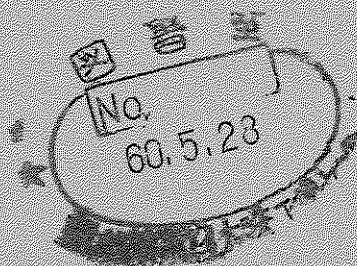


タンク型ナトリウム冷却高速中性子炉を含む将来の1500MWe原子力プラントに適用すべき安全性に関する責務事項と主要特性に関する決定

(仮文和訳改訂版)



1985年3月

| 技術資料コード | |
|-------------------------------------|------------------|
| 開示区分 | レポートNo. |
| T | N951 84-04 Rev 1 |
| この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です | |
| 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室 | |

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター
高速炉安全工学部・高速炉工学室

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒107 東京都港区赤坂 1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

計画管理部技術情報室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Information Service

Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo, Japan

©動力炉・核燃料開発事業団 1985

本資料は、F B R開発本部 渡辺章、大洗工学センター機器開発部
神戸満の両氏による仏文和訳（PNCT N951 84-04）を英文翻訳が発刊
されたのを機に高速炉工学室の安全設計基準勉強会の作業の一環とし
て再校正してみたものである。原文である仏文と英文翻訳とで多少表
現の違いはあるが、内容に主眼をおいて読み易い文にすることを心掛けた。
御参考にして頂ければ幸いである。

昭和60年2月
高速炉工学室 青木 忠雄

安全設計基準勉強会メンバー

山口 勝久

佐藤和二郎

岡田 敏夫

前川 勇

二ノ方 寿

清水 武司

吉川 信治

山口 彰（幹事）

青木 忠雄

タンク型ナトリウム冷却高速中性子炉を含む将来の 1500 MW_e 原子力
プラントに適用すべき安全性に関する責務事項と主要特性に関する決定
(1983年7月)

| | 頁 |
|-------------------------------------|--------|
| 序論 | 1 |
| 第Ⅰ章 一般規定 | 3 |
| I. 1. 一般設計基準 | 3 |
| I. 2. 標準設計基準と外的要因による災害 | 9 |
| I. 3. 運転中の監視と保修作業のための準備 | 10 |
| 第Ⅱ章 技術規定 | 12 |
| II. 1. 配置計画 | 12 |
| II. 2. 燃料集合体 | 13 |
| II. 3. 主容器内部の設備 | 14 |
| II. 4. 燃料集合体の貯蔵と取扱い | 16 |
| II. 5. 原子炉主容器 | 18 |
| II. 6. 1次系カバーガス系 | 19 |
| II. 7. 原子炉クロージャーヘッド | 19 |
| II. 8. 放射線防護と換気 | 21 |
| II. 9. 安全容器 | 23 |
| II. 10. 原子炉建物とその内部構造物 | 24 |
| II. 11. 機械設備の設置と原子炉建物の通路 | 25 |
| II. 12. 2次ナトリウム系および付随する補助系統 | 26 |
| II. 13. 热除去系 | 29 |
| II. 14. 原子炉建物および特殊処理施設を連結する建物 | 31 |
| II. 15. 安全上重要な補助施設への電力供給 | 32 |
| II. 16. 電力設備、制御室、緊急原子炉停止設備 | 33 |
| II. 17. 出力と反応度の制御 | 35 |
| II. 18. プラント保護系と制御系 | 37 |

[序論]

フランス電力庁 (EdF) は1980年7月21日付で「1500MWe高速炉計画：安全性基準のオプション」と題する報告書を、原子力施設安全本部 (SCSIN) 本部長に提出し、その中でタンク型ナトリウム冷却高速中性子炉を含む将来の1500MWe原子炉プラントについて、その安全性に関する主要特性の検討結果を報告した。

原子力施設安全本部と原子炉担当の常任委員会を含む本部の技術顧問 (Group Permanent) は、1980年11月18日付書簡 EdF-SEPTEN no. 70825, 同年12月17日付書簡71616, 1981年2月12日付書簡73121 および1982年5月28日付書簡EdF-SEPTEN no.85595, 同年10月1日付書簡88644, 同月26日付書簡89279などにおいて、フランス電力庁が提出した補足資料及び修正を考慮してこの報告書を検討した。

本決定は、この検討から得られた結論を考慮して、将来の1500MWe原子炉に適用される安全性上主要な責務と特性とを定めたものである。

これらの安全性上主要な責務と特性は、二つの章に分かれ、それぞれ第Ⅰ章では将来の1500MWe原子炉の許認可に適用される一般規定、第Ⅱ章ではこれらの原子炉の主要部分あるいは要素のうち事前の定義づけが望ましいものに適用される技術規定を定めている。ただし、これらの責務と特性とは、同原子炉の安全性に関する重要な主題の全てを漏れなく取り扱っているわけではない。

これらの各章は、フランス電力庁が提出した主要特性について述べているが、これは、前記の安全性の責務と一致するものであり、また各章の一部、特に第Ⅰ章1節に於いて述べられている計画が実行に移されるならば、これらの原子炉に関連する研究を継続する上での基礎を提供するものである。さらにフランス電力庁は、現行の法的手続きの枠内で、特に本決定に定められた安全性上主要な責務に関しては1500MWeの各原子炉について、同庁がすでにとった細部にわたる技術的処置あるいは今後の計画を明確化し、正当化しなければならない。また同庁は、必要ならば適切な対応措置を行った後に、前記の主要特性と予定用地とが一致することを実証し、さらに各原子炉について、その設計施工・運転についても品質保証する方策を明確化し、正当化しなければならない。

しかし、もし同じ設計の原子力発電所の運転や建設の経験、更に一般的に安全性に関する知見の進歩の結果、新しい要素が現れ、それを考慮に加えるために関連施設の安全性の実質的な改善が必要になった場合、これらの主要特性は、特に規制側からの要求事項に応じて修正を加えなければならない。

さらに本決定は、今後のプロジェクトの内容及び手続きの作成に関する進展をなんら妨げるものではない。フランス電力庁は、このため関係施設の安全性を損なわないことが実証できるとの条件の下で、これらの特性に修正を加えることができる。

上記の修正と実証は、安全性の観点から研究全体に重大な影響を与える。この場合、電力事業者は予備安全申請書 (Rapport Préliminaire) の提出前に、前記の影

影響を原子力施設安全本部に報告しなければならない。

本決定は、今後数年に亘り計画中のタンク型ナトリウム冷却高速中性子炉を含む出力約 1500MWeの原子炉に適用されるものであるが、いかなる場合も、原子力施設安全本部がこの形式の原子炉について定めた基本的規定あるいは、特に下記の各項に関する現行法規の規定は、その適用を妨げてはならない。

発電用原子力施設

環境保護のために分類される施設

自然保護

労働法規の適用

放射性廃棄物の処分

高圧容器

水質規制

第Ⅰ章 一般規定

I. 1. 一般設計基準

A. タンク型ナトリウム冷却高速中性子炉の設計及び設備分類に関して規定を定める場合は、最も重大な事故が最も小さい全体的確率を持ち、しかも全ての場合に、事故が重大であるほど全体的発生確率はある一定値以下になるようにしなければならない。（この原則から許容限度範囲の定義が導かれる）

これらの規定は、特に下記の目的をもたなければならない。

- a. 正常な運転中に施設要員および公衆が受ける被爆線量はできる限り少なくし、全ての場合に現行の法規の限度以下に維持する。
- b. より一般的には、所定のサイト上にプラントが建設された結果、許容できない危険がもたらされるということのないようにする。

---○---

1) 実際には、この目的が達成されたかどうかは、（十分な安全性の余裕をみた適正な調査研究に基づき）いくつかの標準的運転状態での被害（consequence）を詳細に検討することによって証明される。これらの被害の推定発生頻度に基づき、運転状態は頻度別に分類され、各頻度の分類ごとにこれらの被害が、同一分類中のその他の運転状態の被害を包絡していることが実証されなければならない。

運転状態のリストは、施設の外部的な原因による事象およびサイト特有の事象を加味して、最終的に作成されなければならない。

もし、ある事象または事象の組合せによって導かれるある運転状態が、同じ頻度分類に属する他の運転状態の被害を著しく超える結果を招く可能性がある場合、この運転状態の発生確率を可能な限り低減することを考慮して、これらの事象の被害とある分類の運転状態の被害とが関連づけられるように上記リストを完備しなければならない。

このようにして完成された運転状態全体は、本決定の残りの部分において、起こり得る運転状態の全てを示すことによって明らかにされる。

---○---

一般的に、全ての運転状態において放射線被害が、本決定の時点で有効な加圧水型の原子力発電所のために規定された同等頻度の運転状態分類における被害を上回らないように、適正な規定を設けなければならない。特に下記の目的のために、加圧水型の施設についての現行規則が必要な修正を経て適用される。

----施設の設計、施工、運転の品質を保証する。

----システムの詳細設計を行う。この場合例えば单一故障基準を使用し、（必要な場合には適当な運用規定によって）運転中監視と定期検査に対する要求を考慮する。

----安全性上の重要度に従って機器を分類し、それらの設計、施工、運転中監視に関する規則を決定する。

---○---

共通モード故障 (common mode failure) のリスクを低減するため、安全上重要なシステムには各種の構成機器、トレインまたはコネクションが、重複して適切な形で施設の内部に設けられ、必要性と技術的 possibility の範囲内で、その設計と施工の多様化が計られるべきである。これらの設備配置では、不測の行動の結果の被害をも低減できるようにする必要がある。

特にナトリウム火災のリスクと被害とを低減し、その検知を可能にし、その拡大の抑止と消火を確実にし、同時にシステム間相互作用の危険を防止する等のために、適切な規定を設けなければならない。特に安全上重要なシステムについては、(建設規定や、場合によっては多重性により) 動的外乱及びミサイルから十分に保護されなければならない。

また運転を容易にし、誤操作によるリスクをなるべく少なくする措置を取らなければならない。さらに施設の設計段階から、各施設の将来における解体を容易にするための適切な措置が取られなければならない。

---○---

2) さらに恒常的運転下で使用されたり、頻繁に使用される多重システムの完全な故障に伴うリスクについても研究調査が必要である。

もし必要であれば、故障に対応する運転状態の発生確率を低減するあるいは被害をその確率に均衡する水準まで引き下げ、前記の許容範囲に止どめるための適正な規定を設けなければならない。

3) 上記の要求を満たすことによって十分な安全性レベルが確保される筈だが、同時に先に定義した運転状態の中で最も仮想的なものの頻度よりも更に推定頻度は低いが、それでもサイトの選択と緊急時特別対応策の策定のために考慮しなければならない代表的な最大リスクと考えられる单一事故あるいは複合事故の被害を十分な程度に低減するよう、規定が定められなければならない。

A.2) および 3) の両項に定める運転状態については、現実的な過程に基づき、また緊急時計画に実際に規定されている対策を考慮して研究調査することができる。

---○---

B. 下記の運転状態のリストはフランス電力庁が調査して設計の基礎として用いることを提案しているものであるが、それは下記の C 項を考慮することを条件として原則的に許容され、それ以上の調査実施の基礎となりうるものである。

1) 標準運転状態リスト

外的災害によるリスクは 1 - 2 項に取り扱われている。

a. 通常運転状態 (第 1 分類)

