

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PD-C-1 改 105
提出年月日	平成 29 年 11 月 24 日

## 東海第二発電所

### 設計基準対象施設について

平成 29 年 11 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



目 次

- 4 条 地震による損傷の防止
- 5 条 津波による損傷の防止
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（その他外部事象）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）
- 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）
- 7 条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
- 8 条 火災による損傷の防止
- 9 条 溢水による損傷の防止等
- 10 条 誤操作の防止
- 11 条 安全避難通路等
- 12 条 安全施設（静的機器の単一故障）
- 14 条 全交流動力電源喪失対策設備
- 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- 23 条 計測制御系統施設（第 16 条に含む）
- 24 条 安全保護回路
- 26 条 原子炉制御室等
- 31 条 監視設備
- 33 条 保安電源設備
- 34 条 緊急時対策所
- 35 条 通信連絡設備



# 東海第二発電所

## 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設



## 第 16 条：燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

### 目 次

#### 1. 基本方針

##### 1.1 要求事項の整理

##### 1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

###### (1) 位置，構造及び設備

###### (2) 安全設計方針

###### (3) 適合性説明

##### 1.3 気象等

##### 1.4 設備等(手順等含む)

#### 2. 追加要求事項に対する適合方針

##### 2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

##### 2.2 使用済燃料を監視する機能の確保について

##### 2.3 使用済燃料プールの冷却能力について

#### 3. 別添資料

別添資料 1 使用済燃料プールへの重量物落下について

別添資料 2 使用済燃料プール監視設備について

別添資料 3 運用，手順説明資料 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

別添資料 4 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について



## < 概 要 >

1. において、設計基準対象施設の設置許可基準規則、技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。
2. において、設計基準対象施設について、追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。
3. において、追加要求事項に適合するための運用、手順等を抽出し、必要となる対策等を整理する。
4. において、設計にあたって実施する各評価に必要な入力条件等の設定を行うため、設備等の設置状況を現場にて確認した内容について整理する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

設置許可基準規則第 16 条並びに技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条を第 1 表に示す。また，第 1.1-1 表において，新規制基準に伴う追加要求事項を明確化する。

第 1.1-1 表 設置許可基準規則第 16 条及び技術基準規則第 26 条，第 34 条及び第 47 条要求事項

設置許可基準規則 第 16 条 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)	技術基準規則 第 26 条 (燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	備考
<p>発電用原子炉施設には，次に掲げる ところにより，通常運転時に使用する 燃料体又は使用済燃料（以下この条に おいて「燃料体等」という。）の取扱 施設（安全施設に係るものに限る。） を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有 するものとする事。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそ れがないものとする事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものとする事。</p>	<p>通常運転時に使用する燃料体又は使 用済燃料（以下この条において「燃料 体等」という。）を取り扱う設備は， 次に定めるところにより施設しなけれ ばならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有 するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそ れがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融 しないものであること。</p>	変更なし
—	<p>四 取扱中に燃料体等が破損しな いこと。</p> <p>五 燃料体等を封入する容器は，取 扱中における衝撃，熱その他の容 器に加わる負荷に耐え，かつ，容 易に破損しないものであること。</p>	変更なし



<p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p>	<p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>変更なし</p>
<p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。</p>	<p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するも</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放</p>	<p>変更なし</p>



<p>の及び放射性物質の放出を低減するものとする。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p>	<p>出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p> <p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	
<p>二 使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽(安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。)から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏れいを検知することができるものとする。</p>	<p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽(以下「使用済燃料貯蔵槽」という。)は、次に定めるところによること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p>	<p>変更なし</p>



	ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。	
ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。	ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。	追加要求事項
—	七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。	
<p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 <u>外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものと</u></p>	<p>発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>3 <u>第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場</u></p>	追加要求事項



<p>すること。</p>	<p>合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p>	
	<p>4 <u>第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</u></p>	追加要求事項
<p>(再掲)</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする</p>	<p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、<u>自動的に警報する装置を施設しなければならない。</u>ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	追加要求事項
<p>4 キャスクを設ける場合には、その</p>	<p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に</p>	変更なし



<p>キャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。</p>	<p>定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。</p> <p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の物がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--



## 1.2 追加要求事項及び評価条件変更に対する適合性

### (1) 位置、構造及び設備

#### ロ. 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

- (i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

### (k) 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)は、燃料体等を取り扱う能力を有し、燃料体等が臨界に達するおそれがなく、崩壊熱により燃料体等が熔融せず、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。)は、燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納でき、放射性物質の放出を低減できる設計とする。また、燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するとともに、燃料体等が臨界に達するおそれがない設計とする。

使用済燃料の貯蔵施設は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により熔融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有し、使用済燃料プールから放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料プールから水が漏れ出した場合において、水の漏れを検知することができる設計とする。



使用済燃料の貯蔵施設は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とすることとし、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下しない設計とする。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを中央制御室に伝えるとともに、外部電源が使用できない場合においても非常用所内電気設備からの電源供給により、使用済燃料プールの水位及び水温並びに放射線量を監視することができる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有し、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるとともに、使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができる設計とする。

## 二 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備の記述を以下のとおり変更する。

### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は、燃料取扱装置、原子炉建屋クレーン等で構成する。

新燃料は、原子炉建屋原子炉棟内に設ける新燃料貯蔵施設から原子炉建屋クレーン等で使用済燃料プールに移し、燃料取扱装置により炉心に挿入する。

燃料の取替えは、原子炉上部のウェルに水を張り、水中で燃料取扱装置を用いて行う。

使用済燃料は、遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で燃料取扱装置



により移送し，原子炉建屋原子炉棟内の使用済燃料プールの水中に貯蔵するか，又は使用済燃料プールの水中に 7 年以上貯蔵した後，使用済燃料乾式貯蔵設備に貯蔵する。

燃料取扱装置は，燃料取扱時において燃料体が臨界に達することのない設計とする。

また，燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止する設計とともに、使用済燃料プール周辺の設備状況等を踏まえて、使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については落下を防止できる設計とする。

なお，使用済燃料の事業所外への搬出には，使用済燃料輸送容器を使用する。

## (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

### ( i ) 新燃料貯蔵施設

#### a 構 造

新燃料貯蔵施設は，新燃料を貯蔵ラックに挿入して貯蔵するものであり，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

新燃料貯蔵施設は，想定されるいかなる状態においても新燃料が臨界に達することのない設計とする。

#### b 貯蔵能力

全炉心燃料の約 30%相当分

### ( ii ) 使用済燃料貯蔵施設

#### a 使用済燃料プール

##### (a) 構 造

使用済燃料プールは，使用済燃料及び新燃料を水中の貯蔵ラックに入れて貯蔵する鉄筋コンクリート造，ステンレス鋼内張りの水槽であり，原子



炉建屋原子炉棟内に設ける。

使用済燃料プールは、燃料体等の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料プール水位、使用済燃料プール水温、使用済燃料プール上部の空間線量率及び使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備を設ける。

使用済燃料プールは、想定されるいかなる状態においても燃料体等が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

使用済燃料プールは、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料体等の貯蔵機能を確保する設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

#### (b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約290%相当分

#### b 使用済燃料乾式貯蔵設備

##### (a) 構造

使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を保管する使用済燃料乾式貯蔵建屋等からなる。



使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料をヘリウムガス雰囲気中に貯蔵する適切な遮蔽機能及び密封機能を有した鋼製の容器である。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても使用済燃料が臨界に達することのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵設備は、使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去する設計とする。

#### (b) 貯蔵能力

全炉心燃料の約190%相当分

貯蔵対象燃料 8×8燃料，新型8×8燃料，新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料

### (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

#### (i) 燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、ろ過脱塩装置等で構成し、使用済燃料からの崩壊熱を除去するとともに、使用済燃料プール水を浄化できる設計とする。さらに、全炉心燃料を取り出した場合においても、残留熱除去系を併用して、使用済燃料プール水の十分な冷却が可能な設計とする。また、補給水ラインを設け、使用済燃料プール水の補給も可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て、最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

#### a. 燃料プール冷却浄化系ポンプ

台 数 2

容 量 約 125m<sup>3</sup>/h/個



b. 燃料プール冷却浄化系熱交換器

個 数 2

(2) 安全設計方針

該当なし

(3) 適合性説明

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

- 1 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」という。)の取扱施設(安全施設に係るものに限る。)を設けなければならない。

  - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
  - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
  - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
  - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
  - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。

2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設(安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。)を設けなければならない。

  - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
    - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物



質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする。

ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする。

ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。

二 使用済燃料の貯蔵施設(使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク(以下「キャスク」という。)を除く。)にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。

イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。

ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする。

ハ 使用済燃料貯蔵槽(安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。)から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする。

二 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。

3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。

一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制する



ことができるものとする。

- 二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項(以下「パラメータ」という。)を監視することができるものとする。

4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

- 一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
- 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。
- 三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項第1号について

燃料取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。

##### 第1項第2号について

燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

##### 第1項第3号について

燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、すべて水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。



#### 第1項第4号について

使用済燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮蔽深さが確保される設計とする等、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするような設計とする。

#### 第1項第5号について

燃料取替機の燃料つかみ具は二重ワイヤや種々のインターロックを設け、燃料移動中の燃料体等の落下を防止できる設計とする。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料プール上を走行できないなどのインターロックを設ける設計とする。

#### 第2項第1号イについて

貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気換気空調系で維持する設計とする。また、燃料等の落下により放射性物質が放出された場合は、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系で処理する設計とする。

#### 第2項第1号ロについて

新燃料貯蔵庫の貯蔵能力は、全炉心燃料の約30%とする。

使用済燃料プールは、全炉心燃料の約290%相当分貯蔵できる容量を有し、使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵能力である全炉心燃料の約190%相当分と合わせて、発生する使用済燃料を貯蔵する。

#### 第2項第1号ハについて



燃料体等の貯蔵設備としては、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備がある。

- (1) 新燃料貯蔵庫は、浸水を防止し、かつ、水が入ったとしても排水可能な構造とする。
- (2) 新燃料貯蔵ラックは、燃料間距離を十分とることにより、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。

なお、実際に起きることは考えられないが、反応度が最も高くなるような水分雰囲気を満たされた場合を仮定しても臨界未満にできる設計とする。

- (3) 使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックは、耐震クラスSで設計し、使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、適切な燃料間距離をとることにより燃料が相互に接近しないようにする。また、貯蔵能力最大に燃料を収容し、使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保つことができる設計とする。
- (4) 燃料装填後貯蔵された状態において使用済燃料乾式貯蔵使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物は、耐震Sクラスで設計し、貯蔵容器内のバスケットは、適切な燃料集合体間隔を保持することにより、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、貯蔵容器最大に燃料集合体を収容し、貯蔵容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95以下となる設計とする。

## 第2項第2号イについて

使用済燃料の貯蔵設備については、以下のように設計する。

使用済燃料プール内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮蔽を施すと



ともに、使用済燃料の上部は十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

#### 第2項第2号ロについて

使用済燃料プールの崩壊熱は、燃料プール冷却浄化系の熱交換器で使用済燃料プール水を冷却して除去するが、必要に応じて残留熱除去系の熱交換器を併用する。燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の熱交換器で除去した熱は、原子炉補機冷却系等を経て最終ヒートシンクである海へ輸送できる設計とする。

また、燃料プール冷却浄化系は、ろ過脱塩装置を設置して使用済燃料プール水の浄化を行う設計とする。

#### 第2項第2号ハについて

使用済燃料プールの耐震設計は、Sクラスで設計し、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。また、使用済燃料プールには排水口を設けないとともに、使用済燃料プールに入る配管には真空破壊弁を設けサイフォン効果により使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

また、万一の使用済燃料プールライニングの破損による漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。

#### 第2項第2号ニについて

燃料取替機の燃料つかみ具は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、かつ、ワイヤ、インターロック等は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施するので燃料体等取扱中に燃料体等が落下することはないと考えるが、使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等



の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じない設計とする。

また、燃料取替機本体等の重量物については、使用済燃料プールに落下しない設計とする。

なお、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器の落下については、キャスクピットは使用済燃料プールとは障壁で分離し、かつ、原子炉建屋クレーンは吊り荷の落下防止措置を施すとともに使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器を吊った場合は、使用済燃料貯蔵ラック上を走行できない等のインターロックを設ける設計とするので、使用済燃料輸送容器又は使用済燃料乾式貯蔵容器が使用済燃料プールに落下することを想定する必要はない。

### 第3項について

使用済燃料プールには、使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する設備を 設け、異常が検知された場合には、中央制御室に警報を発することができる設計とする。また、これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し、外部電源が利用できない場合においても、監視できる設計とする。

### 第4項について

- (1) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、適切な遮蔽能力を有する設計とする。
- (2) 使用済燃料乾式貯蔵設備は、自然冷却によって燃料の崩壊熱を外部に放出できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にはヘリウムガスを封入して燃料被覆管の腐食を防止する設計とする。
- (3) 燃料装填後貯蔵された状態において、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持



構造物は耐震Ｓクラスの設計とし、冷却媒体であるヘリウムガスを保持し、密封監視装置により漏えいを監視できる設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等(手順等含む)

## 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

### 4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備

#### 4.1.1 通常運転時

##### 4.1.1.1 概 要

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料貯蔵庫、使用済燃料プール、使用済燃料乾式貯蔵設備（以下4. では「乾式貯蔵設備」という。）、燃料取替機、原子炉建屋クレーン、除染装置等で構成する。

なお、使用済燃料の事業所外への搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

新燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールの概要図を第4.1－1図に、使用済燃料乾式貯蔵容器及び支持構造物概要図を第4.1－2図に示す。

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、新燃料を原子炉建屋原子炉棟に搬入してから炉心に装荷するまで、及び使用済燃料を炉心から取り出し事業所外へ搬出までの貯蔵、並びに取り扱いを行うものである。

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量は中央制御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。



#### 4.1.1.2 設計方針

##### (1) 未臨界性

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、幾何学的な安全配置又は適切な手段により、臨界を防止できる設計とする。

燃料体等の貯蔵設備は、燃料体等を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん、想定されるいかなる場合でも、未臨界性を確保できる設計とする。また、燃料体等の取扱設備は、燃料体等を直接取り扱う場合には、一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。

##### (2) 非常用補給能力

使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッションプールの水を補給できる設計とする。

##### (3) 貯蔵能力

使用済燃料プール及び乾式貯蔵設備は、使用済燃料を計画どおりに貯蔵した後でも、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。また、新燃料貯蔵庫は、通常時の燃料取替を考慮し、適切な貯蔵能力を有した設計とする。

##### (4) 遮蔽

使用済燃料プール内の壁面及び底部は、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに、燃料体等の上部には十分な遮蔽効果を有する水深を確保する設計とする。

また、乾式貯蔵設備は、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

燃料体等の取扱設備は、使用済燃料の炉心から使用済燃料プールへの移送操作、使用済燃料プールから炉心への移送操作、使用済燃料輸送容器及び使



用済燃料乾式貯蔵容器への収容操作等が、燃料体等の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とする。

(5) 漏えい防止、漏えい監視及び崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態の監視

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計とする。また、使用済燃料プールに接続された配管には真空破壊弁を設け、配管が破損しても、使用済燃料プール水が流出しない設計とする。

万一の使用済燃料プール水の漏えいを監視するため、漏えい検知装置及び水位警報装置を設ける設計とする。また、使用済燃料プールの水温及び燃料取扱場所の放射線量を測定できる設計とする。

