満足する設計を行う。
			原子炉起動条件			
	制御設備		制御棒駆動機構	□	◎	制御棒駆動機構を構成する一部の部品について、同一設計で製作し交換を行う。

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（5/8）

施　設	設備・系統・機器名			区　分	整合性	評　価
放射性 廃棄物の 廃棄施設	気体 廃棄物の 廃棄施設	通常排気 設備	排風機(電動機)	□	○	非常用排気設備は排風機(電動機含む)、その他の排風機は電動機を更新する。バタフライ弁及びダクトの一部を更新する。 気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備(構造：固形物捕集フィルタ 排風機 商用電源駆動)照射実験用排気設備(構造：固形物捕集フィルタ 排風機 商用電源駆動)及び非常用排気設備(構造：固形物捕集フィルタ 排風機 非常用電源駆動)からなる。 機器等の更新において、これらの構造、排風機の風量及び電源は変更しないため、廃棄物の処理能力の変更はない。 気体廃棄物は排気系により集められ、フィルタバンクを通して浄化された後、排気筒から大気中に放出されるという添八の放出経路は変わらない。また気体廃棄物の主要な核種である ^{41}Ar の年間放出量は生成条件等が変更とならないため変わらない。 通常時、事故時の換気回数も通常排気設備及び非常用排気設備の風量及び電源の変更はないため添八のとおりである。 添十の放出事故時の評価では、非常用排気設備のみの運転となるが、排気風量は解析条件と同じなるように設計する。 なお、制御回路の更新は、起動、停止、負圧制御、事故時の制御条件の変更はない設計とする。
			(ダクト)			
			(バタフライ弁)			
			(給排気制御回路)			
		照射実験用 排気設備	排風機(電動機)			
			(バタフライ弁)			
		非常用 排気設備	排風機			
			(ダクト)			
			(バタフライ弁)			
	液体 廃棄物の 廃棄設備	第１排水系	排水ポンプ	□	○	各排水系統の排水ポンプ及びタンクヤードの排水ポンプを更新する。 本文に記載のある廃棄設備の構造及び排水口の位置の変更はない。 各排水ポンプは、添八に記載する設計方針を踏襲し設計する。
		第２排水系	排水ポンプ			
		第４排水系	排水ポンプ			
			主要配管			
			弁			
		タンク ヤード	廃液タンク 排水ポンプ	□		

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（6/8）

施　設	設備・系統・機器名			区　分	整合性	評　価
原子炉 格納施設	換気設備	給気設備	(送気ファン電動機)	□	○	送気ファンの電動機及びバタフライ弁の駆動部等を更新する。 本文：リ　原子炉格納施設の構造及び設備　(ハ)その他の主要な事項で換気設備を設け、常時建家内を負圧(水柱 7mm)に保持する、と記載されている。送気ファンの電動機の性能及び負圧制御方式は変更しないため、負圧の保持に影響はない。 送気ファンの電動機及びバタフライ弁の駆動部の更新に当たっては、添八の原子炉格納施設の設計方針を踏襲して設計する。
			(バタフライ弁)			
		通常 排気設備	排風機(電動機)	□	○	(排気設備と同じ) 通常排気設備、非常用排気設備の換気回数は風量が同じであるため変わらない。また、負圧制御の方式の変更はない
			(ダクト)			
			(バタフライ弁)			
			(給排気制御回路)			
		照射実験用 排気設備	排風機(電動機)			
			(バタフライ弁)			
		非常用 排気設備	排風機			
			(ダクト)			
			(バタフライ弁)			

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表１　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（7/8）

施　設	設備・系統・機器名				区　分	整合性	評　価
その他 原子炉の 附属施設	非常用電源設備		蓄電池		■	◎	蓄電池を更新する。既設の物と同一設計とする。
	主要な 実験設備	キャプセル 照射装置	キャプセル		○	○	材料照射用のキャプセル、ヘリウム-3 出力制御型沸騰水キャプセル*、キャプセルホールダを製作する。 本文、添八にある以下の記載事項を満足する設計を行い変更はない。 ・キャプセルの事故時の際、流出するおそれのある部分の等価反応度 +0.5%△ｋ/ｋ以下 ・1 個のキャプセルの最大発熱量 100kW ＊：ヘリウム-3 出力制御型沸騰水キャプセルは、沸騰水キャプセル本体、キャプセル制御装置、ヘリウム-3 出力可変装置から構成され、沸騰水キャプセル本体は製作するが、キャプセル制御装置及びヘリウム-3 出力可変装置は更新する。
			キャプセルホールダ				
		ループ 照射装置	シュラウド 照射装置 (OSF-1)	炉内管	□	○	シュラウド照射装置(OSF-1)の一部更新をする。 OSF-1 は、炉内管、冷却系、キャプセル交換機及び計測制御系集中操作盤の主要機器で構成され、主要な実験設備のうち、ループ照射装置に分類される。破損事故が生じても運転状態において 0.5%Δk/k 以上の反応度が加わらないようにし、照射試料については、主要な核的制限値(0.5%Δk/k)及び熱出力 30kW を超えないように設計する。 本装置では、キャプセル交換機により、原子炉運転中に燃料試料を装荷した沸騰水キャプセル本体の挿入取出しを行うが、その際には 0.1%Δk/k 以下に制限される。また、本装置に異常が生じた場合、原子炉の安全を確保するため、状況に応じて炉の出力低下、スクラム等が行えるような計装を設け原子炉に安全動作の信号を送る設計とする。以上より、本装置の設計の変更はない。 本装置から放出される放射性廃棄物については、「照射する核燃料物質の種類」等に変更がないことから、「添九　4.放射性廃棄物処理」にある照射設備から排気される放射性物質の核種の種類、気体及び液体廃棄物の発生源、気体廃棄物の放出量、液体廃棄物の発生量に変更はない。 OSF-1 事故解析については、「添十」において「循環ポンプ停止」、「冷却系配管破損事故」及び「キャプセル破損事故」を想定して評価しており、今回の変更は、系統設計、機器配置等に設計変更は行わないため、本事故解析の影響はない。 以上のことから、本装置の設計の変更はない。
				冷却系	□		
				計測制御系 集中操作盤	■		

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

表 1　JMTR の改修における更新・新規製作機器等の設置変更許可申請書との整合性（8/8）

施　設	設備・系統・機器名	区　分	整合性	評　価
（電源設備）〈 〉は非常用電源設備の付帯設備	（高圧受配電盤）13 台〈4 台〉	□	○	高圧受配電盤、変圧器等の電源設備を更新する。 本文：ヌ その他の原子炉の付属施設の構造及び設備では非常用電源の構造としてディーゼル発電機(台数 2 台)と蓄電池(組数 2)について記載されている。 添八：原子炉施設で使用する電源は、商用電源及び原子炉施設内設置の非常用設備で構成される。原子炉運転時には商用電源の喪失に対し、原子炉が安全に停止できるようにするため、独立したディーゼル発電機による電源を安全上重要な系統及び機器に常時供給している。 今回の更新は、受配電盤、変圧器などであり、電源系統の変更や、非常用発電機の機能に影響を与えない。 原子炉の設計、安全上の考慮では、非常用電源について商用電源とは独立に、ディーゼル発電機を常時運転し、商用電源停電の際にも炉の崩壊熱が安全に除去できるよう、緊急ポンプなどに電源を供給して安全を確保する。電源系統のラインの変更はないため、この機能は変わらない。
	（変圧器）12 基〈5 台〉			
	（低圧配電盤）14 面			
	（低圧バスダクト）			
	（高圧ケーブル）			

「区　分」における記号；「■」全更新　　「□」部分更新　　「○」新規製作
「整合性」における記号；「◎」同一の設計によって要求される機能を満足するもの
「○」要求される機能を満足するように設計するもの
「設備・系統・機器名」における( )は設置変更許可申請書本文に記載されていない。

付録2

ＪＭＴＲ原子炉施設の重要度分類について

１.研究炉等安全規制検討会での検討に資するため平成14年度にＪＭＴＲを対象とした「試験研究炉定期安全レビュー（仮称）」を試行的に実施した。その結果を受け、ＪＭＴＲを対象に「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に重要度分類を行い、これにより、施設定期検査、施設定期自主検査等の検査項目の整理を行うこととなった。（これらの経緯は文部科学省のホームページ http://www.anzenkakuho.mext.go.jp/genshiro_anzenkisei/index.html の研究炉等安全規制検討会の項に掲載されている。）

２．ＪＭＴＲの重要度分類は、研究炉等安全規制検討会での検討結果、妥当と判断され、その結果を受け、保安規定のＪＭＴＲに係る施設定期自主検査等の改定（平成15年９月）を行った。

３．その後、試験炉規則の改定（平成16年２月・定期的な評価及び品質保証の導入）に合わせ、その他の試験研究炉についても重要度分類を実施し、検査・点検の整理を進めることとなった。原研（当時）の試験研究炉もＪＭＴＲを含め重要度分類を行い、当時の原研の安全審査機関であった原子炉運転委員会の審査を受け、保安規定の検査項目の改定（平成16年３月）を行った。

４．現在のＪＭＴＲの重要度分類は、原研として重要度分類の考え方に一貫性を持たせるために、研究炉等安全規制検討会で示した重要度分類に一部機器を追加したものであり、品質保証計画に取り入れられている。

以上

表１　重要度分類に対応する構築物、系統及び機器並びに検査項目

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	考えられる検査項目	JMTR			備考
					分類	構築物、系統及び機器	検査項目	
PS-1	その機能又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機能	－	－	－	－	－	－	
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	炉心の冷却	１次冷却系設備	漏えい検査	PS-2	(原子炉冷却材圧力バウンダリ機能) 主循環系統	漏えい検査	発電用軽水炉の重要度分類では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)と 原子炉冷却材を内臓する機能(PS-2)に分類されていることを考慮すると、JMTR では一次冷却系統の内、主循環系統が前者に、後者は精製系統が該当する。軽水炉の重要度分類の趣旨を踏まえ、主循環系統をPS-2、精製系統をPS-3とする。
					PS-3	(原子炉冷却材を内蔵する機能) 精製系統	漏えい検査	
		過剰な反応度の印加防止	制御棒ストッパ機構	外観検査	－	－	－	該当なし
		炉心の形成	炉心支持構造物 燃料要素	外観検査	PS-2	炉心支持構造物 燃料要素	外観検査	炉心支持構造物は、設置状態において目視可能な範囲の外観検査を行う。
		(ループ照射設備) 冷却材バウンダリ	外套管	漏えい検査	PS-2	OSF-1炉内管	漏えい検査	JMTRに設置されているループ照射設備OSF-1は、運転圧力が0.4MPaで最高使用温度90℃、試料の熱出力30kW以下であり、その内蔵するエネルギは大きくないことを考えると安全上の重要度は特に高くない。このためOSF-1については、冷却材バウンダリ機能を除き、PS-3とする。
		保護機能	耐圧管	漏えい検査	PS-3	OSF-1冷却系	漏えい検査	
		試料冷却	１次系	作動検査	PS-3	OSF-1冷却系循環ポンプ	作動検査	

表１　重要度分類に対応する構築物、系統及び機器並びに検査項目

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	考えられる検査項目	JMTR			備考
					分類	構築物、系統及び機器	検査項目	
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS－１及びPS－２以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵	核燃料貯蔵設備	冷却能力確認検査 未臨界性確認検査	PS-3	使用済燃料貯蔵設備（カナル、SFCプール及び使用済燃料ラック）	警報作動検査 未臨界性確認検査	未使用の核燃料貯蔵設備は、放射能を僅かしか含まないので除外し、燃料を安全に取り扱う機能に分類する。また、使用済燃料の冷却は水中であれば強制冷却の必要はないので冷却能力確認検査は、常時監視しているカナル、SFC プールの水位警報の作動検査で代替する。
			放射性固体・液体廃棄物処理施設	漏えい検査	PS-3	液体廃棄物廃棄設備（排水貯槽）	警報作動検査	排水貯槽は常時監視しているので、溢水を防止するための警報作動検査で安全機能を担保する。
		燃料を安全に取り扱う機能	核燃料取扱設備	動作確認検査	PS-3	新燃料ラック	未臨界性確認検査	
		冷却材の循環	１次冷却設備（主循環ポンプ）	作動検査	PS-3	一次冷却系統（主循環ポンプ）	作動検査	
		プラント計測・制御	反応度制御系、計測制御系	校正検査 動作確認検査	PS-3	制御棒駆動機構 核計装 プロセス計装(圧力制御・液面制御関連)	校正検査 動作確認検査	
		冷却材へのFP放散防止	燃料被覆材	外観検査	PS-3	燃料被覆材	外観検査	
		炉心の冷却	２次冷却系設備	作動検査	PS-3	二次冷却系統	作動検査	
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器				－	－	－	JMTR には精製系統が設置されているが、水質を維持するための設備であり、もともと通常運転中の放射性物質濃度が運転に支障をきたすようなことはないため、安全機能は無い。

表１　重要度分類に対応する構築物、系統及び機器並びに検査項目

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	考えられる検査項目	JMTR 分類	JMTR 構築物、系統及び機器	JMTR 検査項目	備考
MS-1	1)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒 スクラム機構	スクラム検査 原子炉停止余裕検査 動作確認検査	MS-1	制御棒 制御棒駆動機構 バックアップスクラム系統	スクラム検査 原子炉停止余裕検査 動作確認検査 濃度分析検査 動作確認検査	
	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	安全保護系 停止系	校正検査 設定値確認検査 動作確認検査	MS-1	原子炉停止回路へスクラム信号を発生する計装	校正検査 設定値確認検査 動作確認検査	JMTR には、原子炉の停止回路としてスクラム以外に制御棒挿入、セットバックなどが設けられているが、これらは、指針の(付録)「水冷却型試験研究炉原子炉施設の重要度分類に関する基本的な考え方」に記載されている「高出力炉においては、原子炉の緊急停止の機能に係る部分についてのみ MS-1 とし、これ以外の機能については MS-2 とする」を受けて MS-2 とする。
					MS-2	原子炉停止回路へスクラム以外の信号を発生する計装	校正検査 設定値確認検査 動作確認検査	
MS-2	1)PS－2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	停止後の炉心冷却	崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)	作動検査	MS-2	非常用冷却設備 （崩壊熱除去に係る機器等に限る。）	動作確認検査	
		炉心の冠水維持	サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ	動作確認検査	MS-2	一次冷却系系配管破損検出系	動作確認検査	
						炉下室	作動検査	
		放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減	非常用排気設備	動作確認検査 捕集効率検査	MS-2	非常用排気設備	動作確認検査 捕集効率検査	
						【関連系】 圧空設備(弁用)	漏えい検査	
			原子炉建屋、 排気筒	漏えい検査 負圧確認検査 外観検査	MS-2	原子炉建家 排気筒 燃料破損検出系	漏えい検査 負圧確認検査 外観検査 動作確認検査	

表１　重要度分類に対応する構築物、系統及び機器並びに検査項目

分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器		考えられる検査項目	JMTR			備考
						分類	構築物、系統及び機器	検査項目	
MS-2		工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	安全保護系	工学的安全施設	校正検査 動作確認検査	MS-2	プロセス計装（水モニタ等及び原子炉圧力計）	校正検査 動作確認検査	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉建屋内放射線モニタ		校正検査	MS-3	屋内放射線モニタ	校正検査	JMTRにおいては、燃料破損が起こった場合でも核分裂生成物は一次系内に留まる。また、一次系内の水が建家内に漏えいした場合でもその放射能量は多くないことを考慮すると屋内放射線モニタの重要度は特に高くない。したがって JMTR の屋内放射線モニタは MS-3 とする。
	3)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上重要な関連機能	非常用電源設備		動作確認検査 負荷試験	MS-2	非常用電源設備	動作確認検査 負荷試験	
		(ループ照射設備) 保護機能	安全弁、逃がし弁		作動検査	MS-3	OSF-1 安全弁	作動検査	PS-2 のループ照射設備の項に記載した理由と同様の理由で MS-3 とする。
		特に重要な計測	圧力計、温度計		校正検査	MS-3	OSF-1 工業計器の一部	校正検査	
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、ＭＳ－１、ＭＳ－2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉圧力上昇緩和	逃がし弁		作動検査	MS-3	主配管逃がし弁 圧力サージタンク安全弁	作動検査	
	2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉プール水位計、使用済燃料プール水位計		校正検査	MS-3	炉プール水位計 水位警報計	校正検査 警報検査	
			通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明		動作確認検査 外観検査	MS-3	通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明	動作確認検査 外観検査	
		制御室外安全停止	制御室外原子炉停止装置		動作確認検査	－	－	－	該当なし

表2 JMTR設備・機器の重要度分類

（「原子炉施設の安全機能の重要度分類」との対応）

注記

検査分類の表記は次の検査項目を現すものとする。

施設定期検査　◎：施設定期検査項目のうち立会検査項目
施設定期検査　○：施設定期検査項目のうち一部書類検査項目
施設定期検査　△：施設定期検査項目のうち書類検査項目
施設定期自主検査：試験炉規則第１０条に基づく検査項目
定期的な検査　　：保安規定に定める検査項目
自主点検　　：その他の事業者が自主的に行う検査項目

なお、耐震分類の項は現在の耐震基準に従って分類した場合の参考として記載した。

系統	装置・機器		重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
			クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉本体	炉心支持構造物	格子板	2	炉心の形成	―	―						外観検査				●	これらは安全機能を持った設備ではあるが、炉心構成の都度、目視可能な範囲を点検することとして、保安規定の定期的な検査等からは除外する。	A
		内部タンク			―	―												A
		ベリリウム枠			―	―	外観検査				●							A
		制御棒案内管			―	―	外観検査			●								A
	燃料要素（燃料被覆材を含む）		2	炉心の形成	―	―	外観検査				●							A
			3	冷却材へのFP放散防止														
	反射体要素		―	―	―	―	外観検査				●							A
	ガンマ線遮へい板		―	―	―	―	外観検査			●								A
	整流板		―	―	―	―	外観検査			●								A
	圧力容器		2	炉心の冷却	―	―	漏えい検査	◎		●							漏えい検査は、JMTRの圧力バウンダリである主循環系の漏えい検査として統合する。	A
							外観検査			●		外観検査				●		
	炉プール		―	―	2	炉心の冠水維持						警報作動検査			●		常時監視している水位低警報の作動検査をもって、水位を確保する担保とする。	A

系統	装置・機器	重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設	取扱設備 ラック台車	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●	JMTRでは燃料の取扱いは基本的に人力で行っており、ラック台車に安全機能はない。	C
						作動検査			●		作動検査				●		
						開放検査			●		開放検査				●		
	貯蔵設備 新燃料貯蔵ラック	3	燃料を安全に取扱う機能	―	―	未臨界性確認検査			●		外観検査			●			C
	貯蔵設備 カナル	3	放射性物質の貯蔵	―	―						警報作動検査			●		安全機能の担保は水中で貯蔵することにあるので、炉プールと同様の考えで、常時監視している水位低警報の作動検査をもって、水位を確保する担保とする。	A
	貯蔵設備 SFCプール			―	―						警報作動検査			●			A
	貯蔵設備 使用済み燃料ラック			―	―	保管管理検査			●		外観検査			●			A
原子炉冷却系統	一次冷却系統	2	炉心の冷却	―	―						漏えい検査	○		●		主循環系統全体の漏えい検査として、圧力容器及び主配管の漏えい検査を統合する。	A
	一次冷却系統 主循環系統 商用電源駆動主循環ポンプ	3	冷却材の循環	―	―	作動検査	○		●		作動検査	○		●			A
						外観検査			●		外観検査			●			
						分解検査			●		分解検査			●			
	一次冷却系統 主循環系統 非常用電源駆動主循環ポンプ			2	停止後の炉心冷却	作動検査	○		●		作動検査	○		●			A
						外観検査			●		外観検査			●			
						分解検査			●		分解検査			●			

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉冷却系統（続き）	一次冷却系統（続き）	主循環系統（続き）	緊急ポンプ	—	—	2	停止後の炉心冷却	作動検査	○		●		作動検査	○		●		熱交換器の漏洩検査は伝熱管の漏洩検査を行う。 安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載する。	A
								外観検査			●		外観検査			●			
								分解検査				●	分解検査			●			
			一次冷却系統熱交換器	—	—			漏えい検査	△		●		漏えい検査	△		●			A
								外観検査			●		外観検査			●			
								開放検査			●		開放検査			●			
			圧力サージタンク	—	—	—	—	漏えい検査			●								A
								外観検査			●		外観検査				●		
								開放検査			●		開放検査				●		
			主配管逃し弁 圧力サージタンク安全弁	—	—	3	原子炉圧力上昇緩和	作動検査	◎		●		作動検査	◎		●			A
								外観検査			●		外観検査				●		
								分解検査			●		分解検査				●		
			主要弁	—	—	—	—	作動検査	○		●		作動検査	○		●			A
								外観検査			●		外観検査				●		
								分解検査			●		分解検査				●		
			主配管	—	—	—	—	漏えい検査	△		●								A
								外観検査			●		外観検査				●		
			配電盤	3	冷却材の循環の関連系（主循環ポンプ配電盤）	2	停止後の炉心冷却の関連系（非常用電源駆動主循環ポンプ及び緊急ポンプ配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		C／A
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
				—	—（上記以外の配電盤）	—	—（上記以外の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		C
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉冷却系統（続き）	一次冷却系統（続き）	精製系統		3	炉心の冷却	－	－						漏えい検査			●		・主配管の漏えい検査を精製系統全体の漏えい検査とする。 ・その他については、安全機能が無いので自主点検とする。	B
			充填ポンプ	－	－	－	－	作動検査	◎		●		作動検査				●		B
								外観検査			●		外観検査				●		
								分解検査				●	分解検査				●		
			移送ポンプ	－	－	－	－	作動検査	◎		●		作動検査				●		B
								外観検査			●		外観検査				●		
								分解検査				●	分解検査				●		
			イオン交換器	－	－	－	－	外観検査				●	外観検査				●		B
			脱気タンク	－	－	－	－	外観検査			●		外観検査				●		B
								開放検査			●		開放検査				●		
			処理水タンク	－	－	－	－	外観検査			●		外観検査				●		B
								開放検査			●		開放検査				●		
			主要弁	－	－	－	－	作動検査			●		作動検査				●		B
								外観検査			●		外観検査				●		
			主配管	－	－	－	－	外観検査			●		外観検査				●		B
								漏えい検査			●								
			脱気ブロワ	－	－	－	－	外観検査				●	外観検査				●		C
								作動検査				●	作動検査				●		
								分解検査				●	分解検査				●		
			配電盤	－	－	－	－	外観検査			●		外観検査				●		C
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		

系統	装置・機器		重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
			クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉冷却系統（続き）	二次冷却系統	循環ポンプ	3	炉心の冷却	―	―	作動検査	△		●		作動検査	△		●		安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載する。	C
							外観検査			●		外観検査			●			
							分解検査				●	分解検査			●			
		冷却塔			―	―	外観検査				●	外観検査			●			A
		主要弁			―	―	作動検査			●		作動検査			●			A
							外観検査			●		外観検査				●		
		主配管			―	―	外観検査			●		外観検査			●			A
		補助ポンプ	―	―	2	停止後の炉心冷却	作動検査	△		●		作動検査	△		●			A
							外観検査			●		外観検査			●			
							分解検査				●	分解検査			●			
		配電盤	3	炉心の冷却の関連系（循環ポンプ配電盤等）	2	停止後の炉心冷却の関連系（補助ポンプ配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		C／A
							絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
			―	―（上記以外の配電盤）	―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		C
							絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
	非常用冷却設備	非常用電源駆動主循環ポンプ 緊急ポンプ 補助ポンプ サイフォンブレーク弁 炉プール連通弁 漏えい水再循環設備	―	―	2	炉心の冠水維持（一次冷却系系配管破損検出系の関連系） 注：MS2　停止後の炉心冷却の機能については、既に主循環系統及び二次冷却系統の項でリストアップしているので省略する。	作動検査	○		●		動作確認検査	○		●		個々の機器等は、一次冷却系統、二次冷却系統及び排水系統の機器等と共通なので、ここでは非常用冷却設備としての機能に限定し記載する。	A

系統	装置・機器	重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉冷却系統(続き)	燃料破損検出系の関連系	—	—	2	放射性物質の閉じ込め	作動検査	○		●		動作確認検査	○		●		個々の機器等は、一次冷却系統の機器等と共通なので、ここでは燃料破損時の放射性物質の閉じ込めの機能に限定し記載する。	A
	その他の冷却設備 UCL冷却系統 循環ポンプ	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●	安全機能を持っていないので自主点検とする。	C
						作動検査			●		作動検査				●		
						分解検査				●	分解検査				●		
	揚水ポンプ	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●		C
						作動検査			●		作動検査				●		
						分解検査				●	分解検査				●		
	冷却塔	—	—	—	—	外観検査				●	外観検査				●		C
	高架水槽	—	—	—	—	外観検査				●	外観検査				●		C
	主要弁	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●		C
						作動検査			●		作動検査				●		
	主配管	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●		C
	配電盤	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●		C
						絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉冷却系統(続き)	その他の冷却設備(続き)	プールカナル循環系統	循環ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●	安全機能を持っていないので自主点検とする。	C
								作動検査			●		作動検査				●		
								分解検査				●	分解検査				●		
			熱交換器	―	―	―	―	外観検査				●	外観検査				●		C
			イオン交換塔	―	―	―	―	外観検査				●	外観検査				●		C
			主要弁	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								作動検査			●		作動検査				●		
			主配管	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								漏えい検査			●		漏えい検査				●		
			配電盤	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
		CF及びSFC循環系統	循環ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●	安全機能を持っていないので自主点検とする。	C
								作動検査			●		作動検査				●		
								分解検査				●	分解検査				●		
			イオン交換塔	―	―	―	―	外観検査				●	外観検査				●		C
			主要弁	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								作動検査			●		作動検査				●		
			主配管	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								漏えい検査			●		漏えい検査				●		
			配電盤	―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●		C
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		