これはプラントが通常運転過程にある状態を指し、連続的運転および過渡的運転あるいは炉停止状態を含む。この状態は、発電所の運転状態パラメータが所定の範囲内に維持されているということで特徴づけられる。

b. 中程度の頻度で、被害が極めて限定される事故 (第 2 分類)

◇一般的な事故

外部電源の喪失

炉停止と給水系または補助冷却系の運転に伴う過冷却

出力の自動降下

◇炉心に特有な事故

制御棒 1 本（または採用された制御系によって複数本）の偶発的引抜き

制御棒 1 本または複数本の偶発的挿入

制御棒 1 本の偶発的落下

燃料被覆管の破損

◇ 1 次冷却系に特有な事故

1 次系ポンプのトリップ

制御系の相互依存の程度に応じ、1 基または複数基の 1 次系ポンプの偶発的減速

制御系の相互依存の程度に応じ、1 基または複数基の 1 次系ポンプの偶発的加速

中間熱交換器のアルゴン・シール気密性の喪失

1 次系アルゴンの少量漏洩

◇ 2 次系および蒸気発生器に特有な事故

2 次系での少量のナトリウム漏洩

2 次系ポンプのトリップ

制御系の相互依存の程度に応じ、1 基または複数基の 2 次系ポンプの偶発的加速

制御系の相互依存の程度に応じ、1 基または複数基の 2 次系ポンプの偶発的減速

緊急ドレンに至らない蒸気発生器での漏洩

蒸気発生器のドライアウト

蒸気発生器給水流量の予期しない増大

出力運転時の 2 次系一系統の予期しないドレン

等温状態での 2 次系一系統のドレン

◇給水系およびタービン室での事故

高圧過熱器の全面的機能喪失

給水過熱器の部分的機能喪失

タービン発電機のトリップ

復水器の機能喪失

給水タービンポンプ 1 基のトリップ

給水流量の完全喪失

◇アルゴンまたは窒素補助系の事故

通常時または事故時の過渡状態における原子炉アルゴン・カバーガス圧力制御系の故障

通常または事故時の過渡状態における中間容器の窒素圧力制御系の故障
ナトリウム系のコールドトラップの故障

c. 極めて頻度が低く、被害が限定された事故（第3分類）

1次系への油の浸入

蒸気発生器の伝熱管管板の大規模な漏洩ないし、伝熱管1本の瞬時ギロチン破断

使用済燃料集合体の移送中における移送ポットの不測の停止

使用済燃料集合体の搬出室内での落下（搬出装置の信頼性が高く本分類に組入れを必要としない場合を除く）

使用済燃料集合体の搬出室内における、集合体崩壊熱除去系の冷却機能喪失

燃料集合体または制御棒の装荷あるいは取出し時における誤操作

2次系と1次系間の漏洩

d. 仮想の域に止まり、その被害が許容範囲内にある事故（第4分類）

炉心内の燃料集合体の想定可能な最大損傷

貯蔵位置にある燃料集合体の想定可能な最大損傷

制御棒集合体の想定可能な損傷

燃料取扱中における燃料集合体の炉心上への落下

1次系ポンプのスティック

ポンプとダイヤグリットとの連結管の破損

2次系の完全なドレン

主容器からのナトリウム漏洩

ルーフスラブまたは回転プラグの気密性の喪失

発電設備の蒸気または水系配管の破損

原子炉アルゴンカバーガス系配管の大規模漏洩

2次系ナトリウム配管の大規模漏洩

上記のb-dに定める運転状態に関する調査は、全て十分な安全余裕をもちなおかつ、これらの運転状態の被害が各分類の被害を上回ることのないようにするために必要なシステムに対して单一故障基準を適用して、実施されなければならない。

第3,4分類の運転状態の解析は全体として、これら運転状態に外部電源喪失を重畳させて実施されなければならない。反証がない限り、この重畳状態は運転状態分類の分析規則にもとづいて解析されなければならない。

2) 前記のリストに加え、またA.2に定める目的に従って、フランス電力庁は下記の運転状態に関する調査を行うことを提案している。これらの運転状態に対しては、必要な場合、その確率を低減し、またはその被害を第4分類で認められている水準以内にするため、適切な規定を設けることになっている。

----- II.15 に定める全交流電源喪失

-----計装制御電源の喪失

-----支持機能を持つ構成機器（ルーフスラブ、回転プラグ、炉容器の上部、炉容器ピット室のコンクリート）に対する冷却系の完全機能喪失

これらの調査は、大きな安全余裕を持たせず、事故の重畠を考慮せず、緊急時計画に定める手段を考慮して、現実的な仮定に基づいて行うことができる。

3) 最後に前記の A.3) に定めた目的に従い、フランス電力庁は下記の事象の調査を行うことを提案している。これらの事象は確率は低いが、サイトの選定および緊急時特別対応策の策定上考慮すべき最大のリスクを代表すると考えられる運転状態を引き起こすものである。

----- (現実的に決定された条件下での) 主容器および安全容器の気密性の喪失

----- (現実的に決定された包絡条件下での) 燃料集合体の溶融

これらの事象の被害は、本決定の時点において有効な加圧水型原子力発電所のサイト選定と緊急時特別対応策の策定のために考慮すべき最大のリスクを代表するとみられる事故の被害を上回ってはならない。

これらの調査は前記 B.2) と同様な仮定に基づいて行うことができる。

---○---

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として掲示しなければならない。

一般要求に関するこの項目とは次のようなものである。

1° / a. 予備安全申請書の提出時点における、クレイ・マルビル原子力発電所で得られた経験の総合的評価。遭遇した困難に対処するために採用した処置の正当性の証明；クレイ・マルビル発電所と本プラント間の主要な改良点の説明。

1° / b. 設計において採用された詳細な配置および運転経験を反映した、前記 B 項の運転状態分類の妥当性の確認。一例として、また定量的な評価が可能であれば、頻度が一年に 10 を超えない運転状態は第 3 分類に、また一年に 10 を超えないものは第 4 分類に分類することができる。

1° / c. 第 2 分類の運転状態が外部電源喪失と重畠した場合は、事例ごとに検討しなければならない。そして必要な場合は、それらの組合せを適切な規定に基づいて解析すべきである。

2° / 補足として、また II.13.B に記載の調査との関連における、下記の運転状態の解析。

-----崩壊熱除去系 1 ループ機能喪失（反証のない限り第 2 分類の規定に従うものとする）

-----崩壊熱除去系の二つのループの時間遅れを持った機能喪失。最初のループの機能喪失の後、もう一つのループを考慮する。第二のループの機能喪失の時に、この運転状態に外部電源の喪失が重畠されることも考慮する。

（反証がない限り第 4 分類の規定に従うものとする）

3° / B.3) に定めるリストを補足し、さらに同じ解析条件の仮定にもとづく、下記の運転状態の調査。

- 蒸気発生器建物内でのナトリウム－空気－水の反応
- B.1) に定めるものより規模の大きい、1基の蒸気発生器内のナトリウム－水反応
- 一つの崩壊熱除去系配管のギロチン破断時のルーフスラブ上でのナトリウム火災

4° / 下記のリスクの結果として生じる運転状態を前記 B, C.2° または C.3° に定める各種の分類に区分するため、または（正当性の証明がある場合に）それらを削除するための調査項目：

- アルゴンガスの炉心への巻き込み
- 蒸気発生器内の水の流量低下を伴わない 2 次系ナトリウム流量の低下
- 蒸気発生器の偶発的再給水
- 物体の落下
- 1 次系ポンプのフライホイールの破損
- 気泡の炉心内通過
安全容器内窒素ガスと主容器内のアルゴン・カバーガス間の異常な圧力差による主容器の変形
- 外部電源喪失以外の、第 2 分類に入る一つの事象に起因する 4 台の 1 次系ポンプの急速、同時減速
- 1 次冷却材中への空気または水の侵入
- 1 次系ポンプとダイヤグリッドプレナムとの連結管の破損の可能性がある当該ポンプのスティック

5° / 必要なありとあらゆる正当化を行った上で、ナトリウム系統と蒸気発生器に影響を及ぼす可能性のある大リーグの明確化と分類を行うこと。その場合、ナトリウム系の設計ならびに機器、室およびナトリウム火災によって影響を受ける消火と検出装置の設計の時点で実施することができる。

6° / 共通モードのリスク、特に温度の変化がもたらす恐れのある（例えば、ルーフスラブやそれを貫通する熱交換器の位置での）変形、を探し出して排除する手段に加えて、それぞれのシステムあるいは構成機器の詳細設計に採り入れられる規則や解析手法の定義づけを行うこと。その場合、いろいろな運転状態で要求される動的機器の操作性を確保する観点から、適切な研究開発計画に基づいて必要な全ての正当化を行った上で実施すること。

7° / 運転状態のリストを定義し正当化し、さらに必要な範囲で本指針の段階で十分に明確化されていない、例えば特殊な保修運転に関するものなどの項目についてリストを補足すること。

8° / 本決定で述べている望ましい解析結果とは、炉心溶融、および関連する機械的エネルギーの放出を考慮する必要性をなくし得るものでなければなら

ない。特に下記の点に留意すること。

- a) 共通モード故障を構成する地震時の入口プレナム、炉心支持構造、入口プレナムとポンプ間の各種の連結部の突発的な破損のリスク。この点についてフランス電力庁が提出した研究プログラムは、下記の II.3.C を考慮に加えることを条件として、許容される。
- b) 外部電源喪失事故後の、炉心の全ての部分に於ける自然循環の確立。
- c) 燃料集合体の破損伝播が隣接する 6 集合体に制限されること。この点についてはフランス電力庁の研究プログラムは許容される。

I. 2. 標準設計基準と外的要因による災害

A. I.1 に定める一般設計基準に応じて適当なプラント運転状態と組合せた外的要因による災害を考慮に入れる規定を決定しなければならない。

これらの外的要因としては、特に下記のものを考慮しなければならない。

- 余震を含む地震および必要な範囲での津波、地面の変動
- 極端な気象条件
- 洪水、河川の増水とそれによる水道施設に対する被害
- 航空機の墜落
- 工業施設、港湾施設および通信施設に関する人的活動による爆発、ガス雲、火災またはミサイルなど
- タービンの破損によって生じるミサイル
- 隣接施設に影響を及ぼす各種のナトリウム火災、ナトリウム-水・空気反応

B. フランス電力庁が提案している下記の方針は原則的には許容されるものであり、下記の C 項を考慮に加えることを条件として、今後の解析の基礎となるものである。

標準設計基準はいくつかの所定のサイトに適用されるものとして決定されるが、その基準は前記の A および I.1 に定める一般的な規則に適合することが実証されたものでなければならない。その他のサイトについては、下記の条件が満たされたように標準設計基準に適当な修正を加えるべきである。

- a. この標準設計基準は主として原子炉建物、特に液体廃棄物処理施設を持つ特殊処理建物、タービン建物、送電敷地、および場合によっては新燃料、使用済燃料貯蔵建物などに関するものである。

