

ナトリウム冷却プール型高速炉の，将来の1500M W e
発電所施設の主要な安全上の特性と要求事項に関する決定

(邦 訳 資 料)



1 9 8 6 年 3 月

動力炉・核燃料開発事業団

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

技術管理部技術情報室

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

ま え が き

本資料はスーパーフェニックス 2 (SPX 2) 計画に関連して、フランス産業研究省 (Ministere de L'Industrie et de la Recherche) の産業総局 (Direction Générale de l'Industrie) の原子力施設安全本部 (Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, SCSIN) の C. Torquat 部長から、フランス電力公社 (Electricité de France, EdF) に対して、1983 年 9 月 30 日付で送付されたナトリウム冷却高速炉の安全性に関する手紙の添付資料 “DECISION RELATIVE AUX OBLIGATIONS ET CARACTERISTIQUES PRINCIPALES DE SURETE A APPLIQUER AUX FUTURES TRANCHES NUCLEAIRES DE 1500MWe COMPORTANT UN REACTEUR INTEGRE A NEUTRONS RAPIDES REFROIDI AU SODIUM, Juillet 1983” の邦訳である。

このガイドラインは SCSIN の原子炉委員会他の専門委員によって記されたものであり、今後は、同時に進められているスーパーフェニックスの建設運転経験や、研究開発成果を反映させつつ、このガイドラインに沿って SPX 2 の設計研究を進め、毎年正式のプログレスレポートを SCSIN に提出することを要求している。

また、このプログレスレポートは SCSIN の専門家や、安全解析部門の専門家によって評価検討されることになっており、同時に Bourgogne-France-Comté 地方の産業研究総局原子力建設規制局や、Rhone-Alpes 地方の産業研究総局と協力してこれを行なうこととしている。

この検討評価は設計段階のあらゆる機器解析を含むことになっており、EdF

社は必要な全ての情報を提供し、検討評価のためのワーキンググループ会議に出席するなどの協力を要請されている。

この邦訳された資料は大きく分けて3つの部分からなっており、「序論」部分ではこれらのガイドラインが作成された経緯と、今後修正をする場合の条件等が記されている。

第1編「一般規程」の部分では施設の設計に当って遵守しなければならない一般的な原則と、各サイト毎のガイドライン中に記されている標準的なプロジェクトに適用すべき方法が記されている。

また、第2編「技術規程」は、プラント設計の初期の段階で、定めておくことが望ましいと思われる事項についての詳細を記しており、これらはE d Fから提案された主要なプロジェクトの特性、及び機器・システムの詳細設計や建設段階で満足されなければならない主要な安全要求事項を記述している。

両編共各章毎にA、B、Cの3節に分かれ、

AはSCSINとしての基本的な考方、ないし安全上の要求事項

BはE d Fの提案ないし基本仕様

CはSCSINからE d Fへ要求する追加調査研究事項
がまとめられている。

本資料の邦訳にあたっては、1984年8月7日付で、フランス産業研究省産業総局原子力施設安全本部のA. Messiah氏から、科学技術庁原子力安全局若狭原子炉規制課長宛に送付された上記手紙及び添付資料の英訳版を参考とした他、社内関

係者によって作成されていた邦訳資料（PNCT N951 84-04 Rev 1）も合わせて参考としたことを記し謝意を表します。

また、本邦訳資料は、原子力安全研究協会の高速炉基準調査専門委員会の検討用資料として利用するために動燃事業団資料として新たに作成したものであり、同委員会の委員諸氏からも多くのコメントを得たことを記し、謝意を表します。

また、原文は見出しの少ないわかりにくい構成となっているため、邦訳者の判断で適宜見出しを追補したが、これらの部分については〔 〕で示して区分してある。

本資料が今後のわが国の実証炉の安全クライテリアを定めていく上での参考資料として、お役に立てば幸いである。

昭和61年3月

動力炉・核燃料開発事業団

技術参与

望 月 恵 一

ナトリウム冷却プール型高速炉の，将来の1500 M W e

発電所施設の主要な安全上の特性と要求事項に関する決定

(邦 訳)

1 9 8 3 年 6 月

フランス産業研究省

産業総局

原子力施設安全本部

(目 次)