系統	装置・機器		重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
			クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
計測制御系統施設	核計装		3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	安全動作検査	○				設定値確認検査			●		信号の発生元の安全動作検査を設定値確認検査とし、信号を受ける側（安全保護回路）で定められた条件で安全動作等が作動していることを確認する安全動作検査等を行うものとして、整理する。	A
							点検校正検査		●			校正検査		●				
	プロセス計装	原子炉停止回路に緊急停止作動信号を発信する計装	3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	安全動作検査	○				設定値確認検査			●			A
							点検校正検査		●			校正検査		●				
		原子炉停止回路に緊急停止以外の作動信号を発信する計装			2	停止系への作動信号の発生	安全動作検査	○				設定値確認検査			●			C
							点検校正検査		●			校正検査		●				
		工学的安全施設に作動信号を発信を発信する計装			2	工学的安全施設への作動信号の発生	安全動作検査	○				設定値確認検査			●			A
							点検校正検査		●			校正検査		●				
		その他の主要な安全保護回路に作動信号を発信する計装			3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	安全動作検査	○				設定値確認検査			●			C
							点検校正検査		●			校正検査		●				
		原子炉入口圧力制御その他の主要な制御を行う計装			—	—	点検校正検査		●			校正検査		●				C
		その他の計装	—	—	—		点検校正検査		●			校正検査				●		C
	安全保護回路	原子炉停止回路（スクラム）	—	—	1	原子炉の緊急停止	緊急遮断検査	○	●			緊急遮断検査	○	●				A
		原子炉停止回路（スクラム以外）	3	プラント計測・制御		—	安全動作検査	○		●		安全動作検査	○		●			C
		その他の主要な安全保護回路	—	—	3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	インターロック検査	○		●		インターロック検査	○		●			C
							警報作動検査	○		●		警報作動検査	○		●			

系統	装置・機器	重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
計測制御系統施設（続き）	制御設備 制御棒駆動機構	3	プラント計測・制御	1	原子炉の緊急停止	緊急遮断検査	○	●			緊急遮断検査	○	●			・安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載する。	A
						切離し遅れ時間測定	○	●			切離し遅れ時間測定	○		●			
						落下加速度測定	○	●			落下加速度測定	○		●			
						駆動速度検査	○				駆動速度検査	○		●			
						外観検査			●		外観検査				●		
						絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
						分解検査			●		分解検査			●			
	制御棒			1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	原子炉停止余裕検査	○				原子炉停止余裕検査	○		●			A
						外観検査				●	外観検査				●		
	バックアップスクラム系統	―	―	1	原子炉の未臨界維持	注入時間検査	◎									安全保護系により作動するものでないため注入時間測定ではなく、弁の作動検査を施設定期検査で行う。	A
						濃度分析検査	△				濃度分析検査	△		●			
	主要弁	―	―			外観検査			●		外観検査				●		A
						作動検査			●		作動検査	△		●			
	ポイズン注入配管	―	―			外観検査			●		外観検査				●	安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載する。	A
	ポイズンタンク	―	―			外観検査				●	外観検査				●		A
	配電盤	―	―			外観検査			●		外観検査				●		A
						絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
放射性廃棄物の廃棄設備	気体廃棄施設	通常及び照射実験用排気設備	排風機	―	―	―		外観検査			●		外観検査				●	・安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することとする。安全機能の無いものは自主点検とする。 ・JMTRの非常用排気設備は通常及び照射実験用排気設備とともに常時運転しているので、非常用排気設備の施設定期検査は非常用排気設備のみの運転となることを確認する茶道検査とする。	B
								作動検査	※		●		作動検査				●		
								開放検査			●		開放検査				●		
			フイルタバンク	―	―	―		捕集効率検査			●		捕集効率検査				●		B
								開放検査			●		開放検査				●		
		非常用排気設備	排風機	―	―	2	放射性物質の放出低減	外観検査			●		外観検査				●		A
								作動検査	△		●		作動検査	△		●			
								開放検査			●		開放検査				●		
			フイルタバンク	―	―			捕集効率検査			●		捕集効率検査			●			A
								開放検査			●		開放検査				●		
		排気筒		―	―	2	放射性物質の放出低減	外観検査				●	外観検査			●			A
		主要弁		―	―	2	放射性物質の放出低減（非常用排気設備の主要弁）	外観検査			●		外観検査				●		A
								作動検査			●		作動検査			●			
						―	―（上記以外の主要弁）	外観検査			●		外観検査				●		B
								作動検査			●		作動検査			●			
		配電盤		―	―	2	放射性物質の放出低減の関連系（非常用排気設備の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		A
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
						―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		B
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
		送風機		―	―	―	―	外観検査			●		外観検査				●	気体廃棄施設の関連系としてこの項に記載することとする。	C
								作動検査	※		●		作動検査				●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
放射性廃棄物の廃棄設備（続き）	液体廃棄物の廃棄施設	第1排水系統	排水ポンプ	―	―	2	炉心の冠水維持	外観検査			●		外観検査				●	安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することとしたい。安全機能の無いものは自主点検とする。	A
								作動検査			●		作動検査			●			
			排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	2	炉心の冠水維持	警報作動検査			●		警報作動検査			●			A
		第2・第3及び第4排水系統 タンクヤード SFC排水系統	排水ポンプ	―	―			外観検査			●		外観検査				●		C
								作動検査			●		作動検査			●			
			排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	―	―	警報作動検査			●		警報作動検査			●			B
		主要弁		―	―	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主要弁）	外観検査			●		外観検査				●		A
								作動検査			●		作動検査			●			
						―	―（上記以外の主要弁）	外観検査			●		外観検査				●		C
								作動検査			●		作動検査				●		
		主配管		―	―	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主配管）	外観検査			●		外観検査			●			A
						―	―（上記以外の主配管）	外観検査			●		外観検査				●		C
		配電盤		―	―	2	炉心の冠水維持の関連系（第1排水系統の排水ポンプ及び主要弁の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		A
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
						―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●		外観検査				●		C
								絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		

系統	装置・機器	重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
放射線管理施設	放射線測定機器(ハンドフットクロスモニタ、サーベイメータ)	―	―	―	―	線源校正検査			●		校正検査		●			安全機能はないが原子炉施設の保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	―
						警報作動検査			●		警報作動検査			●			
	屋内管理用 水モニタ	―	―	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	指示精度検査			●		校正検査		●			・安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することとする。 ・指示精度検査と線源校正検査は統合して校正検査とする。 ・信号の発生元の警報作動検査を設定値確認検査とし、信号を受ける側(安全保護回路)で定められた条件で安全動作等が作動していることを確認する安全動作検査等を行うものとして、整理する。	C
						線源校正検査			●								
						警報作動検査			●		設定値確認検査			●			
	エリアモニタ	―	―			指示精度検査			●		校正検査		●				C
						線源校正検査			●								
						警報作動検査			●		設定値確認検査			●			
	ガスモニタ	―	―			指示精度検査			●		校正検査		●				C
						線源校正検査			●								
						警報作動検査			●		設定値確認検査			●			
	排気ガスモニタ	―	―			指示精度検査		●			校正検査		●				C
						線源校正検査		●									
						警報作動検査	◎	●			設定値確認検査			●			
	ダストモニタ	―	―			指示精度検査			●		校正検査		●				C
						線源校正検査			●								
						警報作動検査			●		設定値確認検査			●			
	排気ダストモニタ	―	―			指示精度検査		●			校正検査		●				C
						線源校正検査		●									
						警報作動検査	◎	●			設定値確認検査			●			

系統	装置・機器	重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
原子炉格納施設	原子炉建家	―	―	2	放射性物質の閉じ込め	漏えい検査	◎		●		漏えい検査	◎		●		建家外壁等外観検査並びに気密扉及び非常用扉の検査項目については、安全機能と直接関連しない検査なので、自主点検とする。	A
						負圧確認検査	◎		●		負圧確認検査	◎		●			
						建家外壁等外観検査			●		建家外壁等外観検査				●		
	気密扉	―	―			外観検査			●		外観検査				●		A
						作動検査			●		作動検査				●		
						絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
	非常用扉	―	―			外観検査			●		外観検査				●		A
						作動検査			●		作動検査				●		
	炉下室・水密扉	―	―	2	炉心の冠水維持	外観検査			●		外観検査				●		A
						作動検査			●		作動検査			●			
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備 ディーゼル発電機	―	―	2	安全上重要な関連機能	予備機自動起動検査	○		●		予備機自動起動検査	○			●	・JMTRのディーゼル発電機は、原子炉運転中は常時運転しているため給電に関する検査を安全機能に直接関連のある検査とする。 ・安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載する。	A
						絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
						負荷検査			●		負荷検査			●			
						発電機切替検査			●		発電機切替検査			●			
						商用電源送電検査			●		商用電源送電検査				●		
						外観検査			●		外観検査				●		
						分解検査			●		分解検査				●		
	蓄電池	―	―	2	安全上重要な関連機能	機能検査	△		●		機能検査	△		●			A
						外観検査			●		外観検査				●		

系統	装置・機器				重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
					異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
					クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
その他原子炉の附属施設	主要な実験設備	キャプセル照射装置		保護管	2	炉心の冷却	―	―	漏えい検査				●	漏えい検査				●	・保護管については、現状どおり、キャプセル装荷の都度、自主点検するものとする。 ・安全機能の無いものは自主点検とする。 ・BOCA照射装置の安全保護回路は計測制御系統施設の安全保護回路と混同するので、安全保護回路、工業計器及び放射線モニタを計測制御系とし、計測制御系統施設のプロセス計装と同等のものとして整理する。同様の整理をキャプセル照射装置についても行う。	A
				電源盤	―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		C
				工業計器	―	―	―	―	校正検査		●									C
				放射線モニタ	―	―	―	―	指示精度検査			●								C
									線源校正検査			●								
				計測制御系	―	―	―	―						校正検査				●		C
				バネ式安全弁	―	―			作動検査			●		作動検査				●		C
				ガス供給設備	―	―	―	―	漏えい検査			●		漏えい検査				●		C
									圧力スイッチ作動検査			●		圧力スイッチ作動検査				●		
			BOCA照射装置	電源盤	―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		C
				安全保護回路	―	―	1	停止系への作動信号の発生	作動検査	○		●								A
				工業計器	―	―	―	―	点検校正検査		●									C
				放射線モニタ	―	―	―	―	指示精度検査			●								C
									線源校正検査			●								
				計測制御系	―	―	1	停止系への作動信号の発生（高圧給水側ライン圧力）						設定値確認検査			●			A
														校正検査		●				
							―	―（上記以外の計装）						校正検査				●		C
				バネ式安全弁	―	―	―	―	作動検査			●		作動検査				●		B
				給水ポンプ	―	―	―	―	作動検査			●		作動検査				●		B

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
その他原子炉の附属施設（続き）	主要な実験設備（続き）	ループ照射装置（OSF－1）	電源盤	3	試料冷却の関連系（循環ポンプ電源盤）	－	－	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●		・安全機能の無いものは自主点検とする。 ・冷却系の「放射性物質の閉じ込め」は、設置許可の事故解析で、OSF－1の試料破損時の冷却系でのFPの閉じ込めについて記載されているため安全機能とした。 ・キャプセル照射装置と同様に、安全保護回路、工業計器及び放射線モニタを計測制御系とし、計測制御系統施設のプロセス計装と同等のものとして整理する。	C
				－	－（上記以外の電源盤）			絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
			安全保護回路	－	－	1	停止系への作動信号	作動検査	○		●								A
			工業計器	－	－	3	特に重要な計測	点検校正検査		●									A
						－	－（上記以外の工業計器）	点検校正検査		●									C
			放射線モニタ	－	－	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	指示精度検査			●								C
								線源校正検査			●								
			計測制御系	－	－	1	停止系への作動信号（冷却水流量、炉内管入口圧力及び炉内管出口圧力）						設定値確認検査			●			A
						3	特に重要な計測（水モニタ等）						校正検査		●				C
						－	－（上記以外の計装）						校正検査				●		C
			冷却系	2	冷却材バウンダリ（炉内管）	2	放射性物質の閉じ込め	漏えい検査	△		●		漏えい検査	△		●			A／B
				3	保護機能及び試料冷却			漏えい検査	△		●		漏えい検査	△		●			
			流量調節弁	3	試料冷却	－	－	作動検査			●		作動検査			●			B
			バネ式安全弁	－	－	3	保護機能	作動検査			●		作動検査			●			B
			循環ポンプ	3	試料冷却	－	－	作動試験				●	作動試験			●			B

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
その他原子炉の附属施設（続き）	主要な実験設備（続き）	水力ラビット照射装置	電源盤	―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●	・安全機能の無いものは自主点検とする。 ・キャプセル照射装置及びOSF－1と同様に、安全保護回路、工業計器及び放射線モニタを計測制御系とし、計測制御系統施設のプロセス計装と同等のものとして整理する。 ・冷却材バウンダリとしての炉内管の機能については、水力ラビット照射装置に閉じ込め機能が無いため、原子炉圧力容器の漏えい検査時に見るものとする。	C
			安全保護回路	―	―	2	停止系への作動信号	作動検査	○										C
			工業計器	―	―		―	点検校正検査		●									C
			放射線モニタ	―	―	―	―	指示精度検査			●								C
								線源校正検査			●								
			計測制御系	―	―	2	停止系への作動信号（冷却水流量）						設定値確認検査			●			C
													校正検査		●				
						―	―（上記以外の計装）						校正検査				●		
			バネ式安全弁	―	―	―	―	作動検査			●		作動検査				●		B
			冷却系	2	冷却材バウンダリ（炉内管のみ）	―	―												A／C
	その他	通信連絡設備	一斉放送	―	―	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	作動検査				●	作動検査				●	安全機能はあるが、常時使用しているものであり、故障対応としたい。また、火災報知器及び非常用照明は、他の法規により点検を行っている。	C
			ページング	―	―			作動検査				●	作動検査				●		C
			電話	―	―			作動検査				●	作動検査				●		C
		消火系	火災検知器	―	―			作動検査				●	作動検査				●		C
		避難通路		―	―			外観検査				●	外観検査				●		C
		非常用照明	非常灯	―	―			作動検査				●	作動検査				●		C
			誘導灯	―	―			作動検査				●	作動検査				●		C

系統	装置・機器				重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
					異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分					検査区分					
					クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
その他原子炉の附属施設(続き)	その他	空気系	破損燃料検出系の関連系 非常用排気設備の関連系	空気圧縮機	—	—	2	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の放出低減	外観検査			●		外観検査				●	・主要弁は手動弁なので作動検査を削除する。 ・安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することとする。安全機能の無いものは自主点検とする。	A
									作動検査			●		作動検査			●			
				主要弁	—	—			外観検査			●		外観検査				●		A
									作動検査			●								
				主配管	—	—			外観検査			●		外観検査				●		A
									漏えい検査			●		漏えい検査			●			
				配電盤	—	—			外観検査			●		外観検査				●		A
									絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			
			上記以外のもの	空気圧縮機	—	—	—	— (上記以外のもの)	外観検査			●		外観検査				●		C
									作動検査			●		作動検査				●		
				主要弁	—	—			外観検査			●		外観検査				●		C
									作動検査			●		作動検査				●		
				主配管	—	—			外観検査			●		外観検査				●		C
									漏えい検査			●		漏えい検査				●		
				配電盤	—	—			外観検査			●		外観検査				●		C
									絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査				●		
		N_2ガス系統		主配管	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●	安全機能がないので自主点検とする。	C
									漏えい検査			●		漏えい検査				●		
				主要弁	—	—	—	—	外観検査			●		外観検査				●		C
									作動検査			●		作動検査				●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行					今後の考え方					備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分				検査項目	検査区分					
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		施設定期検査	施設定期自主検査	定期的な検査	自主点検		
その他原子炉の附属施設（続き）	その他	電源系統	商用電源系統受配電盤	3	冷却材の循環の関連系（主循環ポンプ配電盤に関連する受配電盤）	—	—	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●		安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することする。安全機能の無いものは自主点検とする。	C
								開閉器作動検査			●		開閉器作動検査			●			
								接地抵抗検査			●		接地抵抗検査				●		
								保護継電器作動検査			●		保護継電器作動検査				●		
				—	—（上記以外の受配電盤）			絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●			C
								開閉器作動検査			●		開閉器作動検査			●			
								接地抵抗検査			●		接地抵抗検査				●		
								保護継電器作動検査			●		保護継電器作動検査				●		
			非常用電源系統受配電盤	—	—	2	安全上重要な関連機器	絶縁抵抗検査			●		絶縁抵抗検査			●		安全機能に直接関連のある検査のみ保安規定に記載することする。	A
								開閉器作動検査			●		開閉器作動検査			●			
								接地抵抗検査			●		接地抵抗検査				●		
								保護継電器作動検査			●		保護継電器作動検査				●		

重要度分類及びその分類に基づく検査項目の見直しについて

１．重要度分類について

ＪＭＴＲ原子炉施設の重要度分類については、先に規制検討会の資料として規制室に提出している。今回は、先に提出した重要度分類の考え方をベースに設備の追加（「過剰な反応度の印加防止」で制御棒駆動機構）及び設備名の変更（より具体的な設備名に変更）を行なった。

なお、今回見直した重要度分類は、品質保証計画に組み入れる予定である。

２．重要度分類に基づく検査項目の見直し

(1) 施設定期検査

施設定期検査については、検査に抜けがないか、又は性能の確認に適した内容になっているかどうかを検討した。

(2) 施設定期自主検査

施設定期自主検査については、先に規制検討会に提出した考え方に基づいて平成 15 年 9 月に保安規定の改定を行なった。

その際、安全機能を持たない計器等であっても「原子炉施設の保安のために直接関連を有する」ものとして考えられるものは、施設定期自主検査とした。また、安全機能を持たない設備、機器等であっても保安のために必要と考えられる設備、機器等は定期的な検査として取り入れた。

本年 3 月の法令改正に伴う保安規定の改定では、定期的な検査のうち数年毎に行う検査及び外観検査以外の検査項目を持たない設備、機器等を除いた外観検査を自主検査とし、それ以外は施設定期自主検査とした。

今回の見直しでは、検査に抜けがないかどうかを検討し、数項目の検査を追加した。

(3) 自主検査

自主検査は、安全機能を有しない計器の校正及び設備、機器等の検査でこれまで自主的に実施していた検査及び施設定期自主検査の見直しで施設定期自主検査の対象外となった検査項目を対象とした。

別表-1　JMTR原子炉施設の安全機能の重要度分類

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針				JMTR		備考
分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	分類	構築物、系統及び機器	
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	－	－	－	－	
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	過剰な反応度の印加防止	制御棒ストッパ機構	PS-2	制御棒駆動機構	
		炉心の形成	炉心支持構造物 燃料要素	PS-2	炉心支持構造物 燃料要素	
		炉心の冷却	1次冷却系設備	PS-2	主循環系統（圧力容器を含む）	発電用軽水炉の重要度分類では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)と 原子炉冷却材を内蔵する機能(PS-2)に分類されていることを考慮すると、JMTRでは一次冷却系統の内、主循環系統が前者に、後者は精製系統が該当する。研究炉の重要度分類の趣旨を踏まえ、主循環系統をPS-2、精製系統をPS-3とする。
				PS-3	精製系統	
		（ループ照射設備） 冷却材バウンダリ	外套管	PS-2	OSF-1炉内管	JMTRに設置されているループ照射設備OSF-1は、運転圧力が0.4MPaで最高使用温度90℃、試料の熱出力30kW以下であり、その内蔵するエネルギは大きくないことを考えると安全上の重要度は特に高くない。このためOSF-1については、冷却材バウンダリ機能を除き、PS-3とする。
		保護機能	耐圧管	PS-3	OSF-1冷却系	
		試料冷却	1次系	PS-3	OSF-1冷却系循環ポンプ	

別表-1　JMTR原子炉施設の安全機能の重要度分類

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針				JMTR		備考
分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	分類	構築物、系統及び機器	
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS－1、PS－2以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵	核燃料貯蔵設備	PS-3	使用済燃料貯蔵設備 (カナル、SFCプール及び使用済燃料ラック)	
			放射性固体・液体廃棄物処理施設	PS-3	液体廃棄物廃棄設備 (排水貯槽)	
		燃料を安全に取り扱う機能	核燃料取扱設備	PS-3	新燃料貯蔵ラック	JMTRにおいて燃料の取扱は、ハンドリングツール等の道具を用いて人力で行っており、新燃料貯蔵ラック以外の燃料を安全に取り扱う機能を持った構築物、系統及び機器は無い。なお、燃料の取扱は保安規定、運転手引に規定しており、安全を損なうことは無い。
		冷却材の循環	1次冷却系設備 (主循環ポンプ)	PS-3	一次冷却系統 (主循環ポンプ)	
		プラント計測・制御	反応度制御系、計測制御系	PS-3	制御棒駆動機構 核計装 プロセス計装(圧力制御・液面制御関連)	
		冷却材へのFP放散防止	燃料被覆材	PS-3	燃料被覆材	
		炉心の冷却	2次冷却系設備	PS-3	二次冷却系統	
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器			－	－	JMTRには精製系統が設置されているが、水質を維持するための設備であり、もともと通常運転中の放射性物質濃度が運転に支障をきたすようなことはないため、この安全機能に相当する構築物、系統及び機器は無い。

別表-1　JMTR原子炉施設の安全機能の重要度分類

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針					JMTR		備考
分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器		分類	構築物、系統及び機器	
MS-1	1)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒 スクラム機構		MS-1	制御棒 制御棒駆動機構 バックアップスクラム系	
	2)安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	安全保護系	停止系	MS-1	原子炉停止回路へスクラム信号を発生する計装	指針の(付録)「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」における重要度分類例の根拠に記載されている「高出力炉においては、原子炉の緊急停止の機能に係る部分についてのみMS-1とし、これ以外の機能についてはMS-2とする」を受け、原子炉の緊急停止回路(スクラム)以外の制御棒挿入、セットバックなどは、MS-2とする。
					MS-2	原子炉停止回路へスクラム以外の信号を発生する計装	
MS-2	1)PS－2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	停止後の炉心冷却	崩壊熱除去設備 (補助ポンプ等)		MS-2	非常用冷却設備 (崩壊熱除去に係る機器等に限る。)	
		炉心の冠水維持	サイフォンブレーカ、 冠水維持バウンダリ		MS-2	サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁、漏えい水再循環設備、炉プール、炉下室	
		放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減	非常用排気設備		MS-2	非常用排気設備	
			原子炉建屋、 排気筒		MS-2	原子炉建家 排気筒 燃料破損検出系	
		工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	安全保護系	工学的安全施設	MS-2	プロセス計装(水モニタ等及び原子炉入口圧力計)	

別表-1　JMTR原子炉施設の安全機能の重要度分類

水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針				JMTR		備考
分類	定義	安全機能	構築物、系統及び機器	分類	構築物、系統及び機器	
	2)異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉建屋内放射線モニタ	MS-3	屋内放射線モニタ	JMTRにおいては、燃料破損が起こった場合でも核分裂生成物は一次系内に留まる。また、一次系内の水が建家内に漏えいした場合でもその放射能量は多くないことを考慮すると屋内放射線モニタの重要度は特に高くない。したがってJMTRの屋内放射線モニタはMS-3とする。
	3)安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上重要な関連機能	非常用電源設備	MS-2	非常用電源設備	
		(ループ照射設備) 保護機能	安全弁、逃がし弁	MS-3	OSF-1安全弁	PS-2のループ照射設備の項に記載した理由と同様の理由でMS-3とする。
		特に重要な計測	圧力計、温度計	MS-3	OSF-1工業計器の一部	
MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS－1、MS－2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉圧力上昇緩和	逃がし弁	MS-3	主配管逃がし弁 圧力サージタンク安全弁	
	2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計	MS-3	炉プール水位計 水位警報計	
			通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明	MS-3	通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明	
		制御室外安全停止	制御室外原子炉停止装置	－	－	JMTRには「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」にいう「制御室外の適切な場所から停止」させる機器等はないが、機械室において商用電源を一時的に切断することにより、原子炉を停止させることができる。

注）安全機能を持った構築物、系統及び機器（当該系）が、その機能を果たすために必要とする構築物、系統及び機器（関連系）は、当該系と同等または下位の重要度を有すると見なす。

別表-2 JMTR原子炉施設の検査項目の見直し

注記

検査分類の表記は次の検査項目を現すものとする。

施設定期検査　◎：施設定期検査項目のうち立会検査項目
施設定期検査　○：施設定期検査項目のうち一部書類検査項目
施設定期検査　△：施設定期検査項目のうち書類検査項目
施設定期自主検査：試験炉規則第１０条に基づく検査項目
自主検査　　：その他の事業者が自主的に行う検査項目

なお、耐震分類の項は現在の耐震基準に従って分類した場合の参考として記載した。

系統	装置・機器		重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分				検査区分				
			クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉本体	炉心支持構造物	格子板	2	炉心の形成	―	―	外観検査			●	外観検査			●	これらは安全機能を持った設備ではあるが、炉心構成の都度、目視可能な範囲を点検することとして、保安規定の施設定期自主検査からは除外し、自主検査とする。	A
		内部タンク			―	―										A
		ベリリウム枠			―	―										A
		制御棒案内管			―	―										A
	燃料要素（燃料被覆材を含む）		2	炉心の形成	―	―										A
			3	冷却材へのFP放散防止												
	反射体要素		―	―	―	―										A
	ガンマ線遮へい板		―	―	―	―										A
	整流板		―	―	―	―										A
	圧力容器		2	炉心の冷却	―	―	外観検査			●	外観検査			●		A
							漏えい検査	○	●		漏えい検査	○	●			
	炉プール		―	―	2	炉心の冠水維持	警報作動検査		●		警報作動検査		●		常時監視している水位低警報の作動検査をもって、水位を確保する担保とする。	A