(6) 密封及び密封監視

乾式貯蔵設備は、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

また、二重の蓋を設け、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより、密閉性を監視できる設計とする。

(7) 構造強度

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

また、使用済燃料プールのライニングは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においても使用済燃料プールの機能を損なうような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

落下時に使用済燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認すること



により、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（15.5kJ）以上となる設備等を抽出する。床面や壁面へ固定する設備等については、使用済燃料プールからの離隔を確保するため、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

#### a．原子炉建屋原子炉棟

原子炉建屋原子炉棟の屋根を支持する屋根トラスは、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料プール内に落下しない設計とする。また、屋根については鋼鈑（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造とし、地震による剥落のない構造とする。

また、運転床面より上部を構成する壁は、鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、運転床面より下部の耐震壁と合わせて基準地震動に対して使用済燃料プール内へ落下しない設計とする。

#### b．燃料取替機

燃料取替機は、基準地震動による地震荷重に対し、燃料取替機本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) 燃料取替機本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に燃料取替機本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下であること。



(c) 走行レールの健全性評価においては、想定される使用条件において、地震時に走行レールに発生する応力が許容応力以下であること。

c. 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料プールへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) 原子炉建屋クレーン本体の健全性評価においては、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時にクレーン本体に発生する応力が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行方向及び横行方向に浮上り代を設けた構造をした原子炉建屋クレーンの脱線防止装置について、想定される使用条件において評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、地震時に脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下であること。

また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、ワイヤーロープの二重化、フック部の外れ止め及び動力電源喪失時の保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

(9) 雰囲気浄化

燃料体等の貯蔵設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、適切な雰囲気を換気空調設備（「8. 放射線管理施設」参照）で維持する設計とする。また、燃料体等の落下により放射性物質等が放出された場合には、原子炉建屋原子炉棟で、その放散を防ぎ、原子炉建屋ガス処理系（「9. 原子炉格納施設」参照）で処理する設計とする。

(10) 除 染

使用済燃料輸送容器等の除染ができる設計とする。

(11) 被ばく低減



燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低減する設計とする。

(12) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を検出できるとともに、これを適切に放射線業務従事者へ伝えることができる設計とする。

(13) 試験検査

燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1-1表に示す。

また、乾式貯蔵設備の主要仕様を第4.1-3表に示す。

4.1.1.4 主要設備

発電所に到着した新燃料は、受取検査後、原子炉建屋原子炉棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プールに貯蔵する。

(1) 燃料取替機

燃料取替機は、原子炉ウェル、使用済燃料プール及び気水分離器等貯蔵プール上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

また、燃料つかみ具は二重のワイヤや燃料体等を確実につかんでいない場合には、吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気が喪失した場合にも、燃料体等が外れない設計とする。

燃料取替作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため、燃料取替機は遠隔自動で運転できる設計とする。



## (2) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、新燃料、使用済燃料輸送容器等の運搬に使用するとともに、原子炉遮蔽体、格納容器上蓋、原子炉压力容器上蓋、蒸気乾燥器、気水分離器等の取外し、運搬及び取付けに使用する。

また、原子炉建屋クレーンの主要要素は、種々の二重化を行うとともに重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

## (3) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、発電所に到着した新燃料を受取検査後炉心に装荷するまで貯蔵する鉄筋コンクリート造の設備で、原子炉建屋原子炉棟内に設け、全炉心燃料の約30%を収納できる。燃料は堅固な構造のラックに垂直に入れ、乾燥状態で保管する。新燃料貯蔵庫には水が充満するのを防止するための排水口を設ける。

なお、新燃料は発電所敷地内の倉庫に所定の保安上の措置を行った上、一時仮置することもある。

新燃料貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために必要な燃料間距離を保持し、たとえ新燃料を貯蔵容量最大で貯蔵した状態で、万一新燃料貯蔵庫が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率を0.95以下に保つ。さらに実際には起こることは考えられないが、反応度が最も高くなるというような水分雰囲気で満たされる場合を仮定しても臨界未満とする。

## (4) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは、約290%炉心分の燃料の貯蔵が可能であり、さらに放射化された機器等の貯蔵及び取り扱いができるスペースをもたせる。壁



の厚さは遮蔽を考慮して十分とり、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。使用済燃料プールの水深は約11.5mである。

なお、使用済燃料プールは通常運転中、全炉心の燃料体を貯蔵できる容量を確保する。

使用済燃料貯蔵ラックは、中性子吸収材であるほう素を添加したステンレス鋼を使用するとともに適切な燃料間距離をとることにより、燃料を貯蔵容量最大で貯蔵し、かつ使用済燃料プール水温及び使用済燃料貯蔵ラック内燃料貯蔵位置等について、想定されるいかなる場合でも実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない。万一の使用済燃料プール水の漏えい、又は崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態を監視するため、使用済燃料プール監視設備として、使用済燃料プール水位、使用済燃料プールライナードレン漏えい検知、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料プール温度、使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ及び原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設ける。

なお、外部電源が利用できない場合においても、使用済燃料プール監視設備は、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備より受電し、外部電源が喪失した場合においても計測できる設計とする。

また、使用済燃料プール水の補給に復水貯蔵タンク水が使用できない場合には、残留熱除去系を用いてサプレッション・チェンバのプール水を補給する。

キャスクピットは、使用済燃料プールとは障壁で分離し、万一の使用済燃料輸送容器等の落下事故の場合にも、使用済燃料プールの機能を喪失し



ないようにする。

なお、新燃料を使用済燃料プールに一時的に仮置することもある。

#### (5) 使用済燃料乾式貯蔵設備

乾式貯蔵設備は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器を支持する支持構造物、貯蔵中の密封監視等を行う装置及びこれらを収納する使用済燃料乾式貯蔵建屋(以下4.では「貯蔵建屋」という。)で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部、バスケット等で構成され、これらの部材は、設計貯蔵期間における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性を有する材料を選択し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないようにする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、61体の使用済燃料の貯蔵が可能であり、24基を設ける。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器には次のとおり燃料の種別に応じた適切な期間使用済燃料プールで冷却され、かつ運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内で装填し、排水後内部にヘリウムガスを封入する。

8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が  
33,000MWd/t以下の場合

9年以上冷却

新型 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が



35,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が  
36,000MWd/t以下の場合

7年以上冷却

高燃焼度 8 × 8 燃料

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が  
39,500MWd/t以下の場合

7年以上冷却

使用済燃料乾式貯蔵容器に装填する燃料集合体の平均燃焼度が  
41,000MWd/t以下の場合

8年3か月以上冷却

ヘリウムガスは、冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

使用済燃料を装填した使用済燃料乾式貯蔵容器は、車両衝突等の事故を防止するための措置を行い、原子炉建屋原子炉棟から貯蔵建屋へ運搬し、貯蔵建屋内の支持構造物により支持され、そこで貯蔵される。

なお、使用済燃料を事業所外へ搬出する場合には、使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を運搬し、キャスクに詰め替えを行った後、事業所外へ搬出する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び容器表面から1mの点における線量当量率100  $\mu$  Sv/h以下となるよう、装填される使用済燃料の放射能強度を考慮して十分な遮蔽を行う。

装填された使用済燃料から発生する崩壊熱は、伝導、輻射等により大気へ放散される。また、安全機能を有する構成部材が健全性を維持できる温



度以下及び設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度以下になるようにする。さらに、貯蔵建屋に排気温度等の監視装置を設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

個々の使用済燃料集合体を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納するためのバスケットは、中性子吸収材であるほう素を添加した材料を適切に配置するとともに、適切な燃料間距離を保持することにより燃料集合体が相互に接近しないようにする。

また、燃料集合体を全容量収納し、容器内の燃料位置等について想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を0.95以下に保ち、貯蔵燃料の臨界を防止する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持する。さらに、貯蔵容器の二重蓋間の空間部をあらかじめ加圧し、密封を監視するための密封監視装置を貯蔵建屋内に設け、異常が生じた場合には中央制御室に警報を出す。

その場合でも、あらかじめ貯蔵容器内部を負圧に維持しているので、内部の気体が外部に流出することはない。

万一、二重蓋間の圧力低下等が生じた場合には、原則として使用済燃料プールへ使用済燃料乾式貯蔵容器を搬入し、必要な措置を行うこととする。

なお、安全評価において想定すべき異常事象として抽出された使用済燃料乾式貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床、使用済燃料乾式貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても、設計方針で示した各安全機能が満足される。

#### (6) キャスク除染ピット

キャスク除染ピットは使用済燃料プールに隣接して設け、使用済燃料輸



送容器等の除染を行う。

(7) 破損燃料検出装置

破損燃料検出装置は、原子炉停止時に SHIPPING を行って、破損燃料を検出する。なお、SHIPPING とは、チャンネルボックス上にシッパキャップを載せ、各チャンネルボックス内の水を採取し、核種分析によって燃料の破損を検出する方法である。

(8) 使用済燃料プール水位

使用済燃料プール水位は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、異常を検知した場合は中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知は、使用済燃料プールライニングからの漏えいを検知できる計測範囲を有し、使用済燃料プールからの漏えいが発生した場合に中央制御室に警報を発信する設計とする。

(10) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できる設計とする。

(11) 使用済燃料プール温度

使用済燃料プール温度は、使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。

(12) 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）は、使用済燃料プール水位の異常な低下及び使用済燃料プール温度の異常な上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下時及び温度



の異常な上昇時に警報を発信する設計とする。

(13) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは、燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検出し警報を発信する設計とする。

(14) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

(15) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタは、燃料取扱場所での燃料取扱事故（燃料体等の落下）時において燃料取扱場所の放射線量について異常な上昇を検出できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な放射線量を検知した場合に警報を発信し、原子炉建屋原子炉棟の通常の換気空調系を停止するとともに原子炉建屋ガス処理系を起動する設計とする。

#### 4.1.1.5 試験検査

- (1) 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備の機器は、その使用前に必ず機能試験、検査を実施する。
- (2) 乾式貯蔵設備は、定期的に点検を行い、その健全性を確認する。



#### 4.1.1.6 手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

##### (1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷については、あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。
- b. 日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込む物品については、必要最低限に制限するとともに落下防止措置を実施する。
- c. 使用済燃料プール上で作業を行う原子炉建屋クレーンについては、クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛けは有資格者が実施する。また、燃料取替機においても、定期点検及び作業開始前点検を実施する。



第 4.1-1 表 燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(1) 種類 ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式）

(2) 貯蔵能力 全炉心燃料の約 290%相当分

(3) 使用済燃料プール水位

個数 2

計測範囲 (水位低警報設定値)

通常水位－142mm (EL. 46, 053mm)

(水位高警報設定値)

通常水位＋36mm (EL. 46, 231mm)

種類 ディスプレーサ／フロート式

(4) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

個数 1

計測範囲 (警報設定値)

ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) より＋265mm (EL. 29, 415mm)

種類 フロート式

(5) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

個数 1

計測範囲 0℃～300℃

種類 熱電対



(6) 使用済燃料プール温度

個 数	1
計測範囲	0℃～100℃
種 類	熱電対

(7) 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

個 数	水位：1 温度：1（検出点 2 箇所）
計測範囲	水位：EL. 35, 077～46, 577mm 温度：0～120℃
種 類	水位：ガイドパルス式 温度：測温抵抗体式

(8) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

個 数	1
計測範囲	$10^{-3}$ mSv/h～ $10^1$ mSv/h
種 類	半導体式

(9) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

個 数	4
計測範囲	$10^{-3}$ mSv/h～ $10^1$ mSv/h
種 類	半導体式

(10) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ



個 数	4
計測範囲	$10^{-4} \text{ mSv/h} \sim 1 \text{ mSv/h}$
種 類	半導体式



## 2. 追加要求事項に対する適合方針

### 2.1 使用済燃料プールへの重量物落下について

使用済燃料プールへ重量物が落下した場合においても、使用済燃料プールの機能が損なわれないようにするため、使用済燃料プールへの落下が想定される重量物を抽出し、抽出された重量物が基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止できる設計とする。

#### (1) 使用済燃料プールへの落下が想定される重量物の抽出

##### a. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、図面等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書、設置変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認している。

##### b. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

上記(1)で抽出及び項目分類したものについて、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーが気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーを比較し、使用済燃料プールの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

#### (2) 使用済燃料プールへの落下防止対策

##### a. 耐震性確保による落下防止対策



燃料取替機，原子炉建屋クレーンについて，基準地震動  $S_s$  に対して耐震評価により壊れて落下しないことを確認し，落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また，使用済燃料プール周辺に常設している重量物は，落下防止のために必要な構造強度を有する設計とする。

b. 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として，フック外れ止め，ワイヤロープ二重化，フェイルセーフ機構等，設備構造上の落下防止措置が適切に講じられる設計とする。

c. 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検，安全装置の使用，クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また，燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用，原子炉建屋クレーンの可動範囲制限による落下防止措置及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策を実施する方針について保安規定に示す。

2.2 使用済燃料プールを監視する機能の確保について

使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し，異常時に警報を発信する設計とする。また，これらの計測設備については非常用所内電気設備から受電し，外部電源が利用できない場合においても，監視できる設計とする。



## 東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下について



## 目 次

1. 新規制基準の追加要件について
  - 1.1 概 要
2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー
3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出
  - 3.1 評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方
    - 3.1.1 現場確認による抽出
    - 3.1.2 機器配置図等による抽出
    - 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出
  - 3.2 評価フローⅠの抽出結果
    - 3.2.1 現場，機器配置等による確認及び作業実績により抽出した設備等
4. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出
  - 4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方
    - 4.1.1 設置状況による抽出
    - 4.1.2 落下エネルギーによる抽出
    - 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出
  - 4.2 評価フローⅡの抽出結果
    - 4.2.1 設置状況による抽出結果
    - 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果
    - 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果
5. 落下防止の対応状況確認



### 5.1 評価フローⅢ（落下防止とその適切性の確認）の考え方

### 5.2 評価フローⅢの評価

#### 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

#### 5.2.2 設備構造による落下防止対策

#### 5.2.3 運用による落下防止対策

### 5.3 評価フローⅢの抽出結果

#### 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

## 6. 重量物の評価結果

（別紙）

1. 燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について
2. 使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との離隔概要について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について
4. 原子炉建屋クレーンのインターロックについて
5. 使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアについて

（補足説明資料）

1. 燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ，グラップルヘッド，ブレーキ）の健全性評価について
2. 原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ，フック，ブレーキ）の健全性評価について
3. 燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策
4. その他トラブル事例に対する対応状況について



5. 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策
6. キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響
7. キャスク吊具によるキャスクの吊り方について



## 1. 新規制基準の追加要件について

### 1.1 概 要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、下記の規則において重量物の落下時の貯蔵施設の機能に関する規制要件が新たに追加された。

このため使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出するとともに、新規制基準への適合状況について確認した。

なお、当該規制については、使用済燃料の貯蔵施設における機能維持が要件となっているため、東海第二発電所 使用済燃料プールのライニング健全性維持について評価した。

また、燃料集合体の落下に関する規制要件については変更されていない(安全設計審査指針 指針 49 と同じ)ため、ここでは燃料集合体以外の重量物を対象とした。

#### <重量物落下に関する規制要件が新たに追加となった規則>

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第十六条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第 2 項 第二号 ニ
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」  
第二十六条(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)第 2 項 第四号 ニ



## 2. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物について、以下のフローにより網羅的に評価した。

### I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等（建屋機器配置図、機器設計仕様書、系統設計仕様書、設置許可変更許可申請書）により抽出し、抽出した設備等を類似機器毎に項目分類を行う。なお、抽出した機器については、現場の作業実績により抽出に漏れがないことを確認する。