	頁
序 論	1
第Ⅰ編 一般規定	3
Ⅰ．１．一般設計指針	4
Ⅰ．２．標準建設計画と外的要因による災害	15
Ⅰ．３．使用期間中の監視と特殊作業のための準備	18
第Ⅱ編 技術規定	20
Ⅱ．１．配置計画	21
Ⅱ．２．燃料集合体	23
Ⅱ．３．主要器内部の設備	26
Ⅱ．４．燃料集合体の貯蔵と取扱い	29
Ⅱ．５．原子炉主容器	33
Ⅱ．６．１次系カバーガス系	35
Ⅱ．７．原子炉クロージャーヘッド	37
Ⅱ．８．放射線防護と換気	41
Ⅱ．９．安全容器	44
Ⅱ．１０．原子炉建物とその内部構造物	47
Ⅱ．１１．機械設備の設置と原子炉建物の通路	49
Ⅱ．１２．２次ナトリウム系および付随する補助系統	52
Ⅱ．１３．熱除去系	59
Ⅱ．１４．原子炉付属建物および特殊作業建物	62
Ⅱ．１５．安全上重要な補助施設への電力供給	65
Ⅱ．１６．電力，制御室，緊急原子炉停止設備	68
Ⅱ．１７．出力と反応度の制御	71
Ⅱ．１８．プラント保護系と制御系	75

〔序 論〕

フランス電力庁（E d F）は1980年7月21日付で「1500 M W e 高速炉計画：安全基準のオプション」と題する報告書を，原子力施設安全本部（S C S I N）部長に提出し，その中で1500 M W e ナトリウム冷却高速炉プラントの安全特性を報告した。

この報告は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）によって，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（E d F）が提出した補足資料及び修正も考慮して検討された。

本指針は，この検討から得られた結論を考慮して，将来の1500 M W e 原子炉に適用される安全性上主要な要求事項と特性とを定めたものである。

これらの安全上主要な要求事項と特性とは，二つの編に分けられ，第Ⅰ編では将来の1500 M W e 原子炉の許認可に適用される一般規定，第Ⅱ編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まとめている。ただし，これらの要求事項と特性とは，同原子炉の安全性に関する重要な課題の全てを漏れなく取り扱っているわけではない。

各編には，フランス電力庁が提出した主要特性が述べられているが，これらは前記の安全上の要求事項と一致するものであり，もし各編の幾つかの所（特に第Ⅰ編1章）で述べられている実証がおこなわれるならば，これらのプラント各部について今後検討を継続するための基礎を提供するものとなり得る。フランス電力庁は，また現行の規制手続きに従い，1500 M W e の各原子炉について，特に本決定に定められた安全性上の主要な要求事項に関し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適合することを実証し、さらに各原子炉について、その設計、建設、運転の観点からも品質保証する手だてを示さなければならない。

しかしながら、もし同じ設計の原子力発電所の運転や建設の経験、および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に応じて適切な修正を加えなければならない。

本決定は、現在計画中のプロジェクト、即ち標準化した一連のプラントの開発の促進をなんら妨げるものではない。フランス電力庁は、関係施設の安全レベルを下げないことを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。

これらの修正と実証は、設計研究全体に安全上の重大な影響を与えるかもしれない。その場合、電力事業者は予備安全申請書（Rapport Preliminaire）の提出前に、それらを原子力施設の安全性としてまとめて原子力施設安全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1500MW e ナトリウム冷却高速炉発電所に適用されるものであるが、いかなる場合も、原子力施設安全部がこの形式の原子炉について定めた基本安全規則あるいは、特に下記の各項を含む現行規制の適用を妨げてはならない；

- 基本的な原子力施設
- 環境保護の分類に入る施設
- 自然保護
- 労働法規の適用
- 放射性廃棄物の放散
- 圧力容器
- 水質規制

一 般 規 定

I . 1 . 一般設計指針

A〔基本的な考え方〕

ナトリウム冷却プール型高速炉の設計及び設備分類指針は、最も重大な被害の総合的な確率が最小となり、しかも全ての事象について、その被害がより重大であるほど一定の低い総合発生確率以下にしなければならない。（この原則によって許容範囲の定義が導かれる。）

本指針は特に下記を目的としている。；

- a . 通常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、全ての場合に規制上の限度以下に維持する。
- b . 一般的には、所定のサイトにプラントが建設されたことにより、許容できないリスクがもたらされることのないようにする。

☆ ☆

☆

〔運転状態の分類〕

- 1) この目的が達成されたかどうかは、実際には、（十分な安全性の余裕をみた適正な調査研究に基づき）いくつかの標準的な運転状態での被害を詳細に検討することによって証明される。これらの標準的な運転状態の推定発生頻度の大きさ毎に分類され、各頻度分類毎に上記の被害が、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を示さなければならない。