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設	取扱設備 ラック台車	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	JMTRでは燃料の取扱いは基本的に人力で行っており、ラック台車に安全機能はない。	C
						作動検査			●	作動検査			●		
						開放検査			●	開放検査			●		
	貯蔵設備 新燃料貯蔵ラック	3	燃料を安全に取り扱う機能	―	―	未臨界性確認検査	◎			未臨界性確認検査	◎				C
						外観検査		●		外観検査		●			
	貯蔵設備 カナル	3	放射性物質の貯蔵			警報作動検査		●		警報作動検査		●		安全機能の担保は水中で貯蔵することにあるので、炉プールと同様の考えで、常時監視している水位低警報の作動検査をもって、水位を確保する担保とする。	A
	貯蔵設備 SFCプール			―	―	警報作動検査		●		警報作動検査		●			A
	貯蔵設備 使用済み燃料ラック			―	―	保管管理検査	○			保管管理検査	○				A
						外観検査		●		外観検査		●			
原子炉冷却系統	一次冷却系統 主循環系統 商用電源駆動主循環ポンプ	2	炉心の冷却	―	―	漏えい検査	○	●		漏えい検査	○	●		漏えい検査は圧力バウンダリ構成機器について実施する。	A
						飽和値検査	◎			飽和値検査	◎				
		3	冷却材の循環	―	―	作動検査	○	●		作動検査	○	●		分解検査は数年毎に行う。	A
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	一次冷却系統 主循環系統 非常用電源駆動主循環ポンプ			2	停止後の炉心冷却	作動検査	○	●		作動検査	○	●		分解検査は数年毎に行う。	A
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分				検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉冷却系統（続き） 一次冷却系統（続き） 主循環系統（続き）	緊急ポンプ	―	―	2	停止後の炉心冷却	作動検査	○	●		作動検査	○	●		分解検査は数年毎に行う。	A
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	一次冷却系統熱交換器	―	―			漏えい検査	△	●		漏えい検査	△	●		熱交換器の漏えい検査は伝熱管の漏洩検査を行う。 開放検査は数年毎に行う。	A
						外観検査			●	外観検査			●		
						開放検査			●	開放検査			●		
	圧力サージタンク	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	開放検査は数年毎に行う。	A
						開放検査			●	開放検査			●		
	主配管逃し弁 圧力サージタンク安全弁	―	―	3	原子炉圧力上昇緩和	作動検査	◎	●		作動検査	◎	●			A
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	主要弁	―	―	―	―	作動検査	○	●		作動検査	○	●		分解検査は数年毎に行う。	A
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		A
	配電盤	3	冷却材の循環の関連系（主循環ポンプ配電盤）	2	停止後の炉心冷却の関連系（非常用電源駆動主循環ポンプ及び緊急ポンプ配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		C／A
						絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
		―	―（上記以外の配電盤）	―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		C
						絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉冷却系統（続き）	一次冷却系統（続き） 精製系統	3	炉心の冷却	―	―	漏えい検査		●		漏えい検査		●			B
	充填ポンプ	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●	分解検査は数年毎に行う。	B
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	移送ポンプ	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●	分解検査は数年毎に行う。	B
						外観検査			●	外観検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	イオン交換器	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		B
	脱気タンク	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	開放検査は数年毎に行う。	B
						開放検査			●	開放検査			●		
	処理水タンク	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	開放検査は数年毎に行う。	B
						開放検査			●	開放検査			●		
	主要弁	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●		B
						外観検査			●	外観検査			●		
	主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		B
	脱気ブロワ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	分解検査は数年毎に行う。	C
						作動検査			●	作動検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	配電盤	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
						絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		

系統	装置・機器		重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
			クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉冷却系統（続き）	二次冷却系統	循環ポンプ	3	炉心の冷却	―	―	作動検査	△	●		作動検査	△	●		分解検査は数年毎に行う。	C
							外観検査			●	外観検査			●		
							分解検査			●	分解検査			●		
		冷却塔			―	―	外観検査		●		外観検査		●			A
		主要弁			―	―	作動検査		●		作動検査		●			A
							外観検査			●	外観検査			●		
		主配管			―	―	外観検査		●		外観検査		●			A
		補助ポンプ	―	―	2	停止後の炉心冷却	作動検査	△ ○	●		作動検査	△ ○	●		分解検査は数年毎に行う。	A
							外観検査			●	外観検査			●		
							分解検査			●	分解検査			●		
		配電盤	3	炉心の冷却の関連系 （循環ポンプ配電盤等）	2	停止後の炉心冷却の関連系（補助ポンプ配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		C／A
							絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
			―	― （上記以外の配電盤）	―	― （上記以外の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		C
							絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
	非常用冷却設備	非常用電源駆動主循環ポンプ	―	―											注：MS2　停止後の炉心冷却の機能については、既に主循環系統及び二次冷却系統の項でリストアップしているので省略する。	A
		緊急ポンプ														
		補助ポンプ														
		サイフォンブレーク弁	―	―	2	炉心の冠水維持 （一次冷却系統配管破損検出系の関連系）	系統作動検査	○			系統作動検査	○				
		炉プール連通弁														
		漏えい水再循環設備					動作確認検査		●		動作確認検査		●			

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉冷却系統（続き）	燃料破損検出系の関連系	―	―	2	放射性物質の閉じ込め	系統作動検査	○			系統作動検査	○			個々の機器等は、一次冷却系統の機器等と共通なので、ここでは燃料破損時の放射性物質の閉じ込めの機能に限定し記載する。	A
						動作確認検査		●		動作確認検査		●			
	その他の冷却設備 UCL冷却系統 循環ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	分解検査は数年毎に行う。	C
						作動検査			●	作動検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	揚水ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	分解検査は数年毎に行う。	C
						作動検査			●	作動検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	冷却塔	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
	高架水槽	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
	主要弁	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
						作動検査			●	作動検査			●		
	主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
	配電盤	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
						絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
原子炉冷却系統（続き）	その他の冷却設備（続き）	プールカナル循環系統	循環ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	分解検査は数年毎に行う。	C
								作動検査			●	作動検査			●		
								分解検査			●	分解検査			●		
			熱交換器	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
			イオン交換塔	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
			主要弁	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
								作動検査			●	作動検査			●		
			主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
			配電盤	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
								絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
		CF及びSFC循環系統	循環ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	分解検査は数年毎に行う。	C
								作動検査			●	作動検査			●		
								分解検査			●	分解検査			●		
			イオン交換塔	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
			主要弁	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
								作動検査			●	作動検査			●		
			主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
			配電盤	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
								絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		

系統	装置・機器		重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
			クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
計測制御系統施設	核計装		3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			A
							校正検査		●		校正検査		●			
	プロセス計装	原子炉停止回路に緊急停止作動信号を発信する計装	3	プラント計測・制御	1	停止系への作動信号の発生	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			A
							校正検査		●		校正検査		●			
		原子炉停止回路に緊急停止以外の作動信号を発信する計装			2	停止系への作動信号の発生	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			C
							校正検査		●		校正検査		●			
		工学的安全施設に作動信号を発信を発信する計装			2	工学的安全施設への作動信号の発生	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			A
							校正検査		●		校正検査		●			
		その他の主要な安全保護回路に作動信号を発信する計装			3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			C
							校正検査		●		校正検査		●			
		原子炉入口圧力制御その他の主要な制御を行う計装			—	—	校正検査		●		校正検査		●			C
		その他の計装	—	—	—	—	校正検査			●	校正検査			●		C
	安全保護回路	原子炉停止回路（スクラム）	—	—	1	原子炉の緊急停止	安全動作検査	○	●		安全動作検査	○	●			A
							作動検査	○			作動検査	○				
							緊急遮断検査		●		緊急遮断検査		●			
		原子炉停止回路（スクラム以外）	3	プラント計測・制御	—	—	安全動作検査	○	●		安全動作検査	○	●			C
							作動検査	○			作動検査	○				
		その他の主要な安全保護回路	—	—	3	事故時のプラント状態把握、緊急時対策上重要なもの	インターロック検査	○	●		インターロック検査	○	●			C
							安全動作検査	○			安全動作検査	○				
							警報作動検査		●		警報作動検査		●			

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分				検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
計測制御系統施設（続き）	制御設備 制御棒駆動機構	2 3	過剰な反応度の印加防止 プラント計測・制御	1	原子炉の緊急停止	スクラム検査	○			スクラム検査	○			分解検査は数年毎に行う。	A
						緊急遮断検査		●		緊急遮断検査		●			
						切離し遅れ時間測定		●		切離し遅れ時間測定		●			
						落下加速度測定		●		落下加速度測定		●			
						駆動速度検査	○	●		駆動速度検査	○	●			
						外観検査			●	外観検査			●		
						絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
						分解検査			●	分解検査			●		
	制御設備 制御棒			1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	反応度抑制効果検査	○			反応度抑制効果検査	○				A
						外観検査			●	外観検査			●		
	バックアップスクラム系統	―	―	1	原子炉の未臨界維持	濃度分析検査	△	●		濃度分析検査	△	●			A
	主要弁	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
						作動検査	△	●		作動検査	△	●			
	ポイズン注入配管	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
	ポイズンタンク	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
	配電盤	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
						絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			

系統	装置・機器		重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
			クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
放射性廃棄物の廃棄設備	気体廃棄施設		―	―	2	放射性物質の放出低減	排気中の放射性物質濃度の測定検査	◎			排気中の放射性物質濃度の測定検査	◎				
	通常及び照射実験用排気設備	排風機	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	開放検査は数年毎に行う。	B
							作動検査			●	作動検査			●		
							開放検査			●	開放検査			●		
		フイルタバンク	―	―	―	―	捕集効率検査			●	捕集効率検査			●	開放検査は数年毎に行う。	B
							開放検査			●	開放検査			●		
	非常用排気設備	排風機	―	―	2	放射性物質の放出低減	外観検査			●	外観検査			●	開放検査は数年毎に行う。	A
							作動検査	△	●		作動検査	△	●			
							開放検査			●	開放検査			●		
		フイルタバンク	―	―			捕集効率検査		●		捕集効率検査		●		開放検査は数年毎に行う。	A
							開放検査			●	開放検査			●		
	排気筒		―	―	2	放射性物質の放出低減	外観検査		●		外観検査		●			A
	主ダクト		―	―	2	放射性物質の放出低減	外観検査			●	外観検査		●			A
	主要弁		―	―	2	放射性物質の放出低減（非常用排気設備の主要弁）	外観検査			●	外観検査			●		A
							作動検査		●		作動検査		●			
					―	―（上記以外の主要弁）	外観検査			●	外観検査			●		B
							作動検査			●	作動検査			●		
	配電盤		―	―	2	放射性物質の放出低減の関連系（非常用排気設備の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		A
							絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
					―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		B
							絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
	送風機		―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	気体廃棄施設の関連系としてこの項に記載することとする。	C
							作動検査			●	作動検査			●		

系統	装置・機器			重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
放射性廃棄物の廃棄設備（続き）	液体廃棄物の廃棄施設	第1排水系統	排水ポンプ	―	―	2	炉心の冠水維持	外観検査			●	外観検査			●		A
								作動検査		●		作動検査		●			
			排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	2	炉心の冠水維持	警報作動検査		●		警報作動検査		●			A
		第2・第3及び第4排水系統タンクヤードSFC排水系統	排水ポンプ	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
								作動検査			●	作動検査			●		
			排水貯槽	3	放射性物質の貯蔵	―	―	警報作動検査		●		警報作動検査		●			B
		主要弁		―	―	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主要弁）	外観検査			●	外観検査			●		A
								作動検査		●		作動検査		●			
						―	―（上記以外の主要弁）	外観検査			●	外観検査			●		C
								作動検査			●	作動検査			●		
		主配管		―	―	2	炉心の冠水維持（第1排水系統の主配管）	外観検査		●		外観検査		●			A
						―	―（上記以外の主配管）	外観検査			●	外観検査			●		C
		配電盤		―	―	2	炉心の冠水維持の関連系（第1排水系統の排水ポンプ及び主要弁の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		A
								絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
						―	―（上記以外の配電盤）	外観検査			●	外観検査			●		C
								絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
放射線管理施設	放射線測定機器(ハンドフットクロスモニタ、サーベイメータ)	―	―	―	―	校正検査		●		校正検査		●		安全機能を有しないが原子炉施設の保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	―
						警報作動検査		●		警報作動検査		●			
	屋内管理用 水モニタ	―	―	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	校正検査		●		校正検査		●			C
						設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			
	屋内管理用 エリアモニタ	―	―			校正検査		●		校正検査		●			C
						設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			
	屋内管理用 ガスモニタ	―	―			校正検査		●		校正検査		●			C
						設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			
	屋内管理用 ダストモニタ	―	―			校正検査		●		校正検査		●			C
						設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			
原子炉格納施設	原子炉建家	―	―	2	放射性物質の閉じ込め	漏えい検査	◎	●		漏えい検査	◎	●			A
						負圧確認検査	◎	●		負圧確認検査	◎	●			
						建家外壁等外観検査			●	建家外壁等外観検査			●		
	気密扉	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
						作動検査			●	作動検査			●		
						絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
	非常用扉	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
						作動検査			●	作動検査			●		
	炉下室・給気弁	―	―	2	炉心の冠水維持	外観検査			●	外観検査			●		A
						作動検査		●		作動検査		●			

系統	装置・機器		重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
			異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
			クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	ディーゼル発電機	―	―	2	安全上重要な関連機能	予備機自動起動検査	○			予備機自動起動検査	○			分解検査は数年毎に行う。	A
							絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
							負荷検査		●		負荷検査		●			
							発電機切替検査		●		発電機切替検査		●			
							商用電源送電検査			●	商用電源送電検査			●		
							外観検査			●	外観検査			●		
							分解検査			●	分解検査			●		
		蓄電池	―	―	2	安全上重要な関連機能	機能検査	△	●		機能検査	△	●			A
							外観検査			●	外観検査			●		

系統	装置・機器				重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
					異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
					クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設（続き）	主要な実験設備	キャプセル照射装置	保護管		2	炉心の冷却	―	―	漏えい検査			●	漏えい検査			●	キャプセル装荷の都度、自主点検するものとする。	A
			電源盤		―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		C
			計測制御系		―	―	―	―	校正検査			●	校正検査			●		C
			バネ式安全弁		―	―			作動検査			●	作動検査			●		C
			ガス供給設備		―	―	―	―	漏えい検査			●	漏えい検査			●		C
									圧力スイッチ作動検査			●	圧力スイッチ作動検査			●		
			真空排気装置モニタ		―	―	―	―	校正検査		●		校正検査		●		安全機能を有しないが保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	C
			排気系トリチウムモニタ		―	―	―	―	校正検査		●		校正検査		●			C
			BOCA照射装置	電源盤	―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		C
				計測制御系	―	―	1	停止系への作動信号（高圧給水側ライン圧力）	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			A
									校正検査		●		校正検査		●			
							―	―（上記以外の計装）	校正検査			●	校正検査			●		C
				バネ式安全弁	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●		B
				給水ポンプ	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●	分解点検は数年毎に行う。	B
									分解点検			●	分解点検			●		
				水モニタ	―	―	―	―	校正検査		●		校正検査		●		安全機能を有しないが保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	C
				遮断弁	―	―	―	―	―			●	作動検査		●			B

系統	装置・機器			重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
				クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設（続き）	主要な実験設備（続き）	ループ照射装置（OSF－1）	電源盤	3	試料冷却の関連系（循環ポンプ電源盤）	－	－	絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			C
				－	－（上記以外の電源盤）			絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
			計測制御系	－	－	1	停止系への作動信号（冷却水流量、炉内管入口圧力、炉内管出口圧力）	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			A
								校正検査		●		校正検査		●			
						3	特に重要な計測（水モニタ）	校正検査		●		校正検査		●			C
						－	－（上記以外の計装）	校正検査			●	校正検査			●		C
			冷却系	2	冷却材バウンダリ（炉内管）	2	放射性物質の閉じ込め	漏えい検査	△	●		漏えい検査	△	●			A／B
				3	保護機能及び試料冷却			漏えい検査	△	●		漏えい検査	△	●			
			流量調節弁	3	試料冷却	－	－	作動検査		●		作動検査		●			B
			循環ポンプ	3	試料冷却	－	－	作動検査		●		作動検査		●			B
			バネ式安全弁	－	－	3	保護機能	作動検査		●		作動検査		●			B
			緊急弁	－	－	－	－	作動検査		●		作動検査		●		安全機能を有しないが保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	B

系統	装置・機器			重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
				異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分				検査区分				
				クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設（続き）	主要な実験設備（続き）	水カラビット照射装置	電源盤	―	―	―	―	絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		C
			計測制御系	―	―	2	停止系への作動信号（冷却水流量）	設定値確認検査		●		設定値確認検査		●			C
								校正検査		●		校正検査		●			
						―	―（上記以外の計装）	校正検査			●	校正検査			●		
			バネ式安全弁	―	―	―	―	作動検査			●	作動検査			●		B
			冷却系	2	冷却材バウンダリ（炉内管のみ）	―	―									冷却材バウンダリとしての炉内管の機能については、水カラビット照射装置に閉じ込め機能が無いため、原子炉圧力容器の漏えい検査時に見るものとする。	A／C
			循環ポンプ	―	―	―	―	性能試験			●	性能試験			●	分解点検は数年毎に行う。	C
								分解点検			●	分解点検			●		
			駆動水モニタ	―	―	―	―	校正検査		●		校正検査		●		安全機能を有しないが保安上必要な機器として施設定期自主検査とする。	C
			ラビット水中チェックモニタ	―	―	―	―	校正検査			●	校正検査		●			C
	その他	通信連絡設備	一斉放送	―	―	3	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	作動検査			●	作動検査			●	安全機能はあるが、常時使用しているものであり、故障対応とする。	C
			ページング	―	―			作動検査			●	作動検査			●		C
			電話	―	―			作動検査			●	作動検査			●		C
		消火系	火災検知器	―	―			作動検査			●	作動検査			●		C
		避難通路		―	―			外観検査			●	外観検査			●		C
		非常用照明	非常灯	―	―			作動検査			●	作動検査			●		C
			誘導灯	―	―			作動検査			●	作動検査			●		C

系統	装置・機器				重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
					異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS			検査区分				検査区分				
					クラス	安全機能	クラス	安全機能	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査	検査項目	施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設（続き）	その他	空気系	破損燃料検出系の関連系 非常用排気設備の関連系	空気圧縮機	―	―	2	放射性物質の閉じ込め 放射性物質の放出低減	外観検査			●	外観検査			●		A
									作動検査		●		作動検査		●			
				主要弁	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
				主配管	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
									漏えい検査		●		漏えい検査		●			
				配電盤	―	―			外観検査			●	外観検査			●		A
									絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			
			上記以外のもの	空気圧縮機	―	―	―	― （上記以外のもの）	外観検査			●	外観検査			●		C
									作動検査			●	作動検査			●		
				主要弁	―	―			外観検査			●	外観検査			●		C
									作動検査			●	作動検査			●		
				主配管	―	―			外観検査			●	外観検査			●		C
									漏えい検査			●	漏えい検査			●		
				配電盤	―	―			外観検査			●	外観検査			●		C
									絶縁抵抗検査			●	絶縁抵抗検査			●		
		N_2ガス系統		主配管	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●		C
									漏えい検査			●	漏えい検査			●		
				主要弁	―	―	―	―	外観検査			●	外観検査			●	。	C
									作動検査			●	作動検査			●		

系統	装置・機器	重要度分類				現行				今後の考え方				備考	耐震分類
		異常の発生防止機能 PS		異常の影響緩和機能 MS		検査項目	検査区分			検査項目	検査区分				
		クラス	安全機能	クラス	安全機能		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		施設定期検査	施設定期自主検査	自主検査		
その他原子炉の附属施設（続き） その他 電源系統 商用電源系統受配電盤		3	冷却材の循環の関連系（主循環ポンプ配電盤に関連する受配電盤）	—	—	絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			C
						開閉器作動検査		●		開閉器作動検査		●			
						接地抵抗検査			●	接地抵抗検査			●		
						保護継電器作動検査			●	保護継電器作動検査			●		
		—	—（上記以外の受配電盤）			絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査			●	安全機能を有しないので自主検査とする。	C
						開閉器作動検査		●		開閉器作動検査			●		
						接地抵抗検査			●	接地抵抗検査			●		
						保護継電器作動検査			●	保護継電器作動検査			●		
	非常用電源系統受配電盤	—	—	2	安全上重要な関連機器	絶縁抵抗検査		●		絶縁抵抗検査		●			A
						開閉器作動検査		●		開閉器作動検査		●			
						接地抵抗検査			●	接地抵抗検査			●		
						保護継電器作動検査			●	保護継電器作動検査			●		

施設定期検査項目は、他に過剰反応度検査、原子炉建家内の線量当量率の測定検査、原子炉建家内の空気中の放射性物質濃度の測定検査及び原子炉施設の総合検査がある。

付録 3

設置変更許可申請書の添付書類の変更経緯

添付書類一 (変更後における)原子炉の使用の目的に関する説明書

原子炉の設置に関する書類の提出(昭和 43 年 9 月 18 日)以来 JMTR の使用の目的の変更は、設置変更許可(OWL-2 の設置:昭和 44 年 1 月 24 日許可)時に記述を追加する形で変更しているが、その後、設置変更許可(OWL-2 の撤去:平成 3 年 3 月 20 日許可)時に追加した部分をそのまま削除し、当初の記述に戻っている。

添付書類二 (変更後における)原子炉の熱出力に関する説明書

原子炉の設置に関する書類の提出(昭和 43 年 9 月 18 日)以来 JMTR の熱出力に変更はないが、設置変更許可(OWL-2 の撤去:平成 3 年 3 月 20 日許可)時に添付書類二の記述を変更し、現在に至っている。

添付書類三 (変更の)工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

設置変更許可申請内容が工事を伴う場合には、工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類を提出している。

直近の変更
平成 18 年 9 月 27 日　17 諸文科科第 2751 号(HTTR 原子炉保護設備等の改造)

添付書類四 (変更後の)原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

設置変更許可申請時に変更後の原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画に変更があった場合、適切に変更を行っている。

JMTR に関する直近の変更
平成 4 年 2 月 28 日　4 安(原規)第 43 号(低濃縮(20%)ウラン燃料要素の使用)

添付書類五 (変更に係る)原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する書類

設置変更許可申請時に変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する書類を適切に提出している。

直近の変更
平成 18 年 9 月 27 日　17 諸文科科第 2751 号(HTTR 原子炉保護設備等の改造)

添付書類六 （変更に係る）原子炉施設を設置しようとする場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

直近の変更
平成 18 年 9 月 27 日　17 諸文科科第 2751 号（HTTR 原子炉保護設備等の改造）

添付書類七 （変更に係る）原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

直近の変更
平成 18 年 9 月 27 日　17 諸文科科第 2751 号（HTTR 原子炉保護設備等の改造）

添付書類八 （変更後における）原子炉施設の安全設計に関する説明書

JMTR に関する直近の変更
平成 13 年 3 月 27 日　12 諸文科科第 2471 号（燃料要素の最高燃焼度の変更）

添付書類九 （変更後における）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廃棄に関する説明書

直近の変更
平成 18 年 9 月 27 日　17 諸文科科第 2751 号（HTTR 原子炉保護設備等の改造）

添付書類十 （変更後における）原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

JMTR に関する直近の変更
平成 13 年 3 月 27 日　12 諸文科科第 2471 号（燃料要素の最高燃焼度の変更）

添付書類十一　法人にあっては、定款又は寄附行為、登記事項証明書並びに最近の財産目録、貸借対照表及び損益計算書

原子炉の設置に関する書類の提出（昭和 43 年 9 月 18 日）以来変更はない。

以　上

付録4　ＪＲＲ－３とＪＭＴＲの原子炉設置許可本文比較

<table>
<tr><th>ＪＲＲ－３</th><th>ＪＭＴＲ</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>１．氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
省略</td><td>一　氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
省略</td><td></td></tr>
<tr><td>２．使用の目的
<table><tr><th>原子炉の名称</th><th>目　　的</th></tr><tr><td>ＪＲＲ－３</td><td>一般研究、材料照射、放射性同位元素の生産、開発研究</td></tr></table>ただし、平和の目的に限る。</td><td>二　使用の目的
<table><tr><th>原子炉の名称</th><th>目　　的</th></tr><tr><td>ＪＭＴＲ</td><td>材料照射、放射性同位元素生産</td></tr></table>ただし、平和の目的に限る。</td><td></td></tr>
<tr><td>３．原子炉の型式、熱出力及び基数
<table><tr><th>原子炉の名称</th><th>型　　式</th><th>熱出力</th><th>基数</th></tr><tr><td>ＪＲＲ－３</td><td>低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型</td><td>約 20 MW</td><td>1</td></tr></table></td><td>三　原子炉の型式、熱出力及び基数
<table><tr><th>原子炉の名称</th><th>型　　式</th><th>熱出力</th><th>基数</th></tr><tr><td>ＪＭＴＲ</td><td>濃縮ウラン、軽水減速軽水冷却タンク型</td><td>50,000 kW</td><td>1</td></tr></table></td><td></td></tr>
<tr><td>４．原子炉を設置する事業所の名称及び所在地
省略</td><td>四　原子炉を設置する事業所の名称及び所在地
省略</td><td></td></tr>
<tr><td>５．原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
イ　原子炉施設の位置
省略
ロ．原子炉施設の一般構造
(ｲ) 耐震構造
本原子炉施設は、想定されるいかなる地震に対しても、これが大きな事故の誘因とならないよう、十分な耐震性を有するように次の方針に基づき設計を行う。
(1) 建物・構築物は、原則として剛構造とするとともに、重要な建物・構築物は、原則として岩盤に支持させる。
(2) 原子炉施設の耐震上の重要度を、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響を抑制するという観点から、次の３つのクラスに分類し、各々の重要度分類に対応した地震力に耐えうる設計とする。
クラスＡ：①　炉心部を常に冠水状態に保つ施設
②　自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの。
これらクラスＡの施設のうち特に重要な施設をクラスＡs の施設とする。
クラスＢ：　上記②において、影響、効果の比較的小さいもの。
クラスＣ：　クラスＡ、クラスＢ以外であって一般産業施設と同等の安全性を保持すれば良いもの。</td><td>五　原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備
イ　原子炉施設の位置
省略
ロ　原子炉施設の一般構造
(ｲ) 耐震構造
各施設は次の分類に基づいて設計水平震度を採用する。設計垂直震度はそれぞれの50％の値を採用する。
0.6G　原子炉圧力容器、炉心構造物、一次冷却系統などの損傷により公衆に対して直接または間接に放射線障害を及ぼすおそれのある重要機器
0.3G　原子炉建家
0.2G　上記以外の一般機器</td><td></td></tr>
</table>