- b. おののの建物の基礎は、各サイトの特性に基づいて決定される。

- c. 標準設計基準に影響される範囲は、外的要因による災害に対する下記の設計方法に包括される。

--- 地震に付随する災害については、米国原子力規制委員会の規制指針 1.60 に定める応答スペクトルを使用する。すなわちゼロ周期での地面の最大加速度は 0.15 g で固定し、地盤の平均動的ヤング率は 5,000 ~ 100,000 バールの間で変化するものと想定する。

--- 原子炉建物、タービン建物、および補助建物の共通基盤はエラストマベアリ

ング（免震構造）の上にのせた鉄筋コンクリートのペデスタルからなる構造物によって支持されるものとする。

- 航空機の墜落については、一般的な飛行を行う商用航空機の墜落を考慮するものとし、ハードミサイル（1.5トンのセスナ 210単発機）とソフトミサイル（5.7トンのリアジェット23双発機）を考慮する。
- 産業環境および輸送経路に関連する災害については、安全性機能を持つ施設は、最高59ミリバール、加圧の持続時間は300ミリ秒の急峻な波面を持つ三角形過圧入射波に対して耐えるものでなければならない。

C. いくつかの項目に関する補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出しなければならない。

標準設計基準および施設に対する外的要因による災害に関しては、本決定が適用されるプラントの性能解析を標準設計基準で考慮しているより強い地震について提出しなければならない。これは標準設計基準の対象となっていない用地に建設する場合を想定して、強化すべき機器を確認するためである。

I. 3. 運転中の監視と保修作業のための準備

A. 運転中の監視と保修作業のための準備に関して設けられる規定は特に下記を目的としなければならない。

- a. 発電所の耐用期間中を通じて、その安全上重要な各種の機械設備の運転状態が、標準設計基準によって定められた条件に合致していることを確認する。
- b. この監視および必要な場合の保修作業を容易にするため、適切な構造上の措置を設計段階から採用する。

B. フランス電力庁が提案した方法は、原則的に許容されるものであり、下記のC項が考慮に加えられることを条件として、今後の解析の基礎となるものである。

その方法は下記の原則に準拠している。

- 関連する機械設備のリストの作成
- これらの機械設備の中で最も応力の加わる部位
- これらの部位の潜在的故障の結果の評価
- 機械設備の設計への反映
- 前記各項を考慮の上、運転中の監視方法の決定

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出しなければならない。運転中の監視と保修作業の準備については、下記の事項が提出されなければならない。

- a. 遠隔かつナトリウム下の、特に下記の領域における検査方法の研究開発
 - 顕著な変形の測定（座屈によるもの）
 - 僅少な変形の測定（振動によるもの）

-----変位の測定

-----欠陥の大きさの変化とクラックの進展

b. 1次系機器の保守、場合によってはその修理を行うための保修作業技術の研究。原子炉のドレンを含むこれらの技術は、一方ではその適用範囲およびその性能について、また他方ではその実施回数と保修不能の可能性について評価し、比較しなければならない。

これらの技術の実現を促進するための設計基準の提出。

第Ⅱ章 技術規定

II. 1 配置計画

A. 配置計画に関する規定は、特に下記のことと目的とする。

- a. あるプラント事故が、他のプラントに影響することを回避する。この観点から、安全性に関与する機器を、同じサイトの複数プラントに同時に割り当ててはならない。ただし、起こり得ると見なされる全運転状態の範囲でこのような規定が安全性の観点から十分であるとの明確な立証が行われる場合はこの限りではない。

各原子炉建物内には緊急システムまたは当該原子炉を安全に停止するシステムと同時に制御および保修システムを設置すること。

- b. あるプラントが運転中で、他が建設または作業中であるとき、特にその期間、プラントへのアクセスポイントの有効な監視ができること。
- c. 発生の可能性がある事故の性質・位置・規模を確定するための中核となる施設を設け、余儀なく作業場所および外部との通路に止まる要員を保護し、要員の再編成と必要とあれば最良の条件で退避することが可能であること。

B. フランス電力庁によって提案された下記の規定は原則的に許容でき、今後の解析の基礎としてよい。

- a. 同じサイトに設置された各種のプラントを区分けし、破壊行為に対して保護すること。それらのプラントには特殊処理建物と呼ばれる一つの建物が一対のプラントごとに共通に設置される。従って4つのプラントを持つサイトの二対のプラントには共通処理建物は2個設けられる。

この建物には特殊処理用設備と機材（保守用キャスクの貯蔵ピット、構成要素の洗浄除染槽など）、および各施設に共通の一般的補助機材、放射性液体廃棄物の処理施設などが入っている。

ポンプ室および付随する水道施設と同様に補助水道脱塩設備を、同じサイトのプラントで共有しても良い。

b. 各プラントの構成

- 原子炉主容器を収納する原子炉建物
 - 蒸気発生器に加えて、2次ナトリウム系および崩壊熱除去系の大部分が収納されている原子炉建物両側の二つの建物。
 - 変電所に接続されたタービン建物
 - 各種電気室、特にディーゼル発電機用電気室を収納する建物
 - 運転制御室を収納する建物
 - 必要によっては、新燃料および使用済燃料用建物
- c. 各プラントについては、タービンミサイルが安全性に関与する建物またはシステムには衝突しないように各タービン発電機がそのプラントの原子炉建物に対して放射状に配置されていること。

- d. 複数のプラントを有するサイトについては、それらのプラントの配置はタービンミサイルが安全機能に障害を与える確率を極めて低くすること。

II. 2. 燃料集合体

A. 燃料集合体に関する規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 健全性と気密性とが要求される全ての通常状態および過渡状態において技術的限界に対して十分な余裕を保ち、燃料ピンの健全性と気密性とを確保すること。また、起こり得ると見なされる事象および事故が I.1 にさだめる水準を超えないようにすること。
- b. 局所流量減少または閉塞の危険を防止するような、燃料集合体へのナトリウムの供給および燃料ピンの間隔保持の設計をすること。
- c. 起こり得ると見なされる全運転状態において、燃料集合体の被覆管状態の代表的パラメータを少なくとも一点測定することによって炉心燃料集合体の状態を監視すること。
- d. プラントの寿命を通じて満足できる水準で、1 次系をできるだけ清浄に保つために被覆管が破損した燃料集合体を移動する手段を確保すると同時に被覆管の破損およびその集合体の位置を検知する手段の感度を維持すること。

B. フランス電力庁によって提案された下記の規定は原則的に許容でき、下記の C 項を考慮に加えることを条件として、今後の解析調査続行の基礎として良い。

a. 炉心はその中心部分の炉心燃料集合体、周辺部分のブランケット燃料集合体の合計約 400 の集合体で構成される。

各燃料集合体の六角管（ラッパ管）には束ねた燃料ピンが納められている。ラッパ管は炉内での支持および位置決めをする。

炉心及びブランケット燃料集合体はその外形は同じであるが、それぞれの束を構成している燃料ピンの数、寸法、タイプが違っている。

炉心燃料集合体の燃料ピンの中央部分にはウランとプルトニウムの混合酸化物の焼結ペレットを積み重ねたもの（炉心燃料部）を納めている。この炉心燃料部の下部には天然または減損酸化ウランの焼結ペレットが納めてある。燃料から放出されるフィッショング・ガスを受け入れるためのプレナムが燃料ピンの両端に設けられている。

ブランケット燃料集合体の燃料ピンは、炉心燃料ピンよりも直径が大きく、天然または減損酸化ウラン焼結ペレットのみを納めている。

各燃料ピンには被覆管と同じ材質のワイヤースペーサーがらせん状に巻かれている。

各燃料集合体の脚部（エントランスノズル部）は集合体へのナトリウムの供給と流量の調節だけでなく集合体を所定の位置に配置するものであるが、そこには減圧機構が設けられている。

6角管の表面には原子炉の定格運転温度近傍において集合体間のギャップがゼロに保たれるような寸法の「ストラップ」と呼ばれるパット部がある。

- b. 上記のA項に定めた規定を守るために十分に低く設定された所定レベルを超える被覆管の破損が検出され、その位置が確認された場合、この破損燃料集合体は炉心から引き抜かれ、炉内燃料貯蔵槽に保管される。この規定により、高い燃料破損検出感度が維持される。

これらの操作を円滑に行うために、原子炉には遅発中性子による燃料破損検出装置 (DND) と破損位置検出システムとが備えられている。

アルゴン・カバーガス中の核分裂生成物検出のためのシステムは、被覆管からのガス漏洩（「破損ガス」と呼ばれる）検出にも用いられる。

最後に、集合体の冷却失敗により燃料溶融が生じる可能性があるので、各燃料集合体の出口には熱電対が設置される。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出する場合がある。燃料集合体については下記の項目を提出しなければならない。

- a) 施設の各種運転状態下での、燃料使用限界の証明。
- b) 燃料集合体に影響する恐れのある、I.1.B.d.に定めた最大想定欠陥 (maximum credible defect) の定義と証明。必要とあらば発生し得る欠陥検出のために想定される措置に関する研究と証明。集合体の燃料溶融を回避するための安全措置の開始。

材料特性に対する照射の影響の考慮および集合体事故の再発確率と事故推移の結果。

- c) 隣接集合体への燃料溶融伝播のリスクに関する知見の評価、およびプラント設計と適切な今後の研究に対してこの知見から得られた結論；
この評価に基づく I.1.C.8で必要とされる研究。

II. 3. 主容器内部の設備

A. 主容器内部設備に関する規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 全ての運転状態にわたって、炉心燃料ピンと炉心周辺に貯蔵される集合体燃料ピンの冷却ができること。

このことは主容器の全ての内部設備が、十分な安全余裕をもって、通常時および過渡時の全運転状態にわたって、それらに加えられる外力に抗し、また考慮される全ての事故条件下で、崩壊熱の除去だけでなく、原子炉の停止と停止状態の維持が可能なように、これらの内部設備の損傷や露呈が十分に限定されることを想定している。起こり得ると見なされる全運転状態下で発生する恐れのある各種破損モード（特に振動が原因となって）に関して、安全保護システムの作動、これらの運転状態における設備の使用・環境条件（特に温度変化による寸法の変化）および照射材料の特性に生じ得る不確定性を考慮した上で、十

分な余裕を有すること。

- b. ナトリウム循環を十分に確保し、燃料の冷却を阻害する恐れのある振動およびガス巻き込み現象を低減する。これは、適用される規定が計算又は代表的な試験によって確認されることを想定している。
- c. 偶発的な全ての流路閉塞現象を回避するため、ナトリウム純化を十分に効果的に確保し、制御する。
- d. 上記のことが必要とされる各種想定運転状態において主容器の健全性と気密性を阻害してはならない。このことは、起こり得ると見なされる全運転状態にわたって、主容器内で到達する温度ならびに、主容器を損傷する恐れのある内部設備の変形の危険性を制限するための規定がすでに用意されていることを想定している。
- e. 必要に応じて装置の運転中監視ができること。
- f. 運転中、特に保守作業、使用中監視および修理作業中の作業員が受ける被爆線量を、各種設備の適正な設計によって許容可能な水準に制限する。原子炉冷却材が循環した時、放射能線源となる腐蝕または浸蝕生成物を生じる材料はできる限り用いないようにすること。
- g. 1次系ナトリウムの自然循環によって、炉心および周辺に貯蔵される燃料集合体からの崩壊熱除去を可能にする。