この運転状態のリストには、施設の外的原因による事象およびサイト特有の事象を補足して加えなければならない。

また、もし、ある単一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、これもリストに補足されなければならない。この場合、このような運転状態の発生確率を可能な限り低減するように考慮して、これらの事象の被害と、その係わる頻度分類の運転状態の被害とが関連づけられるように、適切な対策がたてられなければならない。

このようにして補足された運転状態は、本決定書のあとの部分において、「起こり得る全ての運転状態」と称される。

☆ ☆

☆

〔軽水炉との関連〕

一般に、全ての運転状態において、放射線被害は本決定の時点で評価される加圧水型の原子力発電所のために定義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、適正な対策がたてられなければならない。加圧水型の施設についての現行規則は下記の目的のために、必要な修正を加えて適用される；

- 施設の設計、建設、運転の品質を保証する。
- 例えば単一故障基準を適用し、供用期間中監視と定期検査に（必要な場合には適当な運転規則を作って）十分な考慮をした上で詳細設計なシステム設計を行う。
- 安全性上の役割に従って機器を分類し、それによって、設計、施工、供用期間中監視に関する規則を決定する。

☆ ☆

☆

〔共通モード故障、火災、誤操作、廃炉〕

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、重複して適切な構成で施設の内部に設けられ、要求事項と技術的可能性の程度にもよるが、それらの設計と

施工には多様化が計られるべきである。これらの設計配置では、また破壊行為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干渉のリスクを抑えるため、かつまた安全上重要なシステムについては、（構造物の形状や、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するため適切な工夫がな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処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処置が取らなければならない。

☆ ☆

☆

A. 2) [多重システム完全故障]

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解析が必要である。

この完全な故障に対応する運転状態の発生確率を低減するか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必要ならば適当な工夫がなされなければならない。

A. 3) [仮想的運転状態（立地、緊急／特殊作業用）]

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を低いが、それでもサイトの選択と緊急及び特殊作業時手順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単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、工夫がなされなければならない。

A. 2) 及び 3) の両項に定める運転状態については、現実的な仮定に基づき、また緊急時手順に含まれる何か処置があればそれも考慮して解析することができる。

☆ ☆

☆

B〔具体的提案内容〕

下記の運転状態のリストはフランス電力庁がこれを解析し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、原則的に許容され、今後の調査実施の基礎となりうるものである。但し下記の C 項を考慮しなければならない。

1) 標準運転状態リスト

外部から引き起こされる被害によるリスクは I. 2 項に記されている。

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、連続的運転および通常の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象（第 2 分類）

一般的事象

- 外部電源の喪失
- 炉スクラムと給水系または残留熱除去系の能力低下
- 出力の自動降下

炉心に特有な事象

- 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象

- 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象

- 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象

- 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象

- 通常時また異常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
- 通常または異常な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象（第3分類）

- 1次系への潤滑油の浸入
- 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ボットの不測の停止
- 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にある事象（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次系ポンプの固着
- 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損失
- 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検討は，全て十分な安全余裕をもたせかつ，これらの運転状態の被害が対応する分類の被害を上回ることのないようにする必要のあるシステムに対して単一故障基準を適用して，実施される。

第3，4分類の運転状態の解析はこれら運転状態に外部電源喪失を系統的に重畳させて実施しなければならない。反証がない限り，この重畳状態は当該運転状態の分類に適用する規則にもとづいて解析されなければならない。

2) [A.2) 事象対応リスト]

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検討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，適切な制限が設けられよう；

- （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

これらの検討は，現実的な仮定に基づいて大きな安全余裕を持たせず，事故の重畳を考慮せず，また緊急手順に含まれる何か措置があればそれも考慮して，行うことができる。

3) [A.3) 事象対応リスト]

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検討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プランと特別作業プラン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；

- （現実的に定義された条件下での）主容器および安全容器の気密性の喪失
- （現実的に定義された包絡条件下での）燃料集合体1体の熔融

これらの事象の被害は，本決定の時点において評価された加圧水型原子力発電所のサイト選定と緊急時プランと特殊作業プランの策定と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。

これらの検討は前記B.2)と同様な仮定に基づいて行うことができる。

☆ ☆

☆

C [追加検討事項]

下記項目について補足的調査を行い，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。

1) [一般要求]