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) クラスＡ、Ｂ、Ｃの施設は、以下に示す地震力に基づく動的解析又は静的解析から得られる地震力を考慮して設計する。 クラスＡ：　設計用最強地震（基準地震動Ｓ１）としての模擬地震波に基づく動的解析から求められる地震力又は「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に、地下部分では水平震度に、それぞれ重要度に応じた係数 3.0を乗じて得られる静的地震力とのいずれか大きい方の地震力とする。なお、地震力として作用するものとしては、鉛直地震力として基準地震動の最大加速度振幅の１／２の値を鉛直震度として求めた鉛直地震力（高さ方向に一定）又は震度 0.3を基準とし、建物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定した鉛直地震力のうち大きい方と水平地震力を同時に不利な方向に組合せて作用するものとする。 クラスＡs の施設にあっては、さらに設計用限界地震（基準地震動Ｓ２）としての模擬地震波に基づく動的解析から求められる地震力に対してその安全機能保持ができる設計とする。 クラスＢ：　「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数に、地下部分では水平震度に、それぞれ重要度に応じた係数 1.5を乗じて得られる静的地震力とする。 クラスＣ：　「建築基準法施行令」より求まる層せん断力係数から、地下部分では水平震度から、それぞれ得られる静的地震力とする。 機器・配管については、クラスＡ、Ｂ、Ｃそれぞれについて層せん断力係数に、地下における水平震度及び鉛直震度を20%増とする。 (ﾛ) その他の主要な構造 (1) 本原子炉施設は、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）の要求を満足するとともに、原子力安全委員会が用いている「原子炉立地審査指針」に適合する構造とする。 a.　通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者に対し「原子炉等規制法」に定められている許容基準を超える放射線被ばくを与えないように設計する。更に、国際放射線防護委員会の勧告の精神を尊重し、本原子炉施設から放出される放射性廃棄物による施設周辺の一般公衆に対する被ばく線量を、合理的に達成できる限り低くするとの考え方に基づき設計する。 b.　燃料から放出される放射性物質が施設周辺に放散されるのを防ぐための防壁を何重にも設け、万一事故が起こった場合にも施設周辺の一般公衆の安全を確保するよう設計する。 c.　本原子炉施設は、設計、製作、建設、試験及び検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、万一これらの措置動作が	(ﾛ) その他の主要な構造 ＪＭＴＲを格納する原子炉建家は鉄筋コンクリート造、地下４階、地上１階（一部３階）屋根鋼管造、鉄板貼球面構造円筒形建家とする。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
とられない場合にも、原子炉固有の安全性及び安全保護系の動作により、過渡変化が安全に終止するように設計する。 d.　本原子炉施設は、施設敷地で予想される地震、台風、高潮及び津波等の自然的事象によっても損傷されることのない構造及び配置とする。また、本原子炉施設は、火災発生によりその安全性が損われないよう配慮する。 (2) 本原子炉施設のうち主要な施設である原子炉建家、原子炉制御棟、実験利用棟、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）は、鉄筋コンクリート造り、耐火構造とする。		
ハ．原子炉本体の構造及び設備 原子炉本体は、炉心及び炉心構造物で構成する。炉心は、燃料要素、制御棒（フォロワ型燃料要素付）、照射筒及びベリリウム反射体等で構成し、その形状は円筒形をなす。炉心構造物は、炉心構造体及び重水タンク等で構成する。炉心構造体の一部には、１次冷却材出口配管を取付ける。原子炉本体は、原子炉プール底部に設置する。 (ｲ) 炉　　心 (1) 構造 炉心は、燃料要素（26 体）、制御棒（6 体）、照射筒（5 体）及びベリリウム反射体等で構成する。これらの炉心構成要素を格子板上に配列し、その荷重を格子板及び格子板支持胴を介して原子炉プール底面で支持する構造とする。制御棒案内管は、炉心部及び格子板支持胴を貫通させ、下部遮へい体上部において制御棒駆動機構案内管と連結する。炉心内での発生熱は、炉心上部から流入し、プレナム部出口ノズルより流出する１次冷却材によって除去する。炉心部外周をとりかこむ重水タンクには、重水タンク内の発生熱を除去するための重水循環用の出入口ノズルを設ける。また、重水タンクには、照射孔ノズル、水平実験孔ノズル及び重水ダンプノズル等を設ける。 炉心の主要寸法は以下のとおりである。 炉心の高さ　約 75 cm 炉心等価直径　約 60 cm　（ベリリウム反射体を含む。） (2) 燃料体の最大そう入量 燃料要素数　32 体（フォロワ型燃料要素6 体を含む。） 炉心ウラン量（Ｕ－235 ）　約 14 kg	ハ　原子炉本体の構造及び設備 原子炉本体は、燃料要素、制御棒、反射体要素等の炉心要素及びこれらを支持する炉心構造物からなり、圧力容器に収められる。圧力容器は炉プールの中に収容され水及びコンクリート壁が生体遮へいの役割をしている。 (ｲ) 炉　　心 (1) 構　　造 炉心部は、円柱形で燃料要素、制御棒、ベリリウム枠、反射体要素、ガンマ線遮へい板及び照射実験装置等から構成される。一次冷却水は上方から下向きに流れる。 主要寸法　直　径　156 cm 高　さ　75 cm (2)　燃料体の最大挿入量 燃料要素数　ＬＥＵ炉心　27 体（燃料フォロワ５体を含む） 改良ＬＥＵ炉心　29 体（燃料フォロワ５体を含む） ^{235}Ｕの最大装荷量　11 kg ただし、実験孔中の核燃料物質の量はこれに含めない。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) 主要な核的制限値 最大過剰反応度　0.21 Δk/k 反応度停止余裕（最大反応度制御棒１本引抜時）　0.01 Δk/k 以上 制御棒による最大反応度添加率　7.5×10^{-4} Δk/k/s 実験物による最大の負の反応度　0.037 Δk/k 反応度係数　反応度係数は全運転範囲において正にならないように設計する。	(3) 主要な核的制限値 a 最大過剰反応度　15 %Δk/k ここでいう過剰反応度とは各サイクル運転初期のコールド・クリーンの状態で炉を臨界するために制御棒が吸収している反応度とする。 b 照射試料の制限 ループ ループ内試料の落下又は流出する可能性のある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k以下 ループ内試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k以下 キャプセル キャプセルの事故の際流出するおそれのある部分の等価反応度　＋0.5%Δk/k以下 水力ラビット 試料の挿入、取出しによる反応度の変化　＋0.1%Δk/k以下	停止余裕及び制御棒による反応度変化は、へ、(ハ)制御設備、(3)反応度制御能力の項に記載 反応度係数に関しては、添八の12.核特性、12.2 設計方針、(4)反応度係数の項に「減速材温度係数、減速材ボイド係数及びドプラ係数が負となるようにする。」と記載
(4) 主要な熱的制限値 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化において、燃料板が温度上昇によって損傷を受けないよう燃料芯材最高温度を、ブリスタ発生温度未満になるよう設計する。このため定格出力時に以下の条件を満たすこととする。 燃料芯材最高温度　約 400 ℃	(4) 主要な熱的制限値 a 燃料要素 通常運転時において、炉心内の冷却水の沸騰を抑えるために燃料板表面最高温度を200℃以下とする。 b 冷却水炉心入口温度（最高）　49 ℃ c 照射実験装置 １個のキャプセルの最大発熱量　100 kW	燃料心材最高温度は、添八の2.原子炉本体、2.2 燃料、2.2.2 設計方針、(1) 燃料板の項に「燃料芯材最高温度が、ブリスタ発生温度を超えない設計とする」と、同じく13.熱特性、13.2 設計方針の項に「運転時の異常な過渡変化時において、燃料芯材最高温度は400℃を超えないこと」と記載
(ﾛ) 燃料体 (1) 燃料芯材の種類 燃料芯材の種類　低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金 ウラン２３５濃縮度　約 20 wt% 燃料芯材のウラン密度　約 4.8 g/cm^3	(ﾛ) 燃料体 (1) 燃料材の種類 （低濃縮ウラン燃料） 種　類　ウランシリコンアルミニウム分散型合金（U_3Si_2-Aℓ） 濃縮度　約 20 % ウラン密度　約 4.8 g/cm^3 （以下、低濃縮ウラン燃料を「ＬＥＵ燃料」という。）	
(2) 被覆材の種類 被覆材の種類　アルミニウム合金	(2) 被覆材の種類 （ＬＥＵ燃料） 種　類　アルミニウム合金	

ＪＲＲ－３

(3) 燃料要素の構造

燃料要素は、燃料板、側板（取付板）、ノズル及び把手で構成する。燃料板は、等間隔に側板に配列した構造とする。

主要寸法は以下のとおりである。

a. 標準型燃料要素

燃料板　21　枚

燃料要素寸法　約　76　mm角　ｘ約　1,150　mm

b. フォロワ型燃料要素

燃料板　17　枚

燃料要素寸法　約　64　mm角　ｘ約　880　mm

(4) 燃料集合体の構造

該当事項なし

(5) 最高燃焼度

燃料要素平均の最大値　60　％

ＪＭＴＲ

(3) 燃料要素の構造

a 燃料板

燃料板は、燃料芯材を両側からサンドウィッチ状に被覆材で被覆した板状構造である。

b 標準燃料要素

標準燃料要素は、19枚の燃料板、側板、アダプタ等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。標準燃料要素は、炉内の格子板に挿入され、自立する構造である。ＬＥＵ標準燃料要素には、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

c 燃料フォロワ

燃料フォロワは、16枚の燃料板、側板等から構成される。燃料板間は、冷却材の流路を形成する。燃料フォロワは、上部が中性子吸収体、下部が制御棒駆動機構に結合され、これらは一体となって制御棒案内管内を上下に動く構造である。ＬＥＵ燃料フォロワには、可燃性吸収体としてアルミニウム合金で被覆したカドミウムワイヤが側板に取り付けられる。

次表にａ、ｂ及びｃに関する主要諸元を示す。

燃料種類 ＼ 項目		ＬＥＵ燃料	
		標準燃料要素	燃料フォロワ
燃料芯材厚さ　(mm)		約　0.51	約　0.51
燃料芯材幅　(mm)		約　62	約　50
燃料芯材長さ　(mm)		約 760	約 750
被覆材厚さ　(mm)		約　0.380	約　0.380
燃料板厚さ　(mm)		約　1.27	約　1.27
燃料板幅　(mm)		約　71	約　60
燃料板長さ　(mm)		約 780	約 770
燃料要素寸法　(mm)		約 76×76×1,200	約 64×64×890
^{235}U　量　(g)		約 410	約 275
燃料板枚数		19 枚	16 枚
可燃性吸収体	種　類	カドミウム	カドミウム
	線径　(mm)	約　0.3	約　0.3
	長さ　(mm)	約 760	約 750
	本　数	18 本	16 本

(4) 燃料集合体の構造

該当事項なし

(5) 最高燃焼度

燃料要素平均

ＬＥＵ燃料　60 ％（改良ＬＥＵ炉心）

50 ％（ＬＥＵ炉心）

備考

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(ハ) 減速材及び反射材の種類 (1) 減速材　軽水 (2) 反射材 半径方向　ベリリウム及び重水 軸方向　軽水	(ハ) 減速材及び反射材の種類 (1) 減　速　材　軽　水 (2) 反　射　材　金属ベリリウム	
(ニ) 原子炉容器 (1) 構造 a. 原子炉容器は、原子炉プール及び上部遮へい体で構成する。原子炉プールは、円筒形の鉄筋コンクリート壁構造のプールに鋼製内張をほどこしたものである。原子炉プールには、１次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。通常運転時は、原子炉プール内に軽水を満たし、所定の水位を維持する。原子炉プール上面には、上部遮へい体を設置する。 なお、原子炉プール底面には、制御棒駆動機構案内管用の貫通孔を設ける。 b. 主要寸法 原子炉容器 内　径　約　4.5　m 全　高　約　8.5　m c. 主要材料 母　材　ステンレス鋼及び鉄筋コンクリート d. 支持方法 原子炉プール底部の基礎鉄筋コンクリートにより支持する。 e. 主要ノズル及び貫通孔取付個所 原子炉プールに１次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。また、原子炉プール底部には、制御棒駆動機構案内管が貫通した下部遮へい体を設ける。	(ニ) 原子炉容器 原子炉容器は炉心部を収容する圧力容器である。 (1) 構　造 形　状　円筒形容器 材　料　ステンレス鋼 支持方法　炉プール側壁に埋め込まれた４本の支持脚で圧力容器胴頂部フランジを支持する。 主要な貫通部 一次冷却水入口　胴部 一次冷却水出口　胴部 制御棒駆動機構貫通部　下蓋 ループ貫通部　上蓋、下蓋 計測付キャプセル貫通部　上蓋 核計装検出器案内管　胴部 シュート　胴部 主要寸法 内　径　3 m 高　さ　9.5 m	
(2) 最高使用圧力及び最高使用温度 a. 最高使用圧力　常圧 b. 最高使用温度　約　43　℃	(2) 最高使用圧力及び最高使用温度 設計内圧力　18 kg/cm²G 設計外圧力　2 kg/cm²G 設計温度　90 ℃	
(ホ) 放射線遮へい体の構造 主要な放射線遮へい体は、原子炉プールを形成する鉄筋コンクリート壁、原子炉プール水及び上部遮へい体である。上部遮へい体は、開閉可能な構造とする。	(ホ) 放射線遮へい体の構造 放射線遮へい体としては炉プール水及び炉プール側壁がある。 炉プール　直径　6 m 深さ　12 m 圧力容器上蓋までの深さ　4 m 炉プール側壁（コンクリート壁） 厚さ　2.5 m	
(ヘ) その他の主要事項 なし	(ヘ) その他の主要な事項 該当事項なし	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (ｲ) 核燃料物質取扱設備の構造 (1) 核燃料物質取扱設備は、以下の物で構成し、安全に燃料の取扱いできる構造とする。 燃料搬送装置　一式 使用済燃料取扱装置　一式 使用済燃料移送装置　一式 (2) 未使用燃料は、燃料管理施設の未使用燃料貯蔵庫から搬出し、燃料取扱治具を用いて炉心に装荷する。使用済燃料は、燃料取扱治具を用いて炉心より引抜き、燃料搬送装置を用いて使用済燃料プールに搬出し、使用済燃料貯蔵ラックにおいて貯蔵する。また、長期冷却は、使用済燃料貯槽室及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）において行う。 (ﾛ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (1) 未使用燃料貯蔵設備 a. 構造 未使用燃料貯蔵設備は、燃料管理施設内に設ける。未使用燃料は、未使用燃料貯蔵ラックにそう入して貯蔵し、臨界に達することがない構造とする。 b. 貯蔵能力 未使用燃料受入貯蔵設備　約 150 体 (2) 使用済燃料貯蔵設備 a. 構造 使用済燃料貯蔵設備は、原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設に設ける。原子炉建家内には使用済燃料プールを設け、使用済燃料は使用済貯蔵燃料ラックにそう入して貯蔵する。また、長期冷却のために使用済燃料は、使用済燃料貯槽No.1及び使用済燃料貯槽No.2の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵し、使用済燃料貯蔵施設では、保管孔に貯蔵する。 ただし、使用済燃料貯槽No.2に最大80体までＪＲＲ－２及びＪＲＲ－４の使用済燃料を貯蔵することができる。 b. 貯蔵能力 使用済燃料プール　標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素 130 体 使用済燃料貯槽 No.1　標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素 520 体 及びUO_2燃料、金属天然ウラン燃料 450 体 使用済燃料貯槽 No.2　標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素及びＪＲＲ－2,4の燃料要素 80 体	ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 新燃料要素は、燃料管理室の新燃料貯蔵ラックに貯蔵される。新燃料要素の炉心部への装荷、取出しは専用の燃料取扱具を用いて行う。使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、ＳＦＣプール等の水中に保管される。 照射試料としての核燃料物質は、燃料管理室又は照射準備室に保管される。 照射後は、冷却のためカナル、ＳＦＣプール等に一時保管される。 (ｲ) 核燃料物質取扱設備の構造 主な設備、機器 燃料取扱具 ラック台車 (ﾛ) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力 (1) 新燃料貯蔵施設 燃料管理室に新燃料貯蔵ラックを設けて、新燃料要素を貯蔵する。 燃料管理室の最大貯蔵能力　新燃料要素 400 本 (2) 使用済燃料貯蔵施設 使用済燃料は、使用済燃料ラックに収めて、カナル、ＳＦＣプール等に保管する。保管する使用済燃料は、ＪＭＴＲの運転に供したＬＥＵ燃料及び中濃宿ウラン燃料（初期濃縮度約45％の標準燃料要素及び燃料フォロワ）である。 使用済燃料ラックは臨界となることのないよう十分注意して設計される。 ラックの貯蔵能力 使用済燃料ラック　最大挿入可能本数　燃料要素 20本 カナル等の保管容量 カナル№.１　深さ７ｍ×幅３ｍ×長さ15ｍ ラック60台　保管可能 カナル№.２　深さ７ｍ×幅３ｍ×長さ22ｍ ラック90台　保管可能 ＳＦＣプール　深さ７ｍ×幅３ｍ×長さ６ｍ ラック20台　保管可能 このほか、炉プール、ＣＦプールに一時保管することができる。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
及びUO_2 燃料、金属天然ウラン燃料 450　体 使用済燃料貯蔵施設（北地区）　金属天然ウラン燃料 600　体		
ホ．原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (ｲ)　１次冷却設備	ホ　原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (ｲ)　一次冷却設備 一次冷却系統は主循環系統と精製系統からなり冷却材として軽水を用いて定常運転にて炉心内で発生した熱50MWを熱交換器を介して二次冷却系統に伝えるとともに系内物質の腐食と冷却水の汚染を最低に保つように水質を調整し、さらに冷却水中に含まれる溶存ガス、分解ガスの除去を行う。	
(1)　１次冷却材の種類　軽水	(1)　冷却材の種類　軽水	
(2) 主要な機器及び管の個数及び構造 １次冷却設備は、１ループで構成する。１次冷却材は、原子炉、^{16}N減衰タンク、１次冷却材主ポンプ及び１次冷却材熱交換器を経て原子炉プールに環流する。１次冷却系には、１次冷却材補助ポンプを設け、１次冷却材主ポンプがトリップした場合の炉心冷却に備える。 a.　１次冷却材主ポンプ 型　式　横型遠心式 基　数　２　基 容　量　約　1,200　m^3 /h/ 基 b.　１次冷却材補助ポンプ 型　式　横型斜流式 基　数　２　基 容　量　約 270　m^3 /h/ 基 c.　１次冷却材熱交換器 型　式　シェルアンドチューブ型 基　数　２　基 容　量　約　10　MW／基 d.　^{16}N減衰タンク 型　式　横型円筒式 基　数　１　基 容　量　約　30　m^3	(2)　主要な機器及び管の個数及び構造 a　主循環系統 熱 交 換 器：シェルアンドチューブ型　３基 主循環ポンプ：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、 容量2,000m^3/h/台　台数４台（うち１台予備）、 商用電源駆動２台、商用又は非常用電源駆動２台 緊 急 ポ ン プ：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付、容量420m^3/h/台 台数２台（うち１台予備）、非常用電源駆動 配 管 及 び 弁：ステンレス鋼（接液部） b　精製系統 脱 気 タ ン ク ：竪型円筒式（トレー付） 全容量11m^3　貯水容量５m^3 移 送 ポ ン プ ：横型遠心ポンプ　ダブルメカニカルシール付 台数２台（うち１台予備） イオン交換塔：２床式 系列２系列（うち１系列予備） 充 填 ポ ン プ ：横型遠心ポンプ、メカニカルシール付 台数２台（うち１台予備）	
(3) 冷却材の温度及び圧力 炉心出口温度　約　42　℃　（定格出力時） 炉心入口圧力　約　1　気圧　（定格出力時）	(3)　冷却材の温度及び圧力 原子炉入口温度（最高）　49　℃ 原子炉入口圧力（最高）　15 kg/cm^2G	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(ﾛ) ２次冷却設備 (1) 冷却材の種類　軽水 (2) 主要な機器の個数及び構造 ２次冷却設備は、１ループで構成する。２次冷却設備は、１次冷却材熱交換器及び重水熱交換器等を介して１次冷却材及び重水等と熱交換を行い、冷却塔により熱放散する設備である。 a. ２次冷却材ポンプ 型　式　横型遠心式 基　数　2　基 容　量　約1,600 m^3/h/ 基	(ﾛ) 二次冷却設備 二次冷却系統は、一次冷却系統から熱交換器を介して受けた熱を冷却塔から大気に放散するためのもので、冷却塔、循環ポンプ、補助ポンプなどから構成される。この他系内の腐食を最低に保ち藻などの発生を防止するための水処理設備が付置される。また一次冷却系の原子炉入口温度の制御は二次冷却系統の運転条件を変えることによって行なう。 (1) 冷却材の種類　沪過水 (2) 主要な機器の個数及び構造 冷　却　塔：基　礎　１基 セル数　４セル、ファン４台（内１台非常用電源駆動） 除去熱量 55 MW 循環ポンプ：竪軸斜流ポンプ　台数４台（内１台予備）　商用電源駆動 補助ポンプ：竪軸斜流ポンプ　台数２台（内１台予備） 商用電源停電時非常用電源駆動 水処理設備：塩素注入装置 防食剤注入装置	
(ﾊ) 非常用冷却設備 なし	(ﾊ) 非常用冷却設備 非常用冷却系統は、異常状態において適切な炉心冷却能力を確保するためのものであり、非常用電源駆動の主循環ポンプ、緊急ポンプ、補助ポンプ、サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁及び漏えい水再循環設備からなる。	
(ﾆ) その他の主要な事項 (1) 重水冷却設備 重水冷却設備は、重水の熱除去を行うための設備で、重水ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、重水ダンプ弁及び重水タンクのカバーガスヘリウム系設備で構成する。 a. 重水ポンプ 型　式　横型キャンドモータ型 基　数　1　基 容　量　約 70　m^3 /h b. 重水熱交換器 型　式　シェルアンドチューブ型 基　数　1　基 容　量　約　1　MW c. 重水溢流タンク 基　数　1　基 容　量　約　7　m^3 (2) サイフォンブレーク弁 サイフォンブレーク弁は、冠水維持設備を構成維持する設備として１次冷却系に設ける。	(ﾆ) その他の主要な事項 (1) ＵＣＬ系統 ループの二次冷却系統、ディーゼル発電機、炉外試験設備、制御棒駆動装置などに冷却水を供給する。 冷却材の種類　沪過水 主要な機器　循環ポンプ、揚水ポンプ 高架水槽 冷却塔 (2) プールカナル循環系統 プールカナル内で発生する熱の除去およびプール・カナル水の水質の保持、水位調節を行う。 冷却材の種類　純水（一次側）、沪過水（二次側） 主要な機器　循環ポンプ 熱交換器 イオン交換塔	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) 自然循環弁 自然循環弁は、原子炉低出力運転時の炉心冷却及び原子炉停止後の崩壊熱除去のために設ける。 (4) プール水浄化系設備 プール水浄化系設備は、１次冷却材の浄化を行う原子炉プール水浄化設備と、カナル及び使用済燃料プール水を浄化及び冷却し、水質管理を行うための設備を設ける。その他、使用済燃料貯槽水浄化設備がある。 (5) 軽水貯留設備 軽水貯留設備は、原子炉プール水の給水、貯留を行うための設備である。		
ヘ．計測制御系統施設の構造及び設備 (ｲ) 計　装 (1) 核計装の種類 重水タンク外周部に設置した中性子検出器により、次の３領域に分けて中性子束を測定する。 線源領域　比例計数管　２　チャンネル 広域領域　補償型電離箱　２　チャンネル 補償型電離箱　２　チャンネル 出力領域　補償型電離箱　２　チャンネル (2) その他の主要な計装の種類 原子炉施設のプロセス計装として、１次冷却材の流量、温度、原子炉プール水位等の計装及び制御棒位置指示計装等を設ける。 (ﾛ) 安全保護回路 安全保護回路は、多重チャンネル構成とし、測定変数に対して「１ out of２」方式の回路を形成し、原子炉スクラム及び工学的安全施設の作動等を行う。 (1) 原子炉停止回路の種類 次に示す信号により、原子炉をスクラムさせる原子炉停止回路を設ける。	ヘ　計測制御系統施設の構造及び設備 (ｲ) 計　装 (1) 核計装の種類 核計装は、起動系ならびに対数出力系、線型出力系それぞれ３チャンネルから構成される。また安全動作は“2 out of 3”によって行なう。 起　動　系　核分裂計数管使用　３チャンネル 対数出力系　γ線補償型電離箱使用　３チャンネル 線型出力系　同　上　３チャンネル (2) その他の主要な計装の種類 冷却材圧力、温度、流量、水質、制御棒位置などの計装装置が設けられる。 (ﾛ) 安全保護回路 (1) 原子炉停止回路の種類 制御棒の安全動作にはファーストスクラム、スロースクラム、制御棒挿入、セットバック、制御棒引抜停止がある。 ファーストスクラム：トリップ信号が出てから40ms以内に全制御棒が自重及び水流力で落下を開始する。 スロースクラム：全制御棒が自重及び水流力で落下する。 制御棒挿入：定められた順序により１本ずつ制御棒が挿入される。 セットバック：一定のペリオドにより出力が自動的に低下する。 制御棒引抜停止：制御棒引抜きが停止する。 次表に示す作動条件により安全動作を行う。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
安全系中性子束高（高設定） 安全系中性子束高（低設定） 対数出力炉周期短 １次冷却材流量低 １次冷却材炉心出口温度高 １次冷却材炉心出入口温度差大 原子炉プ―ル水位低 サイフォンブレ―ク弁開 １次冷却材主ポンプ停止 １次冷却材補助ポンプ停止 重水温度高 重水流量低 重水溢流タンク水位高 自然循環弁開 重水ダンプ弁開 実験利用設備異常 電源電圧異常 水平地震動大 鉛直地震動大 安全スイッチ 手動スクラム 燃料事故モニタ高		
(2) その他必要な安全保護回路の種類 次に示す信号により、工学的安全施設を作動させる回路を設ける。 原子炉プ―ル水位低低 燃料事故モニタ高高		

作動条件	制御棒安全動作				
	スクラム		制御棒挿入	セットバック	制御棒引抜停止
	ファースト	スロー			
中性子束上昇 注1	○		○	○	
ペリオド短 注1	○		○		○
地震		○			
計装用電源停電		○			
制御設備電源停電		○			
ランセーフスイッチ		○			
手動		○	○ (同時挿入)	○	
熱出力上昇		○	○	○	
冷却材温度異常		○	○	○	
冷却材圧力異常		○		○	
冷却材流量異常		○		○	
炉プール水位低下				○	
緊急ポンプ停止				○	
緊急ポンプ出口流量低下				○	
制御棒駆動異常		○			
燃料破損 注2		○			
主循環ポンプ商用電源異常		○			
照射設備異常 注3		○	○	○	○