### II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがあるものを抽出する。

抽出された設備等の中から、落下エネルギーを気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーと比較し、使用済燃料プールへの落下影響を検討すべき重量物を抽出する。

### III. 落下防止の対策の要否判断

評価フロー II で抽出した設備等に対し、耐震性、設備構造及び運用状況を踏まえて落下防止対策の要否を検討する。

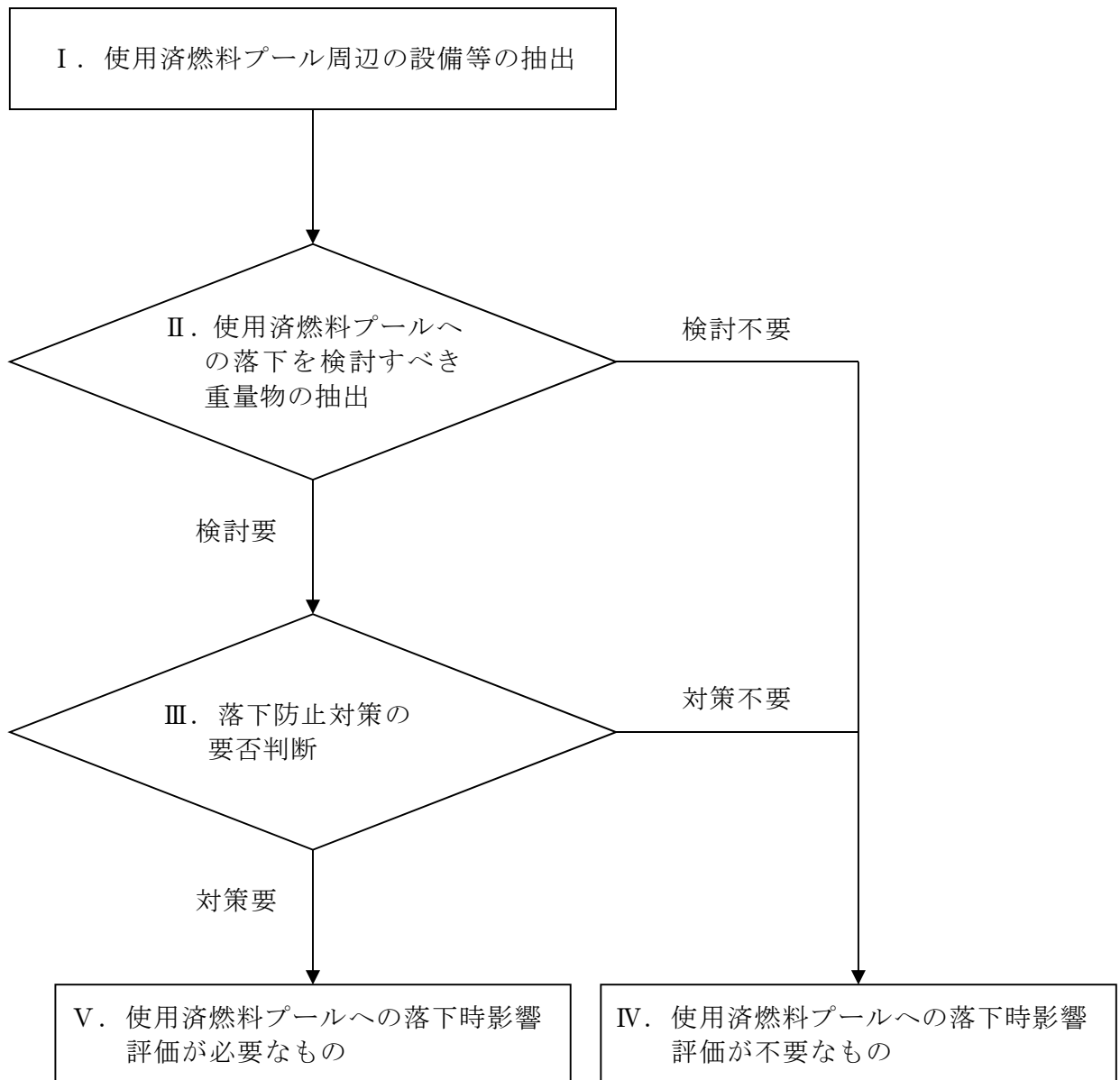
### IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの



評価フローⅢで落下防止対策が必要とされた重量物は、対策の有効性を検証するため、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要,または評価フローⅢで対策不要としたものは、落下時影響評価は不要とする。



第 2.1-1 図 評価フロー



### 3. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

#### 3.1 評価フローⅠ（使用済燃料プール周辺の設備等の抽出）の考え方

##### 3.1.1 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出する。

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている設備等。

##### 3.1.2 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出する。なお、今後設置を計画している重大事故等対処設備についても抽出対象とする。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

（抽出基準）

- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）に設置されている又は設置予定の設備等。

##### 3.1.3 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出する。

（抽出基準）



- ・使用済燃料プール設置フロア（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の作業において、燃料取替機または原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等。

また、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とする。

### 3.2 評価フロー I の抽出結果

#### 3.2.1 現場，機器配置図等による確認及び作業実績により抽出した設備等

現場，機器配置図等による確認及び作業実績により，以下の設備等を抽出した。抽出した設備等の各項目の詳細については，第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表に示す。

##### 【抽出した設備等】

- ① 原子炉建屋原子炉棟
- ② 燃料取替機
- ③ 原子炉建屋クレーン
- ④ その他クレーン類
- ⑤ PCV（取扱具含む）
- ⑥ RPV（取扱具含む）
- ⑦ 内挿物（取扱具含む）
- ⑧ プール内ラック類
- ⑨ プールゲート類
- ⑩ キャスク（取扱具含む）
- ⑪ 電源盤類



- ⑫ フェンス・ラダー類
- ⑬ 装置類
- ⑭ 作業機材類
- ⑮ 計器・カメラ・通信機器類
- ⑯ 試験・検査用機材類
- ⑰ コンクリートプラグ・ハッチ類
- ⑱ 空調機
- ⑲ 重大事故等対処設備
- ⑳ その他

使用済燃料プール周辺の主な作業としては、燃料集合体の移動作業がある。この作業で使用する燃料取替機は、原子炉压力容器と使用済燃料プール内ラック間の燃料集合体、キャスクへの使用済燃料集合体の移動作業を行う。原子炉建屋クレーンにおいては、キャスクの移動、プラント定検時の原子炉建屋原子炉棟 6 階床面における各機器の配置変更、搬入及び搬出を行う。

東海第二発電所の現場状況を以下に示す。

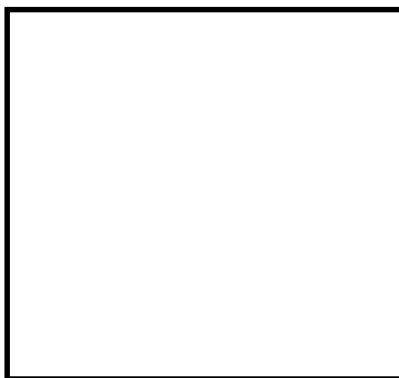




原子炉建屋クレーン



原子炉建屋原子炉棟 6 階西側



原子炉建屋原子炉棟 6 階平面図



原子炉建屋原子炉棟 6 階東側



燃料取替機

第 3.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟 6 階床面概要

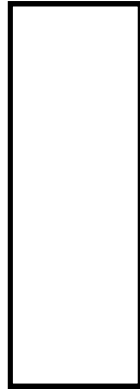




燃料取替機本体



燃料集合体

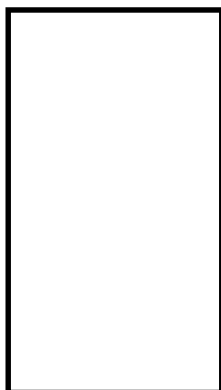


制御棒

第 3.2-2 図 燃料取扱機本体及び取扱重量物



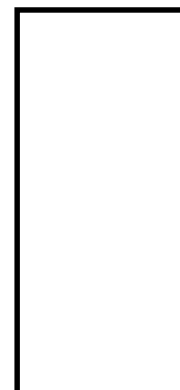
原子炉建屋クレーン本体



キャスク



キャスク吊具



使用済燃料プールゲート

第 3.2-3 図 原子炉建屋クレーン本体及び取扱重量物



第 3.2-1 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 1）

番号	抽出項目	詳細
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等
		照明
		クレーンランウェイガータ
2	燃料取替機	燃料取替機
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン
		新燃料検査台
5	PCV（取扱具含む）	PCV ヘッド
		PCV ヘッド吊り具
6	RPV（取扱具含む）	RPV ヘッド （+スタッドボルトテンショナ）
		RPV ヘッドフランジガasket
		ミラーインシュレーション
		スタッドボルト着脱装置
		ミラーインシュレーションペロー
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ
		セパレータ
		シュラウドヘッドボルト
		シュラウドヘッドボルトレンチ
		D/S 吊り具
		MS ラインブラグ
		MSLP 用電源箱
		MSLP 用空気圧縮機
		MSLP 用電動チェーンブロック
		マルチストロングバック
		燃料集合体
		チャンネル着脱機
		D/S 水中移動装置
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック
		チャンネル貯蔵ラック
		使用済燃料貯蔵ラック
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック
		LPRM 収納缶置台
9	プールゲート類	制御棒ハンガ
		燃料プールゲート（大）
		燃料プールゲート（小）
		キャスクビットゲート

番号	抽出項目	詳細
10	キャスク （取扱具含む）	キャスク
		キャスク吊り具
		ドライキャスク
		ドライキャスク吊り具
		固体廃棄物移送容器
		固体廃棄物移送容器用垂直吊り具 （R/B 用）
11	電源盤類	照明用トランス
		照明用分電盤
		チャンネル着脱機制御盤
		作業用分電盤
		中継端子箱
		原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤
		水中照明電源箱
		シッピング用操作盤部
		シッピング動力盤
		開閉器
12	フェンス・ラダー 類	キャスクピット排水用電源盤
		手摺り（除染機用レール含む）
		可動ステージ開放用ホイスト架台
		原子炉ウェル用梯子
		DSP 昇降梯子
13	装置類	パーテーション
		集塵装置（収納コンテナ含む）
		DSP パッキン用減圧器
		酸化膜厚測定装置
		水中テレビ制御装置
		燃料付着物採取用装置 （本体，ボール，ヘッド）
14	作業用機材類	水位調整装置
		リークテスト測定装置
		SFP ゲート用架台
		工具類
		大型セイバーソー
		遮へい体
		防災シート類
		足場材
		水中簡易清掃装置保管箱
		局所排風器
		ウェル用資機材
		ローリングタワー
		フィルタ収納容器
		LPRM 収納箱



第 3.2-2 表 評価フロー I の抽出結果（詳細）（その 2）

番号	抽出項目	詳細	番号	抽出項目	詳細
14	作業用機材類	テント	18	空調機	空調機
		酸化膜厚測定装置架台			FHM 操作室空調機
		工具箱（引き出しタイプ）鋼製	19	重大事故等対処設備	静的触媒式水素再結合器
		ドロップライト収納箱			常設スプレイヘッダ
		グラブプル収納箱	20	その他	配管
		水中カメラ支持ポール			チェッカープレート
		チャンネル固縛仮置き架台			非常用誘導灯
		NFV 用吊り具ワイヤ			消火設備
		除染ピット用クーラー			掲示板
		スポットクーラー			ガラス
		注水ユニット			ダクト
		キャスク底部固定金具			ブローアウトパネル
		足場収納箱			ケーブル
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計			救命用具
		エリアモニタ			定検資機材
		プロセスモニタ			RCW サージタンク
		ページング			時計
		固定電話			手摺り収納箱
		監視カメラ			ステップ
		IAEA カメラ			カメラケース
		使用済燃料プール温度計			カメラ用架台
		使用済燃料プール水位計			ペリスコープ用架台
		水素濃度計			キャビネット（コンテナ類含む）
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）			使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）
		RCW サージタンク液位計			安全帯用ポール及び連結板
16	試験・検査用機材類	地震計			内蓋吊金具収納箱
		テンショナ用テストブロック			垂直吊具エア操作ユニット
		スタッドボルト試験片			リークテスト測定装置ホース収納箱
		FHM 用テストウェイト			蓋仮置き台
		シッパーキャップ架台 （16 キャップ含む）			フランジプロテクター
		SHIPPING 装置架台			蓋吊具（DC 用，NFT 用）
17	コンクリートブラ グ・ハッチ類	可動ステージ			ボンベ台車
		キャスク除染ピットカバー			収納缶（冷却用）
		DS プールカバー			ハンドリフター（2t）
		原子炉ウェルシールドプラグ			加圧タンク
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ			ヘリオット
		SFP スロットプラグ			位置決めラグ
		SFP スロットプラグ吊り具			RPV ヘッド架台
		DSP スロットプラグ			真空乾燥装置
		DSP スロットプラグ吊り具			新燃料容器
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ			コンテナ用枕木
		FPC F/D コンクリートプラグ			
		CUW F/D コンクリートプラグ			



#### 4 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

##### 4.1 評価フローⅡ（使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出）の考え方

###### 4.1.1 設置状況による抽出

使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法等を考慮して、使用済燃料プール内に落下するおそれがあるものを検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

###### 4.1.2 落下エネルギーによる抽出

4.1.1「設置状況による抽出」にて検討要となった重量物について、落下エネルギーを算出し、気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギー（約 15.5kJ ※）を超える重量物となる設備等を検討要、それ以外を検討不要の重量物として抽出する。

※ 燃料体等の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料体等と同等の落下エネルギーを選定が目安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（別紙 1）参照。

（落下エネルギーの算出方法）

$$E = m \times g \times h$$

E：落下エネルギー [J]

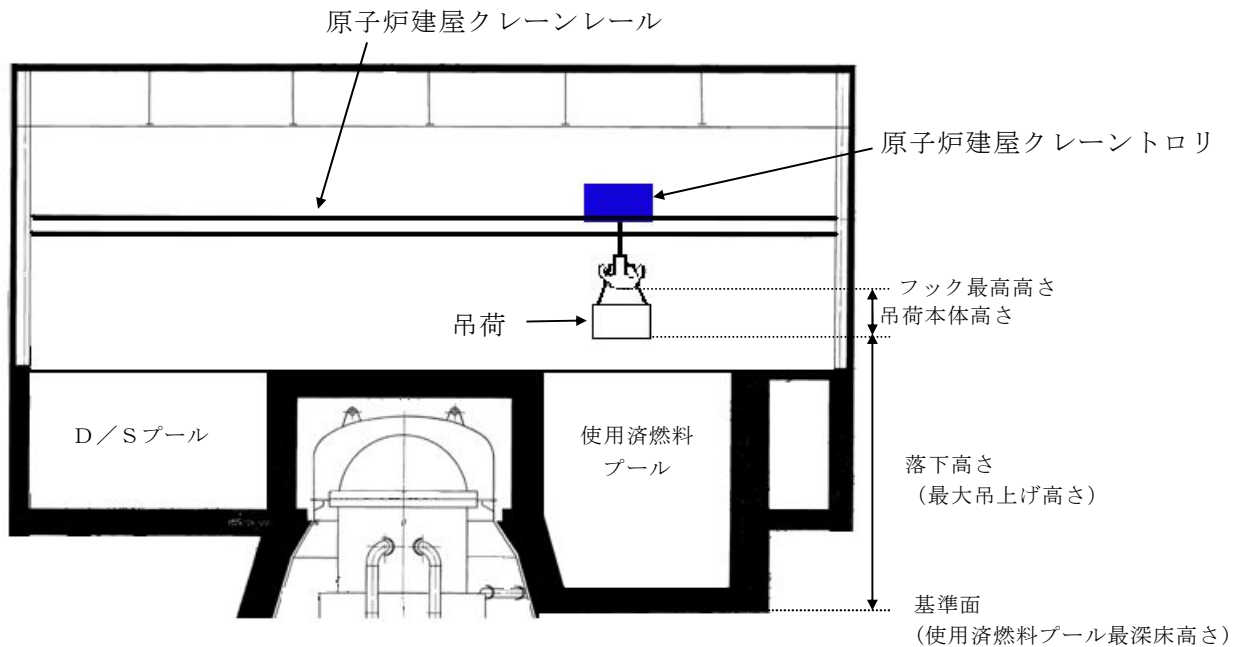
m：質量 [kg]

g：重力加速度 [m/s<sup>2</sup>]

h：落下高さ [m]