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対応策の正当性の証明；クレイ・マルビル発電所から本プラント間へ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対応策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、定量的な評価が可能であれば、頻度が一年に 10^{-2} を超えない運転状態は第3分類に、また一年に 10^{-4} 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畳した場合は、事例ごとに検討する。
そして必要な場合は、それらの組合せを適切な規則に基づいて解析する。

2) [熱除去系]

補足として、また後述するⅡ.13.Bに記載の検討との関連における、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分類の規定に沿って）
- 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畳されることも考慮する。（反証がない限り第4分類の規定に沿って）

3) [仮想的運転状態]

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、下記の運転状態の検討を行なう；

- 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) [分類未定の運転状態]

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下記の見査項目：

- 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) [大リークの詳細化と分類]

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クの必要なあらゆる正当化を行った上で，詳細化と分類を行うこと。これは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で配慮される。

6) [詳細設計用規則等]

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。これは、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し、また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) [特殊保修運転]

運転状態のリストを定義し、あらゆる正当化を行った上で、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) [解析結果と留意点]

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) 共通モード故障を起こすかもしれない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いくつか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 . 標準建設計画と外的要因による災害

A [基本的な考え方]

外的要因による災害を I . 1 に定める規則に応じて適当なプラント運転状態と組合せ考慮に入れて対応を決定しなければならない。

これらの外的要因としては、特に下記のこと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連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 [具体的提案・内容]

フランス電力庁が提案している下記の手順は原則的には許容されるものであり，今後の解析の基礎となり得る。但し下記の C 項を考慮に加えること。

一つの標準建設計画をいくつかのサイトに適用されるものとして決定する。この場合その建設計画は前記の 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るようにその標準建設計画に適当な修正を加えなければならない；

a. この標準建設計画は影響があるとすればそれ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，発電機建物，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対するものである。

b. おのこの建物の基礎は，各サイトの特性に基づいて決定される。

c. 標準建設計画に利用される地域は，外的要因による災害に対しては下記の設計手順に従う。

- 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0.15gで固定し，地盤の平均動的ヤング率は5,000～100,000 パールの間で変化するものと想定する。

- 原子炉建物，発電機建物，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DESTAL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，安全性能を持つ施設は，最高59ミリパール，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〔追加検討事項〕

下記項目に関する補足的検討を行い，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。

標準建設計画および外的要因による災害のリスクに関連して、本決定を適用するプラントの性能は標準建設計画で考慮しているよりもさらに強い地震についても解析し提出しなければならない。これは標準建設計画の対象となっていない用地に建設する場合を想定し、補強すべき機器を識別するためである。

I . 3 . 使用期間中の監視と特殊作業のための準備

A [基本的な考え方]

使用期間中の監視と特殊作業のための準備は特に下記を目標としている；

- a . プラントの安全機能をはたす機器の運転状態が，発電所の耐用期間中を通じて，建設計画の条件に合致していることを確認する。
- b . この監視および特殊作業を容易にするための構造上の対応策を設計段階から採用する。

B [具体的提案内容]

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，今後の解析の基礎となるものである。但し下記のC項が考慮に加えられること。

その方法は次のようになされる；

- 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の決定
- 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可能な限りの反映
- 上記を考慮の上，使用期間中の監視方法の決定

C〔追加検討事項〕

下記項目について補足的調査を行い，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；

a) 遠隔かつナトリウム下の，特に下記の分野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次系機器の検査と必要な場合にはその修理とを行うための各種，特殊作業技術の研究。原子炉のドレンを含むこの作業技術は，その適用範囲とその性能について，またその実施回数とあり得る欠点について評価し，比較しなければならない。

これらの技術の実現を容易するための設計上の手だてを提出すること。

第Ⅱ編 技術規定

Ⅱ． 1 配置計画

A〔基本的な考え方〕

配置計画は、下記を目的とする；

- 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、安全にかかわる機器は、同一のサイトの複数プラントに同時に共用してはならない。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対応策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並びに制御および保護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、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樞となる施設を設け、要員が余儀なく作業場所および外部への通路に止まる場合はこれを保護し、再編成し、また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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案された下記の対応策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、破壊行為に対して防護すること。それらのプラントには特殊作業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群には共

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群で共有しても良い。

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，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の両翼の二つの建物
- 変電所に接続された発電機建物
- 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. タービンミサイルが各プラントの安全性にかかわ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は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〔基本的な考え方〕

