



JAEA-Review

2023-014

DOI:10.11484/jaea-review-2023-014

原子力船「むつ」運転経験検討結果

Operation Report on Review Results of the Nuclear Ship “MUTSU”

青森研究開発センター

Aomori Research and Development Center

核燃料・バックエンド研究開発部門

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development

September 2023

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発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。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, 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

原子力船「むつ」運転経験検討結果

日本原子力研究開発機構
核燃料・バックエンド研究開発部門
青森研究開発センター

(2023年6月30日受理)

現在、設計・開発の検討が進められている「浮体式原子力発電」について、海上で運用する観点から、原子力船「むつ」での知見が注目されている。

原子力船「むつ」は、我が国において設計・建造・運航された唯一の原子力船であり、その知見を活用することは、今後の「浮体式原子力発電」の実現に向け非常に有用である。

そのため、原子力船「むつ」に関する資料を調査し、当時の関係者による、出力上昇試験及び実験航海などから、機器等の改善すべき点を提言した資料を確認した。当該資料は、次世代原子力船の設計・建造に向けたものであり、「浮体式原子力発電」の設計・開発を検討するうえで参考になるものとする。

なお、当該資料は、未公開資料であることから、公開にあたり 1994 年当時の内容を再編集し、その知見を広く活用できるようにする。

本報告書は、1994年に原子力船「むつ」運転経験検討会での意見を集約した資料(JAERI-memo 06-182)を再編集したものである。

青森研究開発センター：〒035-0022 青森県むつ市大字関根字北関根 400 番地

Operation Report on Review Results of the Nuclear Ship “MUTSU”

Aomori Research and Development Center
Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development
Japan Atomic Energy Agency
Mutsu-shi, Aomori-ken

(Received June 30, 2023)

With regard to “Offshore Floating Nuclear Power”, which is currently under-consideration for design and development, the findings from the Nuclear Ship “MUTSU” are attracting attention from the perspective of operating at sea.

The Nuclear Ship “MUTSU” is the only nuclear-powered ship designed, built and operated in Japan. Utilizing this knowledge will be extremely useful for the realization of future “Offshore Floating Nuclear Power”.

For this purpose, we examined the materials related to the Nuclear Ship “MUTSU” and confirmed the materials that proposed the points to be improved in equipment, based on the power increase test and the experimental voyage, etc. by the persons concerned at that time. We believe that these materials are useful for the design and construction of next-generation nuclear-powered vessels and will be helpful in considering the design and development of “Offshore Floating Nuclear Power”.

Since these materials have not yet been released, they will be re-edited the contents of 1994 so that they can be made available to the public, and their findings will be able to be made widely available.

Keywords: Nuclear Ship, “MUTSU”, Offshore Floating Nuclear Power

This report is reedited version to the materials that summarize the opinions of the Nuclear Ship “MUTSU” operating experience review meeting of 1994(JAERI-memo 06-182).

目 次

1. まえがき	1
2. 検討の目的	1
3. 検討方法	1
4. 検討内容	2
4.1 総論	2
4.2 一次系	3
4.3 二次系	9
4.4 計測・制御系	12
4.5 格納容器等	18
4.6 電源系	19
4.7 廃棄物処理系	20
4.8 放射線監視系	23
4.9 水・ガス管理系	25
4.10 その他	27
5. 検討メンバー及び検討日程	30
5.1 検討メンバー	30
5.2 検討日程	31

Contents

1. Introduction	1
2. Purpose of consideration	1
3. Consideration method	1
4. Consideration contents	2
4.1 General remarks	2
4.2 Primary system	3
4.3 Secondary system	9
4.4 Measurement and control system	12
4.5 Containment vessel, etc.	18
4.6 Power system	19
4.7 Waste treatment system	20
4.8 Radiation monitoring system	23
4.9 Water and gas control system	25
4.10 Others	27
5. Consideration members and consideration schedule	30
5.1 Consideration members	30
5.2 Consideration schedule	31

1. まえがき

原子力船「むつ」は、1992年1月26日に実験航海を無事、成功裏に終了した。実験航海の前の出力上昇試験で得られた各種のデータとともに、4回にわたる実験航海で得られたデータは、実に貴重なものであり、ほぼ100%に近い国産技術で設計・建造された我が国の原子力第一船での各種の経験は、今後の我が国での原子力船の設計・建造に多大な貢献をもたらすこととなる。

しかしながら、原子力船「むつ」の原子力プラントは、1968年の建造から運転再開までに23年を経過し、その間、各種の改良工事等が実施されたものの基本的には1960年代の設計であり、製品であった。従って、運転及び保守に当たった担当者として、更に改善を求める点がないとは言えない。

本報告書で指摘・提言されている点の多くは1993年現在の技術水準で既に解決されているものもある。また、今後の技術の発展により検討参加者の認識を超えた水準で容易に解決が図られるものもあろう。

いずれにしろ、成功裏に終わった原子力船「むつ」プロジェクトを、次世代原子力船の設計及び建造に反映する資料の一部として、提言することは有意義であると考え、原子力船「むつ」プラントの運転経験者の意見を集大成した。

2. 検討の目的

本検討は、原子力船「むつ」の原子炉の運転経験を次世代原子力船の設計・建造に反映することを目的とした。

3. 検討方法

検討に当たり、次世代原子力船の建造計画が未定であること、及び原子力を含む工業技術が日一日と進展しつつあることから、原子力船「むつ」の施設の内容と1993年現在の原子力及び船舶の技術を比較し最適と考えられる機器及び系統等の姿を得ることを目標とした。

検討の内容としては、機器・系統毎に行っており、プラント・システム全般としての評価は行っていない。今後、設計・建造に当たっては、改善を提言されている機器・系統の相互の関連及びシステム全般としての評価が必要である。

なお、次世代原子力船の設計・建造に当たっては、国内諸法規、原子力安全委員会安全審査指針類及び国際海事機関(以下「IMO」という)の原子力船安全基準に依ることは勿論であるため、これらとの対比は一部を除き行っていない。

検討は、原子力船部門の合意により、原子力船「むつ」運転経験検討会を編成し、原子力船「むつ」機関部として残した記録報告を基に、原子力船「むつ」関連資料を参照しつつ、2日間の集中討議の会議を5回開催したほか、日本原子力研究所内及び既に退職した日本原子力研究所外の専門家の意見を求めた。

4. 検討内容

4.1 総論

原子力船が自由運航可能な環境を確立することが望まれる。

少なくとも定係港においては、原子炉の起動・運転が可能となるように環境を確立すべきであり、寄港地においても、原子炉の運転が可能となることが望ましいが、場合によっては、補助ボイラの使用によって寄港が可能となるような環境とする必要がある。

船舶としては、少なくとも1年1回の入渠が義務付けられるが、建造計画段階で入渠地、入渠方法等の十分な検討がなされなくてはならない。

原子力船の形態(商船か特殊目的船か)で、運航体制は異なると考えられるが、自由運航可能な環境を確立し、安全性の担保とトラブル時の応急措置に対応するためにも、LAN(Local Area Network)システムの導入を図り、船内の各種のデータを陸上支援要員がリアル・タイムで受け、船内の状況を把握し陸上から支援し得る体制の確立が望まれる。

建造時の技術水準での最も信頼性の高い機器を採用する必要がある。

原子炉系はもとより、二次系、通常船舶機器に至るまで信頼性の高い機器を使用する必要がある。特に陸上炉で使用され実績を積み重ねている機器の採用であっても、重要なものは船舶特有の動揺振動対策(例として、核計装がある。)及び海水による塩害対策を十分に検討する必要がある。

燃料交換作業及び入渠時の問題を、原子炉系のみならず、船体構造まで含め、検討する必要がある。

原子力船「むつ」の燃料取り出し作業は、燃料の崩壊熱について時間をかけて十分に除去した後に、船上補助施設を設置し実施した。

今後の原子力船の設計に当たっては、燃料交換作業に必要となる船上補助施設のような施設は、船体構造を利用した施設として設計される必要がある。

停泊時の燃料交換作業を早め、膨大な燃料移送装置を省略するためにも、船内で崩壊熱の除去を実施するのが望ましい。船内の水プールに使用済燃料を保管する考えは現在のIMOコードに反することとなるが、原子力船の効率的運用の実施のために検討されるべき事項であると考えられる。

この使用済燃料の船内保管に関しては、種々のシステムの追加及び事故解析の必要性等デメリットも生ずる。

また、原子力船「むつ」の入渠時の崩壊熱除去に関し、冷却水採取についての多重性を有していなかった。外部からの冷却水と同時に、船内の水タンク(クーリン

グ・コイル付き)の水を応急用に使用できるようにしておく等の多重性の確保が必要である。

供用期間中検査及び保守性を考慮した機器設計及び配置とする必要がある。

原子力船「むつ」の機器設計及び配置は、供用期間中検査及び保守性が必ずしも考慮されていない。機器設計及び配置に当たっては、供用期間中検査及び保守性の考慮並びに検査機器の開発が計画段階から必要である。特に一次冷却系統の機器・配管には点検・保守等の作業時の被ばく対策を考慮した設計が望まれる。