ここで，落下高さは，各設備等の最大吊り上げ高さ（＝フック最高高さ－プール最深床高さ－吊荷本体高さ）とし，基準面は使用済燃料プール最深床高さとする。



第 4.1-1 図 落下高さ算出概要

#### 4.1.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の算出

4.1.1「設置状況による抽出」及び4.1.2「落下エネルギーによる抽出」により，検討要になるものを，評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断が必要となる重量物として抽出する。



## 4.2 評価フローⅡの抽出結果

### 4.2.1 設置状況による抽出結果

設置位置については、手摺りにより区画された外側に配置されていれば、使用済燃料に容易に落下することはないと考えられる。したがって、手摺りにより区画された外側に配置されていることで、使用済燃料プールとの離隔を確保していることとする。

下記項目の設備等は、使用済燃料プールの手摺りの外側に設置されており、使用済燃料プールとの離隔が確保されているとともに、設置方法として、転倒防止対策（電源盤類、空調機については、床面や壁面にボルト等にて固定または固縛）がとられており、仮に地震等により損壊・転倒したとしても使用済燃料プールまでの離隔がとられていることから、落下は防止される（詳細は、使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟6階床面上設備との離隔概要について（別紙2）参照）。

<検討不要となる項目※>

- ・⑤PCV（取扱具含む）
- ・⑪電源盤類
- ・⑱空調機
- ・⑲重大事故等対処設備

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



使用済燃料プール周り（全体）



使用済燃料プール周り（手摺り）

別添 1-13



#### 4.2.2 落下エネルギーによる抽出結果

下記項目の設備等は，4.1.2「落下エネルギーによる抽出」に示す落下エネルギーの算出方法により算出された落下エネルギーが，気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さくなり，検討不要となる。

＜検討不要の項目※＞

- ・ ⑧プール内ラック類
- ・ ⑭作業用機材類
- ・ ⑮計器・カメラ・通信機器類

※各項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

上記項目の設備等は，使用中に仮に使用済燃料プールへ落下した場合においても，その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料体等の落下エネルギーより小さいことから，検討不要とした。



#### 4.2.3 落下防止対策の要否判断が必要となる重量物の抽出結果

4.2.1「設置状況による抽出」及び4.2.2「落下エネルギーによる抽出」により検討要になる重量物として抽出した項目を下記に示す。

これらの項目は、落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、後段の評価フローⅢで使用済燃料プールへの落下防止対策の要否判断を実施する。

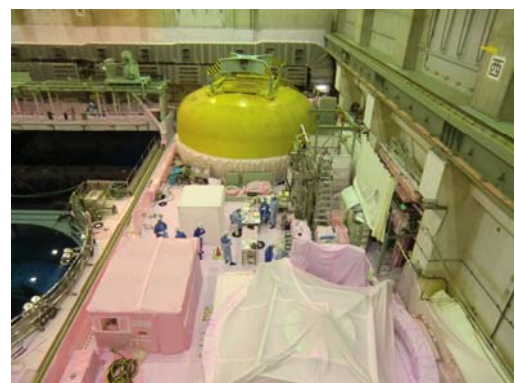
＜検討要となる項目※＞

- ・ ①原子炉建屋原子炉棟
- ・ ②燃料取替機
- ・ ③原子炉建屋クレーン
- ・ ④その他クレーン類
- ・ ⑥RPV（取扱具含む）
- ・ ⑦内挿物（取扱具含む）
- ・ ⑨プールゲート類
- ・ ⑩キャスク
- ・ ⑫フェンス・ラダー類
- ・ ⑬装置類
- ・ ⑯試験・検査用資材
- ・ ⑰コンクリートプラグ・ハッチ類
- ・ ⑳その他

※各項目の詳細は第3.2-1表及び第3.2-2表を参照



原子炉建屋原子炉棟（天井面）



原子炉建屋原子炉棟（壁面）



## 5. 落下防止対策の要否判断

### 5.1 評価フローⅢ（落下防止対策の要否判断）の考え方

評価フローⅡで検討要として抽出した重量物について、使用済燃料プールへの落下原因に応じて、落下防止措置を適切に実施する設計とする。

抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理について第 5.1-1 表に示す。

第 5.1-1 表 抽出した設備等に対する落下原因及び落下防止対策の整理

抽出した設備等※	該当する落下原因（a～d）及び落下対策（①～③）					
	a. 地震による設備等の損壊	b. 吊荷取扱装置の故障等		c. 吊荷取扱装置の誤操作		d. 吊荷取扱設備の待機位置等
	①	②	③	②	③	③
原子炉建屋原子炉棟	○	—	—	—	—	—
燃料取替機	○	—	○	—	○	○
原子炉建屋クレーン	○	—	○	—	○	○
その他クレーン類	○	○	○	○	○	—
RPV（取扱具含む）	—	○	○	○	○	—
内挿物（取扱具含む）	○	○	○	○	○	—
ブルゲート類	—	○	○	○	○	—
キャスク（取扱具含む）	—	○	○	○	○	○
フェンス・ラダー類	—	○	○	○	○	—
装置類	—	○	○	○	○	—
試験・検査用機材類	—	○	○	○	○	—
コンクリートブラグ・ハッチ類	—	○	○	○	○	—
その他	—	○	○	○	○	—

※項目の詳細は第 3.2-1 表及び第 3.2-2 表参照

ここで、吊荷取扱設備とは、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンであり、吊荷取扱装置とは、吊荷取扱設備に設けている安全装置等をいう。

上記落下防止対策①～③については、具体的に以下により確認する。

#### ① 耐震性確保による落下防止対策

原子炉建屋原子炉棟、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンについて、基準地震動  $S_s$  に対する耐震評価により壊れて落下しないことを確認し、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。

また、使用済燃料プール周辺に常設している重量物は、落下防止のために必要な構造強度を有していることを確認する。



## ② 設備構造上の落下防止対策

クレーンの安全機能として、燃料取替機にはフック外れ止め、ワイヤロープ二重化、フェイルセーフ機構等の設備構造上の落下防止措置が、原子炉建屋クレーンにはフック外れ止め、フェイルセーフ機構（ワイヤロープストッパ機構含む）等の設備構造上の落下防止措置が適切に講じられている設計とする。

## ③ 運用状況による落下防止対策

クレーン等安全規則に基づく点検、安全装置の使用、クレーンの有資格者作業等の要求事項対応による落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。

また、燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール外への待機運用、原子炉建屋クレーンの可動範囲制限及び使用済燃料プール周りの異物混入防止対策により、落下防止措置が適切に実施されていることを確認する。



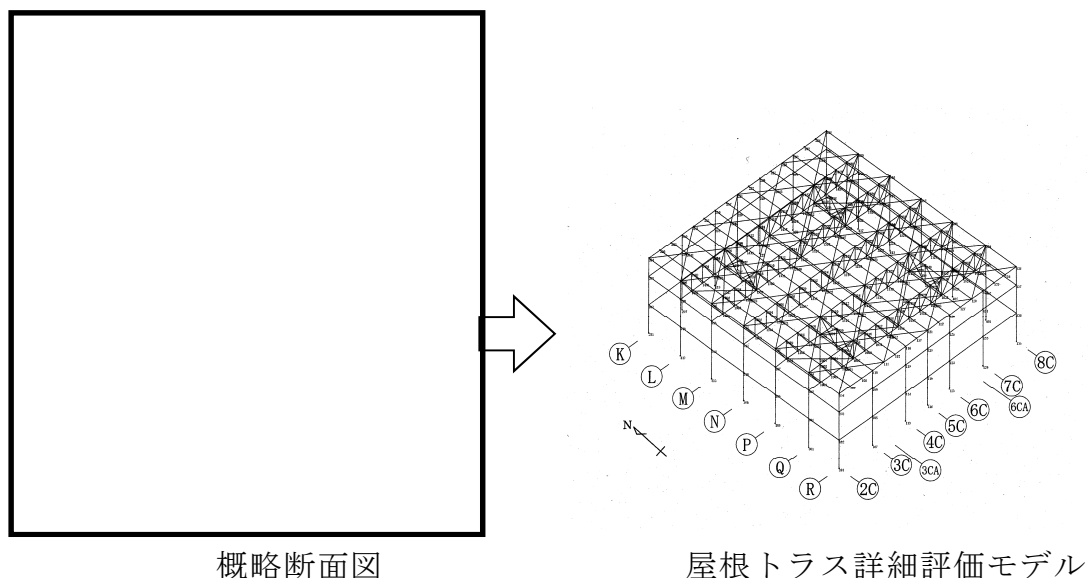
## 5.2 評価フローⅢの評価

### 5.2.1 耐震性確保による落下防止対策

#### (1) 原子炉建屋原子炉棟及び使用済燃料プール上部にある常設設備

原子炉建屋原子炉棟については、6 階床面（EL. 46.5m）より上部の鉄筋コンクリート造の壁および鉄骨造の屋根トラス、屋根面水平ブレース等を線材、面材により立体的にモデル化した立体架構モデルを作成し、基準地震動  $S_s$  に対する評価を行い、屋根トラスにおいて水平地震動と鉛直地震動を同時に考慮した発生応力が終局応力を超えず、使用済燃料プール内に落下しないことを設計とする。なお、屋根については鋼板（デッキプレート）の上に鉄筋コンクリート造の床を設けた構造となっており、地震による剥落はない。原子炉建屋原子炉棟 6 階床面より上部を構成する壁は鉄筋コンクリート造の耐震壁であり、6 階床面より下部の耐震壁とあわせて基準地震動  $S_s$  に対して落下しない設計とする。

なお、使用済燃料プール上部にある常設設備としては天井照明があるが、その落下エネルギーは気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーより小さいため、評価フローⅡにおいて検討不要としている。



第 5.2-1 図 原子炉建屋原子炉棟屋根評価モデル

別添 1-18



## (2) 燃料取替機

燃料取替機<sup>※</sup>は、使用済燃料プール、原子炉ウェル及びD／Sプールをまたぐレール上を走行する取替機であり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、走行レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

燃料取替機は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

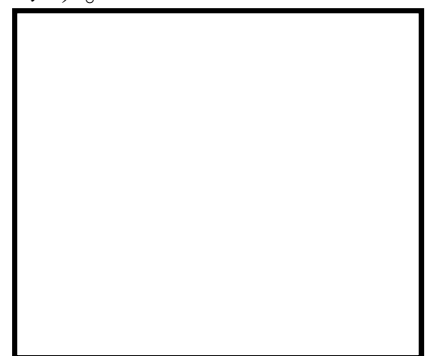
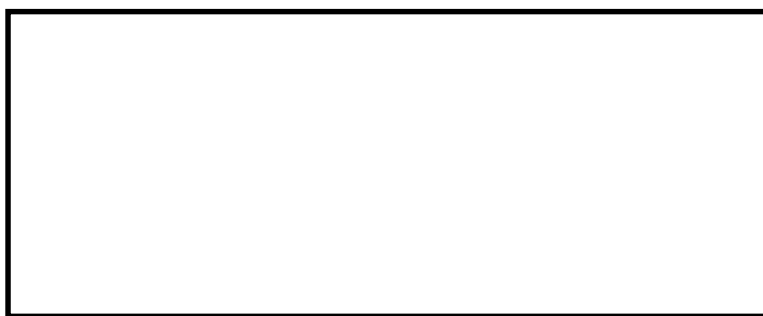
※ 耐震性評価においては燃料取替機の使用済燃料プール上で取り扱う吊荷となる項目全てを包絡する重量とする。

○燃料集合体

○ブレードガイド

○制御棒                      等

燃料取替機本体及びレールの詳細図面を以下に示す。



走行レール上面

燃料取替機本体



走行レール断面

第 5.2-2 図 燃料取替機本体及び走行レール詳細



a．燃料取替機の落下防止対策

燃料取替機は，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても，基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールに落下しない設計とする。

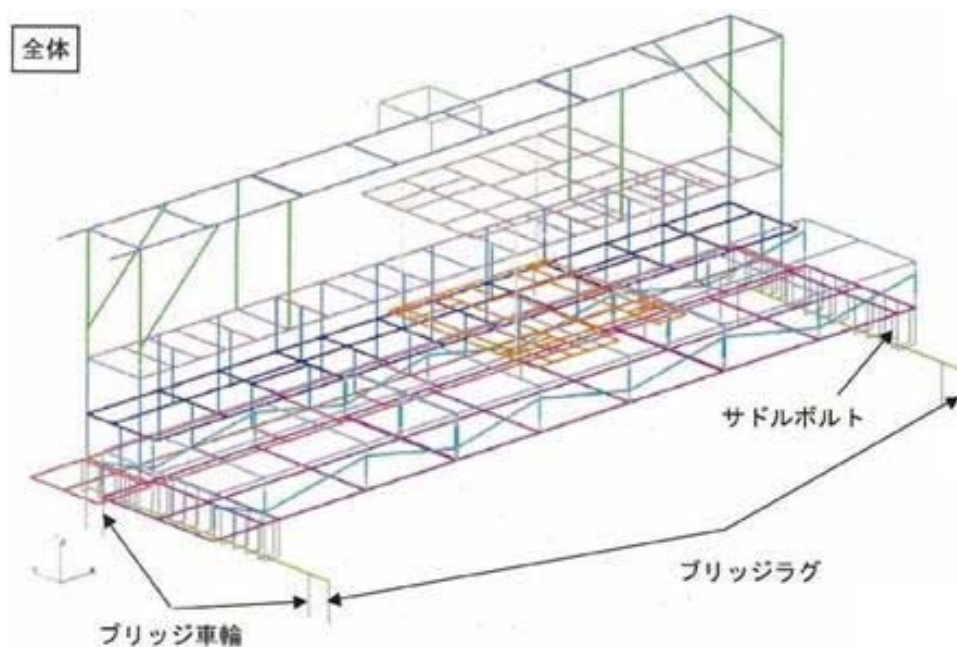
以下に，耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

(a) 評価方法

解析モデルとして燃料取替機の 3 次元はりモデルを作成し，時刻歴応答解析にて評価する。

(b) 評価部材

- i．燃料取替機本体（構造物フレーム）
- ii．トロリ脱線防止ラグ
- iii．ブリッジ脱線防止ラグ
- iv．走行レール



第 5.2-3 図 燃料取替機解析モデル（イメージ）



i. 燃料取替機本体（構造物フレーム）

燃料取替機本体（構造物フレーム）は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して燃料取替機本体（構造物フレーム）に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

ii. トロリ脱線防止ラグ

ブリッジ上部のトロリ横行用レールの頭部をトロリ脱線防止ラグ（両爪タイプ）及びトロリ脱線防止ラグ（片爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. ブリッジ脱線防止ラグ