B. フランス電力庁によって提案された下記の規定は原則的に許容出来、下記のC項を考慮に加えることを条件として、今後の解析の基礎として良い。

a. 下記の設計概念

- 炉心支持構造物は、主容器の底部に搭載された炉心支持板とその上のダイヤグリッドによりなる。
- ダイヤグリッドは炉心内燃料集合体および周辺に貯蔵されている燃料集合体に低温ナトリウムを供給する。
- 内部容器は、炉心出口の高温ナトリウムの流路チャンネルとなる。その下部は炉心支持板に連結されている。
- 8基の中間熱交換器はホットプレナムとコールドプレナムを連結している。
- 対称に配置された4基の1次系ポンプはダイヤグリッドを経由して炉心を通過する低温ナトリウムを炉に供給する。
- 4基の崩壊熱除去システムの熱交換器はホットヘッダ内を貫通している。

b. 運転中、主容器の円筒形部分は、集合体ノズル部からリークする低温ナトリウムにより冷却される。上端には排出部があり、ナトリウムレベルを一定に保っている。

c. 主容器底部の炉心支持板の下には、コーキャッチャーが設けられている。これは大量の溶融燃料を回収し、未臨界状態に維持し、冷却するのに用いられる。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出する場合がある。

内部構造物の急激な破損のリスクに関して、ダイヤグリッド、炉心支持構造物およびサーマルバッファーの危険性の分析、低減に対するフランス電力庁の方策としては、I. 2.B に定めた地震時の炉心支持機構上の炉心支持板の固定装置およびポンプー支持構造体間の各種の連結装置の破損の危険性の分析を含めるべきである。この方法を使用するに当たっては同時にいくつか構成要素に障害が発生する可能性も考慮しなければならない。

II. 4. 燃料集合体の貯蔵と取扱い

A. 燃料集合体の貯蔵と取扱いの規定は特に下記のことと目的とする。

- a. 新燃料および使用済燃料集合体の貯蔵条件は、起こり得ると見なされる全運転状態下で十分な安全余裕をもって未臨界に保つようにすること。
- b. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、使用済燃料集合体の崩壊熱の除去を十分な安全余裕と信頼度をもって確保すること。特に使用済燃料集合体の貯蔵に関連する装置は、これらの集合体の間を通過する冷却材流量が著しく低下するような全ての事態を避けるように設計、施工、維持されなければならない。このことは、特にこの液体の十分な純度を確保する規定がすでに用意されていることを前提としている。
- c. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、放射性物質の許容値を超える放出を全て回避するために、これらの物質を十分に格納すること。

上記のa,b,c 各項については、特に外的要因による災害（地震、航空機墜落、爆発等）、ミサイルの衝撃の危険、使用済燃料集合体の輸送用キャスクの落下の危険、燃料集合体の取扱いに付随する危険などを考慮すべきである。原子炉炉心内への燃料集合体移送システムは、集合体の臨界、冷却の不足、機械的劣化に関して、取扱い中の燃料集合体と炉心との間の危険な相互作用を、回避するように設計されていることを前提としている。

- d. 取扱い中の集合体の種類について明確な判断情報を提供する燃料取扱いシステムを設計すること。
- e. 燃料集合体の状態、その冷却性、あるいは放射性生成物の格納の異常および炉心内の負の反応度余裕の異常な減少の検出を可能にすること。負の反応度余裕の異常減少検出の場合にはさらに信号および警報を出し、この余裕が不十分になった場合には燃料集合体の取扱い続行を禁止すること。
- f. 檢査および保守作業の際、または被覆に破損を生じた燃料集合体の取扱作業の際に作業員の被爆、又は汚染に対する危険性を最小にすること。
- g. 放射性物質の最終的な貯蔵所はサイト内に置かないようにすること。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容されるも

のであり、下記のC項を考慮することを条件として、今後の解析の基礎となるものである。

- a. 使用済燃料集合体は放射能減衰を待つため、主容器内の炉心周辺のダイヤグリッド上に貯蔵する。

この貯蔵部は鋼鉄製のリング構造によって炉心から分離される。このリング構造は炉心を囲み、原子炉の運転中もこの貯蔵部中に置かれた集合体の発熱を許容レベル以下に制限するために十分な中性子束の減衰を確保する。

貯蔵部自体は2個のリング構造で構成され、半炉心分の容量に相当する。冷却はダイヤグリッドからの強制対流によってなされ、流量はダイヤグリッドの位置にある調整装置によって必要な値に調節される。

貯蔵位置にある集合体の閉塞も含めて、考慮すべき全ての運転状態で、サイト境界での放射能の影響は、当該の運転状態の分類についての制限を尊重するものとする。

被覆間が破損してDND信号を発した集合体は、「poste de deverminage debug station, 破損確認位置」と呼ばれる特定の貯蔵位置に置かれる。

- b. 原子炉内の操作は次の装置で行われる。

- 2重回転プラグ、その一つは偏心している。
- 燃料交換器1台。一本のアームがついており、それがダイヤグリッド上に配置されている全ての集合体、および主容器内燃料集合体貯蔵位置のダミーダイヤグリッド上に置かれている保護リング内の集合体に届く。
- c. 原子炉内外の集合体の移送は二つの斜道を通って行われる。その場合、回転ロッドが取付けられている斜道を、巻揚げ機によって操作される台車が移動する。台車は滞留の原因とその被害を最小限にするように設計、製作される。

斜道の一つは、原子炉ルーフスラブを通って1次ナトリウムの中まで伸びており、移動機がそれを使用する。別の斜道は二次装荷・取出し室 (PCDS : poste de chargement-dechargement secondaire, secondary charge-discharge station) に通じている。

- d. 使用済燃料集合体は、炉内貯蔵部において、崩壊熱が直接洗浄の可能なレベルまで低減した後、取出される。この移動は、ナトリウム入無蓋ポットの中で行われる。集合体はその後に次の操作を受ける。
- PCDSから洗浄ピットに移動する。
 - 集合体から全てのナトリウムの付着を取り除くために洗浄する。

これらの操作は、原子炉建屋内の不活性ガスが充填された、換気装置を備えた気密室で行われる。抽出されたガスは、煙突に排出される前に原子炉建物の排出空気と混合される。換気装置は、単一故障基準に従って設計され、抽出ガスを検査し、必要があれば処理するための放射能測定装置と適当な浄化装置を備える。

- e. 新集合体取扱い系は下記の機能を持つ。

- 炉外貯蔵室に貯蔵されている集合体を各プラントに移動する。
- 交換速度が適切と判断された場合のみ少量の（数本の）炉外貯蔵ができる。
- PCDSと連結した遮蔽室へ搬入、その後PCDS内に搬入する。遮蔽室の外側では、集合体は適切な生体遮蔽体および換気装置を備えた室内の空気雰囲気中で操作される。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出しなければならない。

燃料集合体の貯蔵と取扱いについては下記の項目を提出しなければならない。

- a) 破損確認位置にある破損燃料は、集合体強度を実証する研究と実験。もしこの実証ができない場合は、これらの集合体の監視と緊急取出し装置の研究。
- b) 炉心からの取出しに必要な時間が内部構造物の運転中監視のための規定に適合していることを実証するための研究。（I.3参照）

II. 5. 原子炉主容器

A. 主容器について採択される規定は特に下記のことと目的とする。

- a. 主容器のひび割れおよび破損の危険を防止すること。このことは設計、材料の選択および製造に関する規定と同時に、起こり得ると見なされる全運転状態下で主容器に影響する熱勾配を考慮した場合最も要求の苛酷な領域での運転中監視について、適切な規定が採択されることを前提としている。

起こり得ると見なされる全運転状態下で、装置に発生する可能性のある各種破損モードについて、十分な余裕が存在しなければならない。その場合、安全保護系の作動、これらの運転状態における主容器の使用環境条件、材料特性に存在し得る不確定性とその条件下での変化、そして最終的には材料欠陥などを考慮しなければならない。その他、この装置の運転中監視を容易にするための適正な措置が設計段階から取られなければならない。

主容器の冷却材漏洩があればこれを検出し、可能な範囲でその位置を決めることが規定しなければならない。

- b. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、炉心および内部構造物の支持と配置を原子炉の安全性と両立する形で確保しなければならない。
- c. 運転作業中、特に保守・運転中の監視、修理などの作業の際には作業員が受けれる被爆線量は、設備の適切な設計によって許容水準以下に制限しなければならない。

B. フランス電力庁が提案している下記の規定は原則として許容できるものであり、今後の解析の基礎となるものである。

- a. 主容器は簡単な形でノズルを持たず、ルーフスラブから吊下げられ、オーステンレス鋼で製造される。

- b. 炉心と内部構造物の荷重は金属和によって容器底に接続されている炉心支持機構を介して主容器に伝えられる。
- c. 構造不連続部がなく、高温プレナムの自由表面近傍の炉容器温度は 400℃程度の値に安定している。

II. 6. 1次カバーガス系

- A. 1次カバーガス系についての規定は下記のことを目的とする。
 - a. 1次系ナトリウムの酸化を回避するための不活性ガスの使用。
 - b. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、特に燃料中に形成される気体核分裂生成物が漏洩した場合 1次系の放射性気体物質を閉じ込め、できればトップアップする。
 - c. 原子炉主容器内ナトリウムとその上部密閉部との間に空気が侵入することを防止する。すなわち原子炉主容器内ナトリウムと上部密閉部との間の自由空間に原子炉建物内圧力よりは若干高い圧力を維持してこれを実現する。
 - d. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、主容器内に生じる可能性のある過圧力と減圧力を考慮して、主容器と原子炉の上部密閉部を防護する。
 - e. 適切な方法によって、安全上重要な配管系の閉塞、特にナトリウム凍結による閉塞を避ける。
 - f. 起こり得ると見なされる全運転状態下で、前記の d) を妨げることなく、万一必要となれば隔離の手段を構ずることを想定する。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容可能なものであり、今後の解析の基礎となるものである。

- a. 炉内ナトリウムとその上部密閉部間の自由空間に使用されるカバーガスはアルゴンである。
- b. 通常運転中の原子炉カバーガス空間の圧力調節は、カバーガス圧力が原子炉建物内の圧力よりも高くなるような、範囲で行われる。
- c. 原子炉カバーガス空間への空気の漏洩は、炉心上部密閉部を貫通する機器のシールに常にアルゴンを供給することによって回避されている。
- d. 原子炉カバーガスが新鮮なアルゴンによって置換される場合、気体は適切な方法で純化、検査し、排出煙突から放出するか、または保管して再利用する。
- e. 主容器内の圧力過剰または不足に対する防護は各種の弁によって確保され、それらの設計にはすべての該当する運転状態、特に圧力調節装置の各種の故障が考慮される。

II. 7. 原子炉クロージャーヘッド

- A. 原子炉クロージャーヘッドの規定は、特に下記のことを目的とする。
 - a. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、主容器、容器内の燃料集合体取扱い