船体部及び原子炉部の設計思想の統一が必要である。

弁、計器、配管等の統一を図り、系統のつなぎ部分での齟齬を防止するためにも船体及び原子炉系の設計思想の統一が必要である。複数の企業に発注する場合、主契約者を明確にするほか、発注者側についても、各系統設計者の横の連携を密にし、可能な限り、運転・保守経験者の意見を取り入れられるようにする必要がある。

乗組員の十分な配乗計画の立案及び養成訓練が必要である。

商船では 11 名による運航も実施されているが、原子力船においては、安全確保の重要性から緊急時の要員確保等により乗組員の数も多くなろう。乗組員の休日消化等の労務管理面に配慮し、所要の予備員の配置が必要である。

原子力船「むつ」においては、シミュレータ訓練及び陸上炉での研修が、運転員にとって非常に有効であった。高度に模擬されたシミュレータの設置が必要である。

4.2 一次系

4.2.1 原子炉容器

原子炉容器蓋の開放、燃料交換、原子炉主要機器の開放整備等に正確な炉水位の管理を行う必要があるため、原子炉容器水位計の設置が必要である。

原子炉容器上の電線の結合方法については、検討が必要である。

水位計の設置については、原子炉容器蓋の開放点検・復旧、燃料交換、蒸気発生器等の点検のため、通常満水保管されている一次冷却材水位を上下させる際に、水位の確認のために必要である。原子力船「むつ」においては、仮設の水位計で対応したが、今後は常設の水位計を設置する必要がある。

原子炉容器上の制御棒駆動装置の制御・電源系の電線については、燃料交換時等において原子炉容器蓋の取外し時に電線を切り離す必要がある。これらの電線の接続は、多芯線接続箱を使用した。取外し・復旧に時間が必要となるほか、端子締め付けネジ部のペイントロックによる脱落防止が必要となるため、今後は適当なプラグイン方式等の簡便かつ信頼性の高いものの開発が必要である。

供用期間中の検査、燃料交換時の作業において、必要となる原子炉容器内の水位を下げる(あるいは、水抜き)設備は、作業員の被ばく低減を考慮したものとする必要がある。

蒸気発生器細管の ECT、原子炉容器蓋開放等の作業を行う際は、原子炉容器内の水位を下げる必要がある。原子力船「むつ」の原子炉容器蓋開放点検、使用済燃料取り出し作業は、各ループのドレン弁(手動弁)からドレン・タンクを經由して中レベル・タンクへ水を排出した。

原子力船「むつ」においては、建造以来、遮蔽改修工事等により各ドレン弁への接近性、弁の操作性等が悪くなったが、そもそも作業性が非常に悪かった。このため、機器のなかでも最も線量当量率の高い主冷却配管の近辺での長時間の作業となり、作業員の被ばく線量も高かった。

使用済燃料取り出し作業において、使用する燃料交換水槽への水張り、水抜き設備は、恒久設備とする必要がある。

原子力船「むつ」の運航形態は、国の基本計画において「実験航海を約 1 年実施した後、ただちに解役する。」と定められ、使用済燃料取り出し作業が行われるのは、解役の際の 1 回だけということとなった。従って、原子力船「むつ」の使用済燃料取り出し作業に関する設備は、解体に使用する設備として仮設的なものとして対応したが、供用期間中の燃料交換設備として位置付ける場合には、当然、原子炉設備として、恒久的な設備とする必要がある。

4.2.2 一次冷却材ポンプ

一次冷却材ポンプ形式等について、総合的な検討が必要である。

原子力船「むつ」で採用された一次冷却材ポンプについて、キャンド・モータ型であり、特段の問題が発生したわけではないが、所用電力が大きく、起動制限があり、コスト・ダウン流量特性が悪いという特性があるため、次世代においては、堅型渦巻式ポンプの採用が適当であるという意見が出た。堅型渦巻式ポンプについては、シール破損による漏洩時の LOCA の可能性がある等の欠点もあることが指摘され、ポンプの採用については、総合的な検討が必要である。

ポンプに付随する計器類のうち、振動計については精度の良いものを取り付ける必要があるとの指摘があった。流量計については、原子力船「むつ」に取り付けられていた%表示のものでなく、実流量を計測できるものが望ましい。

4.2.3 制御棒駆動装置

制御棒駆動装置のシャフト・シールからの漏洩の発生、低圧封水戻り流量計流量測定レンジ、低圧封水戻り温度計の設置場所に問題があったほか、制御棒位置指示計の誤指示の発生等もあり、制御棒駆動装置の全体の検討が必要である。

現 PWR に使用されている電磁クラッチ方式の制御棒駆動装置の採用あるいは、開発中の圧力ハウジング内装型駆動装置を採用することにより、原子力船「むつ」で見られた問題は解消するものと考えられるが、船舶に特有な動揺・振動対策、高温対策及び大傾斜時のスクラムへの考慮が必要である。

4.2.4 一次遮蔽水タンク

原子力船「むつ」においては、水の放射線分解により水素ガスが一次遮蔽タンク内で発生する現象が生じた。タンク内の水素ガス・パージの自動化とガス発生低減を設計時に反映する必要がある。

また、タンク内水に使用する防食剤についても検討する必要がある。

一次遮蔽タンク内の水素ガス・パージの自動化が図られる必要がある。また、水素ガスの発生量は、タンク内水の酸素濃度と不純物に関するとの指摘があるため、循環浄化を行うことで発生量の低減を図ることが可能であろう。タンク内水に防食剤として重クロム酸カリを使用した。今後使用する防食剤については、使用前実験が必要であろう。

4.2.5 加圧器

加圧器ヒータの改良、加圧器ヒータの通電回路の改良、加圧器スプレイ水の両ループからの採取について検討が必要である。

加圧器ヒータのトラブルとしては、ヒータの断線及び絶縁低下が見られた。

初期の故障は、ヒータ内の断熱材の湿分(水)がヒータ点灯により、蒸気となり膨張しリード線との結合部(ネック部)から外気に出るため、この部分で絶縁不良や断線が生じた。長期にわたり停止すると、ネック部から外気が侵入することにもなるため、予備ヒータは、常時通電を行い、絶縁回復を図っていた。これらの観点から加圧器ヒータ・ネック部の改良が望まれる。

加圧器ヒータは、1 グループ 4 本が直列通電されていたため、1 本に断線が生じるとヒータ交換作業が終了するまで、そのグループのヒータの使用が不能であり、また、保護装置としての接地継電器(3 グループ毎に設けられた)が作動した場合には、一時的には、最大 12 本のヒータが使用不能となる通電方法となっていた。通電回路の改良が望まれる。

原子力船「むつ」においては、一次冷却材ポンプの低速運転時に差圧が低下する

ため、スプレイ流量が低下し、サージ・ライン温度警報が発生した。一次冷却材ポンプの低速運転時においても、必要なスプレイ流量が得られるように検討する必要がある。

また、原子力船「むつ」においては、スプレイ水を No.1 ループのみから取っているが、船舶としての推進力が必要な場合には、単ループ運転も行うこととなるため、スプレイ水を両ループから採取することについても検討する必要がある。

4.2.6 蒸気発生器

蒸気発生器の設置高さを炉心上部より、高く配置する必要がある。

原子炉停止期間中の保管管理に手間がかかるため、蒸気発生器二次側にパージ・ラインの設置及び蒸気発生器器内水のヒドラジン処理装置の設置が必要である。

ECT、水圧試験及び器内点検が容易となる構造・配置及び検査機器の開発が考慮される必要がある。

給水系の安全弁を現行の格納容器内から機関室内への変更を検討する必要がある。

蒸気発生器安全弁の下流側吹き出し配管の構造上の検討が必要である。

崩壊熱ダンプ・ラインのラプチャー・ディスク取付け位置の検討が必要である。

蒸気発生器の設置高さについては、自然循環モードでの崩壊熱除去能力を大きくするために、炉心と蒸気発生器の設置高さの差をできるだけ大きくなるように配置する必要がある。

原子炉停止後、長期(5日以上)にわたり冷態停止とする場合、蒸気発生器内は、ヒドラジン濃度 500ppm の水で満水保管することとしていた。また、気相部へは窒素チャージ・ライン(器内水の温度が低下して、器内水の体積収縮により器内が負圧とならないように注入する窒素ガス補給ライン)の接続作業が伴った。この作業は、上部炉室の足場が悪い場所での実施となり、また、起動時には窒素ガス・チャージ・ラインを外して器内のベントを行うこととなる。そのため、ラインを分岐してパージ弁を設置すべきであった。