注１　各系統３チャンネルのうち２チャンネル以上が異常を感知したときに作動する（2 out of 3方式）。
注２　３種類の検出系うち、２検出系以上が異常を検知したとき作動する。
注３　照射設備異常は、キャプセル、水力ラビット及びループに異常が発生したときに作動する。

(2)　その他の主要な安全保護回路の種類

a　警　報

中性子束上昇、ペリオド短、計装用電源電圧低下、モニタ異常、プロセス異常、照射設備異常、制御設備電源異常等の警報装置が設けられている。

b　原子炉起動条件

(a)　スクラム、制御棒挿入、セットバック及び制御棒引抜停止の原因がすべて解除されているか又はバイパスされていること。
(b)　起動系の計数率が設定値以上であること。
(c)　全制御棒が下限にあること。
(d)　全中性子束計装が“測定”側のレンジにあり、μμアンメータが最高感度のレンジにあること。

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(ハ) 制御設備 (1) 制御材の個数及び構造 原子炉の反応度制御は、制御棒（微調整棒及び粗調整棒）の位置調整により行う。 a. 個数 微調整棒 2 粗調整棒 4 b. 中性子吸収材の種類 ハフニウム c. 構造 制御棒は、上部の中性子吸収部と下部のフォロワ燃料部で構成する。 中性子吸収部は、ハフニウムを溶接加工したボックス形のもので、これを制御棒案内管内にそう入する。 (2) 制御材駆動設備の個数及び構造 a. 個数 微調整棒用 2 粗調整棒用 4 b. 構造 駆動機構は、駆動モータ、減速機、可動コイル及びボールスクリュ等で構成する。駆動力は、可動コイルに磁気結合されたプランジャの上下駆動による。 c. 駆動方式 通常運転時 ボールスクリュ方式 スクラム時 重力による落下方式 d. そう入時間及び駆動速度 最大そう入時間 約 1 s （スクラム時全ストロークの 80 %そう入時間） 通常そう入、引抜き最大速度 約 30 cm／ min	(e) 核分裂計数管が測定位置にあること。 (f) すべての“ランセーフ”スイッチが“ラン”側にあること。 (g) 照射制御室から“炉運転可”の信号が来ていること。 (h) その他原子炉の安全を確保するに必要と思われる項目が満足されていること。 (ハ) 制御設備 原子炉の反応度を制御するため、制御棒とその駆動機能が設けられる。 (1) 制御棒の個数及び構造 制御棒は粗調整棒、微調整棒、安全棒からなる。 個数 最大 7本 へ(ハ)、(3)項に記載する反応度制御能力を満足する範囲内で増減される。 構成 中性子吸収体、フォロワ、ショックセクションからなる。これは機械的に結合され制御棒案内管内を１体となり上下駆動する。 フォロワには燃料フォロワとベリリュムフォロワがある。 中性子吸収体 材料 ハフニュム 形状 ボックス型 概寸 63mm×63mm×800mm 吸収体厚さ 5mm (2) 制御棒駆動機構の個数及び構造 個数 最大 7個 構造 取付方式：圧力容器を下蓋側から貫通する上下駆動方式 駆動方式：キャンドモータ（リラクタンスモータ）の採用による密封形駆動方式 駆動ストローク：粗調整棒および安全棒 800mm 微調整棒 100～250mm（可変） 最大駆動速度：粗調整棒および安全棒 約200mm/min 微調整棒（最高） 約2,000mm/min スクラム機構：保磁電磁石の励磁電流が切れるとリンクラッチが閉じ駆動機構と制御棒の結合が切れ制御棒は水流力および自重で落下する。 落下加速度：平均１Ｇ以上（流水負荷100%時） 切離し遅れ時間：40 ms以下	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) 反応度制御能力 最大反応度効果を有する制御棒１本が全引抜位置のままそう入できない場合でも、次の能力及び余裕をもたせることとする。 a. 反応度制御能力 0.22 △k/k 以上 （最大過剰反応度のとき） b. 反応度停止余裕 0.01 △k/k 以上 (ニ) 非常用制御設備 (1) 制御材の個数及び構造 制御棒による原子炉停止が不可能な場合でも、重水タンク内の重水をダンプすることにより原子炉を停止できるようにする。 a. 重水ダンプ弁 個 数 2 (2) 反応度制御能力 重水ダンプによる最大の負の反応度添加 約 0.06 △k/k	(3) 反応度制御能力 a 反応度制御効果 (a) すべての制御棒を挿入した状態で実効増倍率を0.9以下とする。 (b) いずれかの制御棒１本を完全に引抜いた状態でも炉心を臨界未満にできるようにする。 b 反応度変化率 0.5 %Δk/k/s以下 (ニ) 非常用制御設備 非常用制御設備としてバックアップスクラム装置が設けられる。 (1) 制御材の個数及び構造 制 御 材 五硼酸ソーダ 約８％水溶液 注 入 量 約2.5 m^3以上 (2) 主要な機器の個数及び構造 ポイズンタンク 1 基 竪型円筒式 容 量 10 m^3（ポイズン 5 m^3、窒素ガス5 m^3） (3) 反応度制御能力 10分以内の約５％Δk/k	
(ホ) その他の主要な事項 (1) 制御棒引抜き阻止 制御棒の異常な引抜きを阻止するために、以下のインターロック回路を設ける。 粗調整棒引抜きインターロック 自動制御運転インターロック (2) ポンプ起動停止 １次冷却材主ポンプ及び１次冷却材補助ポンプの誤起動を阻止するために、以下のインター―ロックを設ける。 自然循環運転インターロック (3) リバ―ス回路 原子炉スクラムに至らない異常時に、原子炉出力の上昇を抑制するためのリバース回路を設ける。 (4) 警報回路 中性子束、温度、流量、圧力及び水位等のプロセス変数が設定値を超えた場合、原子炉建家排気等の放射能が設定値を超えた場合、その他原子炉の安全性に関連する設備が作動した場合に、警報を発する回路を設ける。 (5) 中央制御室 原子炉施設の主要な計装及び制御機器は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御を行う。	(ホ) その他の主要な事項 該当事項なし	ＪＭＴＲの(ﾛ) 安全保護回路を参照

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
ト．放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	ト　放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 ＪＭＴＲから発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。 気体廃棄物は、フィルタを通して排気筒から放出する。 液体廃棄物は、排水系統の貯槽からタンクヤードの廃液タンク等に回収し、放射性物質の濃度を測定した後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、放射性物質の濃度が、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づく線量当量限度等を定める件　」（以下「告示第20号」という。）に定める濃度限度（以下「濃度限度」という。）以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。 固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。 注）　ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成４年３月30日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。（以下同じ。）	
(ｲ)　気体廃棄物の廃棄施設 (1) 構造 a.　原子炉建家及び実験利用棟等 気体廃棄物の廃棄施設は、空気浄化装置、排風機、排気筒及びこれらを結ぶ排気風道で構成する。 原子炉建家、実験利用棟、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設等で発生する放射性廃ガスは、空気浄化装置を通過させたのち、排風機により排気口から大気放出する。大気放出にあたっては、放射性物質の濃度が低いことを確認する。 b.　使用済燃料貯蔵施設（北地区） 使用済燃料は、保管孔内で密封貯蔵するため気体廃棄物の放出はないが、放出の必要が生じた場合は、空気浄化装置を通過させたのち、排風機により排気口から大気放出する。	(ｲ)　気体廃棄物の廃棄施設 気体廃棄物の廃棄施設は、通常排気設備、照射実験用排気設備及び非常用排気設備からなる。 (1)　構　造 通常排気設備 固形物捕集フィルタ 排　風　機　　商用電源駆動 照射実験用排気設備 固形物捕集フィルタ チャコールフィルタ 排　風　機　　商用電源駆動 非常用排気設備 固形物捕集フィルタ チャコールフィルタ 排　風　機　　非常用電源駆動 各設備共用として排気筒１基を設ける。	
(2) 廃棄物の処理能力 廃棄施設は、発生する気体廃棄物のうち、放射能低減を要するものを通常運転時、本原子炉施設外放出が可能な程度にまで低減させるのに十分な能力を有するものとする。	(2)　廃棄物の処理能力 ろ過能力 固形物捕集フィルタ　　固形物の捕集　90%以上 チャコールフィルタ　　よう素の捕集　90%以上 処理能力 周辺地域における空気中の放射性物質の濃度が３月間の平均濃度として昭和63年７月26日科学技術庁告示第20号に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度の1/3以下とする能力を有する。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) 排気口の位置 a. 原子炉建家及び実験利用棟等 排気筒の位置　原子炉建家北東側約30 m 排気筒の地上高さ　約 40 m b. 使用済燃料貯蔵施設（北地区） 排気筒の位置　貯蔵施設東側外壁 排気筒の地上高さ　約 16 m	(3) 排気口の位置 高さ80mの排気筒の先端	
(ﾛ) 液体廃棄物の廃棄施設 (1) 構造 a. 原子炉建家及び実験利用棟等 液体廃棄物の廃棄施設は、排水ピット、排水ポンプ及び廃液貯槽等で構成する。原子炉建家等から排出される放射性廃液は、一時廃液貯槽に貯留し、放射能濃度に応じて排水溝又は放射性廃棄物処理施設に輸送し処理する。また、原子炉プール水の大量排水にあっては、放射性物質の濃度が許容濃度以下であることを確認の上、排水溝へ排出する。 b. 使用済燃料貯蔵施設 液体廃棄物は、貯蔵施設内の低レベル廃液貯槽に一時貯留したのち、放射性物質の濃度が許容濃度以下であることを確認の上処理する。	(ﾛ) 液体廃棄物の廃棄設備 液体廃棄物の廃棄設備は、排水系統及びタンクヤードからなる。 (1) 構　造 排水系統 第１排水系　貯　槽 排水ポンプ 第２排水系　貯　槽 排水ポンプ 第３排水系　貯　槽 排水ポンプ 固液を分離するろ過層を設ける。 第４排水系　貯　槽 排水ポンプ タンクヤード 廃液タンク　貯　槽 排水ポンプ 第４排水系ピット　排水ピット 排水ポンプ	
(2) 廃棄物の処理能力 排水ピット及び廃液貯槽等の貯留容量は、通常運転時に発生が予想される最大の廃液量に十分対処できるものとする。	(2) 廃棄物の処理能力 貯槽容量 第１排水系貯槽　約 180 m^3　１基 第２排水系貯槽　約 20 m^3　２基 第３排水系貯槽(Ⅰ)　約 200 m^3　１基 第３排水系貯槽(Ⅱ)　約 220 m^3　１基 第４排水系貯槽　約 20 m^3　１基 廃液タンク　約 40 m^3　２基 約 25 m^3　１基 約 10 m^3　２基 約 5 m^3　２基 第４排水系ピット　約 10 m^3　１基 処理能力 第４排水系ピットの下流側の排水口から一般排水管へ放出する場合、排水口における放射性物質の濃度を濃度限度以下とする能力を有する。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(3) 排水口の位置 本原子炉施設の排水口は、本研究所の第２排水溝に接続する。	(3) 排水口の位置 本原子炉施設の排水口の位置は、タンクヤードの放流管がタンクヤード西側の一般排水管と接続する位置及び第４排水系ピットの放流管がタンクヤード南側の一般排水管と接続する位置とする。	
(ﾊ) 固体廃棄物の廃棄設備 (1) 構造 固体廃棄物の発生源は、主に照射用キャプセル、使用済フィルタ及び使用済イオン交換樹脂等である。固体廃棄物は、放射能レベルに応じて高、中、低レベルに区分し、固体廃棄物一時保管室に集積処理したのち、放射性廃棄物処理施設に運搬し、処理する。撤去に伴い発生する固体廃棄物は、大型廃棄物保管庫等に保管廃棄する。 (2) 廃棄物の処理能力 固体廃棄物一時保管室は、発生が予想される最大の固体廃棄物量を貯蔵するに十分な能力を有する。	(ﾊ) 固体廃棄物の廃棄設備 該当事項なし	
チ．放射線管理施設の構造及び設備 本原子炉施設周辺の一般公衆及び従事者の安全管理を確実に行うための放射線管理施設を以下のように設ける。 (ｲ) 屋内管理用の主要な設備の種類 (1) 放射線監視設備 作業環境モニタリング設備　一式 放射線サ―ベイ設備　一式 (2) 放射線管理関係設備 従事者等の出入管理及び被ばく管理並びに汚染の管理等を行うため、出入管理設備、個人被ばく管理設備、汚染管理設備及び放射能測定設備を設ける。 (ﾛ) 屋外管理用の主要な設備の種類 排気筒モニタリング設備　一式 固定モニタリング設備　一式 気象観測設備　一式	チ 放射線管理施設の構造及び設備 (ｲ) 屋内管理用の主要な設備の種類 (1) エリアモニタ ガンマ線エリアモニタ 中性子線エリアモニタ (2) 水モニタ 冷却水モニタ 排水モニタ (3) ガスモニタ 室内ガスモニタ 室内ガスモニタ（ダクト用） 排気ガスモニタ (4) ダストモニタ 室内ダストモニタ 室内ダストモニタ（ダクト用） 排気ダストモニタ 各モニタの検出器からの信号は制御室に集められ、モニタ監視盤で指示、記録を行い、所定の指示値になったとき警報を発する。 (ﾛ) 屋外管理用の主要な設備の種類 気体廃棄物、液体廃棄物を監視するための排気モニタ、排水モニタを設ける。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
リ．原子炉格納施設の構造及び設備 (ｲ) 構造 原子炉格納施設は、原子炉建家からなり、その基礎は岩盤で支持する。原子炉建家は、放射性物質の放散抑制上必要とする気密性を持たせる。 型　式　鉄骨構造鉄板張ドーム屋根 鉄筋コンクリート円筒構造壁 寸　法 内　径　約　32　m 全　高　約　27　m　（地上高さ） 主要貫通部　配管貫通部、ダクト貫通部、電気配線貫通部、トラックエアロック、パーソナルエアロック、実験利用設備貫通部 (ﾛ) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率 設計圧力　常圧 設計温度　常温 漏えい率　10 %／日以下（原子炉建家内負圧約 20　mm 水柱） (ﾊ) その他の主要な事項 (1) 原子炉建家換気空調設備 通常運転時に原子炉建家内の空気の温度調和及び放射性物質の除去低減のための設備を設ける。 空気調和機 基　数　1　基 容　量　約 46,000　m^3 /h 排気系排風機 基　数　4　基 容　量　約 46,000　m^3 /h 空気浄化装置 基　数　3　基 容　量　約　50　%/基（炉室排気系） 約　100 %/基（実験利用設備排気系） (2) 非常用排気設備 非常用排気設備は、事故時に放射性物質の環境への放出を抑制する。 空気浄化装置 基　数　2　基 容　量　約 100 %／基 よう素除去効率　97　%以上 排風機 基　数　2　基 容　量　約90　m^3 ／h	リ　原子炉格納施設の構造及び設備 (ｲ) 構　造 原子炉を格納する原子炉建家は円筒型鉄筋コンクリート造り、屋根部は鋼管造鉄板貼球面構造で半気密構造とする。 主要な寸法　直　径　41 m 高　さ　地上 20 m 地下 23 m (ﾛ) 設計圧力及び設計温度並びにろうえい率 設計内圧　常　時　負圧　水柱 10 mm 短　期　負圧　水柱 15 mm（試験圧） 設計温度　常　温 ろうえい率　100 %/day以下（設計内圧において） (ﾊ) その他の主要な事項 換気設備を設け、常時建家内を負圧（水柱７mm程度）に保持する。	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
ヌ．その他原子炉の附属施設の構造及び設備 (ｲ) 非常用電源設備の構造 (1) 蓄電池 型　式　アルカリ蓄電池 数　量　１式 主要負荷　安全保護系 非常用排気設備 １次冷却材補助ポンプ (2) 非常用発電機 台　数　２台 起動時間　約 60 s 容量は、商用電源が完全に喪失した場合でも蓄電池及び非常用発電機で原子炉を安全に停止し、炉心を冷却するために必要な負荷をまかなえるものとする。	ヌ その他原子炉の附属施設の構造及び設備（ｲ） 非常用電源設備の構造 ディーゼル発電機　台　数　２台（うち１台予備） 電気出力　1,750 kVA/台 主要な負荷 非常用冷却設備 非常用排気設備 計測制御設備 制御棒駆動装置 蓄　電　池　組　数　２（フローティング方式） 主な負荷　バックアップスクラム装置	
(ﾛ) 主要な実験利用設備 実験利用設備は、水平実験孔設備及び照射利用設備並びに冷中性子源装置（以下「ＣＮＳ」という。）等からなる。 (1) 水平実験孔設備 水平実験孔　9 本（うち 1本は、ＣＮＳ用） (2) 照射利用設備 a. 水力照射設備 照射筒　2 本 冷却材の種類　軽水 照射する核燃料物質の種類及び最大量　約 0.5 g 235Ｕ相当量 約 0.5 g Ｐｕ b. 気送照射設備 照射筒　2本 冷却材の種類　窒素ガス 照射する核燃料物質の種類及び最大量　約 0.05g 235Ｕ相当量 約 0.05g Ｐｕ c. 放射化分析用照射設備 照射筒　1 本 冷却材の種類　窒素ガス d. 均一照射設備 照射筒　1 本 冷却材の種類　軽水 e. 回転照射設備 照射筒　1 本 冷却材の種類　軽水 照射する核燃料物質の種類及び最大量　約 15g 235Ｕ相当量	(ﾛ) 主要な実験設備の構造 (1) キャプセル照射装置 任意の炉心格子位置に装荷することができる。反射体要素をキャプセルホールダとして使用することができるが、専用のキャプセルホールダを使用することも可能である。 事故により破損した場合のエネルギ放出により炉心に大きな損傷を与えないようなものに制限するとともに、さらに、ハ、(ｲ)、(3) 主要な核的制限値及び(4) 主要な熱的制限値に記載した制限値以内のものとする。 最大装荷数量 燃料領域のキャプセル・ホールダ　8 個 反射体領域のキャプセル・ホールダ　100 個 照射試料 １個のキャプセルの最大発熱量が100kWに相当する量以下のもの (2) 水力ラビット 圧力容器を貫通してとりつけられ、原子炉運転中においても、照射試料の挿入、取出しの可能な構造とする。照射試料は専用のホールダに挿入され、水流力によって、取出しを行なう。 最大装荷数量　3 冷却材の種類　純水 照 射 試 料　挿入、取出しにともなう反応度変化が＋0.1％Δk/kに相当する量以下のもの (3) ループ照射装置 圧力容器を貫通して取り付けられ、原子炉とは独立の冷却系統設備を有する。破損事故が生じても、運転状態において＋0.5％Δk/k以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(ｲ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
約 15g　Ｐｕ f.　垂直照射設備 照射筒　10本 冷却材の種類　軽水 照射する核燃料物質の種類及び最大量　約 15g 235Ｕ相当量 約 15g　Ｐｕ (3) ＣＮＳ 照射筒（真空容器）　1本 減速材　液体水素 冷媒　低温ヘリウム (4) その他の附属設備 実験附属施設として、原子炉建家及び実験利用棟に詰替セルを設ける。	将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。 5％Δk/k以上の反応度が加わらないようにする。さらに照射試料についてはハ、(イ)、(3) 主要な核的制限値に記載した制限値以内のものとする。熱的制限値については、将来取り付けられるそれぞれのループごとにその冷却能力との関連で決定する。 最大装荷数量　6 a　シュラウド照射装置「ＯＳＦ－１（大洗シュラウド照射装置１号）」 炉心格子位置　Ｄ－９ 冷　却　材 種　類　軽水 最高使用圧力　18 kg/cm^{2}G 最高使用温度　90 ℃ 主 要 機 器 炉　内　管　型式　３インチ垂直管 寸法　約 69 mmφ（炉心部外径） 材質　ステンレス鋼及びジルコニウム合金、又はステンレス鋼 台数　１基 冷　却　系 循環ポンプ　形式　キャンドモータポンプ 流量　約 2 m^3/h 台数　２台 精　製　塔　形式　混床式非再生型イオン交換塔 台数　１基 サージタンク　形式　竪型円筒式 容量　約 70 ℓ 台数　１基 ディケイタンク　形式　竪型円筒式 容量　約 150 ℓ 台数　１基 熱 交 換 器　形式　シェルアンドチューブ型 台数　１基 キャプセル交換機　台数　１台 計測制御系集中操作盤　台数　１基 照射する核燃料物質 種　類　ウラン（再照射燃料を含む） 量　熱出力 30 kW相当量以下 形　態　キャプセルに封入する 原子炉に対する安全保護動作　スロースクラム	

ＪＲＲ－３	ＪＭＴＲ	備考
(ハ)　その他の主要事項 (1) 重水を貯蔵するために、重水保管タンクを設ける。 重水保管タンク設備　一式	(ハ)　その他の主要な事項 該当事項なし	
	照射後試料等など、高放射性物質取扱いのためホットラボをＪＭＴＲ炉室南側に附設しカナルにより連絡させる。 ホットラボ施設は、鉄筋コンクリート地下１階、地上１階で１階にはホットケーブ、材料試験用ケーブなどの試験設備を設け、地下１階にはこれらケーブの運転に必要な給排気、給排水設備を設ける。	共通編から
申請書添付参考図面目録 第 1図　建家配置図 第 2図　原子炉建家概要図 第 3図　建家平面図（１階） 第 4図　建家平面図（地階） 第 5図　建家断面図（Ａ－Ａ断面） 第 6図　建家断面図（Ｂ－Ｂ断面） 第 7図　原子炉制御棟建家平面図 第 8図　原子炉本体平面図 第 9図　原子炉本体断面図 第10図　燃料要素 第11図　主要な冷却設備系統説明図 第12図　原子炉出力制御系統説明図 第13図　原子炉保護設備説明図 第14図　制御棒駆動装置概要説明図 第15図　放射性廃棄物廃棄施設系統説明図 第16図　原子炉建家換気空調設備系統説明図	参考図面一覧表 第１図　ＪＭＴＲ建家配置図 第２図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（断面１） 第３図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（断面２） 第４図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（クレーンレール階） 第５図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（２階） 第６図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（中２階） 第７図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（１階） 第８図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（地下１階） 第９図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（地下２階） 第10図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（地下３階） 第11図　ＪＭＴＲ炉室内配置図（地下４階） 第12図　原子炉本体の概要図 第13-1図　ＬＥＵ炉心配置図（一例） 第13-2図　改良ＬＥＵ炉心配置図（一例） 第14図　標準燃料要素概要図 第15図　主要な冷却系統の概要図 第16図　計測制御系統の概要図 第17図　安全保護回路の概要図 第18図　制御棒駆動機構の概要図 第19図　液体廃棄物処理系統図 第20図　原子炉建家換気設備概要図 第21図　日本原子力研究所大洗研究所近郊図 第22図　ＯＳＦ－１の概要図 第23図　ＯＳＦ－１の炉内管構成図	

<table>
<tr><th>ＪＲＲ－３</th><th>ＪＭＴＲ</th><th>備考</th></tr>
<tr><td>６．原子炉施設の工事計画
省略</td><td>六　原子炉施設の工事計画
省略</td><td></td></tr>
<tr><td>７．原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量
<table>
<tr><th>原子炉の名称</th><th>種　　類</th><th>年間予定使用量</th><th>備　　考</th></tr>
<tr><td>ＪＲＲ－３</td><td>濃縮ウラン
（濃縮度約20％）
ｳﾗﾝｼﾘｺﾝｱﾙﾐﾆｳﾑ
分散型合金</td><td>U・・・・約63kg
235U・・約13kg</td><td>炉心装荷量235U約14kg／炉心
年間取替数　約0.9炉心</td></tr>
</table>
＊　年間予定使用量には加工上のロス分を含む。</td><td>七　原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量
<table>
<tr><th>原子炉の名称</th><th>種　　類</th><th>年間予定使用量</th><th>備　　考</th></tr>
<tr><td>ＪＭＴＲ</td><td>濃縮ウラン
（濃縮度約20％）
ウランシリコン
アルミニウム
分散型合金</td><td>U 約330 kg
^{235}U 約 66 kg</td><td>最大装荷量　^{235}U 約11kg／炉心
年間取替数　約　６　炉心
最高燃焼度　燃料要素平均
60％(改良LEU炉心)
50％(LEU炉心)</td></tr>
</table></td><td></td></tr>
<tr><td>８．使用済燃料の処分の方法
<table>
<tr><th>施設名</th><th>処分の方法</th></tr>
<tr><td>ＪＲＲ－３</td><td>使用済燃料は、わが国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者である英国British Nuclear Fuels Ltd.又は米国のエネルギー省に委託して再処理を行う。
低濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金燃料体の濃縮ウランは当研究所で引取るか、プルトニムは原則として回収しない。
金属天然ウラン材料のプルトニムは当研究所で引取るが劣化ウランは回収しない。
なお、動力炉・核燃料開発事業団から貸与を受けたものの再処理については、あらかじめ同事業団の同意を得る。
破損燃料等で再処理できないものは、当研究所の廃棄物処理施設に保管廃棄する。</td></tr>
</table></td><td>八　使用済燃料の処分の方法
<table>
<tr><th>原子炉施設</th><th>処　分　の　方　法</th></tr>
<tr><td>ＪＭＴＲ</td><td>日本国政府から貸与を受けている燃料は、日本国政府の指示に従い返還する。
当研究所所有の使用済燃料は、わが国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者である英国のBritish Nuclear Fuels Ltd.又は米国のエネルギ省に委託して再処理　を行う。濃縮ウランは当研究所で引き取るが、プルトニウムは原則として回収しない。
破損燃料等で再処理できないものは、ＪＭＴＲのカナル又はＳＦＣプールに保管する。</td></tr>
</table></td><td></td></tr>
</table>

付録5　使用済イオン交換樹脂の取り扱いについて

使用済イオン交換樹脂は、（原子炉設置許可の本文五、ト　放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備、(ﾛ)　液体廃棄物の廃棄設備に記載されている）第３排水系の貯槽（第３排水系貯槽（Ⅰ）及び第３排水系貯槽（Ⅱ））で、（添付書類八の7.放射性廃棄物の廃棄施設、7.2 液体廃棄物の廃棄設備の項に記載されているように）イオン交換塔の使用済樹脂やフィルタ、ストレーナ等の放射性汚染した固体粒子や懸濁物等を含む液体として貯蔵される。これを廃棄する場合は、（添付書類九の4. 放射性廃棄物処理、4.2　ＪＭＴＲ原子炉施設における放射性廃棄物処理、4.2.3　固体廃棄物処理、4.2.3.1　固体廃棄物の発生源の項に記載されているように）必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡すこととなるが、この場合において、使用済イオン交換樹脂は、（添付書類八の7.放射性廃棄物の廃棄施設、7.2　液体廃棄物の廃棄設備の項に記載されているように）固体廃棄物として取り扱うことになる。