装置、熱出力除去に使用される機械装置、原子炉保護系の機器などに故障が生じた場合、原子炉の閉じ込めに影響する恐れのあるこれら各種の構成要素の支持を確実にし、位置を維持する。

- b. 主容器と安全容器の監視手段を実現させる。
- c. 特に原子炉から原子炉建物に流出するガスまたエアロゾルの漏洩、および空気の逆方向の流入に対して気密性を確保し、その監視を可能にする。
- d. 原子炉建物内での運転作業中に作業員が受ける被爆線量を制限する。特に原子炉上部での放射線遮蔽を確保する。
- e. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、1次ナトリウムからの放熱を吸収する。
- f. 密閉部の冷却のために十分信頼性が高い方法を用いる。また機器に対する適切な監視を確保する。
- g. 起こり得ると考えられる災害に関して、主容器の内部に位置する安全上重要な装置、特に原子炉上部密閉部に対する物体の落下およびナトリウム火災に関連する災害から保護する。またこれらの災害に対する密閉部自体の強度を確保する。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 原子炉上部のクロージャーヘッドは厚いルーフスラブ、回転プラグ、炉心上部機構によって構成され、4絶対バールの静圧に耐えることができる。

ルーフスラブは炭素鋼の溶接構造物で、コンクリートを充填した補強ケーンで構成されている。空気の循環冷却ができるようにケーンに沿って空隙が取られている。

ルーフスラブの冷却システムは、通常運転時に原子炉カバーガス空間に接するスラブ側壁の温度が約 120°C に維持されるように設計されている。

冷却空気はルーフスラブの周囲に導入され、シェルに沿って主容器に導かれ、断熱されていない下部基礎スラブを冷却する。空気は構成要素通路を通って上昇し、上部スラブを冷却してから、外部回路に帰還する。

ルーフスラブは主容器ピット内でシェルを介して吊下げられており、このシェルはスラブと基礎構造との間で、温度の変化の影響を受けるスラブの膨張という観点から柔軟性を、また地震力の伝達の観点からは剛性を維持する。このシェルはコンクリート内に埋め込まれた溶接リングによって基礎構造に連結されている。

- b. 回転プラグは燃料出入機のアームの動きと連動するその回転の動きによって炉心集合体の移動機能を確保する。それは同様に支持、気密性、生体遮蔽の機能をも確保する。それらは抗揚圧装置で強化、装備されている。

回転プラグの構造は溶接された「ケーン」型である。温度水準および冷却

の手法はスラブの場合と同様である。

小回転プラグと大回転プラグ間、及び大回転プラグとルーフスラブ間の気密性は共融点合金シールで確保されている。

- c. 炉心上部機構は、炉心の制御・監視システムの支持と位置を確保し、小回転プラグ上に設けられる。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行規則の手続きの一部として提出しなければならない。

クロージャーヘッドについては、この項目とは次のようなものである。

- a) 炉停止時冷却系1ループのギロチン破断におけるスラブ上のナトリウム火災の被害の研究、およびこの運転状態において上部密閉部の機能確保に必要な手段の研究。（I.1.C.3を参照）
- b) 監視の可能性を完全に維持しながら、主容器とルーフスラブ支持シェル間の異材溶接継手部を高所へ設定する可能性の研究。
- c) スラブ内部材の腐蝕の危険に対して保護処理を施すことの正当化と必要ならば予防対策。
- d) 動的荷重に対するクロージャーヘッドの強度の改善の研究。それは基本的に設計オプションの選択を前提とするものではなく、その他の制約（たとえば恒常的冷却、コスト、実現可能性など）を考慮することによる。ついでクロージャーヘッドのその他の要素と支持機構の設計ならびに、ケーソンが耐えられ、現実的であると考えられる最大の動的荷重と矛盾していない長期にわたる格納健全性の検証を行う。いずれにせよ、この適合性は前記のアプローチが静圧4絶対バールのみによる設計の場合においても、確保されなければならない。
- e) 上部密閉部と主容器の許容荷重を超えるカバーガス空間の過圧、または炉心の溶融によるリスクが十分小さいこと。

II. 8. 放射線防護と換気

A. 放射線防護と換気についての規定は、現行の規則を尊重して、特に下記のことを目的とする。

- a. 一般的に、起こり得ると考えられる全運転状態下で、公衆および環境に対し施設の運転から生じる放射能の影響をできるだけ低減する。同様に燃料集合体の取扱作業を含む施設の運転、保修作業中に作業員の受ける被爆線量をできる限り低減する。

これらの規定は起こり得ると考えられる全運転状態下で、施設内部に現存または潜在する放射線源を徹底的に点検し、さらにそれを監視し、技術的に可能な範囲で適切な防護壁や遮蔽体によりその影響を最小にすることを想定している。

全ての防護壁および遮蔽体は、設計の段階からその障害の重大性に応じた構

造に基づき定量的に時前評価された効果を持ち、その効果は適切な方法によって監視されなければならない。同様な条件において、設計、施工、監視された作動の手順それ自体も、可能な限りこの効果低下の危険に対処できるように考慮されていなければならない。

- b. 特に、1次系冷却材の放射能レベルを限定し、従ってこれら流体の放射化および核分裂生成物の含有量を制限する。このことは使用する材料の選択（II.3.A 参照）および燃料ピン被覆の健全性と気密性の維持に関する設計手段、および適切な監視手段を想定している。
- c. 1次系冷却材（II.2.A.d参照）および汚染される恐れのある諸系統、容器、部屋を適切に監視し、放射能の恒常的測定を実施する。これは、定期的なサンプリングにより、1次系冷却材および照射済燃料の冷却材中の不純物と特定の放射性核種の含有量を知ることによって行われる。
- d. 汚染物質が発生した場合にはその経路拡大を制御し、ろ過やトラップを確実に行う。このことは、特に汚染された流体を含有する恐れのある系統または容器を保護するための建物の換気は、最も汚染度が少ない部屋から最も汚染度が高い部屋へと空気流が向かうように実施されることを想定している。最も汚染度が高い部屋の換気経路に更に適切なフィルタを備えなければならない。ナトリウム・エアロゾルで目詰まりを起こす危険のあるフィルタは、適切なプレフィルタで保護する。
- e. 液体、気体の廃棄物は廃棄前に適切な方法で容積を最小にし、制御しなければならない。固定、液体、気体の放射性廃棄物の最終的な貯蔵所をサイト内に設けてはならない。

B. フランス電力庁から提案されている下記の規定は原則的に許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 1次系冷却材の放射能測定は II.2.B.bに従って実施される。
- b. 汚染の連続的監視は1次系アルゴンの漏洩の検査、放射化された流体の、または放射性流体と接触する可能性のある系統の流体の、放射能の検査によって行われる。
- c. ナトリウムを含む各系統には不純物を除去するコールドトラップが設けられる。
- d. 原子炉建物は、漏洩を防止するために大気圧より負圧に保たれる。負圧度は強風下でも建物の全ての点で負圧を維持するものとする。建物の換気設備は汚染度の最も低い部屋から汚染度の最も高い部屋へ空気が流れるように設計される。吸引された空気は廃棄煙突に排出する前に検査され、必要な場合は除染される。
- e. 特殊処理施設内の部屋は気密性のライナーによって下水層から隔離される。同様に洗浄ー除染施設、廃棄物処理施設に対して放射性廃棄物の保持のための特殊規定（例えば気密性内張りがなど）が適用される。

この建物についても換気装置が設けられる。この装置により汚染区域の放射

性気体廃棄物が収集され、各部屋の放射性気体物質の濃度が立入りの可能性に従って許容される濃度限度以下に保たれる。放射性気体廃棄物が廃棄される時は廃棄煙突内の放射能測定装置によって検査される。

- f. 運転により生じる固体、液体、気体の放射性廃棄物の最終的貯蔵所は、原子力発電所のサイト内に設けてはならない。

II. 9. 安全容器

- A. 安全容器についての規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 主容器の気密性が失われた場合に起こり得ると考えられる全運転状態下で、1次ナトリウムの回収を可能にすること。この際、発生し得る温度勾配を特に考慮し、燃料の完全な搬出に至るまで、ひび割れや破損の危険がないようにする。

一方ではこの装置の設計と製作、ならびにその運転中監視のための適切な規定が採択されることを想定している。起こり得ると考えられる全運転状態下で、欠陥以外に、潜在する崩壊、主容器の使用・環境条件、将来材料特性に影響するかも知れない事象とその変化等に関しては、それなりの防護と安全システム運転を考慮して、十分な余裕が確保されねばならない。さらに設計段階から運転中監視をできる限り可能にし容易にするための適切な手段がとられなければならない。

他方において、主容器と安全容器の間の自由空間がナトリウムと反応しないある種の流体で充填されることを想定している。

- b. 主容器で起こり得る漏洩によって炉心冷却が阻害されることを回避すること。
1次ナトリウムが、主容器から漏洩して安全容器内に保持されている場合、燃料集合体および崩壊熱除去に必要な機器が炉心の冷却に必要なレベルをこえて露呈されないことを想定している。
- c. 主容器の I S I が外表面からできるようにする。

- B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容可能なものであり、下記の C 項を考慮することを条件として、今後の解析の基礎となるものである。

- a. 安全容器は単純な形状で、炭素鋼で製作され、山型鋼と水平・垂直の厚鋼板および鋼板に垂直な埋め込みボルトによって、容器ピットのコンクリート上に固定されている。

この容器の内側には耐ナトリウム性金属製断熱材が取りつけられており、通常運転時に容器が経験する温度サイクルを、容器自体およびその固定部に許容できるような条件に制限させる。この断熱構造は運転中監視が必要な主容器上の溶接箇所への接近性を確保し、監視装置を容器間空間に導入する誘導システムの使用を可能とせねばならない。

- b. 主容器と安全容器間の空間は、通常運転時に主容器のリークによって 1 次系ナ

トリウムの液位が下がっても、そのような事態に予測される行動を考慮した上で、燃料集合体の頂部が露呈したり、2次系および炉停止時冷却系の熱交換器が露呈して、炉心冷却に許容できない損傷を与える結果にならないようにしてある。

c. 主容器と安全容器間の空間は窒素で充填される。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行法規の手続きの一部として提出しなければならない。安全容器については下記の項目を提出しなければならない。

- a. この容器の両面に取付けられる固定と支持の溶接に関して、実施される防護処理を長期にわたる、代表的な試験によって研究し証明すること。
- b. 安全容器の製作と組立て、その主容器からの間隙保持と主容器の挿入などの方法等を具体的に規定すること。
- c. この容器の健全性確認を可能にする監視方法を明確化する。
- d. I.2.Bに定めた地震の半分の加速度下で、公称温度のナトリウムを満たした安全容器の健全性を検証すること。