燃料集合体については、下記を目的として対応がなされなければならない；

- a．健全性と気密性とが要求される通常状態および過渡状態のすべての場合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故障と事故による被害はⅠ.1に定めるレベル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、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を代表するパラメータを少なくとも一つ測定し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レベルで、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こと、また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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案された下記の対応策は原則的に許容でき、今後の解析調査続行の基礎として良い。但し下記のC項を考慮に加えること。

- 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収められている。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のピンの数、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・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させるもので、そこに減圧機構が設けられている。

六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 項に定めた要求事項を守るために、もしあらかじめ十分に低く設定された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。この対策により、高い燃料破損検出感度が維持される。

こ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、集合体の冷却不能により燃料熔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〔追加検討事項〕

下記項目について補足的調査を行い、現行規制の手続きの一部として提出する。

- a) プラントの各種運転状態に対応する燃料使用限界の正当性の証明。
- b) 燃料集合体に影響する恐れのある、I.1.B.1)d. に定めた最大想定欠陥（maximum credible defect）の定義と正当性証明。発生し得る欠陥検出、及び必要あれば燃料熔融を回避するための安全措置の開始のために予想される対策に関する研究と証明。

材料特性に対する照射効果およびその効果が集合体事故の再発の確率と事故推移に及ぼす影響に関する検討。

- c) 隣接集合体への燃料熔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〔基本的な考え方〕

主容器内部設備は、下記を目的とする；

- 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。

このためには主容器の中の全ての内部設備は、（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得ること、また考慮される全ての事故条件下でこれらの内部設備の損傷や露呈が十分に制限されたままで原子炉の停止と停止状態の維持及び崩壊熱の除去が可能であることが前提となる。起こると見なされる全運転状態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）に関しては、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）及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ようにする必要がある。

- b．ナトリウム循環を十分に確保し、燃料の冷却を困難に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と。このためには、適用される対策が計算又は代表的な試験によって確認されていることが前提となる。

- 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、制御すること。

- d．上記の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。

このためには、起こる全ての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対策がすでに用意されていることが前提となる。

- e. 必要に応じて装置の使用期間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レベルに制限すること。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こと。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案された下記の対応策は原則的に許容出来、今後の解析の基礎として良い。但し下記のC項を考慮に加えること；

a. 概念設計

- 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、コア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〔追加検討事項〕

下記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。

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の破損のリスクの分析と低減に対するフランス電力庁の方策には、1.2.B に述べる地震時のダイヤグリッドの炉心支持板への固定装置およびポンプ・ダイヤグリッド間のいくつかの連結装置の破損のリスクの分析も含めるべきである。この分析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する。

Ⅱ．４．燃料集合体の貯蔵と取扱い

A〔基本的な考え方〕

燃料集合体の貯蔵と取扱いは下記を目的とする；

- a．新燃料および使用済燃料集合体の貯蔵条件は、起こり得る全ての運転状態で十分な安全余裕をもって未臨界に保つこと。
- b．（起こると見なされる全運転状態で）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装置は、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。このためには、特にこの液体の十分な純度を確保する対策がすでに用意されていることが前提となる。
- c．起こると見なされる全運転状態で、放射性物質の許容値を超える放出を回避するために、これ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，爆発など），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。

- d．取扱われる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. 検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曝，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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり，今後の解析の基礎となるものである。但しC項を考慮すること；

- 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、当該運転状態の分類に適用する制限を尊重しなければならない。

被覆管が破損してDND信号を発した集合体は、「postes de deverminage : debug station, 破損確認所)」と呼ばれる特定の貯蔵所に置かれる。

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。これには一本のアームがついており、それはダイヤグリッド上に配置されている全ての集合体、および主容器内のダミーダイヤグリッド上の保護リング内にある集合体に届く。

c. 原子炉内外の集合体の移送は二つの斜道を通して行われる。この場合、回転ロック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して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, SLUS : 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。
- P C D S と連結した遮蔽室（ホットセル）へ搬入、その後 P C D S 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〔追加検討事項〕

下記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；

- a) 破損確認位置にある破損燃料の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使用期間中監視のための対策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〔基本的な考え方〕

主容器は下記を目的として対応がなされなければならない；

- a．主容器のひび割れおよび破損の危険を防止すること。このためには設計，材料の選択および製造に関する規定と同時に，起こると見なされる全運転状態で主容器に影響する熱勾配を考慮した場合最も苛酷となる部分について使用期間中監視ができるよう，適切な工夫がなされることが前提となる。