原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上の走行用レールの頭部をブリッジ脱線防止ラグ（両爪タイプ）つめ部にて両側から抱き込む構造とし、燃料取替機が浮上り、走行レールより脱線しない構造とする。

本装置は、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して脱線防止ラグ及び取付ボルトに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iv. 走行レール

走行レールは原子炉建屋原子炉棟 6 階床面に設置され、本レールが破損した場合、燃料取替機本体が使用済燃料プールに落下することを防止するため、想定される最大重量の吊荷を吊った状態におい



ても，基準地震動  $S_s$  に対して走行レールに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。



## b. 吊荷の落下防止対策

燃料取替機により，吊荷を扱う際，地震により吊荷が落下する事象として，ワイヤロープやフックの破断，ブレーキの滑りが考えられるため，ワイヤロープ，フック及びブレーキは，想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に，ワイヤロープ，フック及びブレーキに対する耐震性評価方法を示す。耐震性評価結果については，工事計画認可申請書にて示す。

### (a) 評価方法

燃料取替機本体評価モデルをベースとし，ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し，全時刻での発生荷重の最大値から，クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

### (b) 評価条件

- ・ワイヤロープ，フック及びブレーキの吊荷重は，時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ，フックは，定格荷重に対する引張強さ（ $S_u$ ）による安全率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは，制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し，算出荷重と比較する。

評価については，重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト（主ホイスト，モノレールホイスト及びフレームホイスト）について，ワイヤロープ，フック及びブレーキの評価を実施し，各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 1 に，主ホイストにおける評価例を示す。



### (3) 原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーン※は、原子炉建屋原子炉棟内壁に沿って設置された走行レール上を走行するクレーンであり、浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガータ当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造としている。

原子炉建屋クレーンは、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

※ 耐震性評価においては原子炉建屋クレーンの使用済燃料プール上で取り扱う吊荷は、下記のように燃料取替機によりつられる項目を包絡する重量とする。

○キャスク

○プールゲート

○燃料集合体等                      等

原子炉建屋クレーン本体の詳細図面を以下に示す。



第 5.2-4 図 原子炉建屋クレーン本体



#### a. 原子炉建屋クレーンの落下防止対策

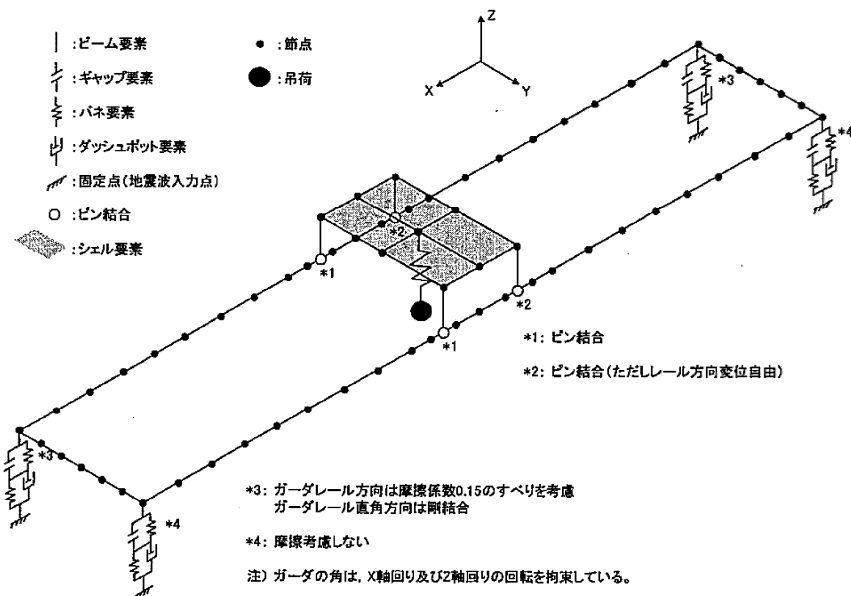
原子炉建屋クレーンは、下部に設置された上位クラス施設である使用済燃料プールに対して、波及的影響を及ぼさないことを確認することから、想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。耐震性評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

##### (a) 評価方法

解析モデルとして原子炉建屋クレーンの3次元はりモデルを作成し、時刻歴応答解析にて評価する。

##### (b) 評価部材

- i. クレーン本体ガーダ
- ii. 脱線防止ラグ
- iii. トロリストッパ



第 5.2-5 図 原子炉建屋クレーン解析モデル (イメージ)



i. クレーン本体ガーダ

原子炉建屋クレーン本体ガーダは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

ii. 脱線防止ラグ

走行脱線防止ラグは、ランウェイガーダ当り面に対し浮上り代を設けた構造とし、原子炉建屋クレーンが浮上り、ランウェイガーダより脱線しない構造とする。

脱線防止装置は、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して脱線防止装置に発生する応力が許容応力以下となる設計とする。

iii. トロリストッパ

トロリストッパは、横行レールに対し浮上り代を設けた構造とし、トロリが浮上り、横行レールより脱線しない構造としている。

トロリストッパは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対してトロリストッパに発生する応力が許容応力以下となる設計とする。



## b. 吊荷の落下防止対策

原子炉建屋クレーンにより、吊荷を扱う際、地震により吊荷が落下する事象として、ワイヤロープやフックの破断、ブレーキの滑りが考えられるため、脱線防止ラグは、原子炉建屋クレーンが想定される最大重量の吊荷を吊った状態においても、基準地震動  $S_s$  に対して使用済燃料プールへの落下を防止する設計とする。

以下に、ワイヤロープ、フック及びブレーキに対する耐震評価方法を示す。耐震評価結果については、工事計画認可申請書にて示す。

### (a) 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施する。

### (b) 評価条件

- ・ワイヤロープ、フック及びブレーキの吊荷重は、時刻歴解析より算出した荷重を用いる。
- ・ワイヤロープ、フックは、定格荷重に対する引張強さ ( $S_u$ ) による安全率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。
- ・ブレーキは、制動トルクと定格荷重時の負荷トルクの比率を評価基準値として設定し、算出荷重と比較する。

評価については、重量物の吊荷作業にて使用する全てのホイスト(主ホイスト及びモノレールホイスト) について、ワイヤロープ、フック及びブレーキの評価を実施し、各部位における耐震性を確認する。

補足説明資料 2 に、主巻における評価例を示す。



## 5.2.2 設備構造による落下防止対策

### (1) 燃料取替機

使用済燃料プール上において、燃料取替機で扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

#### a. 駆動電源の喪失対策

燃料取替機は、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

##### (a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-6 図に示す。燃料取替機のブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-6 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について  
①制御電源が落ち、コイル部（青塗り部）が非励磁になると、アーマチュア（赤塗り部）との間に吸引力が喪失する。  
②ブレーキスプリング（緑塗り部）の力によりアーマチュアがインナーディスク及びアウターディスク（黄色部）を押さえつける。



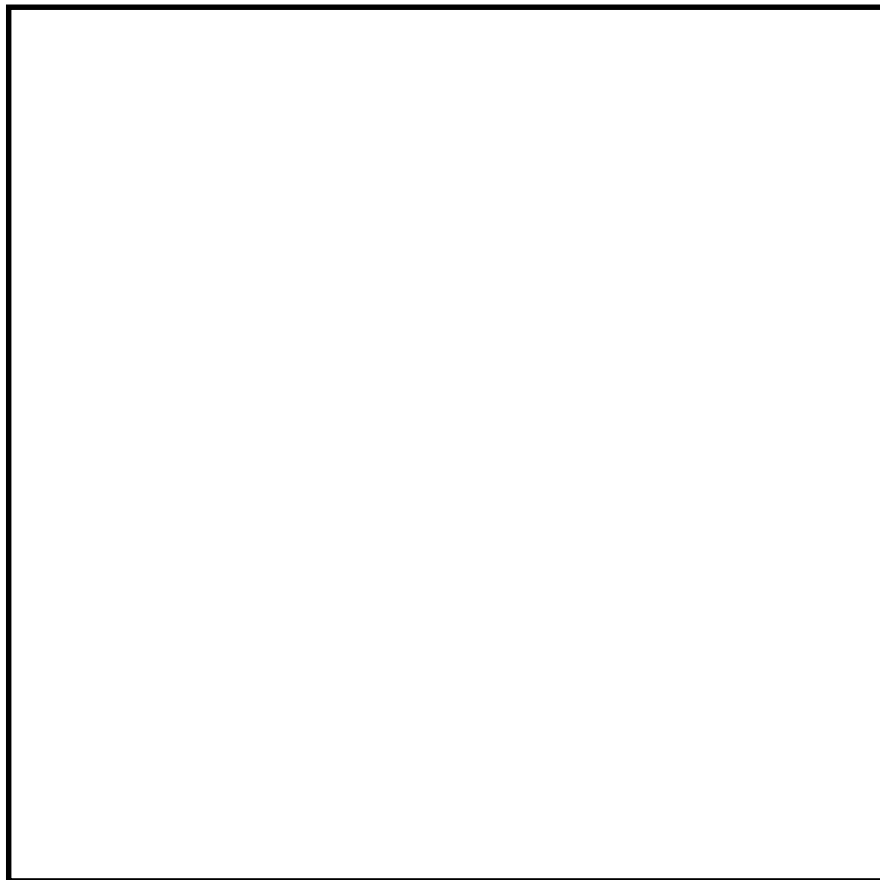
第 5.2-6 図 直流電磁ブレーキの概要



(b) 駆動用空気喪失時のブレーキ機能について

燃料つかみ具機構の概要について第 5.2-7 図に示す。また、燃料つかみ具機構の駆動用空気喪失時のブレーキ機能を以下に示す。

- ① 燃料つかみ具の操作用圧縮空気が喪失した場合でも、フックがつかみ方向に動作するようバネを内蔵するフェイルセーフ設計とする。
- ② 燃料が吊られている状態では、メカニカルインターロックカム構造により、燃料集合体は外れない設計とする。
- ③ 燃料つかみ具に燃料集合体の荷重があってもフック閉信号が出ていない場合には、燃料集合体を確実につかんでいないものとして吊り上げができないようインターロックを設ける。



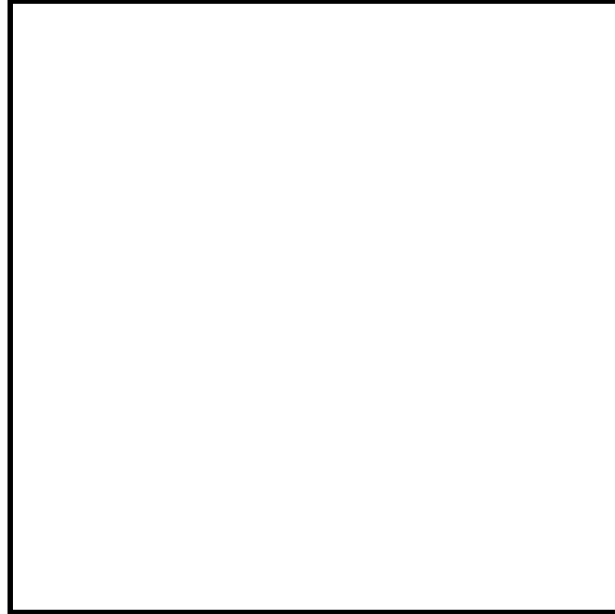
第 5.2-7 図 燃料つかみ具機構概要



#### b. ワイヤロープ 2 重化対策

ワイヤロープを 2 重化することで、仮にワイヤロープが 1 本切れた場合でも、残りのワイヤロープ※で重量物が落下せず、安全に保持できる設計とする。

※ ワイヤロープ 1 本の耐荷重は約 9.7t であり、燃料集合体の 1 体の重量（約 300kg）は十分に保持可能である。



第 5.2-8 図 燃料取替機ワイヤロープ 2 重化構造

#### c. 速度制限

燃料取替機は、操作員からの入力指示に従い、計算機システムより駆動制御装置に運転指令を与え、一連の燃料取替作業を自動的に行える機能を有しており、この駆動を制御するための駆動制御装置及び駆動制御装置に指令を与える判断装置としての計算機システムにより、速度制限を行い、誤動作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止している。

具体的には、運転員の入力指示に従い、計算機が安全な移送ルート、及び速度パターンを決定し、運転指令信号を出力することで、ブリッジ等を駆動し、速度制限による運転が行われる。



この他、手動による操作も可能であり、本操作時においても運転速度は制限され、誤操作等による吊荷の振れを抑制し、吊荷の落下を防止する設計とする。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-1 表 運転速度

単位：m/min

運転モード	速度設定	ブリッジ	トロリ	主ホイス
自動 半自動	—			
手動	押ボタン			
	1 ノッチ			
	2 ノッチ			
	3 ノッチ			

トロリホイス及びフレームホイスについては、ペンダントにより高速（ m/min）、低速（ m/min）の選択が可能。

#### d. 過巻防止

主ホイス、トロリホイス及びフレームホイスには、過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために、過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けており、過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。



## (2) 原子炉建屋クレーン

使用済燃料プール上において、原子炉建屋クレーンで扱う吊荷の作業を行う際に、使用済燃料プール内に吊荷が落下するのを防止する対策を以下に示す。

### a. 駆動電源の喪失対策

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時に自動的にブレーキがかかる設計とする。動力電源喪失により非励磁となった場合のブレーキ機能について以下に示す。

#### (a) 動力電源喪失時のブレーキ機能について

非励磁時のブレーキ機能の概要を第 5.2-9 図に示す。原子炉建屋クレーンのブレーキは、動力電源喪失時においても第 5.2-9 図の①、②に示すように、スプリングにより機械的にブレーキ力を維持するフェイルセーフ設計とする。

※非励磁時のブレーキ機能について  
①制御電源が落ち、電磁石コイルが非励磁になると、バネ（赤塗り部）の力によりブレーキドラム（黄色部）をブレーキライニング（青部）が挟み込み、強力な制動力を発生する。



第 5.2-9 図 電磁ブレーキ構造



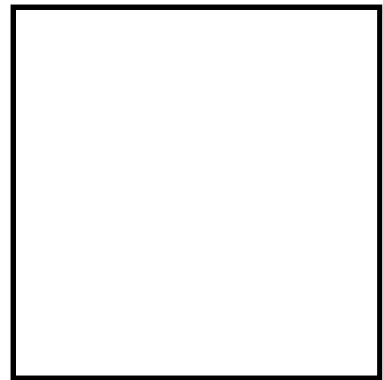
b. 主巻ワイヤロープストッパ方式及びフックの外れ止め金具

主巻のイコライザハンガをストッパ方式にすることで、仮にワイヤロープが切れた場合でも重量物が落下せず、安全に保持できる構造となっている。

また、フックには、外れ止め金具が装備されており、フックとワイヤロープが外れて重量物が落下しない設計となっている。



イコライザハンガ構造図



ストッパ方式概念図



主巻フック構造図

第 5.2-10 図 イコライザハンガ及び主巻フック構造



### c. 速度制限

原子炉建屋クレーンの主巻は操作室からの操作が可能であり，補巻は操作室からの操作とクレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。操作室で操作する場合は，低速－高速の切替運転，ペンダント操作による運転では，可変抵抗器により 10 段階速度で運転が可能である。