II. 10. 原子炉建物とその内部構造物

A. 原子炉建物とその内部構造物についての規定は、下記のことを目的とする。

- a. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、原子炉建物の十分な強度と格納性、および内部防護構造側壁の十分な強度を確保し、維持する。
- b. 施設の耐用年数を通じて、原子炉建物の強度と気密性の監視を（特に監視が必要な場所で）可能にする。
- c. 起こり得ると考えられる外的要因による災害に対し、原子炉建物内の安全上重要な設備の防護を確保する。
- d. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、原子炉建物内に含まれる放射性物質から、要員の放射線防護を確保する。
- e. 原子炉建物内における配管の適切な支持と保護構造を確保し、それらの一つが故障しても原子炉建物および施設の健全性に許容できない結果を招かないようとする。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則としては許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 原子炉建物は起こり得ると考えられる外的要因による災害に対してその健全性を保持するように設計される。
- b. 原子炉建物は気密型とし、大気に対して負圧を保持する。負圧度は強風条件下でも維持できるものとする。
- c. 主容器ピットはそれに固定されている安全容器以外に下記のものを含む。
-----生体遮蔽コンクリート

-----主容器ピット冷却系。コンクリート内に埋め込まれたチューブ内に強制循環水を通す。

-----主容器ピットの強度コンクリート

- d. 原子炉建物内のナトリウム配管はこれらの配管からの漏洩ナトリウム火災による被害の波及防止を主要な目的とするコンクリート製導管内を通る。これらの導管内には、燃焼ナトリウム量を低減する目的の装置が配置される。

II. 11. 機械設備の設置と原子炉建物の通路

A. 機械設備の設置と原子炉建物の通路についての規定は、特に下記のことと目的とする。

- a. 起こり得ると考えられる外的事象に対して、必要な範囲で安全上重要な設備の防護を確保する。
- b. 安全上重要なシステムは地理的又は物理的に分離し、共通要因による災害で多重化設備までも同時に故障しないことを確保する。
- c. 起こり得ると考えられる状態において、環境中へ放出された危険物質と放射性物質の量を低減させる為、必要な範囲で原子炉建物内の効率的で信頼性のある浄化機能を確保する。その機能のためにはプラントの設備（この機能に関連する電源システム構成要素等）の障害の可能性、および定期的な試験、検査の必要性を考慮して、十分な設備の信頼性を確保すべきである。
- d. 必要ならば、放射化ナトリウムを含む系統や容器を不活性ガス雰囲気の気密室に収納する。ただし例えば定常的に運転していない装置、または小容量の室のように、不必要と証明された場合を除く。
- e. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、ナトリウムおよび水系を適切に配置し、これらの両物質を隔離し、それらの接触による破壊的影響を軽減することを可能にする。
- f. 建物内の状態を適切な手段で測定し、運転員が事故の進展を観察し、所定の防護装置の良好な機能を確認できることを可能にする。
- g. 起こり得ると考えられる事故状態から生じる環境条件で、その事故の間および事後に作動させる安全上重要な機械設備の性能を適切な方法で確保する。

B. フランス電力庁が提案している下記の規定は原則として許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 原子炉建物は、特に下記の施設を收める多くの区画を持つ。

-----原子炉

-----1次系補助設備：1次系ナトリウムのアルゴンカバーガスに付随するアルゴン系、および原子炉へのカバーガス充填系

-----燃料集合体取扱い施設の一部：新集合体の貯蔵、調整、炉内搬出入口、使用済燃料集合体を再処理施設または燃料貯蔵施設へ移送する為のパーキン

グ室。

- 2次系ループの一部：各ループは独立の通路内に取付けられる。
- 炉停止時冷却系の一部：各系はそれを他の系と隔離する為の独立した通路を使用する。

安全系用電力の二回線のために分離された主要通路により建物内の各区画間の連結（電気、換気、人員の巡回）を確保する。これ等の通路は、電気設備及び特殊処理施設に連絡している。

- b. 原子炉建物内への人員の立入りは、放射線防護の立場から制限され、またハッチを通るように定められている。

原子炉建物内への特殊処理用移送キャスクの搬入は、主クレーンを利用して、専用搬入口を経由して行われる。

II. 12. 2次ナトリウム系および付随する補助系統

A. 2次系および関連する補助系統についての規定は、特に下記のことと目的とする。

- a. 1次系と蒸気発生器間のエネルギーの移送を確保し、1次系の放射化ナトリウムと蒸気発生器の水との反応を完全に回避する。
- b. 一般的に、故障の危険とその結果を最小にする設計、施工、運転条件をこれらの系統に確保する。特に温度変化と熱的疲労現象の危険には、特別の注意を払うべきであり必要に応じて仕切りを設ける。断熱材とその外装とは、可能ならばナトリウムと両立できるものとし、漏洩の検出装置と火災の発生をできるだけ遅らせる機能を確保する。
- c. 2次系ナトリウムを炉心の中性子束から保護し、それが放射化することを防止する。
- d. 中間熱交換器の漏洩の際に、適当な圧力差を設けて1次系ナトリウムの原子炉容器外への流出を回避する。
- e. これらの系統を偶発的過圧から防護するための設計を行う。
- f. 起こり得ると考えられる全運転状態で、中間熱交換器に1次系ナトリウムが十分に供給されるように中間熱交換器を配置する。
- g. 中間熱交換器におけるナトリウム中の不純物の含有量を十分低レベルに維持する。
- h. これらの系統の各部分に十分な量のナトリウムが充填されることを確認し、監視する。
- i. 起こり得ると考えられる全運転状態で、必要な場合にはナトリウムの急速ドレンを確保する。
- j. ナトリウム漏洩の結果、安全上重要なシステムに被害を与え得る火災の拡大・進展の恐れがある場合、その種の漏洩について設計・監視・防護の規定を作成する。

- k. これらの系統をできるだけ水系統から分離する。
- l. 蒸気発生器中の水漏洩を監視する。もし必要ならばその漏洩の結果を軽減するための自動安全装置を設置する。
- m. 適切な手段によって、安全上重要な配管各部の偶発的な閉塞、特にナトリウムまたはナトリウム含有エアロゾルの凍結によるものを回避する。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容できるものであり、下記のC項を考慮することを条件として、調査続行の基礎となるものである。

a. 一般設計

1次系からの除熱は、冷却材としてナトリウムを使用する4つの2次系によって行われる。各2次ナトリウム系は下記のものによって構成される。

-----中間熱交換器2台

-----中間ポンプ1台。吸入は下部軸方向、吐出は横方向、蒸気発生器底部と同レベルに設置。

-----蒸気発生器1台。自由液面を持ち、1台で1ユニット。

-----蒸気発生器出口における2番目の自由液面

-----中間ナトリウム貯蔵およびループドレンのためのタンク。建物の最下部に設置。

-----これらの構成要素を接続する配管

-----アルゴンおよびナトリウムの補助系（液位調節、純化、水素検出）

ポンプは、蒸気発生器から低温ナトリウムを一本のパイプを通じて吸引し、それを2本のパイプを経由した中間熱交換器に送り込む。2台の中間熱交換器から出た高温ナトリウムは、2本のパイプによって蒸気発生器の上部に導かれ、そこで下方に流れて冷やされ、再びポンプによって吸引され、吐出される。

ループは次の3つの自由液面のナトリウムを含み、それはループに付随するアルゴン系によって比較的低い圧力のカバーガスで覆われている。

-----シールの漏洩から生じるポンプの自由液面は、貯蔵タンクへ戻り配管によるオーバーフローによって制御される。

-----蒸気発生器上部の自由液面は、貯蔵タンクへの戻り配管によるオーバーフローによって制御される。この液面は貯蔵タンク中のナトリウムを吸引し、それを中間ポンプの吸引側に送り出すナトリウム補助系によって維持される。

-----蒸気発生器下流の自由液面は蒸気発生器の中央パイプ内または回路に付随する膨張タンクで生成される。

蒸気発生器中のこれらの自由液面によって、中間熱交換器をナトリウム-水反応の水力学的影響から保護することができる。運転の正常過渡状態におけるナトリウムの膨張または収縮は、蒸気発生器の上部で調整される。

ナトリウム補助系は下記の機能を確保する。

- ナトリウムのループへの充填と、貯蔵タンクからの電磁ポンプによる恒常的充填。ナトリウムは電磁ポンプにより中間ポンプの吸引部に送り出され、また蒸気発生器のオーバーフローラインから貯蔵タンクに戻る。この機能によってポンプの漏洩補償が可能になる。
- ナトリウムの恒常的な純化は電磁ポンプの送り出しによって確保される。ドレン・貯蔵タンクは、2次系ループ内のナトリウム量を受け入れることができる。このタンクへのドレンは、蒸気発生器一ポンプの接続部に位置し、弁によって隔離されている排出管によって行われる。このドレンの際には、蒸気発生器上部および貯蔵タンクの自由液面間のアルゴン圧力が常にバランスしているので、重力ドレンが可能になっている。
- 2次系から貯蔵タンクへの急速ドレンは、通常はラプチャディスクによって2次系から隔離されている大口径の排出管を経由して可能である。このラプチャディスクはナトリウム・水反応の影響で破られる。反応生成物は貯蔵タンクに受け入れられ、反応ガスは排出装置で排気される。

b. 据付け

2次系配管は原子炉建物内（中間熱交換器の出口と入口）および隣接した付属建物に設置される。2次系ポンプと蒸気発生器とは、付属隣接建物内に設置される。貯蔵タンクも同様である。ナトリウムが漏洩した場合、ナトリウムは原子炉建物外に配置されている収集タンクに回収される。蒸気発生器は付属隣接建物内に設置され、ここでは水・蒸気の配管とナトリウムの配管とは分離される。2次系配管と補助系全体の予熱と断熱とは、ループ充填および貯蔵タンクとドレン系の温度維持とを可能にするように設計されている。原子炉建物と付属隣接建物との気密性は、通路の貫通部で確保する。2次系については、炉心周辺に中性子遮蔽材（SUSとB C の丸材）を配置することによって、2次系ナトリウムの放射化を低減し、蒸気発生器室および2次系への自由な接近を維持することができる。

- c. 原子炉本体内での中間熱交換器の入口窓のレベルは、主容器に漏洩が生じた際にも、ナトリウム温度が約 350°C を超えている場合にはナトリウム液面上に窓が露呈されないようにする。この液位以下においては、高温コレクタと低温コレクタ間の流れを維持するための適切な規定が採択される。

d. ナトリウム火災に関する規定

-----4つの2次系ループは、2つずつ隔離された位置に置かれ、原子炉建物と同じ側では、それらはコンクリート隔壁で分離される。従って4つのループはそれぞれに独立している。原子炉本体のルーフスラブ部では、ナトリウムの漏洩によるナトリウム火災がスラブに影響を及ぼさないように、中間熱交換器頭部が保護されている。

-----原子炉建物の内部では、配管を漏洩物回収装置を備えたコンクリート通路

に通す。中間熱交換器と通路間の配管は、ナトリウム漏洩による被害の波及を防止する装置を備えている。

e. ナトリウム・水反応に関する規定

各2次系について下記の主要な配慮が行われている。

-----水素の検出

-----ラプチャディスクと反応生成物除去系

-----中間熱交換器への過圧を制限するため、蒸気発生器の伝熱管束の上流・下流に二つの自由液面を設ける。

-----2次系の急速ドレン及び水・蒸気系の同時減圧の可能性

f. 2次系と付随系統のすべての構成要素は、蒸気発生器内で起こり得ると考えられるナトリウム・水反応の際に、その気密性が保障されるように設計される。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行規則の手続きの一部として提出しなければならない。2次ナトリウム系と付随系統について、次の事項を提出しなければならない。