原子炉の起動前には、蒸気発生器のブローを行い、器内水の入替えを行う必要があるが、ヒドラジン濃度が高く、船外放出のためにはヒドラジン処理のための仮設イオン交換塔を含む処理装置の設置が必要となった。起動・停止等の回数が多い船種(特殊船等)の場合には、常設のヒドラジン処理装置が必要である。

現在の蒸気発生器の寸法・配置は、格納容器の寸法から決定された。一次側水室内の点検、ECT の検査等、人が水室に入るには狭く、また、二次側も同様なので、蒸気発生器の点検に際しての被ばく量が増加する。蒸気発生器の点検・保守を考慮した設計及び配置並びに機械化による検査手法の開発の検討が必要である。

給水系安全弁が、格納容器内に設置されているため、漏洩時の原因調査、修理を行うためには、原子炉停止後、格納容器の換気、マンホールの開放、放管サーバイ

等 24 時間程度の待ち時間が必要である。点検・安全性の上から給水系安全弁は格納容器内から機関室内に変更すべきであるという提案がなされた。この提案については、蒸気発生器細管破断事故を想定した場合、格納容器内放出とすべきであるとの意見が提示された。両者のメリット・デメリットについて検討する必要がある。

蒸気発生器安全弁の下流側吹き出し配管については、改修工事により制御室上方から前部スタック内吹き出しに変更したが、スタックまでの配管の曲りや、経路長さの観点から、強度や振動及び配管内のドレンの滞留による影響が予測された。設計時に吹き出し配管に対する考慮及びできるだけ短い直管で曲がりを少なくすることが必要である。

崩壊熱ダンプ系安全弁から、大気放出に至る配管にドレン抜き配管がないため、ラプチャー・ディスク上面に配管からの漏洩水が溜り腐食が生じた。ドレン抜き配管の設置あるいはラプチャー・ディスク取付け位置の変更が必要である。

4.2.7 一次系補機器

充填ポンプの選定に当たっては十分な検討が必要である。

原子力船「むつ」の高圧横型プランジャー型充填ポンプは、比較的コンパクトにまとまったポンプであり、狭隘な船内配置に適している。しかしながら、グランド・シール部からの漏洩が漸増する不具合があり、また、手動調整によるグランド・シール部自己フラッシング方式を採用しているため、運転圧によって再調整が必要なだけでなく、運転時の経過につれてフラッシング流量が変化し不安定であった。

これらのために、充填流量が減るといった影響が生じた以外に、本ポンプ出口に CRDM 封水差圧制御弁を設けていたこともあり、この差圧制御にも影響を及ぼした。従って、グランド・シール部(メカニカル・シール、パッキン、プランジャー)の構造材選定に当たっては十分な検討が必要である。それに加え、封水系を設ける場合には、系統構成の改善が必要である。さらには高圧渦巻きポンプの採用も検討する必要がある。

また、充填ラインには、流量計がなく、CRDM 封水系への流量が把握できない状況であったので、このような重要なラインには流量計を設置する必要がある。

再生熱交換器の構造・配置の検討が必要である。

原子力船「むつ」の再生熱交換器は、溶接一体構造となっており、配置上からも保守点検がし難い。供用期間中の溶接部検査等の健全性を確認する手法の開発及び配置上の考慮が必要である。

また、二次遮蔽重量を極力低減するために、格納容器内の設置機器を制限することが重要であろう。船体構造も気密なので、二重コンテインメントと考え、再生熱交換器等の機器は格納容器外に置くことを検討する必要がある。

緊急注水ポンプ及び一次遮蔽水タンク、吐出タンクへの補給水弁を格納容器外に配置する必要がある。

緊急注水ポンプは、原子炉運転中に定期自主検査等で運転することがあるが、格納容器内配置のため運転状況の確認ができないほか、点検結果に不具合が生じた場合、原子炉を停止し、保守しなければならない。一次遮蔽水タンク及び吐出タンクの補給水弁についても、弁座漏洩が生じた場合、格納容器内に立ち入らなければ補修ができず、そのためには原子炉を停止する必要がある。このため、これらの機器については、格納容器外の設置を検討する必要がある。ただし、この場合、格納容器配管貫通数が増加することとなる。

冷却材補給水熱交換器の冷却方式の変更が必要である。

本熱交換器のチューブ漏洩が生じた場合、原子力船「むつ」の海水冷却方式では一次冷却水補給水に塩分が混入する。補機冷却系統と統一し、清水冷却とする必要がある。

補機冷却熱交換器冷却水の温度制御を可能とする必要がある。

海水温度の変化(実験航海では4~30℃)に伴い、格納容器内の補機類及び冷却配管の表面が結露し、部分的に発錆した。補機冷却水の温度制御を可能とする必要がある。

また、冷却海水についても低温時の対策として、バイパス制御による温度制御を検討する必要がある。

補機冷却水ポンプの系統設計の検討が必要である。

原子力船「むつ」の補機冷却水ポンプは、原子炉停止後、崩壊熱除去の段階で2台並列運転を実施したが、その前の単独運転中、待機側ポンプの吸入側に空気が溜り、並列運転が不能となることがあり、運転中のポンプ吐出側から、待機中のポンプの吸入側へ水を注入する配管及び弁を追加設置し対応した。

補機冷却海水ポンプの流量変動に対する検討が必要である。

原子力船「むつ」の補機冷却海水ポンプは、通常海域では問題はなかったが、荒天時には船体動揺の影響によるポンプ吸い込みヘッドの変化によって、冷却水流量が変化し警報が頻発し監視作業を阻害した。このような船舶特有な事象に対する配管形状及び警報信号対策が必要である。

一次冷却系及び封水系フィルタの形式等を変更する必要がある。

原子力船「むつ」においては、当初、一次冷却系及び封水系のフィルタはノッチ・ワイヤ式で、目詰まりが生じた場合には逆洗式が採用されていたが、目に詰まるものが糸屑や綿埃で逆洗が十分にできないことが判り、カートリッジ方式に変更した。

長期にわたる運転の場合、フィルタには、クラッド等が滞留し高線量となる。設置場所、フィルタの取替方法、使用済みフィルタの収納容器の準備、保管場所等の検討が必要である。

4.3 二次系

4.3.1 主機タービン

主機の暖機・冷機にシーケンス・コントロールを導入することを検討する必要がある。

原子力船「むつ」の二次系の機器・弁は、建造時の経費節減のため、自動化・遠隔化を取り止めたことから、暖機・冷機に多数の人手が必要であった。

最近のタービン船では、制御室からの遠隔操作・自動化が普遍している。入渠時以外に主機の暖機・冷機を行わないような運用の仕方をする船舶の場合、主機の暖機・冷機にシーケンス・コントロールは不要であろう。しかしながら、原子力船の運航形態によっては、主機の暖機・冷機時の省力化を図るために、システムが複雑になり過ぎない程度に、遠隔操作と部分シーケンスを適度に組み合わせたシーケンス・コントロール・システムの採用が望まれる。

主機操縦装置の改良が必要である。

操縦弁リフトと蒸気流量にリニアリティの関連を持つ操縦弁を採用する必要がある。

また、操縦ハンドルには、現在では一般的になっているダイヤル式調整装置を設ける必要がある。

主機運転モードの切替え時に制約が生じることに留意する必要がある。

蒸気タービン・プラントとしては、再生サイクル(抽気モード)を採用するのは当然であるが、この切替え(無抽気モードから抽気モード、及びこの逆)操作では、原子炉系の負荷が変動する。原子力船「むつ」においては、抽気モードから無抽気モードへの切替えについて、主機操縦弁開度を一定とすると、原子炉出力で約 7~8% 上昇した。従って、高出力運転状態で、抽気モードから無抽気モードに切り替えると原子炉出力 100%を超える可能性があるため運転時に留意する必要がある。

主機リモート・コントロール装置の高出力領域での回転数制御に制限を設ける必要がある。

原子力船「むつ」の主機の全出力領域は、回転数制御(rpm フィード・バック機能)が可能となっているが、一般のタービン船では港内運転の出力領域においてのみ回転数制御が可能で、それ以上の出力領域では回転数制御はできないようになっている。高出力領域での回転数制御は、トルク・リッチと原子炉出力 100%オーバーになる恐れがあるため、制限する必要がある。船舶の運航上も必要性はない。

精密軸馬力計の装備が望ましい。

原子力船は、原子炉出力と軸馬力の両方で制限を受けるため、表示が大きく見やすい軸馬力計の装備及びトレンド記録計の装備が望ましい。

主復水器へのダンプ・ラインを増設する必要がある。

原子力船「むつ」のダンプ・ラインは、負荷変動に対応する原子炉出力約 30%相当の蒸気流量を処理するもののみである。原子炉出力約 70%まで処理できるダンプ・ラインを設置することにより、船を係留状態にしたままでの原子炉出力上昇試験等(Base load 約 20%+70%まで)が可能となり、種々の制約が解消される。