ただし、今までに第３排水系の貯槽に貯留している使用済イオン交換樹脂の廃棄は（添付書類八の7.放射性廃棄物の廃棄施設、7.2　液体廃棄物の廃棄設備の項に記載にもあるように）行ったことがない。

本文五

ト　放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

(ﾛ)　液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備は、排水系統及びタンクヤードからなる。

(1)　構　造

排水系統

第１排水系	貯　　槽
	排水ポンプ
第２排水系	貯　　槽
	排水ポンプ
第３排水系	貯　　槽
	排水ポンプ
	固液を分離するろ過層を設ける。
第４排水系	貯　　槽
	排水ポンプ

タンクヤード

廃液タンク	貯　　槽
	排水ポンプ
第４排水系ピット	排水ピット
	排水ポンプ

(2)　廃棄物の処理能力

貯槽容量

第１排水系貯槽	約 180 m^3	１基
第２排水系貯槽	約 20 m^3	２基
第３排水系貯槽（Ⅰ）	約 200 m^3	１基
第３排水系貯槽（Ⅱ）	約 220 m^3	１基
第４排水系貯槽	約 20 m^3	１基
廃 液 タ ン ク	約 40 m^3	２基
	約 25 m^3	１基

約　10 m³　２基
約　 5 m³　２基
第４排水系ピット　　約　10 m³　１基

添付書類八
7.　放射性廃棄物の廃棄施設
7.2　液体廃棄物の廃棄設備

配管を用いて集めるものは、次のいずれかの排水系に分類される。

第１排水系：一次冷却系統、プールカナル循環系統等、純水を使用する系統からの液体のためのもので、これらの系統の保有水を一時貯留する機能も有し、一次冷却系統のフラッシング及びｐＨ測定用の分流等も受け入れる系である。

第２排水系：主として照射実験装置から発生する液体廃棄物を対象とし、ときには保守及び除染作業からのもの等、原則として溶存固形物含量が高く、しかも高度の放射性汚染の頻度の高い液体廃棄物のためのものである。

第３排水系：イオン交換塔の使用済樹脂（純水補給系統のものを除く。以下「廃樹脂」という。）やフィルタ、ストレーナ等の放射性汚染した固体粒子や懸濁物等を含む液体のためのものである。貯槽内において固体粒子や懸濁物と液体とを分離する。分離された固体粒子や懸濁物は固体廃棄物として取り扱うことになるが、通常は貯槽から取り出すことは特に行わず、貯槽がこれらのもので一杯になれば貯槽を増設する。

第４排水系：常時は放射性汚染がないが、事故時に汚染するおそれのあるものを対象とする。

添付書類九
4.　放射性廃棄物処理
4.2　ＪＭＴＲ原子炉施設における放射性廃棄物処理
4.2.3　固体廃棄物処理
4.2.3.1　固体廃棄物の発生源

使用済イオン交換樹脂は第３排水系の貯槽に貯蔵し、必要に応じて廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済フィルタはビニールシート等で梱包し、また、雑固体廃棄物は、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収容するか、又はビニールシート等で梱包する等、それぞれ放射性物質の飛散防止措置を施し、線量当量率を測定した上で、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

その他、改修工事などによって発生する大型の固体廃棄物は、専用ドラム缶等に収納し、雑固体廃棄物と同様に取り扱う。

4.2.3.2　固体廃棄物の発生量

ＪＭＴＲ本体及び照射設備から発生する固体廃棄物の推定発生量を第4.2.2表に示す。

第4.2.2表　固体廃棄物の年間推定発生量

(JMTR)

廃　　棄　　物	排出量（m³/y）
使用済イオン交換樹脂	12
使用済フィルタ	40
雑固体廃棄物	60
その他改修廃棄物	0.5

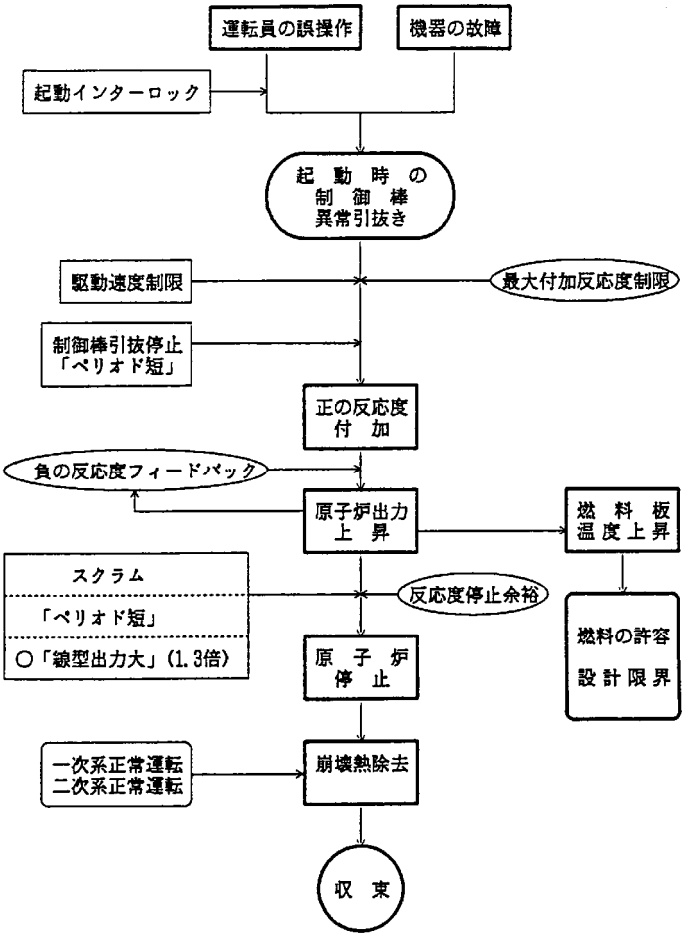
以　上

付録6

設置変更許可申請書添付書類十における安全評価に関する解析条件について

評価事象		想定条件	スクラム要因	解析条件*1			
				安全保護系	原子炉停止系	原子炉冷却系*2	工学的安全施設 (放射能の閉じ込めを含む)
運転時の異常な過渡変化	起動時における御棒棒の異常な引抜き	原子炉起動時の誤操作による粗調整棒2本の同時連続引抜き	「線形出力大」 (1.3倍)	「線形出力大」検出系(線形出力系)は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。	原子炉のスクラムによって付加される反応度は、最大反応度効果を有する制御棒1本が完全引抜き位置に固着し、落下しないと仮定した値を用いる。	一次、二次系は正常運転を継続する。	該当しない。
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	原子炉出力運転中の故障による微調整棒の引抜き					
	照射試料による反応度付加	原子炉出力運転中の照射試料移動					
	冷水導入による反応度付加	出力上昇中に二次系起動					
	一次冷却水の流量低下	主循環ポンプ1台のトリップ	「原子炉出入口圧力差小」 (216ｋPa)	「炉心流量低」によるスクラムを期待しない。		主循環ポンプ2台、緊急ポンプは運転を継続、二次系は正常運転を継続する。	
	二次冷却水の流量低下	二次冷却系統循環ポンプ1台のトリップ	「原子炉出口温度高」 (60℃)	「原子炉入口温度高」による制御棒挿入を期待しない。		一次系は正常運転を継続、二次系循環ポンプ2台は運転を継続する。	
	商用電源喪失	主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプの停止	「主循環ポンプ商用電源異常」	「主循環ポンプ商用電源異常」検出系は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。		非常用電源駆動主循環ポンプ1台、緊急ポンプ、二次系ファン1台は運転を継続、二次系補助ポンプが起動する。*3	
	一次冷却系統の異常な減圧	圧力サージタンク窒素ガス排出弁開故障	「原子炉入口圧力低」 (1.18MPa)	「原子炉入口圧力低」検出系は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。		主循環ポンプ2台は停止、緊急ポンプは運転を継続、非常用電源駆動主循環ポンプ1台は5分間運転、二次系は正常運転を継続する。	
事故	照射実験設備の破損による反応度の異常な付加	原子炉運転中の照射設備の破損	「線形出力大」 (1.3倍)	「線形出力大」検出系(線形出力系)は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。		一次、二次冷却系統は正常運転を継続する。	
	一次冷却水流出事故	一次冷却系統配管破損 (商用電源喪失仮定)	「原子炉入口圧力低」 (1.18MPa)	「原子炉入口圧力低」検出系は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。		主循環ポンプ2台は停止、緊急ポンプ、二次系ファン1台は運転を継続、非常用電源駆動主循環ポンプ1台は5分間運転、二次系補助ポンプが起動する。	サイフォンブレーク弁、炉プール連通弁は自動開、漏えい水再循環設備の排水ポンプ3台が自動起動し、炉心の冠水状態を維持する。*4
	主循環ポンプ軸固着事故	主循環ポンプ1台の軸固着	「原子炉出入口圧力差小」 (216kPa)	「炉心流量低」によるスクラムを期待しない。		主循環ポンプ2台、緊急ポンプが運転を継続、二次系は正常運転を継続する。	該当しない。
	二次冷却系循環ポンプ軸固着事故	二次冷却ポンプ1台の軸固着	「原子炉出口温度高」 (60℃)	「原子炉入口温度高」による制御棒挿入を期待しない。		一次系は正常運転を継続、二次系循環ポンプ2台は運転を継続する。	
	炉心流路閉塞事故	燃料要素の1流路の完全閉塞	「燃料破損」 (バックグラウンドの20倍)	「燃料破損」検出系は多重化されているので、単一故障によってその安全機能は損なわれない。	定常解析	該当しない。	通常排気系、主循環ポンプ2台、脱気ブロアは停止、主循環系統、精製系統は隔離され、核分裂生成物の大気への放出を最小限にくい止める。*5
	燃料取扱事故	取扱中の使用済燃料の落下による損傷	該当しない。	該当しない。	該当しない。	該当しない。	該当しない。

*1 LEU炉心及び改良LEU炉心について、起動時から定格出力運転期間において、解析結果が厳しくなる運転条件を選定している。
*2 事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器は、単一故障を仮定しない。
*3 二次系補助ポンプは商用電源喪失時に自動起動する(予備機1台を含む2台から構成され、待機設備の起動不良を回避している)。
*4 サイフォンブレーク弁は2個並列、炉プール連通弁は3個並列に設けられており、漏えい水再循環設備の排水ポンプは予備機1台を含む4台から構成される。これらの弁及びポンプは非常用電源設備から受電される。
*5 主循環系統から精製系統への入口、出口弁、脱気ブロア部の弁が自動閉となる。これらの弁は非常用電源設備から受電される。精製系への入口、出口弁の二つの弁の自動閉によって核分裂生成物(FP)の精製系統への流入は防げる。
入口、出口弁のいずれか一方の弁の単一故障の場合、もう一方の弁の自動閉によって精製系へのFPの流入はほぼ防げるが、さらに脱気ブロア部の弁の自動閉によって放射能の閉じ込め機能は損なわれることはない。



第2図　「起動時における制御棒の異常な引抜き」事象の推移

第４表　起動時における制御棒の異常な引抜きの解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	原子炉起動時の粗調整棒２本の同時引抜き時における誤操作による連続引抜き	
	解析コード	ＥＵＲＥＫＡ－２	
	単一故障条件	なし（線型出力系の多重化）	
	原子炉初期出力	0.5 mW	未臨界状態出力
	反応度付加率	0.15%Δk/k/s	粗調整棒２本引き抜き
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（最高出力レンジ 500kWの130%）	

		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　5.8 s	
	原子炉出力	約　23.7MW	
	燃料芯材最高温度	約　119 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　110 ℃	
	被覆材熱応力	約　1.3 kg/mm²	耐力(5.3kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約　68 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	＞ 2.6（定格出力運転時）	1.5以上である。

[運転時の異常な過渡変化]2.2 起動時における制御棒の異常な引抜き

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	原子炉起動時の誤操作による粗調整制御棒の連続引抜き	
	解析コード	EUREKA-2	
	原子炉初期出力	0.5mW(未臨界状態出力)	
	反応度付加率	0.15 %Δk/k/s	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	$(-1.8\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.7\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]
	減速材ボイド係数	$(-1.8\sim-2.4)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]	$(-1.7\sim-2.5)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]
	ドプラ係数	$(-1.4\sim-1.9)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.3\sim-2.0)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41, 標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	線型出力系(線型出力系の多重化により機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	線型出力系線型出力大(最高出力 レンジ 500kW の 130%)	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	−	約 5.7		約 5.8
	原子炉最高出力 (MW)	−	約 45.7		約 23.7
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 179	約 167	約 119
	燃料板表面最高温度 (℃)	−	約 159	約 148	約 110
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 81	約 79	約 68
	最小 DNBR	≧1.5	3.3 以上(4.3)	2.8 以上(3.6)	2.6 以上(6.7)
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 26	約 24	約 13

解析結果の違いについて

本事象では, 起動時に制御棒が異常に引き抜かれ, 炉心に正の反応度が付加され, 炉出力が上昇する. 解析では保守的に, 事象開始からスクラムが終了するまでの間、0.15%Δk/k/s の反応度が付加されるものとしている.

・スクラム値到達時間: 改良 LEU 炉心<LEU 炉心 ←改良 LEU 炉心の β_{eff} が僅かに小さく, 正の反応度付加による出力上昇が僅かに速くなるため.

・原子炉最高出力: 改良 LEU 炉心が高い. ←スクラム反応度:小によりスクラム後の出力抑制効果が小.

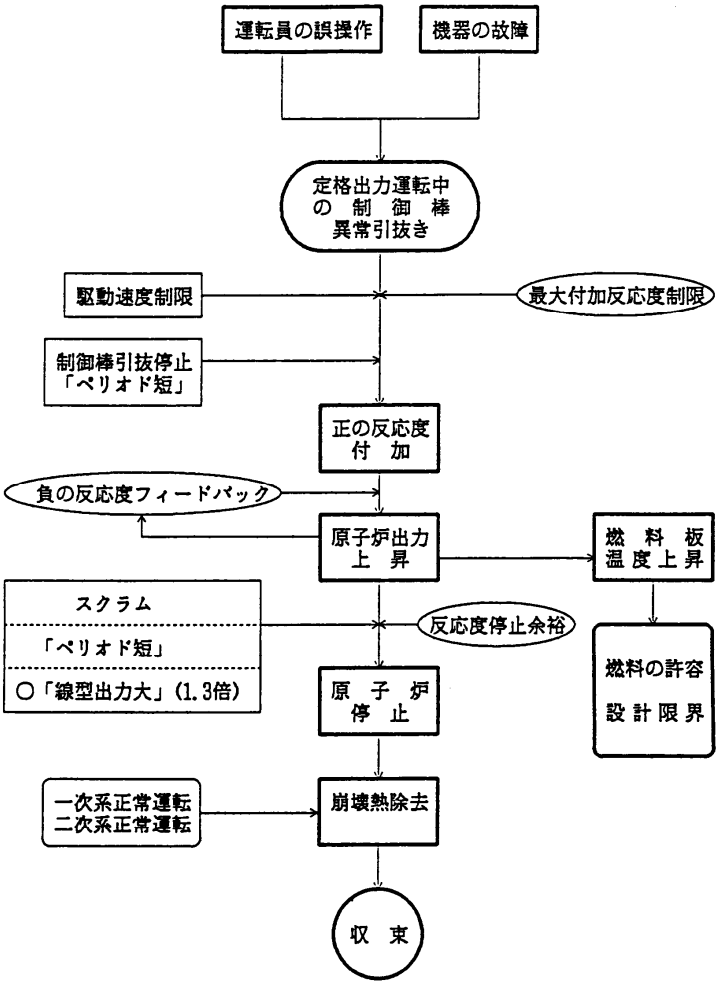
・燃料温度:改良LEU炉心の燃料フォロワが最も高い. ←平均熱流束と核的熱水路係数の積に比例する局所出力密度が最も大きいため.

・冷却水出口温度: 改良 LEU 炉心の燃料フォロワが最も高い. ←改良 LEU 炉心の最高出力が高く, 同じ改良 LEU 炉心では燃料フォロワの方がチャンネル当たりの発熱量(軸方向の積分値)が大きいため.

・最小 DNBR: LEU 炉心が最も厳しくなる. ←燃料フォロワより標準燃料要素の方が発熱有効長が長いため, DNB 熱流束が小さく, DNBR も小さい. 標準燃料要素同士の比較で, LEU 炉心の方が核的熱水路係数が大きいため.

・被覆材熱応力:燃料フォロワが最も大きい. ←燃料板内の温度差が大きいため.

(なお, 燃料最高温度は 0.25 秒の間に初期値約 49℃から 179℃まで上昇し, この間の燃料板内部の温度差は最大で 21.3℃である.)



第4図　「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」事象の推移

第５表　出力運転中の制御棒の異常な引抜きの解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の自動制御回路・駆動回路故障による微調整棒の引抜き	
	解析コード	ＥＵＲＥＫＡ－２	
	単一故障条件	なし（線型出力系の多重化）	
	原子炉初期出力	50　MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.5 %Δk/k/s	微調整棒１本引き抜き
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（定格値50MWの130%）	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　0.5 s	
	原子炉出力	約　67.3MW	
	燃料芯材最高温度	約　249 ℃	プリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　217 ℃	
	被覆材熱応力	約　4.4 kg/mm²	耐力(5.3kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約　117 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　1.9	1.5以上である。

[運転時の異常な過渡変化] 2.3 出力運転中における制御棒の異常な引抜き

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	出力運転中の誤操作による微調整制御棒の連続引抜き	
	解析コード	EUREKA-2	
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	反応度付加率	0.5 %Δk/k/s	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	−1.5 %Δk/k	−3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-6} [s]	約 5.1×10^{-6} [s]
	減速材温度係数	$(-1.8\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.7\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]
	減速材ボイド係数	$(-1.8\sim-2.4)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]	$(-1.7\sim-2.5)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]
	ドプラ係数	$(-1.4\sim-1.9)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.3\sim-2.0)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	線型出力系(線型出力系の多重化により機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	線型出力系線型出力大(定格値 50 MW の 130%)	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	−	約 0.4		約 0.5
	原子炉最高出力 (MW)	−	約 70.1		約 67.3
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 255	約 243	約 249
	燃料板表面最高温度 (℃)	−	約 220	約 212	約 217
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 112	約 109	約 117
	最小 DNBR	≧1.5	約 2.4	約 2.0	約 1.9
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 47	約 42	約 43

解析結果の違いについて

本事象では、出力運転中に制御棒が異常に引き抜かれ，炉心に正の反応度が付加され，炉出力が上昇する．解析では保守的に，事象開始からスクラムが終了するまでの間、0.5%Δk/k/s の反応度が付加されるものとしている．

・スクラム値到達時間: 改良 LEU 炉心<LEU 炉心←改良 LEU 炉心の β_{eff} が僅かに小さく，正の反応度付加による出力上昇が僅かに速くなるため．

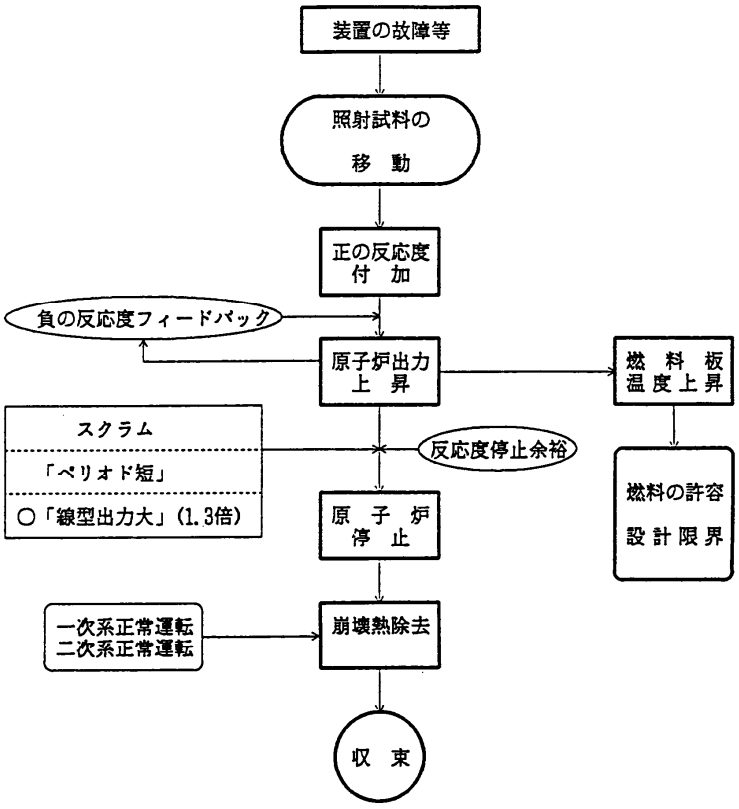
・原子炉最高出力: 改良 LEU 炉心が高い．←スクラム反応度:小によりスクラム後の出力抑制効果が小．

・燃料温度:改良LEU炉心の燃料フォロワが最も高い．←平均熱流束と核的熱水路係数の積に比例する局所出力密度が最も大きいため．

・冷却水出口温度: 改良 LEU 炉心の燃料フォロワが最も高い．←改良 LEU 炉心の方が最高出力が高い．また燃料フォロワの方がチャンネル当たりの発熱量(軸方向の積分値)が大きいため．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．←燃料フォロワより標準燃料要素の方が発熱有効長が長いため，DNB 熱流束が小さく，DNBR は小さい．標準燃料要素同士の比較で，LEU 炉心の方が核的熱水路係数が大きいため．

・被覆材熱応力:燃料フォロワが最も大きい．←燃料板内の温度差が高いため．
(燃料板内の温度差が高く，解析事象の中で最も大きい．)



第6図 「照射試料による反応度付加」事象の推移

第6表　照射試料による反応度付加の解析用条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度付加	
	解析コード	EUREKA－2	
	単一故障条件	なし（線型出力系の多重化）	
	原子炉初期出力	50　MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.2 %Δk/k/ステップ	照射試料2体の取出し
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第1図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（定格値50MWの130%）	
		結　果（LEU炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　0.02 s	
	原子炉出力	約　65.3MW	
	燃料芯材最高温度	約　242 ℃	プリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　212 ℃	
	被覆材熱応力	約　4.2 kg/mm²	耐力(5.3kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約　112 ℃	飽和温度以下である。
	最小DNBR	約　2.0	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.4 照射試料による反応度付加

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	原子炉出力運転中の照射試料移動による反応度付加	
	解析コード	EUREKA-2	
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	反応度付加率	0.2 %Δk/k/(ステップ状)	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	−1.5 %Δk/k	−3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	$(-1.8\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k／℃]	$(-1.7\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k／℃]
	減速材ボイド係数	$(-1.8\sim-2.4)\times10^{-1}$ [%Δk/k／%Void]	$(-1.7\sim-2.5)\times10^{-1}$ [%Δk/k／%Void]
	ドプラ係数	$(-1.4\sim-1.9)\times10^{-3}$ [%Δk/k／℃]	$(-1.3\sim-2.0)\times10^{-3}$ [%Δk/k／℃]
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	線型出力系(線型出力系の多重化により機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	線型出力系線型出力大(定格値 50 MW の 130%)	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	

	炉心／項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	−	約 0.02		約 0.02
	原子炉最高出力 (MW)	−	約 65.9		約 65.3
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 245	約 231	約 242
	燃料板表面最高温度 (℃)	−	約 213	約 202	約 212
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 106	約 103	約 112
	最小 DNBR	≧1.5	約 2.6	約 2.2	約 2.0
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 43	約 38	約 41

解析結果の違いについて

本事象では，照射試料の移動により炉心に正の反応度が付加され，原子炉出力の急激な上昇により殆ど瞬時にスクラムする．

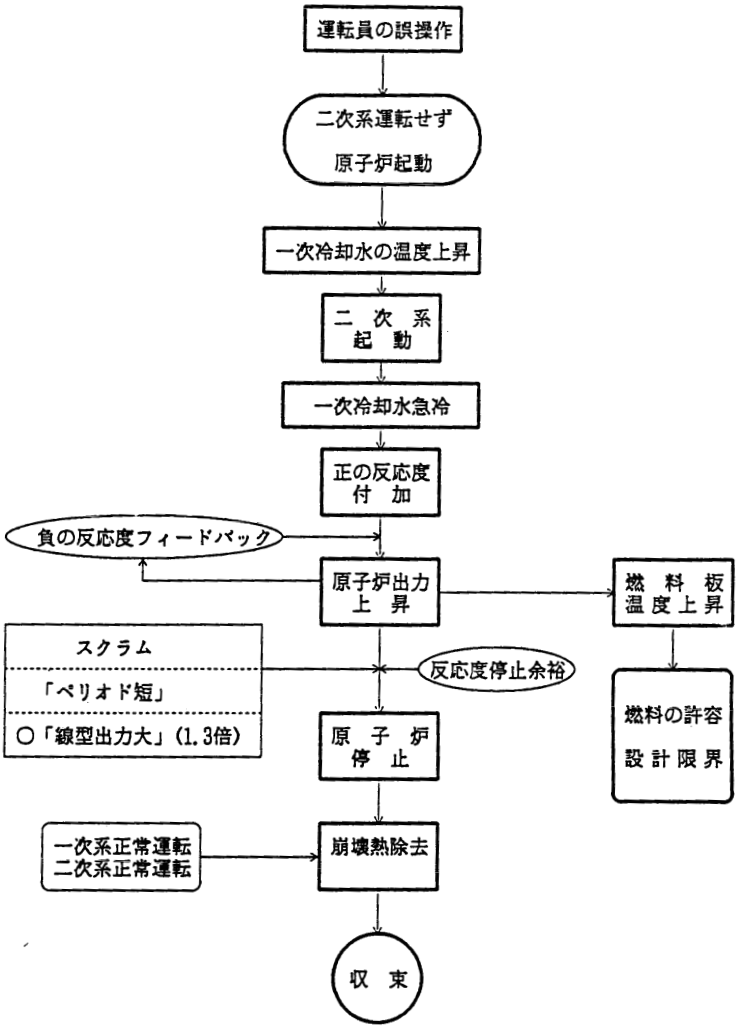
・原子炉最高出力:ステップ状反応度が付加され，瞬時にスクラム値に到達するため殆ど差がない．