また，モノレールホイストについては，クレーンから懸垂された押しボタンスイッチによるペンダント操作が可能である。

各運転操作における運転速度は以下に示すとおりとなる。

第 5.2-2 表 運転速度

主巻及び補巻		単位：m/min	
運転操作	操作室操作		ペンダント操作
	高速	低速	速度／可変抵抗器目盛
主巻			
補巻			
横行			
走行			

モノレールホイスト		単位：m/min
運転操作	ペンダント操作	
巻上機		
横行		

運転操作における各設備操作の運転速度制限により，誤操作等による吊荷の振れを抑制し，吊荷の落下を防止している。

### d. 過巻防止

主巻，補巻，モノレールホイスト巻上装置には，過度の巻上げが発生すると巻上げ動作を自動停止させるために，過巻防止装置（リミットスイッチ）を設けることにより，過巻による吊荷の落下を防止する設計とする。



### 5.2.3 運用による落下防止対策

#### (1) 法令点検等による落下防止措置

クレーン等安全規則には、点検の実施や玉掛け作業は有資格者が実施することなどが規定されている。原子炉建屋クレーンによる燃料集合体や内挿物の移送作業においても、この規定に基づく作業前点検等を行い、クレーンや玉掛け用具の故障や不具合によって取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

また、燃料取替機においても、作業前点検等を実施することにより、原子炉建屋クレーン同様、取扱工具などが使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

クレーン等安全規則（抜粋）

第二章 クレーン 第三節 定期自主検査等

（定期自主検査）

第三十四条 事業者は、クレーンを設置した後、一年以内ごとに一回、定期的に、当該クレーンについて自主検査を行なわなければならない。ただし、一年をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

- 2 事業者は、前項ただし書のクレーンについては、その使用を再び開始する際に、自主検査を行なわなければならない。
- 3 事業者は、前二項の自主検査においては、荷重試験を行わなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当するクレーンについては、この限りでない。
  - 一 当該自主検査を行う日前二月以内に第四十条第一項の規定に基づく荷重試験を行ったクレーン又は当該自主検査を行う日後二月以内にクレーン検査証の有効期間が満了するクレーン
  - 二 発電所、変電所等の場所で荷重試験を行うことが著しく困難なところに設置されており、かつ、所轄労働基準監督署長が荷重試験の必要がないと認めたクレーン
- 4 前項の荷重試験は、クレーンに定格荷重に相当する荷重の荷をつつて、つり上げ、走行、旋回、トロリの横行等の作動を定格速度により行なうものとする。

第三十五条 事業者は、クレーンについて、一月以内ごとに一回、定期的に、次の事項について自主検査を行なわなければならない。ただし、一月をこえる期間使用しないクレーンの当該使用しない期間においては、この限りでない。

- 一 巻過防止装置その他の安全装置、過負荷警報装置その他の警報装置、ブレーキ及びクラッチの異常の有無
- 二 ワイヤロープ及びつりチェーンの損傷の有無
- 三 フック、グラブバケット等のつり具の損傷の有無
- 四 配線、集電装置、配電盤、開閉器及びコントローラーの異常の有無
- 五 ケーブルクレーンにあっては、メインロープ、レールロープ及びガイロープを緊結している部分の異常の有無並びにウインチの据付けの状態



(作業開始前の点検)

第三十六条 事業者は、クレーンを用いて作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に、次の事項について点検を行なわなければならない。

- 一 巻過防止装置、ブレーキ、クラッチ及びコントローラーの機能
- 二 ランウェイの上及びトロリが横行するレールの状態
- 三 ワイヤロープが通っている箇所の状態

#### 第八章 玉掛け 第一節 玉掛用具

(作業開始前の点検)

第二百二十条 事業者は、クレーン、移動式クレーン又はデリックの玉掛用具であるワイヤロープ、つりチェーン、繊維ロープ、繊維ベルト又はフック、シャックル、リング等の金具（以下この条において「ワイヤロープ等」という。）を用いて玉掛けの作業を行なうときは、その日の作業を開始する前に当該ワイヤロープ等の異常の有無について点検を行なわなければならない。

- 2 事業者は、前項の点検を行なった場合において、異常を認めたときは、直ちに補修しなければならない。

#### 第八章 玉掛け 第二節 就労制限

(就労制限)

第二百二十一条 事業者は、令第二十条第十六号に掲げる業務\*（制限荷重が一トン以上の揚貨装置の玉掛けの業務を除く。）については、次の各号のいずれかに該当する者でなければ、当該業務に就かせてはならない。

- 一 玉掛け技能講習を修了した者
- 二 職業能力開発促進法（昭和四十四年法律第六十四号。以下「能開法という。」）第二十七条第一項の準則訓練である普通職業訓練のうち、職業能力開発促進法施行規則（昭和四十四年労働省令第二十四号。以下「能開法規則」という。）別表第四の訓練科の欄に掲げる玉掛け科の訓練（通信の方法によって行うものを除く。）を修了した者
- 三 その他厚生労働大臣が定める者

※令第二十条第十六号に掲げる業務とは、つり上げ荷重が一トン以上のクレーンの玉掛けの業務が含まれる。

### (2) 吊荷取扱設備の待機場所等による落下防止措置

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、通常時、使用済燃料プール上への待機配置を行わないこととし、使用済燃料プール上に落下することを防止する設計とする。また、原子炉建屋クレーンを使用した吊荷作業時においては、可動範囲をインターロックにより制限することで、吊荷等が使用済燃料プールに落下することを防止する設計とする。

別紙3に燃料取替機及び原子炉建屋クレーンにおける待機場所等について、別紙4に原子炉建屋クレーンのインターロックについて示す。



### (3) 異物混入防止対策による落下防止措置

使用済燃料プールは、異物混入防止エリアを設置することで、異物混入による使用済燃料プールの損傷を未然に防止することとしている。管理項目として、出入口は原則 1 箇所とし、作業員による当該エリアでの物品の持込み、持出しについては監視員による確認等を行い、不要物品等の持込みを制限することで、落下防止対策が図られている。

別紙 5 に使用済燃料プール周辺における異物混入防止エリアの概要を示す。

## 5.3 評価フローⅢの抽出結果

### 5.3.1 落下防止対策を実施することにより落下評価が不要となるもの

評価フローⅡで検討要となった重量物について、5.2.1「耐震評価による落下防止対策」、5.2.2「設備構造による落下防止対策」、及び5.2.3「運用による落下防止対策」を実施することで、使用済燃料プールへの落下時影響評価は不要とする。



## 6. 重量物の評価結果

### (1) 評価結果

使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価結果について第 6.1-1 表に示す（抽出した機器の重量は，系統設計仕様書，機器設計仕様書，外形図，構造図及び製作図を参照した）。

### (2) まとめ

今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件への適合状況を確認するため，「2. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出」に基づき，落下時影響評価が必要な重量物を選定した。

評価フローⅠ及び評価フローⅡにおいて，使用済燃料プールへの落下により使用済燃料プールの機能を損なうおそれがある重量物として，原子炉建屋原子炉棟，燃料取替機，原子炉建屋クレーン及び吊荷等の設備を選定した。

評価フローⅢにおいて，設備構造上の落下防止措置の確認及び運用状況の確認を実施し，落下防止対策が適切に実施されていることを確認した。また，耐震評価による確認として，基準地震動  $S_s$  に対して落下防止のために必要な強度を有する設計とする。

以上のことから，今回新たに追加された重量物落下に関する規制要件について，適合していることを示すことが可能である。

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，本評価フローの考え方に基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。



第 6.1-1 表 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価に関する整理表

評価フローⅠ			評価フローⅡ				評価フローⅢ					評価フローⅣ			
番号	抽出した設備等※1	評価①	評価②		選定結果	a. 地震による設備等の破損 対策①	b. 吊荷取扱装置の故障等 対策②		対策③	c. 吊荷取扱装置の誤操作 対策②		対策③	d. 吊荷取扱設備の 待機位置等 対策③	選定結果 ※2	落下時の 影響評価※2
			重量	高さ			落下 エネルギー	対策②		対策③	対策②				
1	原子炉建屋	×	特定不可	～約 35 m	×	○ 耐震評価	—	—	—	—	—	—	—	○	不要
2	燃料取替機	×	約 23 t	約 12 m	約 2.7 MJ	○ 耐震評価	—	—	○ 点検	—	—	○ 有資格者作業	使用済燃料プール 外待機	○	不要
3	原子炉建屋クレーン	×	約 48 t	約 20 m	約 9.4 MJ	○ 耐震評価	—	—	○ 点検	—	—	○ 有資格者作業	使用済燃料プール 外待機	○	不要
4	その他クレーン類	×	約 1000 kg	約 17 m	約 167 kJ	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
5	PCV（取扱具含む）	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
6	RPV（取扱具含む）	×	約 4.6 t	約 14 m	約 631 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
7	内挿物（取扱具含む）	×	約 430 kg	約 12 m	約 50.6 kJ	○ 耐震評価	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
8	プール内ラック類	×	約 7.5 t	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
9	プールゲート類	×	約 2.7 t	約 12 m	約 318 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
10	キャスク	×	約 120 t	約 14 m	約 16.5 MJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	○ 可動範囲制限	—	○	不要
11	電源盤類	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
12	フェンス・ラダー類	×	約 300 kg	約 12 m	約 24 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
13	装置類	×	約 800 kg	約 12 m	約 94 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
14	作業用機材類	×	< 100 kg	約 12 m	< 11.8 kJ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
15	計器・カメラ・通信機器類	×	< 300 kg	約 4 m	< 11.8 kJ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
16	試験・検査用機材類	×	約 500 kg	約 14 m	約 69 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
17	コンクリートブラグ・ハッチ類	×	約 7.5 t	約 14 m	約 1.0 MJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要
18	空調機	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
19	重大事故等対処設備	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	不要
20	その他	×	約 1000 kg	約 14 m	約 137 kJ	—	○ フェイルセーフ機構	○ 点検	○ 速度制限, 過巻防止, フック外れ止め	○ 有資格者作業	—	—	—	○	不要

【凡例の説明】○：次のステータスの評価は不要 ×：次のステータスの評価が必要 —：対象外又は評価不要

【評価フローⅠ】による評価基準 ・評価①：設置状況等により、使用済燃料プールへの落下が想定されない設備等は「×」、落下が想定される設備等は「×」

・評価②：模擬燃料集合体の落下エネルギー＝15.504kJ (310kg×5.1m×9.80665m/s<sup>2</sup>) 以上の場合は「×」、未満の場合は「○」

・選定結果：評価①もしくは評価②が「○」であれば選定結果を「○」、落下時影響評価は「不要」とする。選定結果が「×」の場合は評価フローⅢによる評価を実施する。

・評価③：a, b, c, d の落下原因に対して適切な落下防止措置が確認された場合は「○」、それ以外は「×」

・選定結果：a, b, c, d の項目全てが「○」であれば評価フローⅢの選定結果を「○」、落下時の影響評価は「不要」、a, b, c, d の項目の一つでも「×」があれば選定結果を「×」、落下時の影響評価「必要」。

※1 具体的な設備は、別添資料 4「東海第二発電所 使用済燃料プールへの重量物落下に係る対象重量物の現場確認について」添付資料 1 の第 1 表を参照のこと。

※2 耐震評価による確認をもって、選定結果「○」とし、落下時の影響評価を「不要」とする。



燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
- (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することが確認されている<sup>※1</sup>。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85 mm に対して 0.7 mm であった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

- ※1 「沸騰水型原子力発電所燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)



図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

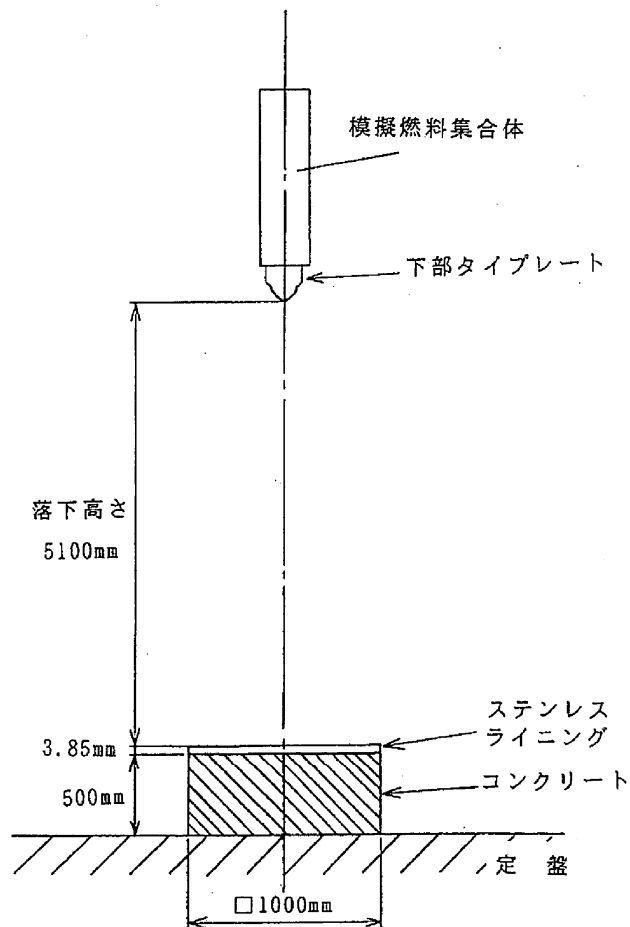


図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的<sup>※2</sup>であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さを考慮し、5.1mと安全側である。



※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む）は、表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中※ <sup>3</sup>
実機	8×8 燃料		
	新型 8×8 燃料		
	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度 8×8 燃料		
	9×9 燃料（A型）		
	9×9 燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は、気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり、実際の水中重量は表中の値以下となる。



使用済燃料プールと原子炉建屋原子炉棟 6 階床面上設備等との

離隔概要について

評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて「検討不要」とした各項目の設備等については、使用済燃料プール手摺り外側にて設置、保管及び取り扱う設備等であり、使用済燃料プールと離隔距離を確保し、使用済燃料プールへ落下するおそれはない。

また、分電盤、制御盤等については、離隔距離を確保し配置されていることに加え、床や壁面にボルト等にて固定または固縛されている設備等であることから、使用済燃料プールへ落下することはない。

表 1 に、評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の落下防止分類を示し、図 1 にこれら設備等と使用済燃料プールとの配置関係を示す。



表 1 評価フローⅡにおける「設置状況による選定」にて検討不要とした設備等の  
落下防止分類

番号	抽出項目	No	詳細	落下防止 分類
5	PCV（取扱具含む）	1	PCV ヘッド	①
		2	PCV ヘッド吊り具	①
11	電源盤類	3	照明用トランス	①，②
		4	照明用分電盤	①，②
		5	チャンネル着脱機制御盤	①，②
		6	作業用分電盤	①，②
		7	中継端子箱	①，②
		8	原子炉建屋クレーン電源切替盤，操作盤	①，②
		9	水中照明電源箱	①，②
		10	SHIPPING 用操作盤部	①，②
		11	SHIPPING 動力盤	①，②
		12	開閉器	①，②
		13	キャスクピット排水用電源盤	①，②
18	空調機	14	空調機	①，②
		15	FHM 操作室空調機	①，②
19	重大事故等対処設備	16	静的触媒式水素再結合器	①，②
		17	常設スプレイヘッダ	①，②