主機タービンの保護系の充実が必要である。

原子力船「むつ」においては、法定最低限の警報及びトリップのみの設置であった。一般のタービン船に設置されている警報及びトリップ条件の設置を検討する必要がある。

また、振動計の設置及び低圧タービン最終段近くの翼を湿分から保護するための対策、例えばステライト張り等の対策を講じることを検討する必要がある。

主復水器の高水位警報及び高塩分警報の設置並びに塩分除去系の改良が必要である。

原子力船「むつ」においては、高水位警報は後から設置した。また、主復水器高塩分除去ポンプによる自動排出となっているが、ライン・アップすると真空度が低下する現象のため手動としていた。高塩分警報による高塩分除去ポンプの起動及びライン・アップ等の動作が、自動的になされるように系統、機器及び配管に対策が必要である。

給水中の塩分等の除去については、コンデミの設置を考慮する必要がある。

主復水ポンプの運転方式等を検討する必要がある。

原子力船「むつ」の主復水ポンプは、キャビテーション・コントロール運転となっていたが、低水位時に吐出圧力変動が大きいため、故障ではないにもかかわらず、予備機に切り替わることがあった。水位制御方式に変更する必要がある。

また、主復水器の真空維持の蒸気エゼクタ方式は、真空ポンプ方式に変更した方がコントロールし易いという意見があったが、真空ポンプ方式は、蒸気発生器細管破断時に放射性物質を含む封水ドレンの問題があるため、エゼクタ方式の方が良いとの反対意見もあった。このような事故時には、エゼクタ方式でも、その排気ガスには、放射性物質が含まれることになるので、同じことになるとも考えられる。真空維持方式については、検討が必要である。

4.3.2 補助ボイラ

補助ボイラの形式及び容量の選定には留意が必要である。

原子力船「むつ」においては、建造費の制約から補助ボイラ蒸気圧力と蒸気発生器蒸気圧力が異なってしまい、蒸気源切替えが煩雑かつ時間を要する作業となってしまった。

基本的に補助ボイラと蒸気発生器の蒸気条件は同じものとすべきであろう。

また、原子力船「むつ」においては、原子炉運転中、補助ボイラは暖管蒸気で規定圧力(30kg/cm²)を常に維持し、スクラム後の補助ボイラからの蒸気供給を早くできるように計画されていた。しかし、補助ボイラ蒸気塞止弁を常時開とし、補助蒸気ラインの暖管を常に実施していたため、暖管蒸気の容量が不足することとなり、規定圧力の維持ができなかった。

4.3.3 給水ポンプ

主給水ポンプは、非常瞬時バック・アップ機能が必要である。

蒸気発生器はその構造上、給水停止時の水位低下が急速で、原子炉スクラムに直結する。従って、給水系の瞬時バック・アップ・システムが不可欠であり、主給水ポンプのスタンバイ機の自動バック・アップ機能の付加が必要である。

補助給水ポンプの容量、使用方法、設置台数等は、設計時十分検討する必要がある。

補助給水ポンプは、原子炉を立ち上げる際、主給水ポンプの安定運転が可能となるまでの容量が必要である。

原子力船「むつ」のプランジャー型補助給水ポンプは容量が不足しており、かつ、渦巻き型ポンプに変更し、自動バック・アップ機能を持たせるべきとの意見もあったが、自動バック・アップは主給水ポンプの問題であり、補助給水ポンプの容量を

原子力船「むつ」のものより大きくすることで良いとの意見もある。

4.3.4 二次系補機器

海水冷却の熱交換器をできるだけ少なくする必要がある。

セントラル・クーリング・システムを全体的に採用し、海水冷却の熱交換器の数を少なくする必要がある。

配管の不具合、修理の90%は海水系であり、海水配管の保守の低減という観点からもセントラル・クーリング・システムが良い。蒸気発生器の水質に影響する機器の冷却はできる限り清水冷却が望ましいが、蒸気発生器の水質に最も関係する主復水器及び補助復水器の冷却までは、容量の関係から難しいという意見であった。

空調機ダクト及び吹き出し口の配置については良く検討する必要がある。

原子力船「むつ」においては、ダクト及び吹き出し口近辺に結露が見られたことから、電気機器に悪影響を及ぼさないように検討する必要がある。

吸気ファン外気取り入れ口及びタンク・エア抜きからの海水の飛沫による塩分の侵入について考慮する必要がある。

原子力船「むつ」においては、荒天時に海水の飛沫が侵入する現象がみられ、吸気ファン外気取り入れ口及び蒸留水タンク・エア抜き配管に応急措置を講じる必要があった。

開口部の配置、形状、フィルタの設置等について検討する必要がある。

海水ポンプの設置台数の合理化を図る必要がある。

事故時の隔離を電動弁で行う等で、一次系及び二次系の海水ポンプの相互バック・アップを検討する必要がある。

4.4 計測・制御系

4.4.1 計測制御系一般

一次系及び二次系を通じ計測・制御系の機器類を統一することが望ましい。

原子力船「むつ」においては、一次系と二次系のメーカーが異なったため、信号レベル、計器、警報装置等も形式が異なり、監視、点検、保守、予備品及び消耗品の管理等運転者にとって負担となった。

建造に当たっては、統一仕様を示すとともに、計装メーカーをできる限り統一する等、少なくとも信号レベルは揃えることが望まれる。

4.4.2 核計装系

核計装設備の船舶での使用条件に対応した改良が必要である。(船舶仕様の設計条件の確立が必要である。)

核計装設備は、非常に微小な電流を信号として使用するために、船の振動、動揺、加速度の変化、高温度、強電回路との近接等の悪環境条件により、運転に当たり不適格事象が発生する。原子力船「むつ」において発生した下記の事象を参考とし、核計装設備の設計に当たっては、船の動揺、振動、温度、湿度、アース方式等を良く勘案する必要がある。

- 1) 検出器コネクタのメス・ピンの保持力不足による接触不良
- 2) 検出器とプレハブ・ケーブルの接続部コネクタのゆるみ
- 3) CIC 検出器内部電極管の接触不良
- 4) 検出器コネクタ・メス・ピンのピン・ジョイントねじ部のゆるみ
- 5) 検出器とプレハブ・ケーブルの振動によるノイズの発生
- 6) BF₃ 検出器プリ・アンプのノイズ
 - アンプに衝撃が加わると発生するマイクロフォニック・ノイズ
 - アンプ入力部コネクタのアース部分の接触不良によるノイズ
- 7) 中間領域ドロワ対数増幅器回路のダイオード・クランプ(無入力時にノイズ発生)

核計装盤の改良が必要である。

原子力船「むつ」においては、点検・保守作業で安全保護系のテストを行う際に、核計装の 10%以上の模擬出力が必要となるが、テスト・スイッチが盤面に無いため、盤の裏でジャンパーを渡す操作が必要であった。また、テスト信号装置を使用すると盤外への出力がカットされ、安全保護回路のテストには使用できなかった。さらに、核計装盤のテスト・スイッチ切り替え時に起動率計の異常が生じるため、原子炉運転中のテスト・スイッチの操作が不能であった。

これらについての改良が必要である。

反応度計測装置の設置が有効である。

原子力船「むつ」においては、反応度計は仮置きのものであったが、試験等において、微小な核特性を判断するのに有効であったほか、実験航海においても、一次冷却材平均温度、Xe 等による反応度の変化を予測でき、制御棒操作に有効であった。

反応度計測装置の設置は、運転に直接必要となるものではないが、運転支援システムとしては、極めて有効なものである。

原子力船「むつ」の中央制御盤装備の反応度測定計器(DPM メータ)は、指示計の

表示レンジが不良であった。0～±0.5DPM が正確に読み取れるようにする必要がある。

4.4.3 プロセス計装系

制御用空気圧縮機及び空気槽の設計には留意が必要である。

原子力船「むつ」においては、原子炉計測・制御系統設備の制御性の向上を図るため、空気制御弁をブリード型としたことで、制御用空気の使用量が増加し、空気圧縮機の運転時間が長くなったほか、空気槽の容量が小さかったため、10分程度の供給しかできなかった。

制御用空気系の設計に当たっては、消費量計算を十分に行う必要がある。

また、重要機器として、制御用空気圧縮機、空気槽及び除湿装置は、分離・多重性を持たせる必要がある。

重要な系統の弁の駆動方式(電気式・空気式)については、プラント安全のための機能保持能力を十分に考慮する必要がある。

空気式の「ON-OFF」弁、制御弁等、空気源の喪失で機能を失う弁は、なるべく電気式の弁に変更することが望ましい。弁の駆動方式の選定に当たっては、両方式のメリット・デメリットを良く勘案する必要がある。