起こり得る全ての運転状態で，容器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，および材料欠陥などを考慮しなければならない。その他，この装置の使用期間中監視を容易にするための適正な処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対策を設けなければならない。

- b．起こると見なされる全運転状態で，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適合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る被曝線量は，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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁が提案している下記の対応策は原則として許容されるものであり、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、オーステナイト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シェル構造の容器底に接続されている炉心支持板を介して主容器に伝えられる。
- c. 構造不連続部がなくかつ高温プレナムの自由表面の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〔基本的な考え方〕

1 次カバーガス系は下記を目的として対応がなされなければならない；

- 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． 起こると見なされる全運転状態下で、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、できればトラップする。
- 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若干高い圧力を維持してこれを実現する
- d． 起こる全ての運転状態下で、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（クロージャ）を防護する。
- e． 適切なステップによって、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講ずることを想定する。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり、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をアルゴンとする。
- 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． 原子炉クローザーヘッド（上部密閉部）

A〔基本的な考え方〕

原子炉クローザーヘッドは、下記を目的とする；

- 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および破損すれば原子炉の密閉に影響する恐れのあるような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機器を装着させる。
- c． 特に原子炉から原子炉建物に流出するガスまたはエアロゾルの漏洩、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曝線量を制限する。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． 主容器の安全上重要な装置は起こり得ると考えられる災害からの保護、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事態の強度を確保する。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり、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ソ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ソ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℃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して上昇し，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いる。このシェルはスラブと基礎構造との間で，温度変化の影響を受けスラブが膨張するという観点からは柔性を，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. 回転プラグと燃料出入機のアームとはその回転の動きによって炉心集合体の移動機能をはたす。それらはまた支持，気密性，生体遮蔽の機能をもはたす。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「ケーソン」型である。温度レベル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〔追加検討事項〕

下記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。

- a) 崩壊熱除去系 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。(1. C. 3 を参照)
- b) 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。但し、その監視は完全に可能とする。
- 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。いずれにせよ、この適合性はもし前記のアプローチが静圧４絶対バールのみによる設計となる場合においても、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加圧、または炉心の溶融によるリスクが十分小さくなり得ることの正当性の証明。

Ⅱ． 8． 放射線防護と換気

A〔基本的な考え方〕

放射線防護と換気は、現行の規則を尊重して、下記を目的として対応がなされなければならない；

- a． 一般的に、起こり得る全ての運転状態下で、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こと。同様に燃料集合体の取扱作業を含む施設の運転、保守作業中に作業員の受ける被曝線量をできる限り低減すること。

このためには、起こ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が前提となる。

全ての防護壁および遮蔽体は、それがもしも損傷した場合の重大さに応じた品質の設計及び組立をなしかつ適切に監視されることより、あらかじめきめられた効果を維持しなければならない。同様な条件において、設計、施工、監視される手段自体も、可能な限りこの効果低下と言うリスク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、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と。このために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がとられ、汚染される恐れのある諸系統、容器、部屋を適切に監視し、また放射能の恒常的測定を定期的なサンプリングにより補足し、1次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が前提となる。

- c． 1次系冷却材（Ⅱ.2.A参照）の放射能を監視すること。

- 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と。このためには、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が前提となる。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・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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり、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、コンファインメント型で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. 特殊作業施設内の部屋は気密性貯留ピットによって地下水層から隔離される。同様に洗浄－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対応策（例えば気密性内張りがなど）が設けられる。

この建物に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度合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〔基本的な考え方〕

安全容器は，下記を目的に対応がなされなければならない；

- a． 主容器の気密性が失われた場合も含み全運転状態の下で，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こと。

この装置の設計と製作，ならびにその使用期間中監視のために適切なステップが採られることを想定している。起こり得る全ての運転状態で，潜在する崩壊モードに対して安全保護系の作動，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確定できない事象とその進展並びに何らかの破損を充分考慮して，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。

また，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。
- c． 主容器のISIが外表面からできるようにすること。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策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。但し下記のC項を考慮すること。

- 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。

この容器の内側に耐ナトリウム性金属製断熱材が取り付けられており、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個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さまたげてはならない。

- 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作業を考慮した上で、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〔追加検討事項〕

下記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；

- 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は長期にわたる、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こと。
- d. I.2.Bに定めた地震の半分の加速度の余震下で，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〔基本的な考え方〕