【落下防止分類】

- ①使用済燃料プール周りに設置される手摺りの外側に設置，保管及び扱い
- ②床または壁面への固定



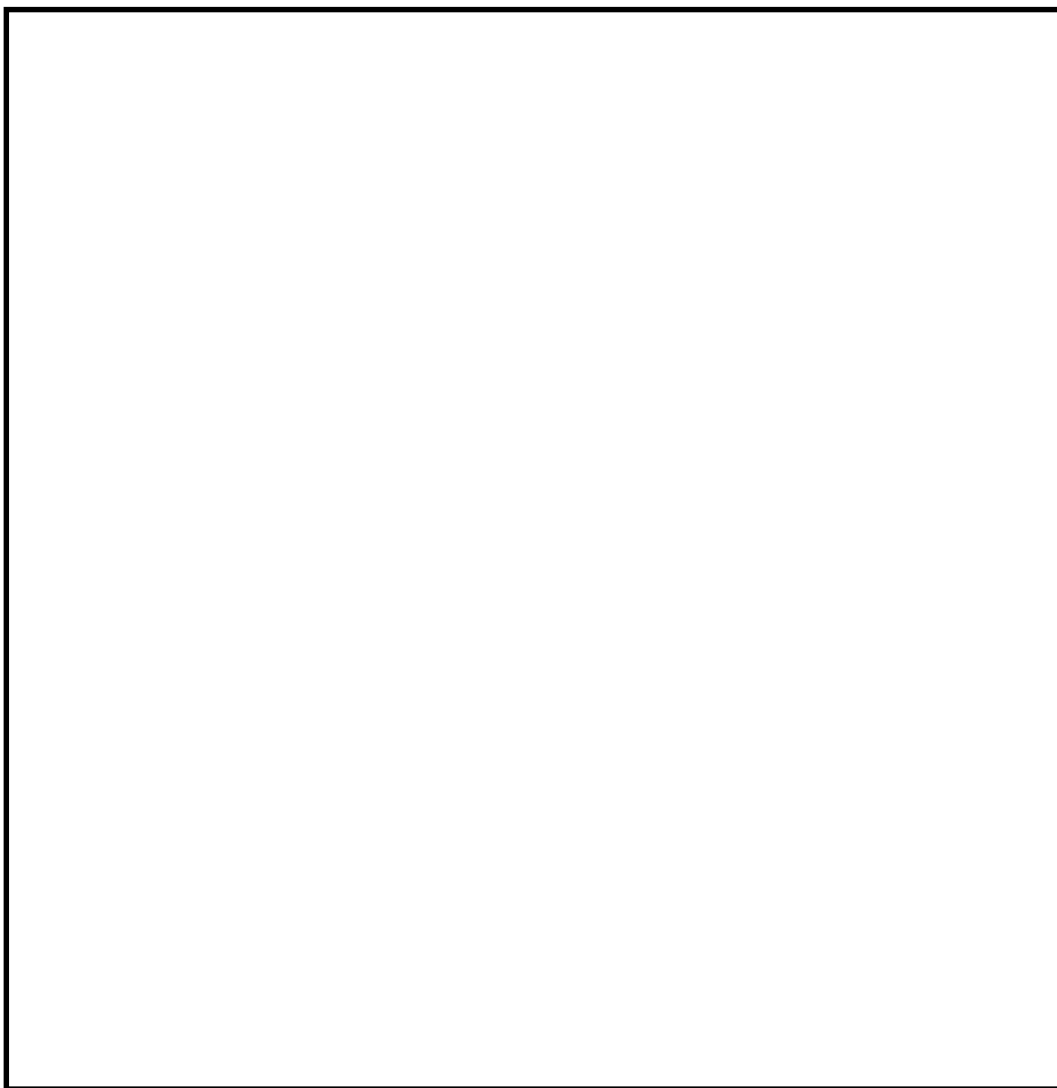


図 1 使用済燃料プールと周辺設備の配置図



燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機場所について

燃料取替機及び原子炉建屋クレーンは、待機時に使用済燃料プール上へ配置しない運用とすることで、使用済燃料プールへの落下は防止される。

以下に、東海第二発電所の燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの待機位置を示す。

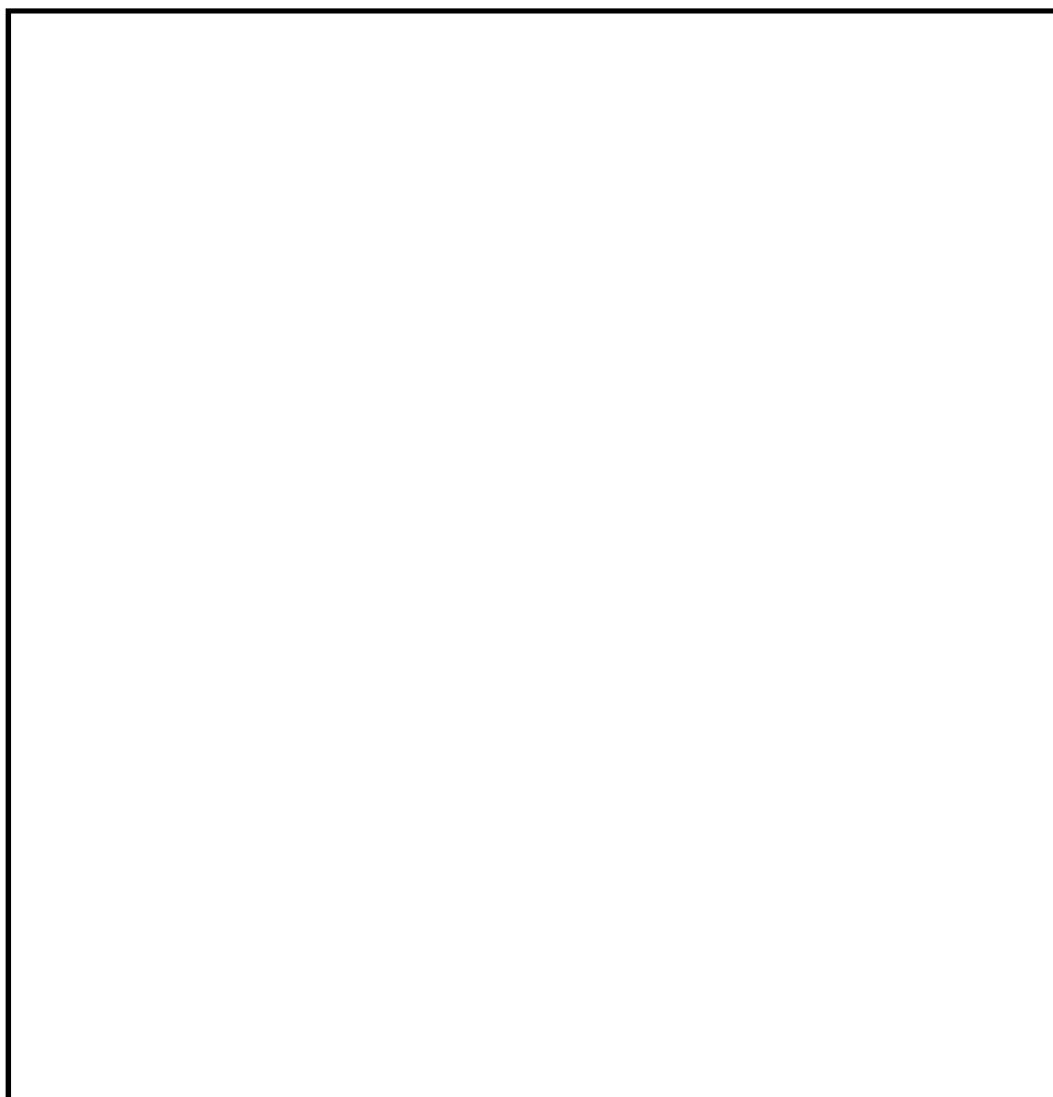


図 2 燃料取替機待機位置



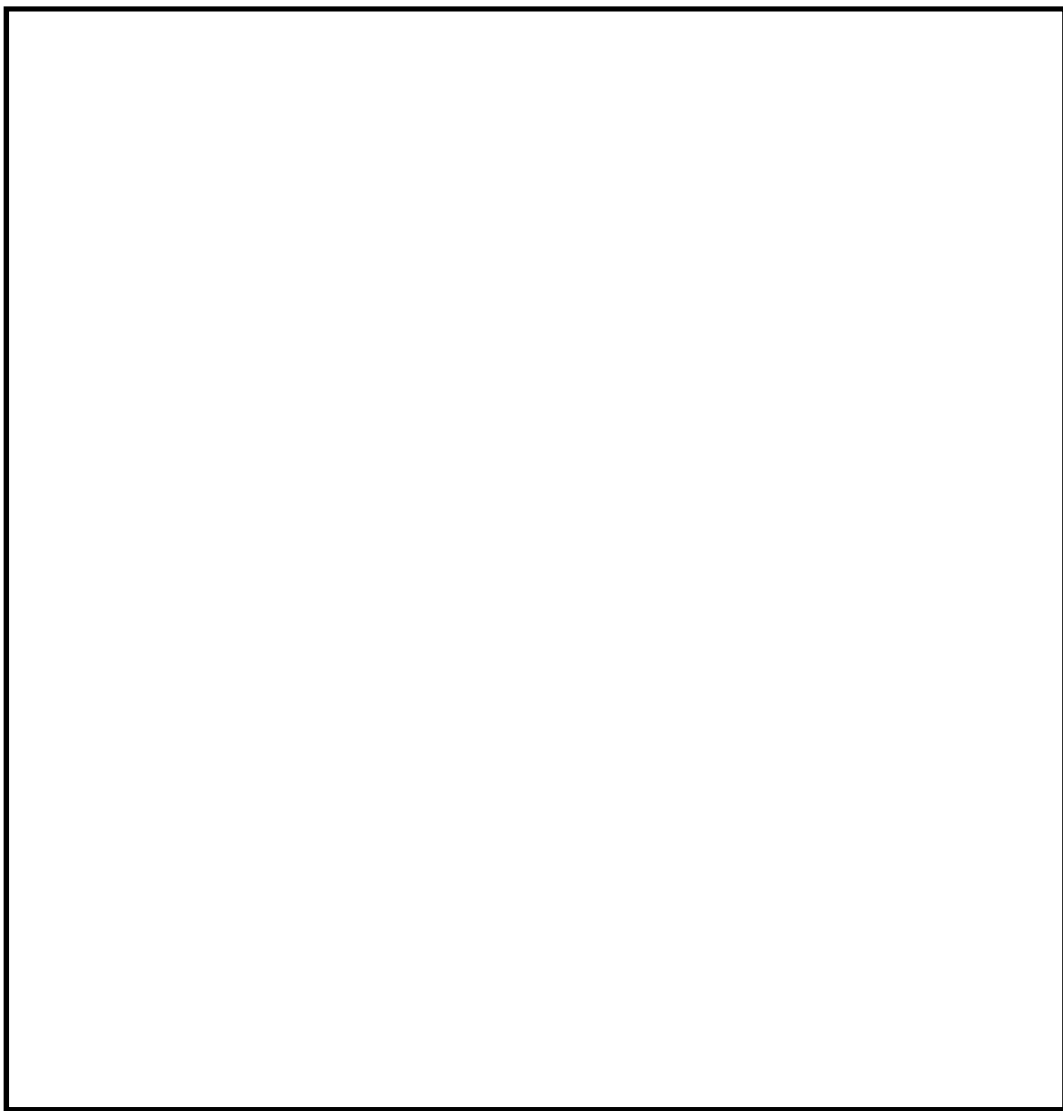


図 3 原子炉建屋クレーン待機位置



原子炉建屋クレーンのインターロックについて

原子炉建屋クレーンは、使用済燃料プール上を重量物及びキャスクが走行及び横行できないように可動範囲を制限するインターロックを設けている。

原子炉建屋クレーン走行レール及び横行レールは原子炉建屋原子炉棟運転床面全域を走行及び横行できるよう敷設されているが、重量物及びキャスクの移送を行う際には、重量物及びキャスクが使用済燃料プール上を通過しないよう、レールに沿って設置されたリミットスイッチ及びインターロックによる移送範囲の制限により、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止する設計とする。

インターロックには3つのモードがあり、取り扱う重量物に応じてモード選択を行い、移送範囲を制限することで、使用済燃料プールへの重量物及びキャスクの落下を防止している。