蒸気流量計の精度の向上が必要である。

原子力船「むつ」の蒸気流量計は、原子炉出力10%までの直線性が悪かった。原子炉起動時の初期通気の段階で、微小流量にもかかわらず、蒸気流量が10%以上流れたような指示を出す現象があった。原子力船「むつ」においては、陸上炉と異なり、主蒸気消費先が多岐に分かれているので、出力を精度良く計測するために蒸気流量計の精度向上が必要である。

4.4.4 原子炉出力自動制御系

原子炉出力自動制御盤の回路の改良及び制御機能、ロジック、設定値の自動確認装置の設置が必要である。

原子力船「むつ」の自動制御盤は、アナログ回路構成となっていたが、デジタル回路(IC化)としコンパクトで信頼性の高いものとする必要がある。

原子炉出力制御系の静特性及び動特性の自動確認装置を付加する必要がある。

また、原子炉自動運転回路、インターロック回路、スクラム設定値等の出力制御系の機能試験は、かなりの時間を必要とするため、試験を自動的に実施できる回路チェック機能を有する設備が必要である。

原子炉自動運転中のロッド・スワッピングについて、自動運転を解除しないで、実施可能なように改良する必要がある。

原子力船「むつ」においては、運転開始後 2~3 日間原子炉内の Xe-Sm が安定するまで、毎日 1 回程度実施するロッド・スワッピング作業は、原子炉の自動運転を解除し、それまで自動側であった制御棒と手動側の制御棒を交互に手動操作するため、制御棒選択スイッチをその都度、切替え、挿入、引抜き操作を実施した。

この作業の安全性を考えた場合、自動制御のまま、作業実施可能なように回路を検討し(材料試験炉(JMTR)の回路が参考となろう)、改良する必要がある。

4.4.5 運転操作シーケンス

種々の運転操作シーケンスの自動化の採用が必要である。

原子炉臨界操作はマニュアルで実施するとしても、昇温・昇圧作業(加圧器気相生成、昇温・昇圧過程の圧力制御、抽出流量制御)、蒸気源切替作業、電源切替作業(負荷分担・解列・停止)、降温・降圧作業、崩壊熱除去作業、スクラム処理作業の自動化が必要である。

なお、電源喪失後処理作業及び再循環モード冷却作業の自動化について検討することも望まれる。

また、プラント運転全体を管理する統括制御として、「昇温」、「原子炉起動」、「通常運転」、「原子炉停止」及び「降温」の運転モードの操作前条件の確認、操作指示、完了の条件確認及び各運転モードの操作時期のチェック等を自動的に行えるようにすることが必要であり、これによって、誤操作の解消、運転員の削減及び運転の均一化が可能となる。

特にスクラム処理作業の自動化が、原子力船「むつ」において実施されていなかったのは、それぞれのスクラム発生時の状況によって、例えば、一次冷却材が保有する熱容量や崩壊熱と消費される蒸気流量とのバランス、タイミング等の最適操作を運転員の判断に委ねるとしていたためである。しかしながら、原子力船「むつ」において経験した数回の実際のスクラムを詳細に検討してみると、これらの操作は、必ずしもそのタイミング等についての状況判断を必要としないものであり、自動シーケンス化が可能と判断される。陸上炉と異なり、船舶においては、推進力の喪失が非常に危険であり、原子炉スクラム後の推進力を早期に、かつ、確実に確保することが重要である。原子力船「むつ」においては、スクラム後処理の自動化が図られているのはスクラム直後の非常電源の作動のみであり、その後の崩壊熱除去、蒸気源切替・推進力の確保は、ほぼ 100%手動操作となっていた。

異常時の監視・処理システムを設置する必要がある。

異常時に、状況を的確に判断し、機器の作動・発停管理・事故処理別の操作等を運転員に認知させ、運転員の操作を支援するシステムを開発し、設置する必要がある。

4.4.6 起動器盤関係

起動器盤内の制御回路の低電圧化、回路のパターン化及び回路構成品の統一化を図る必要がある。

原子力船「むつ」においては、動力ラインと制御ラインが同一の 450V で構成されていた回路があり、構成部品の大型化につながり、保守整備にも注意を要した。

制御回路の低電圧化は、起動器盤の小型化が図られ、回路のパターン化及び回路構成品の統一により、予備品の減少につながる。

4.4.7 制御室、制御盤、監視計器及び記録計

制御室の設計には十分配慮する必要がある。

船体構造上、制御室のスペースはある程度の制限が課せられるものの、スペース及び高さを十分にとることが必要であり、床下及び天井裏のスペースは、配管、配線、ダクト等を考慮した高さを必要とする。

また、制御盤は、運転員が船首に向いて盤操作を行える配置とすることが望ましい。

なお、気体廃棄物の放出管理等のため、制御室内に風向・風速計、船首方位計及び船速計の設置が必要である。

制御盤、監視計器及び記録計の配置並びに操作スイッチの形状、色別、配置等は人間工学的配慮が必要である。

誤操作防止のため、盤面に配置されているスイッチ類で、不用意に触れることにより、スクラム等の運転に影響を与える恐れのあるものは、盤内配置とする必要がある。指示計器及び操作スイッチは、系統別のグループ化と色別を図る必要がある。

指示計には、常用範囲及び警報・スクラム値を記入することが必要である。

また、指示計には、運転員が運転状況の確認、操作中の注意喚起のために、任意に注意喚起信号を設定できるものが望ましい。

これらに加え、データ・ロガー・システムの CRT 監視のみで、全てのプロセス値等が認識できるようにすることも望まれる。

警報装置の改良が必要である。

警報音は、重要度及び操作、確認の優先度を聴覚的に判断できるような周波数や繰り返し周期及び音量を変える必要がある。

警報表示のリセットは、表示灯の暗点灯等により、運転員が状況を判断できるようにする必要がある。

4.4.8 計測・制御設備の保守・点検性

計測・制御設備は、点検、保守、修理、交換等を配慮した設計及び配置とする必要がある。

現場発信器の設置場所は、高線量率の機器・配管から離れた場所に設置し、保守時の被ばく低減を図る必要がある。

較正が可能なテスト用コネクタの設置及び計器のドレン排出が可能な配管とし、保守を容易とするほか、汚染水の除去を可能とする必要がある。

制御盤内のループ較正時、模擬入力が増加可能なテスト・ポイントを設け、保守を容易にする必要がある。

タンクに設置する機器は、附帯作業が発生しないように配置する必要がある。原子力船「むつ」のボロン・タンクのみキサ及び水位計は、タンク側面に設置されており、保守・整備を行う際には、タンク内水を抜く必要があり、仮設タンクの準備、ボロン析出に伴う処置等作業量が膨大となった。

加圧器水位計測の重力補正装置は、装置全体を陸揚げし、製造元でしか較正できない型式のものであった。

この項目に関連して、原子炉運転中にも調節計等の交換が可能なように手動入力設備を設置し、運転の継続性を図る必要があるという意見が提示されたが、一方では、この考えは危険であるとの意見も提示された。検討が必要である。

4.4.9 安全保護回路等

安全保護系のロジック回路、設定値の自動確認装置を設置する必要がある。

安全保護回路を較正するループは、計測・運転・制御等と関係なく独立したものである必要がある。

原子力船「むつ」においては、安全保護系が多重化されていない等の理由で、スクラム設定値の確認を3カ月に1回の頻度で点検する必要がある。原子力船「むつ」においては、安全保護系の自動確認装置がなかったため、原子炉を少なくとも3カ月毎に停止する必要がある、長期にわたる継続運転は不可能であった。

安全保護系のロジック回路及びスクラム設定値の自動確認装置を設置する必要がある。

なお、原子力船「むつ」のスクラム・ブレーカの作動テストは、月に1回必要と

されていた。このテストにおいて、スクラム条件毎に実施すると、都合数十回ブレーカの作動を確認することとなる。これは、接点等の状態や可動部分にショックを与え、故障の原因になりかねない。ブレーカを飛ばす原子炉出力制御盤の最終リレーは、スクラム条件によらず、一つしかないので、ブレーカを落とさないで、最終リレーの作動確認ができるようにする必要がある。

また、原子力船「むつ」の低流量保護回路作動時(一次冷却材ポンプ・トリップ、ブラック・アウト時等)の蒸気元弁の動作は、スクラム信号との兼ね合いで複雑となっている。その動作については、事故事象を勘案の上、設計に立ち戻って変更する必要がある。

4.5 格納容器等

格納容器内の作業性を改善するような機器配置の検討が必要である。

船体構造の一部(原子炉室全体の囲壁)を格納容器の外側の容器(ダブル・コンテインメント)と考え、現在の格納容器内に配置されている機器の表面線量率等を考慮の上、格納容器外に配置することで格納容器内のスペースを広くし、保守・点検時の作業性を改善することを検討する必要がある。