原子炉建物とその内部構造物は，下記を目的に対処がなされなければならない；

- a．起こり得ると考えられる全運転状態下で，原子炉建物は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，維持すること。
- b．施設の耐用年数を通じて，原子炉建物は強度と気密性の監視を（特に監視が必要な場所で）可能にすること。
- c．起こ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こと。
- d．起こり得る全ての運転状態下で，原子炉建物内に含まれる放射性物質に対し，要員の放射線防護を確保すること。
- e．原子炉建物内におかれ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にすること。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策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の他、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への通路

A〔基本的な考え方〕

機械設備の設置と原子炉建物への通路は、下記を目的に対応がなされなければならない；

- a．起こり得る外的事象に対して、必要な範囲で安全上重要な設備を防護する。
- 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が同時に故障しないようにすること。
- c．起こ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に効率的で信頼性のある浄化機能を確保すること。その機能のためにプラントの設備（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、設備の十分な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気密室に収納すること。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、不必要と判る場合を除く。
- e．起こる全ての運転状態下で、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の軽減を可能にすること。
- 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の確認を可能にすること。

- g. 起こり得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こと。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁が提案している下記の対応策は原則として許容されるものであり、検討続行の基礎となるものである；

- a. 原子炉建物は、特に下記の施設を収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。
- 崩壊熱除去系の一部：各系は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、電気設備及び特殊作業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カスクの搬入は、主クレーンを利用し、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〔基本的考え方〕

2次系および関連する補助系統は、下記の目的に対応がなされなければならない；

- 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こと。
- b．一般的に、故障の危険とその被害を最小にする設計、施工、運転条件をこれらの系統に施行すること。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た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こと。
- 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こと。
- 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こと。
- f．起こ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こと。
- 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こと。

- 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、監視すること。
- 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こと。
- 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、監視及び防護の策を講ずること。
- k. これらの系統をできるだけ水系統から分離すること。
- l. 蒸気発生器中の水漏洩を監視すること。必要ならばその漏洩の被害を軽減するための自動安全装置を設置する。
- m. 適切なステップによって、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閉塞を回避すること。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり、調査続行の基礎となるものである。但しC項を考慮すること；

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て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。

ループは下記の 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；

- 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シールの漏洩から生じるポンプの自由液面。
- 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，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上部の自由液面。
- 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下流の自由液面。

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。

運転の清浄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連続的充填。
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。
- 電磁ポンプ出口でのナトリウムの連続的な純化。

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－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両アルゴン圧力が常時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B₄C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. 原子炉本体内的な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℃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対応策が採られる。

d. ナトリウム火災に関する要求事項

- 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措置を備えている。

e. ナトリウム・水反応に関する対応策

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
 - ラブ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次系の急速ドレンおよび水・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、その気密性が保証されるように設計される。

C〔追加検討事項〕

下記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。

- a. 中間熱交換器内で1次、2次径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の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の評価および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、この種の反応を見つけ、あるいはそれらの影響から重要な設備を守るための手段の評価。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でのナトリウム・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想定の研究。
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．熱除去系

A〔基本的な考え方〕

熱除去系は、下記を目的として対応がなされなければならない；

- 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．特に機械設備の使用期間中監視により、熱除去の手段に十分な信頼性と利用可能性を確保すること。とりわけ崩壊熱除去系については、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、特に低減すること。
- d．特に1次ナトリウムと発電用の水・蒸気系間にⅡ.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に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保されるように配置すること。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり，調査続行の基礎となるものである；

1. 蒸気発生器

- a. 約 900 MW 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間束の外側を流れる。伝熱管中を下から上へ流れる水は，そこで過熱され，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。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。また適切な対応策により，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氣中に捨てられる。

- e. 蒸気発生器伝熱管の漏洩に関する危険を限定するために適切な構造ならびに監視の対応策が採られる。

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。

それらの系統はそれぞれ次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1台。
- 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1系統。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1台。

これらの系統は自然対流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，前記の対応策は，共通モード故障による危険性も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．原子炉付属建物および特殊作業建物

A〔基本的な考え方〕

原子炉付属建物および特殊作業建物は、下記を目的に対処がなされなければならない；

- 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こと。
- 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・保守を可能にすること。
- c．排出点での連続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、その情報を制御室で表示し、恒久的な記録に留めること。
- d．適切な機械設備により、全ての液体廃棄物は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こと。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁が提案している下記の対応策は原則として許容されるものであり、調査続行の基礎となるものである；

- a．原子炉付属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

この対策により下記の事項が可能になる；

- 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）を確保する。これらの回廊は、電気室と連結しており、特殊作業施設まで伸びている。