・燃料温度:改良LEU炉心の燃料フォロワが最も高い．←平均熱流束と核的熱水路係数の積に比例する局所出力密度が最も大きいため．

・冷却水出口最高温度:LEU 炉心の標準燃料要素が最も高い．←チャンネル当たりの発熱量が最も大きいことに対応しているが，出力が高い時間が短いため，大きな差になっていない．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．←傾向は「起動時における制御棒の異常な引抜き」と同様に LEU 炉心が最も小さくなる．

・被覆材熱応力:燃料フォロワが最も大きい．←燃料板内の温度差が大きいため．



第８図　「冷水導入による反応度付加」事象の推移

第７表　冷水導入による反応度付加の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	出力上昇中に２次系起動	
	解析コード	ＥＵＲＥＫＡ－２	
	単一故障条件	なし（線型出力系の多重化）	
	原子炉初期出力	500 kW	原子炉入口温度高(49 ℃) アラームが発生しないで運転できる最高出力
	反応度付加率	0.5 %Δk/k/ステップ	温度差15℃の冷水導入
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（500kW レンジの130%）	

		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約 0.01 s	
	原子炉出力	約 1.43 MW	
	燃料芯材最高温度	約 54 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約 53 ℃	
	被覆材熱応力	< 0.1 kg/mm²	耐力(5.3kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 50 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	> 2.6（定格出力運転時）	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.5 冷水導入による反応度付加

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	出力上昇中に二次冷却系を起動	
	解析コード	EUREKA-2	
	原子炉初期出力	500 kW	
	反応度付加率	0.5 %Δk/k/(ステップ状)	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	$(-1.8\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k／℃]	$(-1.7\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k／℃]
	減速材ボイド係数	$(-1.8\sim-2.4)\times10^{-1}$ [%Δk/k／%Void]	$(-1.7\sim-2.5)\times10^{-1}$ [%Δk/k／%Void]
	ドプラ係数	$(-1.4\sim-1.9)\times10^{-3}$ [%Δk/k／℃]	$(-1.3\sim-2.0)\times10^{-3}$ [%Δk/k／℃]
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	線型出力系(線型出力系の多重化により機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	線型出力系線型出力大(最高出力 レンジ 500kW の 130%)	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	—	約 0.01		約 0.01
	原子炉最高出力 (MW)	—	約 1.51		約 1.43
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 55	約 54	約 54
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 54	約 54	約 53
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 51	約 51	約 50
	最小 DNBR	≧1.5	3.3 以上(115)	2.8 以上(98)	2.6 以上(105)
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 0.98	約 0.98	約 0.98

解析結果の違いについて

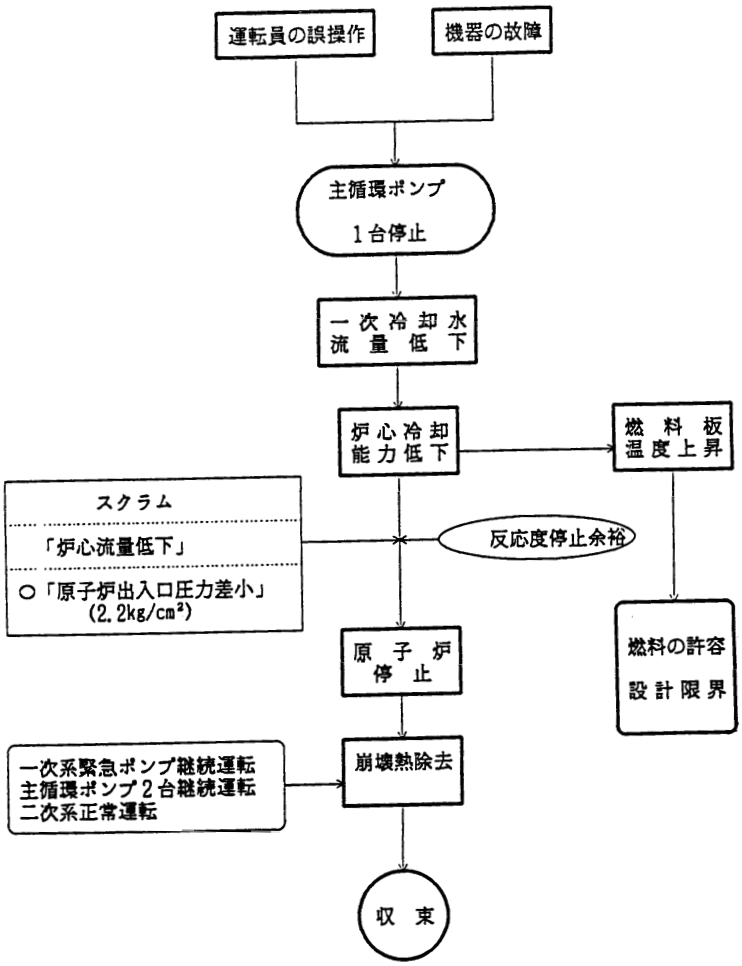
本事象では、二次冷却系統を運転しないで原子炉を起動した直後に，二次冷却系統が起動することで1次系が冷却され，炉心に正の反応度が付加される．正の反応度がステップ状に加わるため，原子炉は瞬時にスクラムするので，炉心による解析結果の差は小さい．

・原子炉最高出力:改良 LEU 炉心が僅かに高い．←スクラム反応度が小さく，出力抑制効果が小さいため．ただし，ステップ状反応度が付加され瞬時にスクラム値に到達するため、僅かな差となっている。

・燃料温度及び冷却水出口温度:改良 LEU 炉心の燃料フォロワが僅かに高い．←瞬時にスクラムすること，過渡変化の初期状態の原子炉出力が 500kW であることから，温度上昇が小さく，炉心による違いも僅かである．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．←傾向は「起動時における制御棒の異常な引抜き」と同様に LEU 炉心が最も小さくなるが，定格運転時の DNBR を下回ることはない．

・被覆材熱応力:燃料板内温度に差がないことから，発生熱応力が小さい．



第10図　「一次冷却水の流量低下」事象の推移

第８表　一次冷却水の流量低下の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	主循環ポンプ１台のトリップ	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水流量のコーストダウン曲線	ポンプのＧＤ^2 を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m^3／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉出入口圧力差小（炉心差圧 2.2 kg/cm^2）	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　1.1 s	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　229 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　206 ℃	
	被覆材熱応力	約　3.9 kg/mm^2	耐力(5.3kg/mm^2) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約　111 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　2.2	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.6 一次冷却水の流量低下

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	主循環ポンプ 1 台のトリップ	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	1次冷却水流量のコーストダウン	THYDE-W のポンプモデルにより計算(実測値より速く減衰)	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	安全保護系信号	原子炉出入口圧力差小(炉心差圧 2.2kg/cm²)	
	スクラム遅れ時間	0.4 s	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	—	約 1.1		約 1.1
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 232	約 216	約 229
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 209	約 197	約 206
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 106	約 103	約 111
	最小 DNBR	≧1.5	約 2.8	約 2.3	約 2.2
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 37	約 32	約 38

解析結果の違いについて

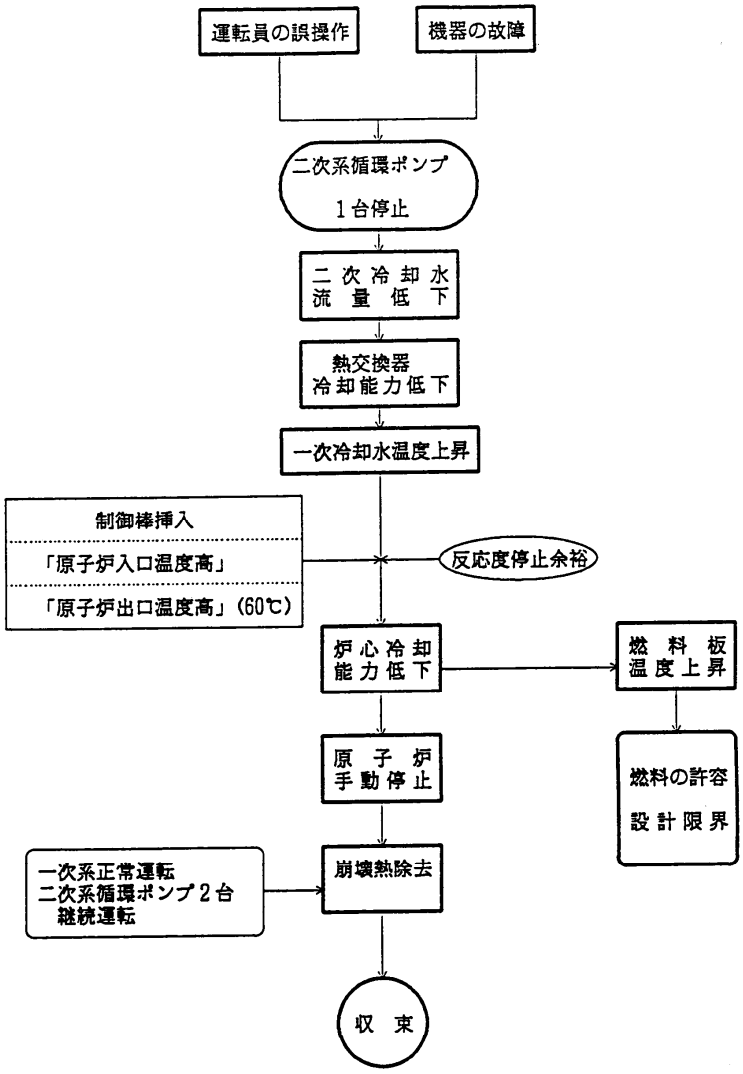
本事象では、主循環ポンプ1台の停止による一次冷却水の流量低下によりスクラムし、原子炉出力の低下に伴い燃料温度及び冷却水温度は低下する。燃料温度及び冷却水出口温度は、一次冷却水の流量低下によりスクラム開始までの間上昇するが、スクラム後の原子炉出力低下に伴い低下する.

・燃料温度:改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い. ←平均熱流束と核的熱水路係数の積に比例する局所出力密度が最も大きいため.

・冷却水出口最高温度: LEU 炉心が最も高い. ←チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる. 改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる.

・最小 DNBR: LEU 炉心が最も厳しくなる. ←傾向は反応度投入事象と同様に LEU 炉心が最も小さくなる.

・被覆材熱応力:LEU 炉心の標準燃料要素が最も大きい. ←燃料板内の温度差が僅かに高いため(殆ど差はない).



第14図　「二次冷却水の流量低下」事象の推移

第9表　二次冷却水の流量低下の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプ1台のトリップ	
	解析コード	THYDE－P	
	単一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	二次冷却水流量のコーストダウン曲線	ポンプのGD² を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第1図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	――――	――――
	安全保護回路信号	制御棒挿入 原子炉出口温度高　(60 ℃)	
		結　果（LEU炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 211 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約 188 ℃	
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm²	耐力(5.3kg/mm²) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 101 ℃	飽和温度以下である。
	最小DNBR	約 2.6	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.7 二次冷却水の流量低下

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	二次冷却系統循環ポンプ 1 台のトリップ	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	2次冷却水流量のコーストダウン	ポンプの GD^2 を用いて保守的に計算	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	安全保護系信号	制御棒挿入(原子炉出口温度高;60℃)	
	スクラム遅れ時間	—	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	—	制御棒挿入に至らない		
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 213	約 195	約 211
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 190	約 175	約 188
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 96	約 92	約 101
	最小 DNBR	≧1.5	3.3 以上(3.5)	2.8 以上(2.9)	約 2.6
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 37	約 32	約 38

解析結果の違いについて

この事象では，二次冷却水の流量低下により一次冷却水の炉心出口温度が徐々に上昇するが，約 58℃で収束して一定となり，制御棒挿入に至らない．このため，燃料温度，冷却水出口温度及び最小 DNBR は初期定常状態から殆ど変化しない．

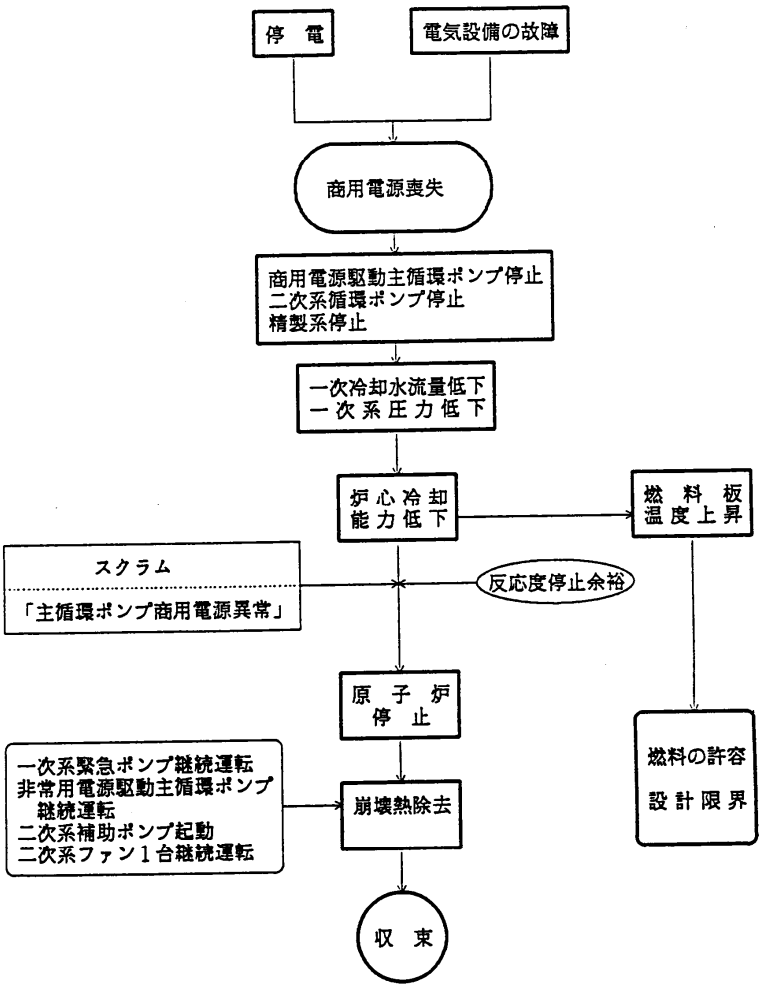
改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度、冷却水出口温度及び最小 DNBR の違いは、「一次冷却水の流量低下」事象と同様の傾向にあり、以下のとおりである．

・燃料温度:改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度: LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素よりチャンネル当たりの発熱量(軸方向の積分値)が大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．←LEU 炉心が最も小さくなるが，定格運転時の DNBR を下回ることはない．

・被覆材熱応力:LEU 炉心の標準燃料要素が最も大きい．←燃料板内の温度差が僅かに高いため(殆ど差がない)．



第18図　「商用電源喪失」事象の推移

第１０表　商用電源喪失の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	商用電源喪失による主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプの停止	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	なし（「主循環ポンプ商用電源異常」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次及び二次冷却水流量のコーストダウン曲線	ポンプのＧＤ^2 を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m^3／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.2 s	
	安全保護回路信号	主循環ポンプ商用電源異常	

		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	0 s	
	原子炉出力	約 50 MW	
	燃料芯材最高温度	約 210 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約 187 ℃	
	被覆材熱応力	約 3.9 kg/mm^2	耐力(5.3kg/mm^2) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約 99 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約 2.6	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.8 商用電源喪失

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	商用電源喪失による主循環ポンプ及び二次冷却系統循環ポンプの停止	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW（定格値）	
	1次冷却水流量のコーストダウン	THYDE-W のポンプモデルを用いて計算（実測値より速く減衰）	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s（定格流量相当）	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 % Δk/k	-3.4% Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	主循環ポンプ商用電源異常（検出系の多重化により安全機能は損なわれない）	
	安全保護系信号	主循環ポンプ商用電源異常	
	スクラム遅れ時間	0.2 s	

解析結果	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
	スクラム値到達時間 (s)	—	0		0
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 214	約 196	約 210
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 190	約 175	約 187
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 96	約 93	約 99
	最小 DNBR	≧1.5	3.3 以上(3.4)	約 2.8	約 2.6
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 39	約 34	約 38

解析結果の違いについて

この事象では，商用電源喪失に伴い主循環ポンプ商用電源異常により信号により原子炉がスクラムし，3台中2台の主循環ポンプの停止によって一次冷却水流量はコーストダウンする．非常用電源駆動の主循環ポンプは運転が継続するので約2,600m³/hの一次冷却水流量が確保される．原子炉入口圧力は商用電源駆動の精製系統充填ポンプの停止に伴って低下する．

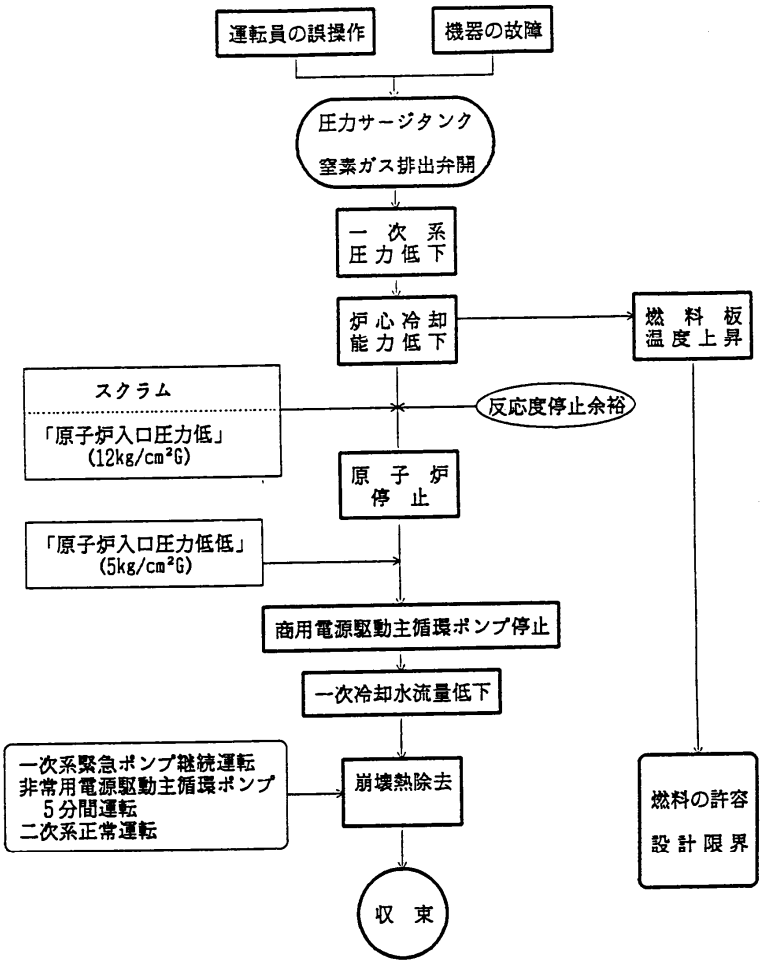
改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度、冷却水出口温度及び最小 DNBR の違いは「一次冷却水の流量低下」事象と同様の傾向にあり，以下のとおりである．

・燃料温度：改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．（最高温度が「流量低下」より低いのはスクラムが早いため）

・冷却水出口最高温度：チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心ではチャンネル当たりの発熱量（軸方向の積分値）が標準燃料要素より大きい燃料フォロワの方が高い．

・最小 DNBR：LEU 炉心が最も厳しくなる．

・被覆材熱応力：燃料フォロワが最も大きい．←燃料板内の温度差が僅かに高いため．



第22図　「一次冷却系統の異常な減圧」事象の推移

第１１表　一次冷却系統の異常な減圧の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	圧力サージタンク窒素ガス排出弁開故障	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	なし（「原子炉入口圧力低」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	N_2 ガス排出速度	臨界流速	結果を安全側に評価するため
	一次冷却水流量のコーストダウン曲線	ポンプのＧＤ^2 を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m^3／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低　(12.0 kg/cm$_2$)	

		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　2.1 s	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　210 ℃	ブリスタ発生温度（400℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　187 ℃	
	被覆材熱応力	約　3.9 kg/mm^2	耐力(5.3kg/mm^2) 以下である。
	冷却水最高出口温度	約　99 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　2.5	1.5以上である。

［運転時の異常な過渡変化］ 2.9 一次冷却系統の異常な減圧

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	圧力サージタンク窒素ガス排出弁開故障	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW（定格値）	
	窒素ガス排出速度	臨界速度	
	1次冷却水流量のコーストダウン	THYDE-W のポンプモデルにより計算（実測値より速く減衰）	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s（定格流量相当）	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「原子炉入口圧力低」検出系（検出系の多重化により安全機能は損なわれない）	
	安全保護系信号	原子炉入口圧力低（12kg/cm²）	
	スクラム遅れ時間	0.4 s	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	—	約 2.1		約 2.1
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 213	約 196	約 210
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 189	約 175	約 187
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 95	約 92	約 99
	最小 DNBR	≧1.5	約 3.2	約 2.7	約 2.5
	被覆材熱応力 (N/mm²)	≦52	約 39	約 34	約 38

解析結果の違いについて

本事象では窒素ガス排出弁の誤動作により1次冷却系統が減圧され，原子炉入口圧力低信号によりスクラムする．炉出力の低下に伴い燃料温度，冷却水温度は低下するが，原子炉入口圧力低々(5 kg/cm²)信号による商用電源駆動主循環ポンプの停止(約 12 秒)により流量が低下し，燃料温度及び冷却水出口温度はやや上昇する．その後は出力の低下により燃料温度は低下する．43 秒に炉プール連通弁の作動により1次系にプール水が流入するため一時的に圧力が上昇する．5 分後に主循環ポンプを停止（手動）に伴い燃料温度及び冷却水温度は上昇するが，運転が継続される緊急ポンプにより1次冷却水流量は確保され，燃料温度の上昇はない．DNBR は炉出力低下に伴い増加する．

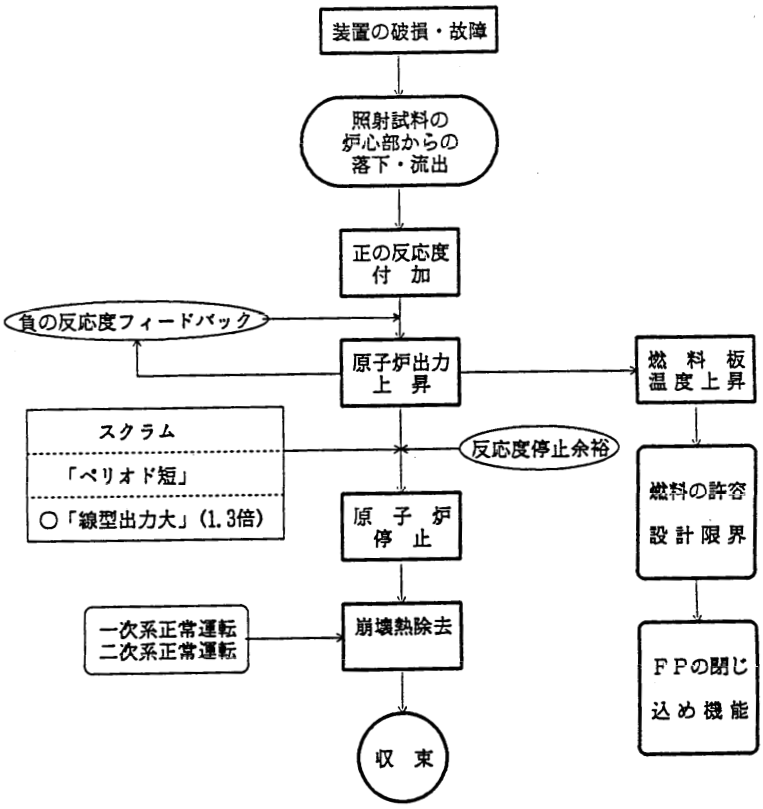
炉心の違いによる比較の全体的な傾向は「1次冷却水の流量低下」事象と同様である．

・燃料温度：改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度：LEU 炉心が最も高い．←チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR：LEU 炉心が最も厳しい．

・被覆材熱応力：改良 LEU 炉心の燃料フォロワが最も大きい←燃料板内の温度差が僅かに高い（殆ど差がない）．



第28図 「照射実験設備の破損による反応度の異常な付加」事象の推移

第１３表　照射実験設備の破損による反応度の異常な付加の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	原子炉出力運転中の照射設備の破損	
	解析コード	ＥＵＲＥＫＡ－２	
	単一故障条件	なし（線型出力系の多重化）	
	原子炉初期出力	50　MW	定格出力運転における最高出力
	反応度付加率	0.3 s 間に 0.5 %Δk/k	試料の落下
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.05 s	
	安全保護回路信号	線型出力系線型出力大（定格値50MWの130%）	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　0.13 s	
	原子炉出力	約　82.9 MW	
	燃料芯材最高温度	約　273 ℃	被覆材の溶融温度(582℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約　234 ℃	
	冷却水最高出口温度	約　131 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　1.53	燃料は損傷しない。

[事故の解析] 3.2 照射実験設備の破損による反応度の異常な付加

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	原子炉出力運転中の照射実験設備の破損	
	解析コード	EUREKA-2	
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	反応度付加率	0.3 秒間に 0.5 %Δk/k	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	$(-1.8\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.7\sim-3.2)\times10^{-2}$ [%Δk/k/℃]
	減速材ボイド係数	$(-1.8\sim-2.4)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]	$(-1.7\sim-2.5)\times10^{-1}$ [%Δk/k/%Void]
	ドプラ係数	$(-1.4\sim-1.9)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]	$(-1.3\sim-2.0)\times10^{-3}$ [%Δk/k/℃]
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	線型出力系(線型出力系の多重化により機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	線型出力系線型出力大(定格値 50 MW の 130%)	
	スクラム遅れ時間	0.05 s	

解析結果	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
	スクラム値到達時間 (s)	−	約 0.13		約 0.13
	原子炉最高出力 (MW)	−	約 92.3		約 82.9
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦582	約 286	約 274	約 273
	燃料板表面最高温度 (℃)	−	約 240	約 233	約 234
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 130	約 126	約 131
	最小 DNBR	≧1.5	約 1.8	約 1.57	約 1.53