格納容器のケーブル・ペネトレーション及び配管貫通部については、十分に検討する必要がある。

格納容器内装機器類との関連で、ケーブル・ペネトレーション及び配管貫通部の設置数、位置について十分なものとするよう、光ケーブルの採用等も含め検討する必要がある。

格納容器温調器冷却能力の十分な検討が必要である。

原子力船「むつ」の格納容器内雰囲気温度は、平均温度としては、設計温度の 60°C は得られたが、一部温度が高い場所があった。このためエリア・モニタに不具合が発生した。

格納容器内機器の発熱量の計算と温調器冷却能力の設定及び局所冷却方式の十分な検討が必要である。

格納容器及び原子炉室内の機器及び配管の監視が必要である。

原子炉運転中は、格納容器及び原子炉室内に立入りが不能となるため、小口径配管等の振動に対する不安がある。運転中立入りが制限される場所に、ITV 等を設置し、監視できるようにする必要がある。機器によっては、ルーズ・パーツ・モニタが必要である。

上部原子炉室の入・退域方法を改善する必要がある。

原子力船「むつ」の上部原子炉室(管理区域)への入・退域は、通常区域からマンホールを通る構造となっていた。これは、元来上部原子炉室の出入りは殆どないと考えられていたためであるが、保守・点検・補修等のため相当な出入り量となった。管理区域出入口を通る構造とする必要がある。

格納容器サンプ・タンク・ストレーナの設置場所を検討する必要がある。

冷却材喪失事故時、再循環ラインとして使用する格納容器サンプ・タンク・ストレーナが格納容器底部に設置されているため、点検・整備のためには一時的に遮蔽体を取り外す必要がある等があり、作業が困難であった。また、格納容器内のゴミが集中し、目詰まりを起こす可能性もあった。

格納容器底部から引出し、下部原子炉室内に切替え式のストレーナを設ける等の改善が必要である。

格納容器内遮蔽材料等の選定には十分留意する必要がある。

原子力船「むつ」においては、格納容器内で予想外の放射性臭素が発生した。これは、遮蔽材として使用したシリコン中の臭素が原因となっている。格納容器内で使用する材料は、放射化によって発生するガスについて十分留意する必要がある。

4.6 電源系

4.6.1 主発電機・補助発電機・非常発電機

主・補助・非常の各発電機の設計・設置基準を明確にする必要がある。

各発電機の容量、台数、型式、使用標準、設置場所等については、十分な負荷の計算を基として決定する必要がある。この際、現用機、予備機、非常用及び補修時の考え方を明確にしておく必要がある。

原子力船「むつ」の基本設計時の考え方は、原子炉運転中のブラック・アウトを極力回避するため、次のとおりであった。

- 1)原子炉運転中は、主発電機(以下「T/G」という)2台とするが、T/G1台が不具合で使用不能となった場合でも非重要負荷を遮断し、T/G1台で原子炉連続運転が可能
- 2)T/G1台が故障していても、T/G1台と補助発電機(以下「A/G」という)1台で原子炉起動も運転も可能なように、T/GとA/Gの調速器特性を合わせた。
- 3)A/G2台でも原子炉の運転は可能であり、A/G1台が故障している場合でも非重要負荷を遮断し、一次冷却材ポンプ2台とも半速運転とすれば、A/G1台でも50%原子炉出力運転は可能。

この考えは、安全性総点検時の見直しで設計思想の変更(原子炉運転中のバック・

アップ機器の考え方)により、T/G2 台が健全及び A/G2 台が健全でなければ原子炉の運転ができなくなったという経緯がある。

また、非常発電機は 1 台装備のため、原子炉運転中は 1 日 1 回の起動テストを実施することとなった。機器の管理上は問題がある。

非常給電指令装置をコンピュータ化する必要がある。

非常給電指令装置は、コンピュータ化により作動の確実性を図り、また、非常用を含む電源系統中央制御盤の機能チェックを容易なものとする必要がある。

4.6.2 配電盤等

電路の分離を明確に実施する必要がある。

原子力船「むつ」においては、船体の耐衝突二重船体構造との関連で、電路の左右舷分離が完全に実施されていなかった。ダメージ・コントロール及び火災安全の観点を含め、左右両舷に電路を分離する必要がある。特に原子炉関連機器、計装についても、配電盤・起動器盤・配線等を含め、設計段階での配慮が必要である。

配電盤室及び内部機器の設計及び配置には十分留意する必要がある。

配電盤室は、スペースを大きく取り、一次系及び二次系を問わず、左右対称の配置が望ましい。

原子力船「むつ」においては、原子炉系の起動器盤が左舷に一体化されており、運転上不具合があった。

集合起動器盤は、リレーのスパイク・ノイズの問題があるので、核計装電路のノイズ対策が必要である。

4.7 廃棄物処理系

4.7.1 廃棄物処理系一般

廃棄物処理制御盤の設置場所は制御室とする必要がある。

廃棄物処理制御盤は、加圧器気相生成や昇温中の体積制御タンクのガス・パージを行う際に運転員を配置しなければならない。制御室に盤を配置することで運転員の分散防止、一括集中監視及び操作が可能となる。

ガス・パージは、水素濃度検査を含め自動化する必要がある、少なくとも監視計器・警報装置は制御室に取り込む必要がある。

4.7.2 気体廃棄物処理系

気体廃棄物ホールド・アップ・タンクの設置について検討が必要である。

気体廃棄物の大部分は短半減期の Ar-41 である。原子力船「むつ」においては、

経費節減及び設置場所とスペースの関係で見送ったが、ホールド・アップ・タンクを設置し、周辺公衆の被ばく低減化のための間欠放出が可能となるように検討する必要がある。船という限られた容積・空間を考慮した場合、問題は多くあろうが、停泊中のガス・パージ等のプロセスを考慮したホールド・アップ・タンクは必要であると考えられる。

管理区域排気放出流量が正確に計量できる必要がある。

放出放射性物質の放出管理を行う場合、排気風量は放出量計算に重要なパラメータである。原子力船「むつ」においては、排気ファンの流量率等を被ばく評価にとって厳しい側に一定値とし(測定器検出限界値×設計排気流量×24h×365日)、放出量計算を実施した。放出スタック基部の流路に流量計を設置し、放出量計算の精度を上げる必要がある。

4.7.3 液体廃棄物処理系

低・中レベル・タンクからの船外排出配管は不要である。

原子力船「むつ」においては、低・中レベル・タンクからの船外排出配管が設置されていたが、直接、液体放射性廃棄物の船外排出は行われないので不要である。

低・中レベル・タンクへの移送及び陸揚げが各タンクにできるように、分離設置する必要がある。

原子力船「むつ」においては、2基ずつ設置された各レベル・タンク間に連通管があり、廃液の片タンクへの移動による水位差の変動が生じたほか、陸揚げに際しても船体傾斜により完全に排出ができなかった。

また、低レベル・タンクと中レベル・タンクの陸揚げ配管に共通部分があったが、極力分離したものとすることが望ましい。

廃液陸揚げ用ホース・コネクションを管理区域に設ける必要がある。

原子力船「むつ」の液体廃棄物の陸揚げ用ホース・コネクションは、左舷上甲板上にあり、コネクション部からの漏洩が生じた場合の対応が懸念された。また、船の接岸の向きによっては、ホースを長く上甲板上を引き回す必要があった。

ホース・コネクションは、船内の管理区域内に設ける必要があるほか、船の着岸舷は一定でないため両舷に設置されることが望ましい。

機器のベント・ドレン回収タンクの設置について検討する必要がある。

原子力船「むつ」においては、タンク・トップ(最下甲板)の下にタンクを設けることができず、補機室タンク・トップの機器からのベント・ドレンを密閉タンクに

集めることができなかった。

二重底部利用等船体設計時に検討が必要である。

雑用ビルジ・タンクの設置目的及び使用方法について、検討する必要がある。

原子力船「むつ」においては、設計時に雑用ビルジ・タンクには補機室フロア・ドレン及び管理区域での手洗い水等の放射性液体廃棄物を収集することとなっていたが、実際には、非放射性廃液である蒸気発生器二次水の pH、導電率オン・ライン測定装置の廃液を貯留し、船外放出を実施していた。

今後は、放射性等の液体廃棄物発生量の見積りを十分にを行い、タンクの設置目的及び船外放出可能な液体を明確にしておく必要がある。

化学廃液及び有機廃液の処理について検討することが必要である。

液体放射性廃棄物として通常の処理ができない化学廃液及び有機廃液の処理については、予め検討しておくことが必要である。

サンプル・ポンプの型式選定については、検討が必要である。

原子力船「むつ」においては、サンプル・ポンプに渦巻式のキャンド・モータ・ポンプを採用した。運転時間が短かったため、トラブルは発生しなかったが、雑多なものが入った水を処理するポンプとしては、必ずしも適切な型式のポンプではない。ポンプ型式選定には留意する必要がある。