- a. 中間熱交換器内で1次、2次系間の気密性が損なわれ、かつ対応するループのドレンが必要である時、1次ナトリウムのサイフォン現象問題の研究。
- b. 予測されるナトリウム・空気・水の混合に付随する反応の影響について、現有の知識の評価ならびに取得された結果と残された不確実性に基づいて、この種の反応を回避する手段あるいはそれらの影響から重要な設備を守る手段の評価。この点について、フランス電力庁が提出している蒸気発生器建物内のナトリウム・空気・水の反応に関する研究計画の全体的方向は、許容できるものである。
- c. I.2.Bに定める地震によって引き起こされる蒸気発生器伝熱管の破損仮定の研究。この研究は、地震以前に伝熱管の劣化があり得ることを考慮に加えなければならない。

II. 13. 热除去系

A. 热除去系に関する規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、燃料の使用限界を順守しながら、原子炉炉心の熱除去を可能にすること。
- b. 特に機械設備の運転中の監視により、熱除去の手段に十分な信頼性と利用可能性を確保する。とりわけ炉停止時冷却系については、それが使用される総ての運転状態においてその運転状態の頻度とその運転状態で生じる障害の結果とに対して充分信頼できるものであること。
- c. さらに、熱除去を妨げ、または安全系の機器に損傷を与え得るような炉心熱除去系の炉心構造物や機器の閉塞や損傷から発生する危険は、特に低減する。
- d. 特に1次ナトリウムと発電用の水・蒸気系間にI.1.2に定める二次系を置くこ

とにより、1次ナトリウムと水との反応の全ての危険を回避すること。

- e. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、特に蒸気発生器内のナトリウム・水反応時に、中間熱交換器内での1次ナトリウム境界を保護すること。
- f. ナトリウム・水反応に関連する危険を予防し、必要な安全措置を取るよう中間熱交換器を設計・施工・監視すること。
- g. 多重の炉停止時冷却系を位置的に分離し、共通モードの危険を低減すること。
- h. 炉停止時冷却系統を、原子炉容器内とその系統内の自然循環が必要なすべての場合に確立されるように配置すること。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則的に許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

1. 蒸気発生器

- a. 約 900MW の熱出力の 4 台の蒸気発生器のそれぞれは一つの強制循環貫流型の容器によって構成されている。

二次系のナトリウムは、垂直の円筒形シェルの上部へ入り、シェル内に置かれた螺旋状伝熱管束の外側を流れる。伝熱管中を下から上へ流れる水は、そこで加熱され、沸騰し、そして蒸気は再熱される。装置はナトリウムと水とを別々にドレンすることができる。

- b. 蒸気発生器への給水は、原子炉が運転中でも停止中でも可能である。この給水による崩壊熱の除去はプラント正常運転の一つの方法とみなされる。また適切な方法により、外部電源の喪失の際にも、15分程度の間、蒸気発生器により原子炉を十分に冷却できる。
- c. 蒸気発生器の給用水は、適切な化学処理が必要である。
- d. 各蒸気発生器には自動隔離減圧装置、およびナトリウム・水反応の際に装置内ナトリウムをドレンするためのラップチャディスクがナトリウム排出配管についている。反応の際には、ナトリウムと反応生成物は貯蔵タンクに受け入れられ、次にナトリウム・水素の分離装置に送られる。水素は排気煙突から大気中に捨てられる。
- e. 蒸気発生器伝熱管の漏洩に関連する危険を限定するために適切な構造ならびに監視の規定が採択される。

2. 緊急崩壊熱除去

炉停止時冷却用に 4 つの独立した系統が、起こり得ると見なされる全運転状態下で崩壊熱の除去に使用される。

これらの系統はそれぞれ次ぎの装置を持っている。

……1次ナトリウムの高温コレクタ内に取付けられ、取外し可能なナトリウム・ナトリウム熱交換器。

……独立し、二次系から分離されていて、ナトリウムループの良好な機能に必

要な装置（充填、ドレン、純化、アルゴン系、予熱など）を全て持ったナトリウム系。外部電源喪失の際は、ポンプは非常電源を持つ。

……原子炉建物外にあり、その他の系統のナトリウム・空気熱交換器と位置的に分離されたナトリウム・空気熱交換器。

これらの系統は自然対流下で機能することができる。

3. 信頼性

崩壊熱除去については、前記の諸規定は、特に共通モード故障による危険性を考慮した信頼性解析の結果に基づいて確認され、適用される。

II. 14. 原子炉建物および特殊処理施設を連結する建物

A. 原子炉建物および特殊処理施設を連結する建物についての規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 起こり得ると考えられる災害を考慮して、安全上重要な多重機械設備の地理的または物理的な分離を確保する。
- b. 作業員の放射線防護の見地から満足できる条件で、安全上の重要な機械設備の検査・試験・保守を可能にする。
- c. 廃棄までの恒常的検出手段及び装置により、廃棄前の気体廃棄物放射能の評価を可能にし、その情報を制御室に報告し、恒久的な記録に留める。
- d. 適切な機械設備により、全ての液体廃棄物の廃棄前に不可欠な分析を可能にし、そのための設備の検査を定期的に行う。

B. フランス電力庁が提案している下記の規定は原則として許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 原子炉建物の連結建物は地震または爆発などの共通モードの災害下でも、その中の安全上重要な構成要素の機能を保証するものである。

各建物は特に下記の設備を十分に分離して備えるものとする。

- ……蒸気発生器と二次系の一部
- ……炉停止時冷却系のナトリウム・空気熱交換器
- ……回廊部分の各室の換気装置
- ……二次系の補助設備

この規定は下記の事項を可能にする。

- ……同じ二次ループのナトリウム区域と水・蒸気区域の分離
- ……同じ建物にある蒸気発生器の分離。実際にはそれらは隣接していない柱間に配置され、従って一台の蒸気発生器事故が他の蒸気発生器や他の二次系に影響するのを避けることができる。

縦型回廊は各室間の連結（電気、換気、人員の移動）などを確保する。これらの回廊は、電気室と連結しており、特殊処理施設まで伸びている。

b. 特殊処理施設は、一つのサイトの各プラントに共通した機械設備を収めている。その設計は、一組のプラントにそれを結合できるようになっており、さらに別のプラントの組にも接続される事もある。

この施設は長方形の建物で、混合直交構造（鉄筋コンクリートと金属骨組）を持ち、単独の基礎の上に建てられている。

洗浄・除染と廃棄物の処理施設（例えば気密封入タンクなど）に特定の規定は、それらの施設から放出される恐れのある廃棄物の保管のために使用される。

この施設の中は、二つの主要部分に区分できる。

-----主走行クレーンを使用する主要部分。ここには次のものが収められている。

*機器の洗浄と除染用ピット

*機器の貯蔵ピット

*移送キャスクの貯蔵ピット

*機器の修理工場

*移送キャスクと機器の到着（または発送）区域

-----クレーンを使用できない側面部分は、重量物の取扱いを必要としない設備が据え付けられる場所である。特に下記の機械設備が置かれる。

*液体廃棄物処理施設（機器または使用済燃料集合体の洗浄から出る廃棄物、洗浄室から出る廃棄物など）

*移送キャスク付属品の貯蔵所

*一般的なサービス（圧縮空気、設備の冷却回路、換気など）

この施設には換気装置が備えられる。それは、特に汚染危険区域の放射性気体廃棄物を収集し、室内の放射性気体廃棄物の含有量をその室の接近可能性の程度に応じて定められた制限値以内に維持する。放射性気体排気物の検査は、換気排出煙突のピットでの放射能測定によって行われる。

II. 15. 安全上重要な補助施設への電力供給

A. 安全上重要な補助施設への電力供給についての規定は、特に下記のことを目的とする。

a. 一般的には、起こり得ると考えられる全運転状態下で、十分に信頼性のある電力の供給を確保する。

b. 起こり得ると考えられる危険に対して設備を効果的に保護するだけでなく、電力供給源および配電系の十分な独立性と多重性とを確保する。

c. 使用中の系統の信頼性を許容できぬほどに低下させることなく、各種の設備（継電器、母線、ディーゼルなど）及び電力源交換手順の適当な定期的検査を可能とせねばならない。

B. フランス電力庁によって提案されている下記の規定は原則として許容可能なものであり、下記のC項を考慮することを条件として、調査続行の基礎となるものであ

る。

- a. 安全上重要な補助施設に対する電力供給は、外部電源（配電網から構成される）および内部電源（ディーゼル発電機群から構成される）の利用によって確保される。後者は外部電源の喪失時に使用される。
- b. 安全上重要な補助施設に対する電力供給源は、二つの外部電源、二つの内部電源から成る。
- c. 各プラントと配電網との接続は、一つの主接続と一つの補助接続とによって行われる。
 - 主接続は当該プラントが発生する 400Kv送電線によって構成される。このプラントの安全上重要な補助施設への通常給電は、この線上の 2 個の遮断器（線遮断器とグループ遮断器）の間にある降圧トランスによって行われる。
 - 主接続の障害の際に、安全補助施設に給電する補助接続は、サイトによって異なる。時には本サイトが発電する 400Kv電力の変電所から接続され、または本サイト電力の前記の変電所に接続されている 225Kvの独立した変電所から行われる。
- d. ディーゼル発電機群は当該プラントの二つの安全系電力線のどちらにも電力を供給できる。同じプラントの母線の間には共通点はなく、また二つのプラント間には直接的な電力の接続は存在しない。
- e. ディーゼル発電機群は起こり得ると考えられる外的要因による災害から保護されている。さらに完全に独立した二つの起動システムが各発電機群を起動させるために備えられ、また二つのシステムの機能の良否は別個に定期的に検査される。
- f. サイトに予定されている燃料油の貯蔵量は各ディーゼル発電機群が 7 日間の出力運転ができる量でなければならない。
- g. 外部または内部給電の一つの障害がかなりの長期にわたっても、施設の安全に許容できない結果を与えないような適切な規定が設けられ、J.I.B.2に定める規則に基づいた調査が行われる。

C. いくつかの項目について補足的調査を行い、現行規則の手続きの一部として提出しなければならない。安全上重要な補助施設の電力供給については、全電源喪失の場合にも、自然対流の確立により重大な燃料損傷を回避できることが実証されなければならない。

II. 16. 電気設備、制御室、緊急原子炉停止設備

A. 電気設備、制御室、緊急原子炉停止設備についての規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. 安全上重要な多重トレインと機器を、地理的および物理的に十分隔離し、これ

- らのトレインと機器が同時に障害を起こす危険性を低減する。
- b. 安全上重要な電気設備に関しては、起こり得ると考えられ、また機能することが要求される全運転状態に対して、それらが置かれる環境条件下での良好な作動を確保する。
 - c. 安全上重要な電気設備の適切な定期試験が可能である。
 - d. 起こり得ると考えられる全運転状態に対して、原子炉の制御とその安全状態維持を制御室から可能にする。制御室は全ての災害、特に被爆、放射能汚染、有毒ガスまたはエアロゾルに対して運転員の滞在が可能なように防護される。制御室内の火災時に原子炉を確実に停止し、維持し、監視するための緊急設備を設ける。
 - e. 緊急原子炉停止設備を使用しなければならぬような、起こり得ると考えられる全運転状態において、それらの十分な有効性と信頼性を確立する。また、それらの存在事態が通常の運転の信頼性を阻害せず、防護機能の作動を阻害しないようにする。これらの設備に対して、定期的な検査を行わなければならない。制御室から退避する場合にも前記の設備を十分長期間に亘って使用できる手段が必要である。