解析結果の違いについて

本事象は定格出力運転中に照射実験設備の破損により，炉心に正の反応度(0.3 秒間に 0.5%Δk/k，ランプ状)が付加されるため炉出力が上昇し，スクラムに至る．解析事象のうち最高出力が最も高く，燃料表面温度及び冷却水出口温度も最も高い．

・原子炉最高出力: 改良 LEU 炉心が高い．←スクラム反応度:小によりスクラム後の出力抑制効果が小．

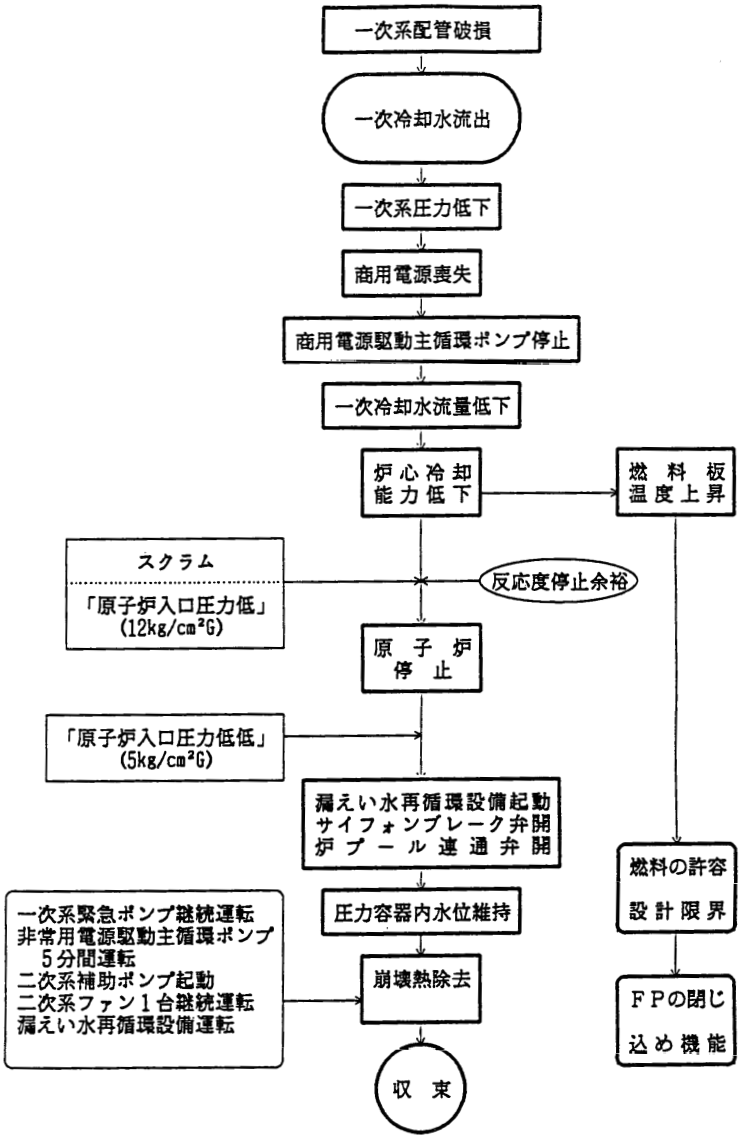
・燃料温度:改良LEU炉心の燃料フォロワが最も高い．←平均熱流束と核的熱水路係数の積に比例する局所出力密度が最も大きいため．

・冷却水出口温度: LEU 炉心が最も高い．←チャンネル当たりの発熱量(軸方向の積分値)が大きいため．但し，改良 LEU 炉心の方が最高出力が高いため，改良 LEU 炉心(燃料フォロワ)との差は殆どない．

・最小 DNBR: LEU 炉心が最も厳しくなる。←傾向は「起動時における制御棒の異常な引抜き」と同様．

(燃料芯材温度が最も高い炉心流路閉塞事故との比較:

改良 LEU 炉心の本事象では，表面熱流束が最高出力到達直後に出力に比例して定格時の約 1.8 倍になるのに対し，流路閉塞では健全側チャンネルに定格時の 2 倍の熱流束が流れ込むため，最小 DNBR は流路閉塞の方が小さい．燃料芯材最高温度は，両面から冷却されている本事象よりも，片面しか冷却されない流路閉塞事故の方が高い．



第30図　「一次冷却水流出事故」事象の推移

第１４表　一次冷却水流出事故の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	一次冷却系統配管破損	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	なし（「原子炉入口圧力低」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	配管破損箇所	熱交換器出口ヘッダ	結果を安全側に評価するため
	配管破損面積	Dt/4 (29.7cm²)	研究炉安全評価審査指針より
	商用電源喪失時間	0.29 s	結果を安全側に評価するため
	炉プール連通弁、サイフォンブレーク弁	「原子炉入口圧力低低」信号で開	
	コーストダウン曲線	ポンプのＧＤ² を用いて計算	実測値より安全側に評価するため
	漏えい水の戻し量	140m³/h(炉プール水位低で起動)	漏えい水再循環最低流量
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉入口圧力低　(12.0 kg/cm²)	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　0.1　s	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　210　℃	被覆材の溶融温度(582℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約　187　℃	
	冷却水最高出口温度	約　100　℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　1.6	燃料は損傷しない。

［事故の解析］ 3.3 1次冷却水流出事故

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	1次冷却系統配管の破損	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	配管破損個所	熱交換器出口ヘッダ	
	1次冷却水流量のコーストダウン	THYDE-W のポンプモデルにより計算(実測値より速く減衰)	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「原子炉入口圧力低」検出系(検出系の多重化により安全機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	原子炉入口圧力低(12kg/cm²)	
	工学的安全施設信号	原子炉入口圧力低低;炉プール連通弁、サイフォンブレーク弁開	
	スクラム遅れ時間	0.4 s	

解析結果	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
	スクラム値到達時間 (s)	—	約 0.1		約 0.1
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦582	約 213	約 196	約 210
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 189	約 175	約 187
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 96	約 94	約 100
	最小 DNBR	≧1.5	約 2.0	約 1.7	約 1.6

解析結果の違いについて

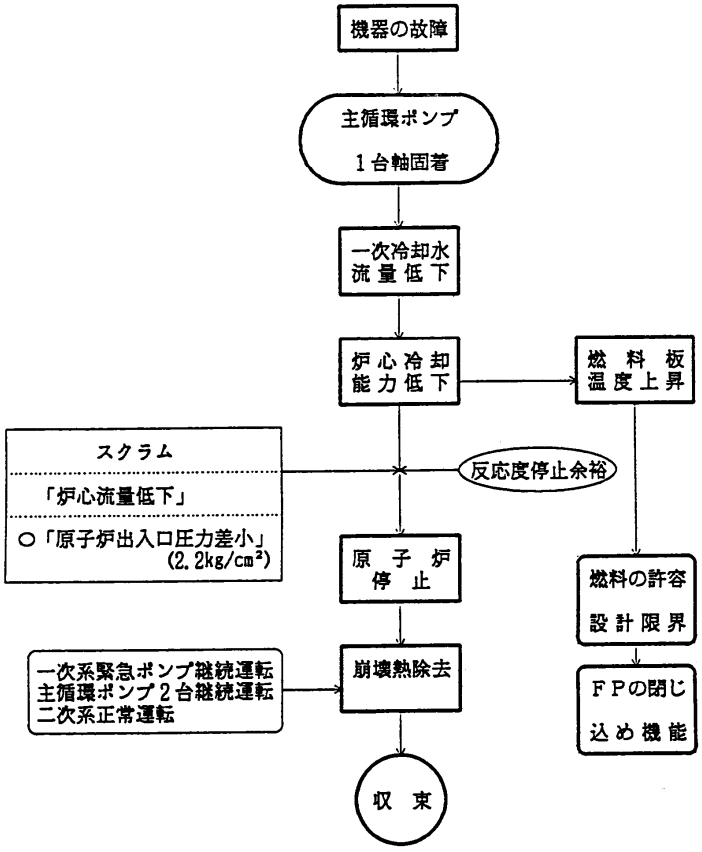
本事象では，配管破断により1次冷却系統の減圧が急激に起こり，原子炉は瞬時にスクラムする．燃料温度は減圧による冷却能力の低下で僅かに上昇し，出力の低下とともに低下する．商用電源駆動の主循環ポンプ(3 台中 2 台)の停止による炉心流量の低下により，燃料温度及び冷却水出口温度は徐々に上昇するが，非常用電源駆動の主循環ポンプ1台の運転により，炉心は十分に冷却される．主循環ポンプの停止(5分)後も緊急ポンプの運転により炉心は十分冷却される．DNBR は減圧による冷却能力の低下により急激に減少するが，原子炉出力の低下により増加する．

改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度，冷却水出口温度及び最小 DNBR の違いは，運転時の異常な過渡変化の「1次冷却水の流量低下」事象と同様の傾向．

・燃料温度:改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度:チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．



第35図　「主循環ポンプ軸固着事故」事象の推移

第１５表　主循環ポンプ軸固着事故の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	主循環ポンプの軸固着	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	0.4 s	
	安全保護回路信号	原子炉出入口圧力差小（炉心差圧 2.2 kg/cm²）	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	約　0.2　s	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　231　℃	被覆材の溶融温度(582℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約　208　℃	
	冷却水最高出口温度	約　112　℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　2.1	燃料は損傷しない。

［事故の解析］ 3.4 主循環ポンプ軸固着事故

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	主循環ポンプ 1 台の軸固着	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	1次冷却水流量のコーストダウン	THYDE-W のポンプモデルを用いて計算	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「炉心流量低」信号によるスクラムを期待しない。	
	安全保護系信号	原子炉出入口圧力差小(炉心差圧 2.2kg/cm²)	
	スクラム遅れ時間	0.4 s	

解析結果	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
	スクラム値到達時間 (s)	—	約 0.2		約 0.2
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦582	約 234	約 218	約 231
	燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 210	約 198	約 208
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 107	約 104	約 112
	最小 DNBR	≧1.5	約 2.7	約 2.3	約 2.1

解析結果の違いについて

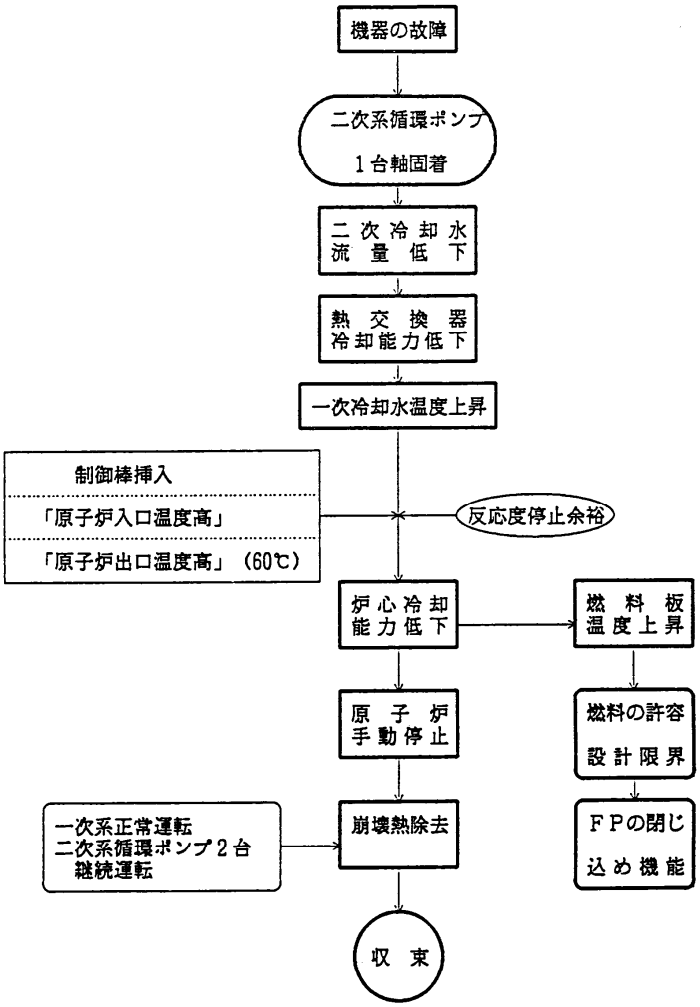
本事象では，主循環ポンプ 1 台の瞬時停止により炉心流量が低下し，原子炉はスクラムする。燃料温度はスクラム値到達後からスクラム開始までの間，炉心流量の低下に伴い上昇するが，出力の減少とともに低下する．DNBR は流量減少による冷却能力の低下により急激に減少するが，原子炉出力の低下により増加する．

改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度、冷却水出口温度及び最小 DNBR の違いは、運転時の異常な過渡変化の「1次冷却水の流量低下」事象と同様の傾向にある(但し，流量の低下が早いので，燃料温度は僅かではあるが「流量低下」事象より高い)．

・燃料温度： 改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度： LEU 炉心が最も高い．←チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR:LEU 炉心が最も厳しくなる．



第39図「二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故」事象の推移

第１６表　二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	二次冷却系統循環ポンプの軸固着事故	
	解析コード	ＴＨＹＤＥ－Ｐ	
	単一故障条件	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	一次冷却水初期温度	49　℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	3.4 %Δk/k 第１図のスクラム反応度挿入曲線	核計算結果（ワンロッドスタック余裕）に20% の安全余裕を見込んだ値
	スクラム遅れ時間	――――	――――
	安全保護回路信号	原子炉出口温度高　（60　℃）	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	制御棒挿入に至らない	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　211 ℃	被覆材の溶融温度(582℃）以下である。
	燃料板表面最高温度	約　188 ℃	
	冷却水最高出口温度	約　101 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　2.6	燃料は損傷しない。

［事故の解析］ 3.5 二次冷却系統循環ポンプ軸固着事故

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	二次冷却系統循環ポンプ 1 台の軸固着	
	解析コード	THYDE-W	THYDE-P
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	2次冷却水流量のコーストダウン	ポンプの GD^2(特性曲線)を用いて計算	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	-1.5 %Δk/k	-3.4%Δk/k
	遅発中性子割合 β_{eff}	約 7.3×10^{-3}	約 7.4×10^{-3}
	即発中性子寿命	約 4.9×10^{-5} [s]	約 5.1×10^{-5} [s]
	減速材温度係数	—	—
	減速材ボイド係数	—	—
	ドプラ係数	—	—
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「原子炉入口温度高」信号による制御棒挿入を期待しない。	
	安全保護系信号	原子炉出口温度高(60℃)	
	スクラム遅れ時間	—	

解析結果 炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
		燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
スクラム値到達時間 (s)	—	制御棒挿入に至らない		
燃料芯材最高温度 (℃)	≦400	約 213	約 195	約 211
燃料板表面最高温度 (℃)	—	約 189	約 175	約 188
冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 95	約 92	約 101
最小 DNBR	≧1.5	3.3 以上(3.5)	2.8 以上(2.9)	約 2.6

解析結果の違いについて

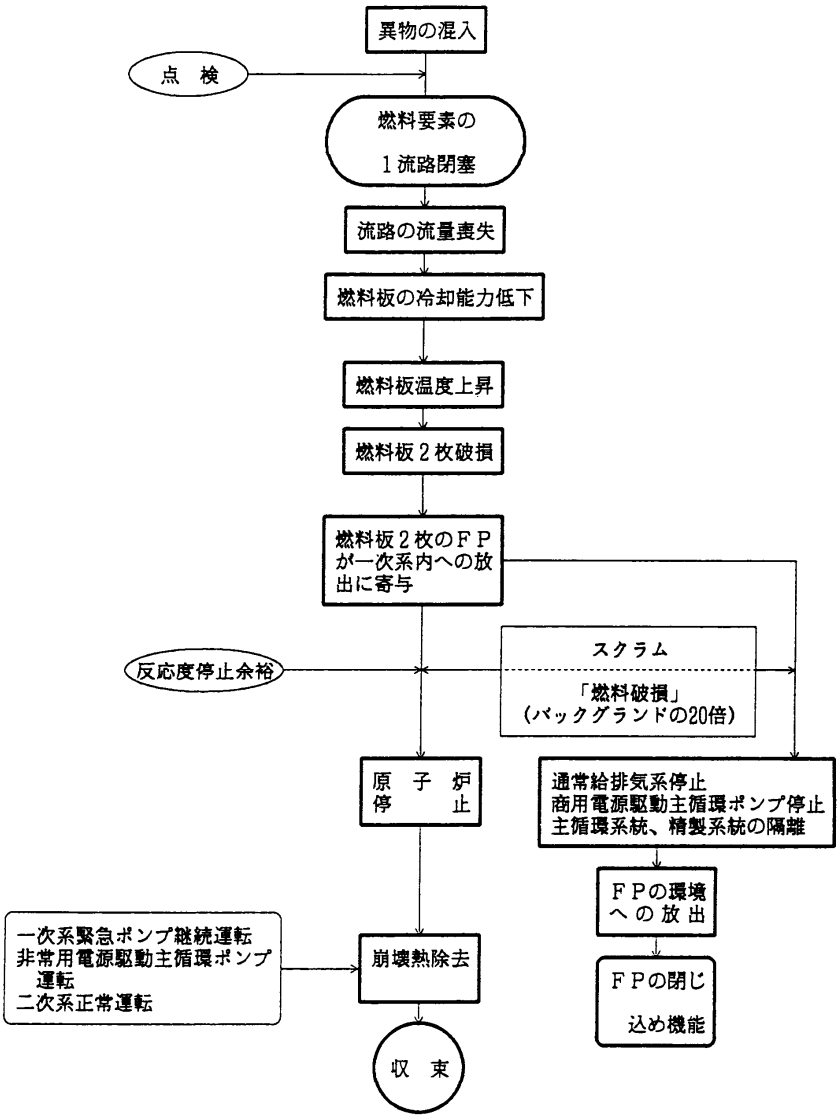
この事象では，二次冷却系統循環ポンプ 1 台の瞬時停止により1次冷却水の炉心出口温度が徐々に上昇するが，約 58℃で収束して一定となり，制御棒挿入に至らない．このため，燃料温度，冷却水出口温度及び最小 DNBR は事故の初期状態に対して変化は生じない．

改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度、冷却水出口温度及び最小 DNBR の違いは、炉心の冷却能力低下に関する他の事象と同様の傾向にあり，以下のとおりである．

・燃料温度： 改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度： LEU 炉心が最も高い．←チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR： LEU 炉心が最も厳しくなる．



第43図　「炉心流路閉塞事故」事象の推移

第１７表　炉心流路閉塞事故の解析条件及び結果

		設　定（値）	設　定　理　由
解析条件	事象の想定条件	１流路の完全閉塞	
	解析コード	COOLOD	
	単一故障条件	なし（「燃料破損」検出系の多重化）	
	原子炉初期出力	50 MW	定格出力運転における最高出力
	閉塞流路	ホットチャンネル	結果を安全側に評価するため
	一次冷却水初期温度	49 ℃	定格出力運転における最高の値
	一次冷却水流量	6000 m³／h	定格流量
	原子炉スクラム時挿入反応度	――――	定常解析
	スクラム遅れ時間	――――	定常解析
	安全保護回路信号	燃料破損	
		結　果（ＬＥＵ炉心）	判　　定
解析結果	スクラム値到達時間	――――	
	原子炉出力	約　50　MW	
	燃料芯材最高温度	約　297 ℃	被覆材の溶融温度(582℃) 以下である。
	燃料板表面最高温度	約　228 ℃	
	冷却水最高出口温度	約　109 ℃	飽和温度以下である。
	最小ＤＮＢＲ	約　1.3	燃料損傷を想定

［事故の解析］ 3.6 炉心流路閉塞事故

		改良 LEU 炉心	LEU 炉心
解析条件	事象の想定	1 流路の完全閉塞	
	解析コード	COOLOD	
	原子炉初期出力	50 MW(定格値)	
	閉塞流路	ホットチャンネル(最大の核的熱水路係数を有する燃料板に接する1流路)	
	1 次冷却水初期温度	49 ℃	
	炉心冷却水流速	約 10 m/s(定格流量相当)	
	スクラム時挿入反応度	ー(定常解析)	
	遅発中性子割合 β_{eff}	ー	ー
	即発中性子寿命	ー	ー
	減速材温度係数	ー	ー
	減速材ボイド係数	ー	ー
	ドプラ係数	ー	ー
	核的熱水路係数	燃料フォロワ 3.41、標準燃料 3.01	標準燃料 3.14
	平均熱流束	約 1.1 MW/m²	約 1.2 MW/m²
	安全保護系動作の単一故障	「燃料破損」検出系(検出系の多重化により安全機能は損なわれない)	
	安全保護系信号	ー	
	スクラム遅れ時間	ー	

	炉心 / 項目	判断基準	改良 LEU 炉心		LEU 炉心
			燃料フォロワ	標準燃料要素	標準燃料要素
解析結果	スクラム値到達時間 (s)	ー	ー	ー	ー
	燃料芯材最高温度 (℃)	≦582	約 305	約 292	約 297
	燃料板表面最高温度 (℃)	ー	約 228	約 225	約 228
	冷却水出口最高温度 (℃)	飽和温度以下	約 108	約 105	約 109
	最小 DNBR	≧1.5	約 1.7	約 1.4	約 1.3

解析結果の違いについて

本事象は，定格出力運転時に核的熱水路係数の最も大きい燃料に接する 1 流路が完全に閉塞したとして解析している．燃料からの熱は閉塞流路とは反対側の健全流路で全て除熱されるとしている．したがって，健全流路側の燃料表面熱流束は定格時の 2 倍，冷却水への熱の流入は 1．5 倍(片側 50%が 100%に，反対側燃料板から 50%)として解析している．

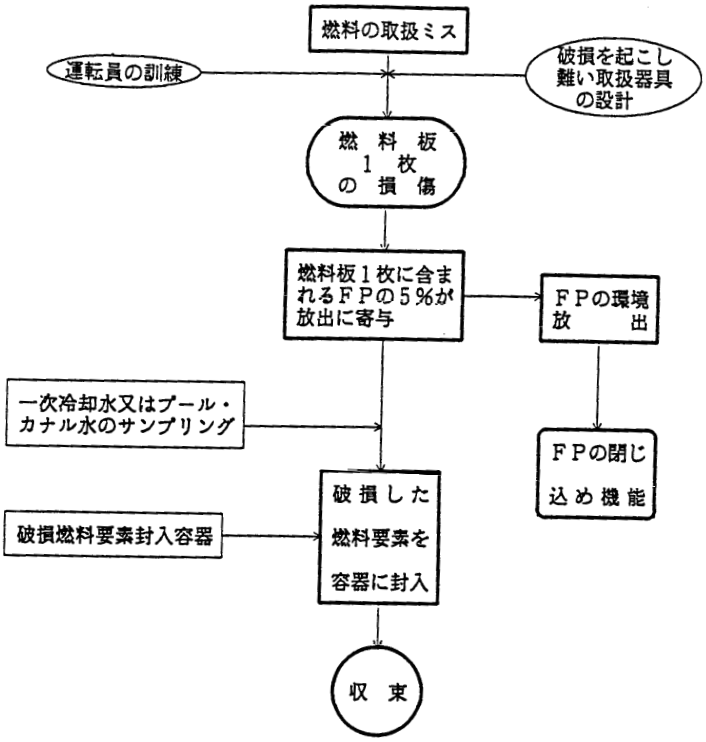
改良 LEU 炉心と LEU 炉心及び燃料要素の違いによる燃料温度、冷却水出口温度，最小 DNBR の違いは、「1次冷却水の流量低下」事象等と同様の傾向にあり，以下のとおりである．

・燃料温度： 改良 LEU 炉心の燃料フォロワが高い．

・冷却水出口最高温度： チャンネル当たりの発熱量が最も大きい LEU 炉心の標準燃料要素が高くなる．改良 LEU 炉心では標準燃料要素より核的熱水路係数の大きい燃料フォロワが高くなる．

・最小 DNBR は、LEU 炉心が最も厳しい．

なお、本事象では最小 DNBR が基準である 1.5 を下回ることから、燃料板の破損のおそれがあるとして被ばく評価を行っている。評価においては、燃料要素の閉塞した流路をはさむ 2 枚の燃料板が損傷し、内部の核分裂生成物が1次冷却水中に放出されるとし、その量は保守的に炉心内蓄積量の 0.5%としている。



第46図　「燃料取扱事故」事象の推移

第２０表　燃料取扱事故（被ばく評価）の解析条件及び結果

		設定（値）	設定理由
解析条件	事象の設定条件	取扱中の使用済燃料が落下により損傷	
	単一故障条件		
	核分裂生成物の放出に寄与する量	燃料板１枚に含まれる核分裂生成物の５％	燃料芯材の表面より核分裂生成物の飛程に相当する約15μm 深さ内で生成する核分裂生成物の量に余裕をみこんだ値
	事故発生までの原子炉運転時間	125日	５運転サイクルの連続運転相当
	事故発生時間	原子炉停止後１日	運転計画に余裕をみこんだ時間
	燃料板から１次冷却水への放出割合	よう素　0.6 希ガス　1.0	研究炉安全評価審査指針より
	一次冷却水から気相部への移行割合	よう素　1/500 希ガス　1.0	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」より
	大気への放出	瞬時放出	時間遅れを考慮しない
	排気設備のフィルタ除去効率	通常排気設備 よう素　0.0 希ガス　0.0	フィルタによる除去は考慮しない
解析結果		結　　果	判　　定
	ガンマ線換算放出量 (MeV・Bq)	1.2×10^{12}	
	よう素 (Bq) I-131	6.6×10^{9}	
	I-132	7.2×10^{6}	
	I-133	7.7×10^{9}	
	I-134	1.1×10^{2}	
	I-135	1.3×10^{9}	
	実効線量当量(Sv)	約 6.5×10^{-7}	周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 なお，判断のめやすとして，実効線量当量５mSvを用いている。
	放射性雲からのγ線の外部被ばく	約5.2×10^{-7}	
	よう素の吸入による小児の内部被ばく	約1.3×10^{-7}	

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	$1\ Oe \triangleq (10^3/4\pi)A\ m^{-1}$

(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	1 γ =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	$1\ \mu=1\mu m=10^{-6}m$

（第8版，2006年改訂）

この印刷物は再生紙を使用しています