4.7.4 固体廃棄物処理系

固体廃棄物の陸揚げは、直接、固体廃棄物倉庫からできるようにする必要がある。また、廃棄物の重量を勘案した陸揚げ機構の設置が必要である。

なお、可燃物の焼却設備及び洗濯設備を陸上に設置する必要がある。

原子力船「むつ」の固体廃棄物倉庫は、第 3 甲板に設置されており、構造上ここから直接陸揚げはできず、いったん、第 4 甲板の補機室に廃棄物を移動しなければならなかった。移動に際しては、人力に頼らざるを得なかったため、軽量の特別な 100L ドラム缶を使用した。船内での移動装置を含め、固体廃棄物倉庫から直接陸揚げ可能なようにする必要がある。

なお、可燃物の焼却設備と管理区域内で使用した衣類の洗濯設備を陸上に設置し、放射性廃棄物発生量の低減を図る必要がある。

線量率の高い固体放射性廃棄物を収納するため、必要に応じて、遮蔽区画が必要である。

原子炉の長期にわたる運転に伴い、発生する固体廃棄物の線量率は増加することが十分予測される。収納保管の安全確保及び取扱時の被ばく低減のためにも、保管場所についての遮蔽区画、遠隔ハンドリング・デバイス等の計画が必要である。

4.8 放射線監視系

4.8.1 モニタ類一般

エリア及びプロセス・モニタの検出器コネクタのハンダ付け部の製作時の品質管理及び経年劣化には留意が必要である。

原子力船「むつ」のコネクタのハンダ付け部は、その表面酸化の経年劣化等により断線等の偶発故障が発生した。製作時の品質管理に留意するとともに、コネクタ部の定期更新が必要である。

また、保守等によるコネクタの着脱時のハンダ付け部への外部応力の増加を防止する意味で、ケーブルの取回し及び取扱いに注意する必要がある。

放射線監視計器及び記録計を制御室に集中する必要がある。

原子力船「むつ」の放射線監視計器及び記録計は、制御室の放射線監視盤以外に廃棄物処理制御盤及びプロセス附属制御盤に分散しているものがあり、監視、測定、操作及び保守がしづらかった。

放射線監視計器等は放射線監視盤に集中させ、制御室に配置する必要がある。

保健物理室に一括して監視盤を設け、制御室には CRT で監視するという意見もあった。

4.8.2 エリア・モニタ

各種エリア・モニタには、種々の不適合事象が発生しており、検出器及び設置場所等の選定には留意が必要である。

格納容器内に設置する中性子エリア・モニタの減速材として使用するパラフィンには、その融点が不純物によりばらつきが生じる。ポリエチレン使用の中性子検出器の使用が推奨される。

原子力船「むつ」の原子炉補機室に設置したガンマ線エリア・モニタは、浄化系配管と近接していたため、遮蔽を行った。

居住区エリア・モニタは、原子炉運転中、下限に振り切った状態であった。測定可能なレンジの検出器配置が必要である。

また、原子力船「むつ」に設置された電離箱式エリア・モニタは、突然パルス的な指示の上昇による警報発生があった。その原因は、はっきりしないが、微小電流

計測を行っている本検出器は、温度、湿度等の環境条件の変化、印加高電圧の変化、リーク電流等の影響を、他の型式の検出器に比して受けやすいと判断される。近年、開発され、使用されてきた半導体検出器の使用が適当と考えられる。

暴露甲板上に設置するモニタ検出端には、十分な保護が必要である。

4.8.3 プロセス・モニタ

プロセス・モニタの設置については、遮蔽状況、環境条件、放射性物質の存在等について、留意する必要がある。

原子力船「むつ」の二次冷却設備水モニタは、原子炉補機室に設置されており、通常検出液体の放射能は、バック・グラウンド・レベルである。この検出器近辺に一次系サンプリング配管があり、サンプリング水通水時に指示値が上昇した。プロセス・モニタで通常時測定値がバック・グラウンド・レベルにあるものは、放射線源のない場所もしくは放射線の影響が極力少ない場所への設置、または、検出器を十分遮蔽する等の配慮が必要である。

4.8.4 ガス・ダスト・モニタ

空気抽出器系排ガスの監視のためのモニタの設置が必要である。

蒸気発生器細管漏洩が生じた場合、蒸気発生器二次側に一次冷却水中の放射性物質が放出される。このため、原子力船「むつ」においては、ブロー・ダウン・モニタが設けられていたが、これに加え、主及び補助復水器エゼクタ排気側にガス・モニタを設置し連続監視を行う必要がある。

また、事故早期検出のため、陸上炉で採用されている蒸気管の N-16 モニタの設置も考慮する必要がある。

ガス・ダスト・モニタ系サンプリング配管及びトリチウム捕集装置の改善が必要である。

サンプリング配管については、測定及び捕集ガスの温度、湿度等を考慮し、必要に応じて配管ヒーティング等の対策を講じることが必要である。

また、試料ガスの温度及び湿度は、実ガス流量や捕集効率に影響を与えるため、温度計及び湿度計の設置が必要である。加えて、可搬式機器による測定及び試料捕集ができるよう局所サンプリング配管の設置が必要である。

原子力船「むつ」のトリチウム捕集方式は、シリカゲル方式を採用していたが、水分抽出に時間を要し、吸収水分量を秤量しなければならないといった煩雑さがある。冷却凝縮によるトリチウム水の捕集方式の方が短時間かつ、より正確に行える。

4.8.5 放射能測定装置

放射能測定装置を設置する計測室等の改善が必要である。

原子力船「むつ」のガンマ線核種分析装置(以下「Ge 核種分析装置」という)は、そのバック・グラウンド・スペクトルに計測室内のサンプリング配管系内の放射性クラッドによるガンマ線ピークが現れ、分析に支障をきたした。計測室の配置を考慮することにより、バック・グラウンド・レベルを下げるほか、計測室のスペースを十分に取ること、必要に応じて遮蔽を行うことが必要である。

また、核種分析の重要性及び効率化を勘案し、測定系を2チャンネル以上設けることも必要であり、予備機器のストックも必要である。なお、液体窒素冷却方式のGe 核種分析装置は、液体窒素の船内製造等の業務負担があるため、電気冷凍機冷却方式の分析装置の搭載を検討する必要がある。

4.8.6 放射線測定装置

ハンド・フット・クロス・モニタの改善が必要である。

身体の汚染検査は全身カウンタとし、管理区域退域時に必ず通過するような配置とするゲート機能を付加する必要がある。

4.9 水・ガス管理系

4.9.1 分析機器等

水質分析用機器については、オン・ライン測定化を進める必要があるほか、分析基準の見直しが必要である。

pH、導電率、塩素イオン、溶存酸素、溶存水素、Na イオン、酸素ガス、水素ガス、窒素ガスの測定については、オン・ライン測定を可能な限り図る必要がある。

原子力船「むつ」においては、陸上炉で用いている水質分析基準をそのまま採用したが、船用炉における水質分析基準を検討する必要がある。

水質分析用の試薬の秤量について、検討する必要がある。

船の動揺により、通常天秤では水質分析用試薬の精密な秤量を船上で実施するのは不可能である。原子力船「むつ」においては、試薬を陸上で秤量し、デシケーターで保管使用した。長期にわたる航海を実施するためには、船上秤量が可能なように検討する必要がある。

4.9.2 サンプルング設備

サンプリング室は十分なスペースが必要である。

管理区域内の水質分析及び放射能分析に関する十分な作業スペースが必要である。スペースの区分についても、ホット及びコールドのスペースを明確に区分する

必要がある。

サンプリング設備は種々の改善が必要である。

原子力船「むつ」においては、一次系サンプリング・フードの排水が、中レベル・タンクのカバー・ガス圧力により排出不能となることがあった。専用のポンプによる排水方式とする必要がある。

一次系デミネライザ出口水サンプリング配管を、一次水サンプリング配管と共用していたが、分離する構造とする必要がある。

蒸気発生器運転停止中の器内水のサンプリングは、格納容器内でのローカル・サンプリング、または、ブロー・ダウン・サンプリング・ラインからのサンプリングで実施したが、被ばくの低減、漏洩水の発生防止、廃液の発生量低減という観点から、専用のサンプリング設備を設ける必要がある。

一次系サンプリング設備の減圧方法及び設備の遮蔽を検討する必要がある。

4.9.3 水管理設備

復水・給水の水質向上について、検討する必要がある。

復水・給水の水質向上を図る観点から、復水脱塩塔の設置、復水器細管にチタンを採用する等、二次系機器・配管の材質等について検討する必要がある。

一次冷却水浄化系イオン交換塔及び配管の配置等を検討する必要がある。

原子力船「むつ」においては、原子炉補機室の線量当量率増加に寄与したのは抽出配管及び浄化系入口配管であった。従って、浄化系イオン交換塔を二次遮蔽体の内側等、遮蔽エリア内に配置するのが適当であるとの意見が示された。