- b. 特殊作業建物は、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、一対のプラントにそれを結合できるようになっており、さらに別の一対のプラントの組に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）に特性の限定された場所を設けて、それらの施設から放出される恐れのある排液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
- * 移送カスクの貯蔵ピット
- * 機器の修理工場
- * 移送カスクと機器の到着（または発送）区域

○クレーンを使用できない側面部分。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、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）
- * 移送カスク付属品の貯蔵所
- * 一般的サービス（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近接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〔基本的な考え方〕

安全上重要な補助施設への電力供給は、下記を目的に対応がなされなければならない；

- 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こと。
- b．電力供給源および配電系の十分な独立性と多重性を確保すること。及び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こと。
- 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、ディーゼル発電機など）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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁によって提案されている下記の対応策は原則として許容されるものであり、調査続行の基礎となるものである。。但し下記のC項を考慮すること；

- a．安全上重要な補助施設に対する電力供給は、外部電源（配電網へ接続）および内部電源（ディーゼル発電機）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 400 K v 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（幹線遮断器と発電機遮断器）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 400 K v 電力の変電所に、またはこの変電所に接続されている 225 K v の独立した変電所に結線される。

d. 各ディーゼル発電機は当該プラントの二つの安全系電力線の一方に電力を供給する。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それぞれの矯正動作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 日間の全出力運転ができる量でなければならない。

g. 外部および内部給電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計画を与えないような適切な規定が設けられ、I.1.B.2に定める規則に基づいた調査が行われる。

C〔追加検討事項〕

下記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証明されなければならない。

Ⅱ．16．電気・制御室，緊急原子炉停止設備

A〔基本的な考え方〕

電気・制御室，緊急原子炉停止設備は，下記を目的に対応がなされなければならない；

- 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こと。
- b．安全上重要な電気設備に関しては，起こると考えられ，また機能することが要求される全運転状態に対して，それが置かれる環境条件下での良好な作動を確保すること。
- 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こと。
- d．起こる全ての運転状態に対して，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こと。
- e．緊急原子炉停止設備を使用しなければならぬような，起こり得る全ての運転状態において，その十分な有効性と信頼性を確立すること。また，その存在自体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と。

これらの設備対し，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必要がある。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁が提案している下記の対応策は原則として許容されるものであり、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定室内に一定の電源設備と制御計装設備とを集めている。各検討において、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；

- 制御室内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 380 v と 6.6 K v 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。

380 v と 6.6 K v の設備への近接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対応策が採られる。

Ⅱ．17．出力と反応度の制御

A〔基本的な考え方〕

出力と反応度の制御は、下記を目的に対処がなされなければならない；

- 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、固有の負の反応度帰還効果を確保すること。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なければならない；

- 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こと。（それらへの電源と回路は地理的に分離されている）こ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、しかもその全制御棒の1本が欠けても起こり得る全ての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て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ければならない。

- c. 起こり得る全ての運転状態下で、炉心の冷温停止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安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、制御棒の変形を設計に入れるか、または使用前に検査と試験を行い考えておかなければならない。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. 適切な構造上の対応策によって、出力運転中の原子炉炉心から制御棒が偶発的に引抜することを防ぐこと。

制御棒とその駆動機構とが離脱する様な運転状態に対しては、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対応策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ばうしするように設計すること。ダイヤグリッド内にガスが蓄積するのを防止する工夫も、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の適切なステップを採ること。

B〔具体的提案内容〕

フランス電力庁の提案する下記の対応策は原則として許容されるものであり、調査続行の基礎となるものである。但し下記のC項を考慮すること；

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。

制御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、1.2.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単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〔追加検討事項〕

下記の問題についてさらに解析を行い、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。

- 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対応策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すか、または設計上の理由から働かない場合、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〔基本的な考え方〕

プラント保護系と制御系は、下記を目的に対応がなされなければならない；

- 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 に定める条項を順守すること。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で，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条項を順守する。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こと。
- c．運転要員に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にすること。
- d．プラントの状況，特に異常状態を監視，再構成，分析するために必要な情報を全て記録すること。

- 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こと。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れなければならない。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施を停滞させてはならない。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段階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安全な独立性を確保すること。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動作の開始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〔具体的提案内容〕

フランス電力庁が提案している下記の対応策は原則として許容されるものであり、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事項に合致するものである。

緊急炉停止の手段は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，それぞれ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の異常が検知され，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。