B. フランス電力庁が提案している下記の規定は原則として許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 各プラントは、電気建物を構成する特殊室内に一定の電源設備と制御計装設備とを集めている。各プラントにおいて、この建物は原子炉建物と機械室との間に設置され、これらの各室やプラントの各施設の間の連携を容易にする。
- b. この電気建物は、起こり得ると考えられる外的要因による災害に対して防護されている。さらにその換気装置は、ナトリウム火災の際にエアロゾルの侵入を防止するように設計される。
- c. 工学的安全系の機能に必要な全ての電気設備は多重性を持ち、二つのトレインに物理的に分離され、電気建物内の別個の防火区域に属する独立した部屋に設置される。防火壁またはドアにより、多重機器の同時故障からこれらの設備を保護する。
- d. 制御室からの退避を必要とする唯一の事象は室内の火災である。不燃性及び耐熱性の材料の使用とデスク間に隔壁を設ける設計とによって火災拡大を防ぎ、検知システムや消火設備によってこのような事象によるリスクを低減させる。

緊急原子炉停止設備の設計においては、下記の事態を想定する。

-----制御室の事故はその他の事象と重ね合わせない。

-----緊急原子炉停止設備への給電は直接配電網から可能であるが、外部電源は喪失すると想定される。

-----オペレータは制御室を退避する前に原子炉停止の措置を取る。

緊急原子炉停止パネルは電気建物内の380Vと 6.6KVの設備と同じ階に置かれ

る。このパネルは二つのサブパネルから成り、それぞれが各制御トレインに接続しており、物理的に分離された部屋に配置される。

これらの緊急原子炉停止は、局所的手動制御により原子炉を安全停止状態とし、それを維持し、またディーゼル発電機による安全上重要な補助施設への給電を確保し、崩壊熱除去系を始動するために用いられる。

緊急原子炉停止パネルへの切替えは手動で行われる。

380Vと 6.6KVの設備への接近通路から緊急原子炉停止パネルへの接近はプラントの正常な運転中は規制される。

最後に、緊急原子炉停止パネルが作動・制御しなければならない様な事象において、制御室から誤った命令が発せられるのを防止するための規定が採択される。

II. 17. 出力と反応度の制御

A. 出力と反応度の制御についての規定は、特に下記のことを目的とする。

a. 原子炉の正常運転の全ての範囲内で、反応度が増加し、または熱の発生・除去間に不均衡が生じた場合に、固有の負の反応度効果を確保する。この目的のために、反応度については、特に原子炉制御・保護系の効果を考慮することなしに、下記の事項が確保されることが望ましい。

---原子炉挙動を決定する温度と出力の係数が負であり、

---急速な過渡状態において炉心の動的挙動を決定する温度と出力の係数が負である。

これらの負の反応度効果は、炉心の寿命中に予想される全ての燃料装荷サイクルにおいて維持されなければならない。

b. 原子炉の反応度を制御するため、最低二つの独立した装置を、使用できるように確保する。（それらへの電源と回路は地理的に分離されている）これらの各装置は制御棒からなり、それらの装置はどちらか片方単独でも、起こり得ると考えられる全運転状態下において、不確定性を考慮した上で、原子炉を未臨界にし、それを維持することができなければならない。

1本の制御棒を除いて全ての他の制御棒が全挿入された (one rod stuck) 場合、炉心の偶発的なボイド化または誤操作の可能性、または中性子計算における不確定性幅などを考慮した上で、十分に負の反応度が維持されなければならない。

これらの装置は異なった設計の二種類の制御棒と制御棒駆動機構をもたなければならず、その一方は炉心の著しい変形の際にも落下できるものとする。この後者の制御棒の作動はプラント状態に可能な限り密接に関連しながら制御される。

炉心の著しい変形に際しても落下できる全制御棒のうち一体が落下しなくとも原子炉を未臨界に停止し、安全な停止状態になるまで維持することができない。

ければならない。

- c. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、炉心の冷却のためにこれらの【炉停止】装置が作動し、それぞれの運転状態分類中で規定された制限条件を十分な「全余裕で確保しなければならない。例えば、この規定は、原子炉保護系の応答遅れを考慮した上で、燃料、主容器内部構造物、主容器および安全容器に適用される。

炉心への制御棒の挿入は、重力による落下の速度がその目的に十分であればその方法によって良い。

プラントで起こり得ると考えられる全運転状態下で、制御棒の落下が可能であるためには、それらの条件下における制御棒の変形を設計上考慮し、使用前に検査と試験を行わなければならない。通常運転下における変形には監視計画によって対応する。

- d. 適切な構造上の規定によって、運転中の原子炉炉心から制御棒が偶発的に射出することを防ぐ。制御棒と同駆動機構とが離脱する様な運転条件に対しては、冷却材通路の閉塞事故を考慮して、制御棒の飛び出しを防止する規定が採択されなければならない。
- e. 反応度を増大させる恐れのある流体が炉心内に偶発的に導入される危険を持つシステムは、そのような事故発生の危険を防止するように設計する。ダイヤグリッド内にガスが蓄積するのを防止する規定も、設けなければならない。
- f. 中間ループから生ずる場合も含めて、炉心に対し偶発的の低温衝撃が生じ、反応度を増大させる効果を制限するために適切な方法を探る。

B. フランス電力庁の提案する下記の規定は原則として許容可能なものであり、下記のC項を考慮することを条件として、調査続行の基礎となるものである。

- a. 制御棒は、燃料集合体と同じ六角形の管に、堅固なまたは有節の棒を収めたものである。堅固な棒または有節の棒の要素はホウ素炭化物の吸収材ピンを鋼鉄で被覆したものである。有節棒は炉心が著しい変形を受けた場合にでも炉心に挿入することができる。堅固な棒は、I.2.Bに定める地震の際にも炉心に挿入することができる。
- b. 原子炉停止系は二つの別個な独立した装置から成り、それぞれが原子炉を停止することができる。これらの装置のそれぞれは上記制御棒の单一又は二種の型式を含んでいる。
 - 各装置は独自のセンサーと緊急停止トリップのロジックとを持っている。
 - 堅固な制御棒の駆動機構は全て同一であり、有節棒の機構とは異なっている。
 - 堅固な制御棒（あるグループのまたは別のグループの）は、その安全機能の他に、燃料燃焼の補償と原子炉の出力微調整を確保する。
- c. 外部電源の喪失の場合には、保護系から出される緊急停止命令とは無関係に、

有節の制御棒が自動的に落下するようなシステムが設置される。

C. いくつかの問題についてさらに解析を行い、現行規制の手続きの一部として提出しなければならない。出力と反応度の制御については、下記の事項が提出されなければならない。

-----停止系の故障の確率が低いこと、および制御棒と駆動機構の品質管理と多重性について定められる規定の有効性を証明する解析または試験。

-----第三または第四分類の運転状態において、二つの停止系の一つが故障を起こし、または設計から除外されている場合、他の系だけで炉停止余裕が十分である信頼性の証明。

II. 18. プラント保護系と制御系

A. プラント保護系と制御系についての規定は、特に下記のことを目的とする。

- a. オペレータの誤操作時、または自動装置の故障時を含むⅡ.17に定める規定を順守する。特に起こり得ると見なされる全運転状態下で、プラントの運転状態を監視する多重性、何時でも使える信頼性の高い測定装置の確保、制御棒の移動速度に関する規定を順守する。特に中性子束測定においては、測定範囲を十分重複させて正常出力の測定が可能でなければならない。他方、燃料集合体の状態は被覆間の気密性の測定と、炉心燃料集合体および必要があれば一部のブランケット燃料集合体の出口ナトリウム温度の測定とによって監視されなければならない。
- b. プラント状態の代表的なパラメータを、予定されている各運転状態について特定された限度内に維持することを可能にし、それと関連して、これらのパラメータが事前に定められた数値に到達した場合は、対策手段を実行することを可能にする。
- c. 運転要員の誤操作の確率を最小にするように配置された適切な目盛の計測器による計測に基づいた明確で信頼性のあるプラント情報を提供し、それらの要員が、最良の条件下で十分な時間的余裕を持って事故時の運転状態を診断し、その進展を監視することができるようとする。
- d. 特に異常状態にあるプラントの状況を監視、再構成、分析するために必要な情報を全て記録する。
- e. 起こり得ると考えられる全運転状態下で、燃料集合体および主容器内部構造物の健全性を保証するという観点から、プラント安全上重要な物理的パラメータを監視できる保護系を常に確保し、これらのパラメータの危険な変化を検知し、必要な場合には安全系を起動し、緊急停止装置を駆動する。特にこの系に対して施設の安全性を損なうことなく、定期試験および適切な保守が行わなければならない。原子炉の安全保護系、およびそれらの機能維持に必要な補助系の構成部分は、起こり得ると考えられる事故状態下で健全でなければならないと同

時に、その運転状態下で必要な安全措置を停滯させてはならない。さらに明白で正当化される例外を除き、この系に生じる故障が必要な安全系の機能を阻害しないような措置もとらねばならない。

- f. 明白で正当化される例外を除き、保護系と制御系との間の完全な独立性を確保する。特に、（明白で正当化される例外を除き、）保護系内で特定の安全系の作動のために使用されるコンピュータは、別機能には使用してはならない。

B. フランス電力庁が提案している下記の規定は原則として許容可能なものであり、調査続行の基礎となるものである。

- a. 発電プラントおよび安全系の運転と制御は一つの制御室に集中される。制御系の構成は保護系に関する要求に合致するものである。緊急炉停止系は II.16.B に定める通り、使用が可能である。
- b. 制御棒位置の調整により、「炉心出口温度」信号に基づいて炉心出力を発電出力に適合させ、それによって燃料温度の過渡的な上昇を制限できる。
- c. 保護系は特に下記の装置を含む。
- 原子炉緊急停止装置 2 基。II.17 に規定されている二つのグループの制御棒駆動機構のそれぞれの給電遮断器を、トリップさせる機能を持つ。
 - 補助系。補助系は作動可能であり、かつ保護系とそれによって作動する系が機能できるように健全でなければならない。
- d. 燃料破損検知系は、原子炉をトリップさせる。

各炉心燃料集合体および第一列のブランケット燃料集合体の出口には、二個の熱電対が配置される。こうして監視される各集合体についての温度信号がコンピュータに送られ、そこで集合体の温度異常が検知され、原子炉がトリップされる。

また中性子束、ナトリウム流量、炉心入口温度、ナトリウム流量に対する原子炉出力の関係も監視される。