イオン交換樹脂の交換方法との関連で設置場所の検討が必要である。

また、イオン交換塔の前にスラッジ除去用のマグネット付きのフィルタを設置することを考慮する余地がある。

ヒドラジン薬注装置の改良が必要である。

原子力船「むつ」においては、ヒドラジン薬注装置は2基あり、両者からデアレータ、または、蒸気発生器に薬注できるようになっていたが、配管が共用となっていたため、長期にわたる航海中は、薬注タンクの切替えや補給の頻度が多く、薬注弁の誤操作や弁のすきまから誤注入される恐れがあった。

このため、薬注装置を用途別に単独使用できる設備とし、薬注タンクの容量は原子力船「むつ」のものより大きくする必要がある。

補機冷却水等に使用する防食剤の選定に留意する必要がある。

原子力船「むつ」においては、重クロム酸カリを防食剤として使用したが、廃液処理の問題があった。防食剤の選定に当たっては、放射化されない材料及び廃液処理を容易とする材料を選定する必要がある。

二次系給水水質の自動制御を行う必要がある。

原子力船「むつ」においては、二次系給水の水質制御として、AVT(ヒドラジン処理)を実施し、給水の導電率を手動制御することで、給水の管理を実施した。

省力化及び水質基準管理の確実性向上の観点から、自動制御とする必要がある。

4.9.4 ガス管理設備

体積制御タンクのカバー・ガスについて検討する必要がある。

原子力船「むつ」においては、原子炉運転中、体積制御タンクのカバー・ガスは、水の放射線分解の抑制と一次系機器の腐食防止の観点から水素を用い、原子炉の冷態移行時に水素から窒素に置換した。窒素ガスへの置換により、原子炉停止中の一次系水のアンモニア・イオン濃度が上昇し、pH が水質基準を超えたため、水質改善のために、長期にわたる浄化運転を必要とした。

カバー・ガスの窒素置換は、原子炉容器蓋開放時は必要であるが、短期の冷態停止では、特に必要がないものと判断される。さらに、一次系機器は、殆どがステンレス鋼製であり、アンモニアは悪影響を与えないので、これらを考慮して水質管理基準を見直し、決定する必要がある。

なお、ガス置換作業は、体積制御タンクの水位を上げ下げして行っており、廃液発生の主因となっている。このため、一次冷却水を一時的に保管するタンクを別に設けることで、体積制御タンクの容量縮小による廃液発生を減少させるだけでなく、ガス置換作業が簡便になると考えられる。

ガス補給系の改良が必要である。

ガス補給系の弁を遠隔操作のものとするほか、弁の開閉表示、ガス圧力等を制御室で監視可能とする必要がある。

なお、搭載するガス・ボンベは、脱着簡便、気密保持性の高いものとし、ガス・ボンベの取り出し口からのガスの漏洩を極力抑える必要がある。

4.10 その他

4.10.1 多重性及び予備機等

原子力船の原子炉施設の予備機のあり方についての検討が必要である。

原子力船「むつ」においては、原子炉運転中、予備機の健全性が担保されないと、

運転継続が不可能であった。

長期にわたる航海での予備機の計画的整備を実施するためにも、原子炉運転が可能な予備機の配備及び運転管理基準の検討が必要である。

また、船舶安全法上の予備機の考え方と、原子力におけるそれとの整合を図る必要がある。

4.10.2 データ管理

データ管理の手法及びデータ・ロガーの活用を検討する必要がある。

種々のデータ管理手法については、コンピュータの活用により総合的な管理を行えるように検討する必要がある。原子力船「むつ」のデータ・ロガーは途中で更新されており高度な機能を有していたが、その機能の活用が不足していた。計測・制御の全体のバランスを考えて設計時点から対応する必要がある。

また、運航データについては、船内各所にローカル・ネットワークを設けるとともに、陸上管理部門との間にデータ通信網を設け、リアル・タイムに陸上からの支援を受けられるようにする等の有効活用を図る必要がある。

放射線管理、水・ガス管理及び放射性廃棄物管理についても、CRT 表示、帳票出力等のコンピュータ管理を行えるようにする必要がある。

なお、船の排気筒から放射性物質の異常放出があった場合、周辺環境への影響評価を迅速かつ簡便に行える手法を開発する必要がある。

4.10.3 予備品管理

予備品及び消耗品の管理の適正化及び保管スペースの確保、品数の減少を図るための対策が必要である。

機器の数が多く、また、製造メーカーも多くなることが予想されるため、予備品及び消耗品の管理をバーコード化し、コンピュータ管理を行うことが必要である。

機器別の予備品等の管理が実施可能なようなスペースを確保し、収納方法については、取り出しやすさを考慮するとともに、計装・制御系の予備計器等の保管は環境条件等に留意する必要がある。

4.10.4 通信連絡装置等

運転員間通信手段の改善等が必要である。

原子力船「むつ」においては、モビックスと称する無線通信手段により、制御室と現場運転員間の連絡を行っていた。この方法は、腰につける送・受信機とヘッド・ホン間のケーブルやワイヤ・アンテナが行動を阻害することが多いという弱点があったほか、故障も頻発した。

制御室と現場間の通信連絡手段の改善が必要である。

なお、これらの通信連絡の記録装置の設置については、運転員が精神面で嫌うこともあるのでこの面からの検討が必要である。

4.10.5 構造

保健物理室及び保健物理物品倉庫には十分なスペースが必要である。

保健物理室及び保健物理物品倉庫は、業務内容、人員、必要機材を十分に考慮し必要十分なスペースを確保するとともに、管理区域内に小規模な事務室を設け、完成図書、図面等の資料を置き、簡単な打合せが実施できるようにする必要がある。

核物質防護上の検討を行う必要がある。

原子力船「むつ」においては、核物質防護の観点から船体構造等の設計はなされていない。設計時に核物質防護の観点からの検討が必要である。

放射線源の保管場所について配慮する必要がある。

放射線源の保管場所は、使用場所に近接したところに置く必要がある。

各部屋、室及び機器の配置を人間工学的な面から検討する必要がある。

機関室、配電盤室、ポンプ室、ガス瓶室、非常発電機室、バッテリー室、計装用電動発電機室、制御室、保健物理室、原子炉室、原子炉補機室、サンプリング室、計測室等の配置とそのなかの機器の配置は、運転中の運転員の行動と作業性を考慮に入れたものにする必要がある。

5. 検討メンバー及び検討日程

5.1 検討メンバー

「原子力船『むつ』運転経験検討会」は、次のメンバーで構成した。なお、検討メンバーおよびコメントを頂いた方の所属は、1994年当時のものである。

渡辺 卓嗣	運輸省 航海訓練所次長
須田 浩二	三菱原子力工業株式会社 軽水炉統括部主幹
立山 健	石川島播磨重工業株式会社 新技術開発部課長
武藤 皓洋	原子力船「むつ」 機関長
戸田 克美	原子力船「むつ」 首席一等機関士
光延 秀夫	原子力船「むつ」 原子炉主任技術者
横瀬 陽明	原子力船「むつ」 参席一等機関士
中沢 利雄	原子力船「むつ」 四席一等機関士
藪内 典明	原子力船「むつ」 首席二等機関士
林 讓治	原子力船「むつ」 次席二等機関士
落合 政昭	原子力船研究開発室 原子力船システム研究室長
石田 紀久	原子力船研究開発室 調査役
藤川 正剛	原子力船解役部 解役第一課長
野村 俊彦	原子力船解役部 解役第二課長
北村 敏勝	原子力船解役部 解役第一課長代理
縄田 孝高	海務管理室 船舶工務課長代理
穂波 穰	本部 調査役
作田 孝	原子力船計画部 技術管理課長

上記検討メンバーによる検討のほか、報告書を纏めるに当たり、下記の方々からコメントを頂いた。

辻 栄一	副理事長
木村 和美	原子力船計画部課長
八巻 治恵	株式会社ニュークリア・デベロップメント
東 興一	日本郵船株式会社
古川 洋一	日本郵船株式会社
中谷 博司	日本郵船株式会社

横山 辰雄	ナビックスライン株式会社(1993年9月30日まで検討メンバー)
田中 孝和	ナビックスライン株式会社
内藤 裕	運輸省 航海訓練所
野尻 良彦	運輸省 海技大学校
小河原 石根	川崎汽船株式会社

5.2 検討日程

第一回検討会	1993年8月26, 27日
第二回検討会	1993年10月28, 29日
第三回検討会	1993年11月18, 19日
第四回検討会	1994年2月17, 18日
第五回検討会	1994年3月3, 4日

This is a blank page.