原子炉建屋クレーンの重量物移送及びキャスク移送のインターロックによる移送範囲とリミットスイッチ展開図の関係を図1, 2に示す。



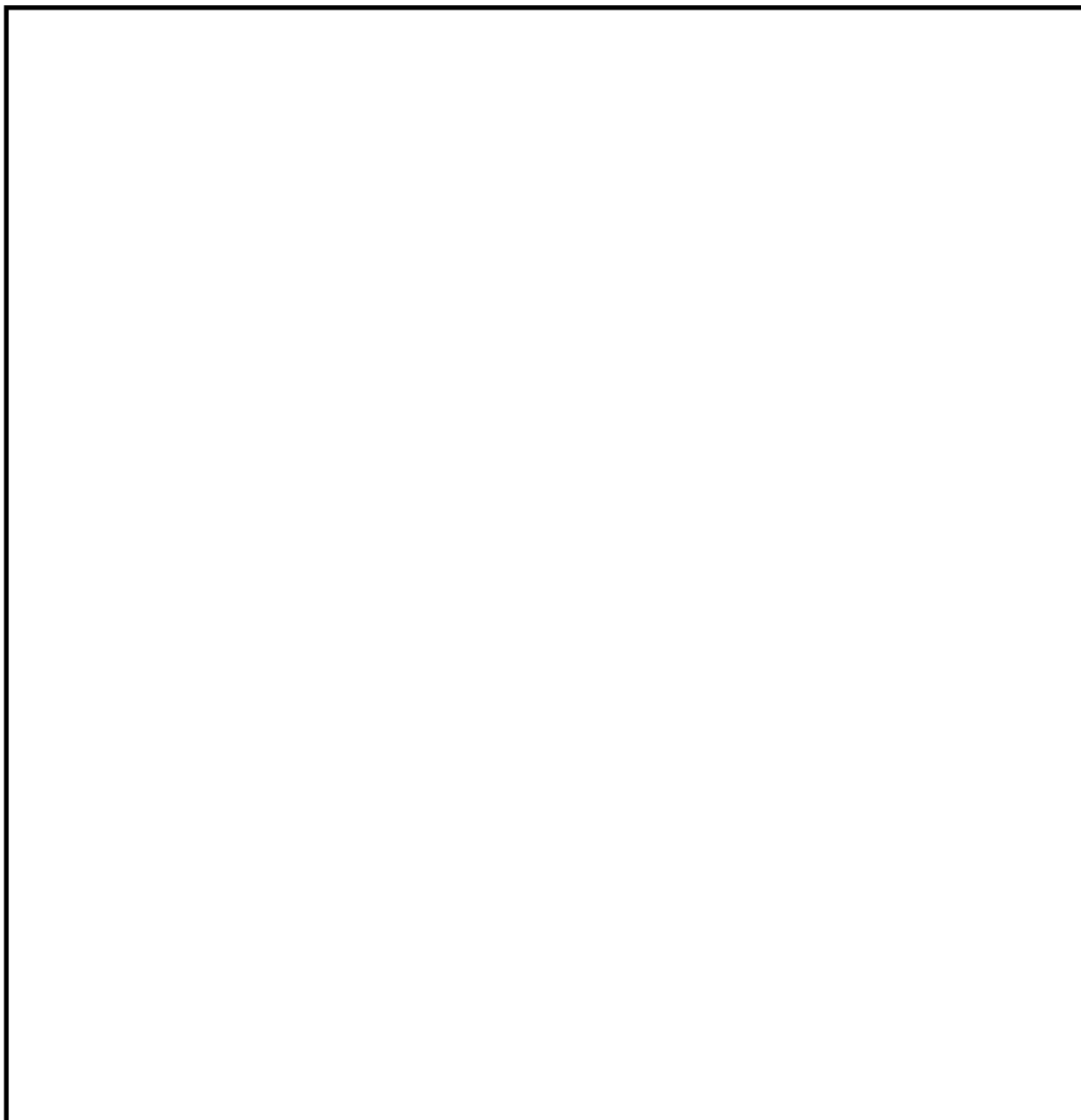


図 1 原子炉建屋クレーンのインターロック（Bモード）による  
重量物移送範囲とリミットスイッチ展開図



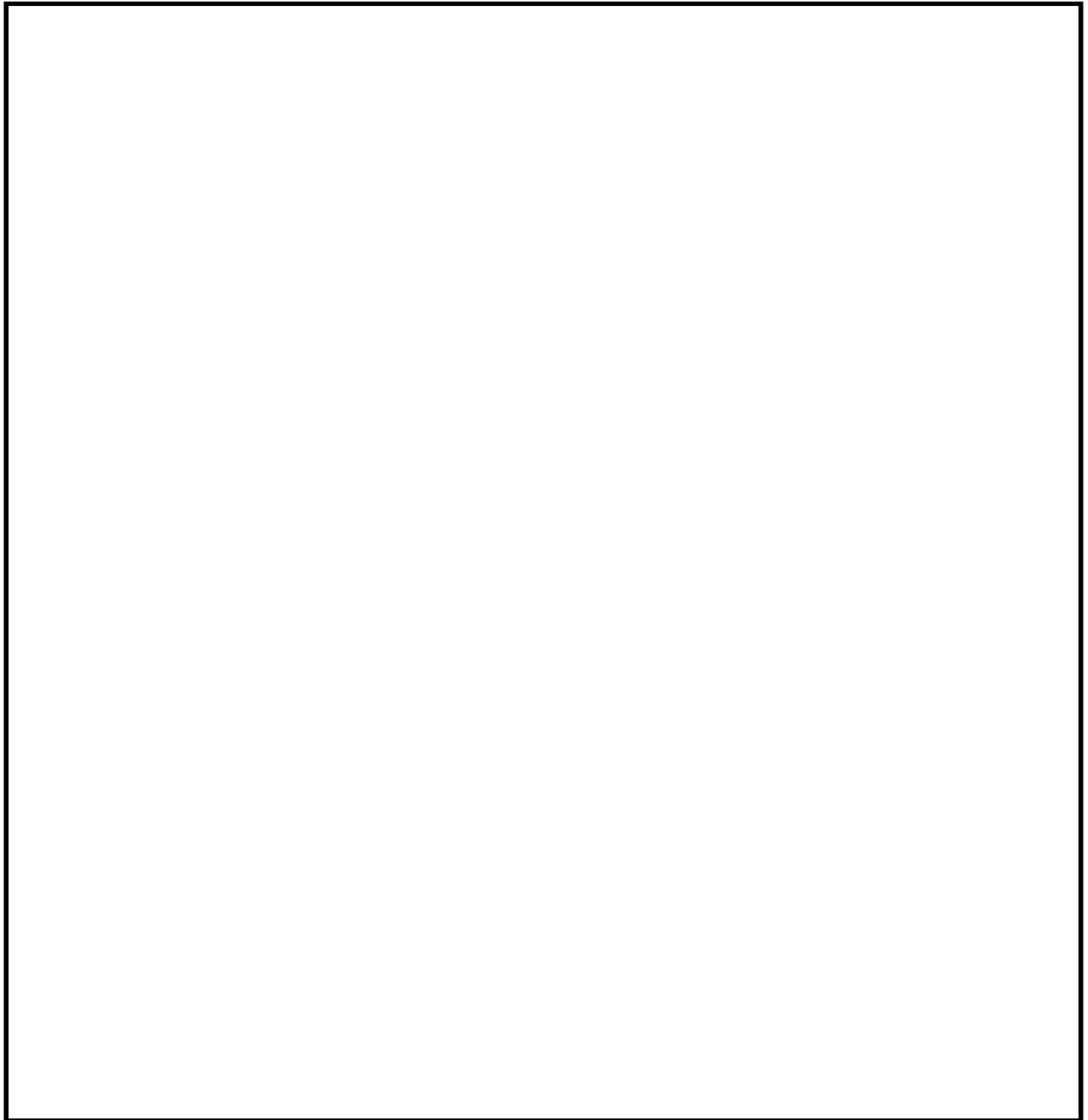


図 2 原子炉建屋クレーンのインターロック（A モード）による  
キャスク移送範囲とリミットスイッチ展開図



使用済燃料プール周辺における異物混入防止区域について

東海第二発電所の使用済燃料プール周りは、異物混入防止管理区域に指定されており、運転中及び定検中において、使用済燃料プール周辺で作業を実施する際は異物混入防止エリアを設定し、持ち込み物品を制限することで使用済燃料プールへの異物混入による損傷を未然に防止している。

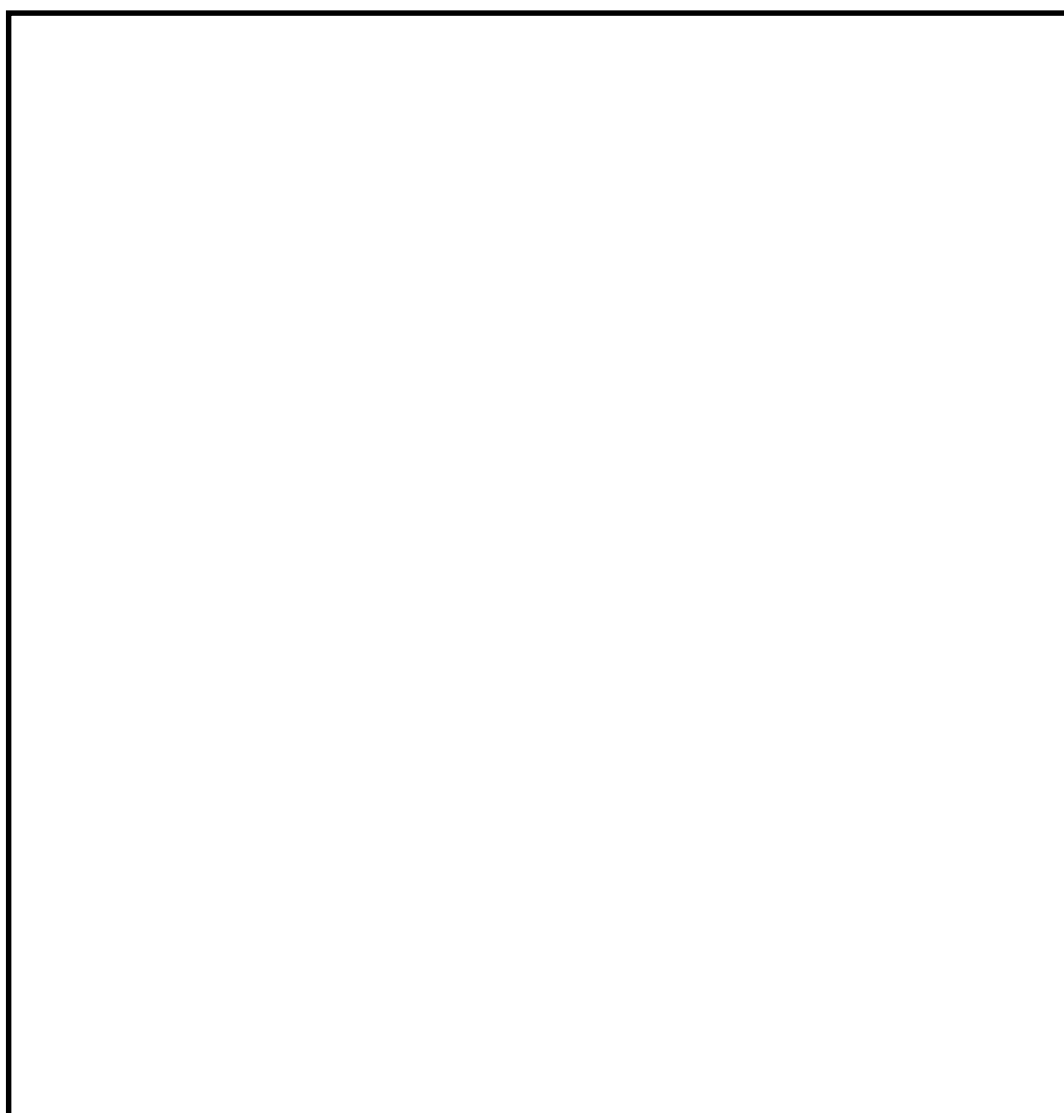


図 1 原子炉建屋 6 階異物混入防止管理区域



燃料取替機 主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の  
健全性評価について

1. 評価方法

吊荷位置（上限～下端）でワイヤロープの固有周期が変動するため、ワイヤロープの固有周期帯より、最も大きな震度を床応答スペクトルから算出し、各部に作用する荷重を算出する。当該算出荷重により、各部の強度評価を行うこととする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動  $S_s$

方向：鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上下方向床応答スペクトルとワイヤロープの固有周期を考慮した位置

3. 評価結果

燃料取替機主ホイスト（ワイヤロープ、グラップルヘッド、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。<sup>(注 1)</sup>

表 1 取替機主ホイスト各部 裕度整理表

設備	部位		裕度	判定基準値
燃料取替機	ワイヤロープ※ <sup>1</sup>		(注 1)	(注 1) ※ <sup>2</sup>
	グラップル ヘッド	フック※ <sup>1</sup>	(注 1)	(注 1) ※ <sup>2</sup>
		シャフト※ <sup>1</sup>	(注 1)	(注 1) ※ <sup>2</sup>
	ブレーキ※ <sup>1</sup>		(注 1)	(注 1) ※ <sup>2</sup>

※ 1 燃料取替機のワイヤロープ、フック、シャフトの構造については図 5.2.7 及び図 5.2.8 参照。ブレーキの構造については図 5.2.6 参照。

※ 2 本評価結果は、静的荷重によるものであり、地震動による吊荷の衝撃荷重等は考慮しないこととする。



原子炉建屋クレーン 主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の  
健全性評価について

1. 評価方法

原子炉建屋クレーン本体評価モデルをベースとし、ワイヤ部に非線形ばね要素を設定した時刻歴解析を実施し、全時刻での発生荷重の最大値から、クレーン吊具各部の強度評価を実施することとする。

2. 評価条件

評価用地震動：基準地震動  $S_s$

方向：水平，鉛直

吊荷重量：定格荷重

吊荷位置：上端

トロリ位置：ブリッジ中央

3. 評価結果

原子炉建屋クレーン主巻（ワイヤロープ、フック、ブレーキ）の健全性評価結果は、評価が終了した後、下記表 1 裕度整理表にて示すこととする。

（注 1）

表 2 原子炉建屋クレーン主巻各部 裕度確認整理表

設備	部位	裕度	判定基準値
原子炉建屋クレーン	ワイヤロープ※ <sup>1</sup>	（注 1）	（注 1）※ <sup>2</sup>
	フック※ <sup>1</sup>	（注 1）	（注 1）※ <sup>2</sup>
	ブレーキ※ <sup>1</sup>	（注 1）	（注 1）※ <sup>2</sup>

※<sup>1</sup> 原子炉建屋クレーンのワイヤロープ、フックについては第 5.2.10 図参照，ブレーキの構造については，図 5.2.9 参照。

※<sup>2</sup> ブレーキについて，制動力を上回る負荷トルクが発生し，スリップすることが考えられるが，地震による加速度は交番加速度であり，スリップは一時的なものと考えられ，大きく落下することはない。なお，基準地震動  $S_s$  時における定格荷重でのすべり量は，評価にて算出する。



燃料取替機及び原子炉建屋クレーンの落下防止対策

## ○燃料取替機

燃料取替機は、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、レールの頭部を脱線防止装置にて抱き込む構造であり、燃料取替機の浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を燃料取替機、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、走行レールについては建屋壁面との離隔距離より、燃料取替機の全車輪がレールから脱線するおそれは無く、横行レールについては、ブリッジ上部にレールが敷設されており、トロリが脱線したとしても走行レール外側（使用済燃料プールエリア外）へ脱線することから、使用済燃料プールに落下することはない。

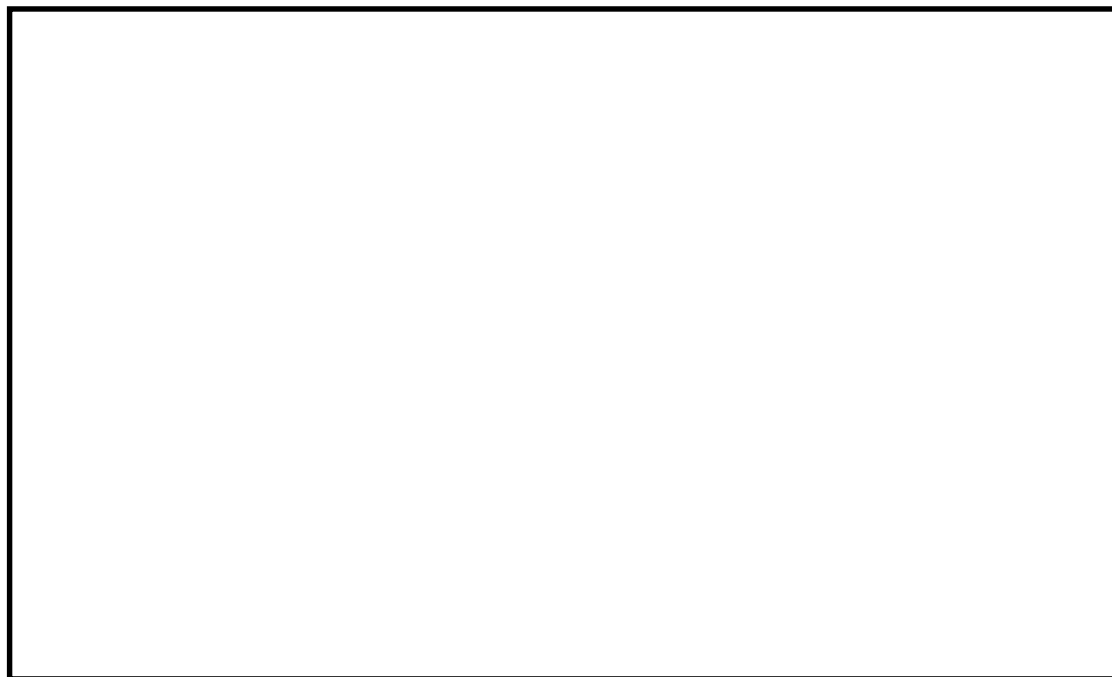


図 1 燃料取替機走行レールと壁面距離



## ○原子炉建屋クレーン

原子炉建屋クレーンは、走行、横行レールからの浮上りによる脱線を防止するため、脱線防止装置を設置する。脱線防止装置は、ランウェイガード当り面、横行レールに対し、浮上り代を設けた構造であり、クレーンの浮上りにより走行、横行レールより脱線しない構造とする。

なお、各レールにはレール走行方向に対する脱線を防止するため、ストoppaが設置されているが、地震時等に走行、横行レール上を原子炉建屋クレーン、トロリが滑り、仮に本ストoppaが損傷したとしても、各レールと建屋壁面との離隔距離より、原子炉建屋クレーン、トロリがレールから脱線するおそれは無く、使用済燃料プールに落下することはない。

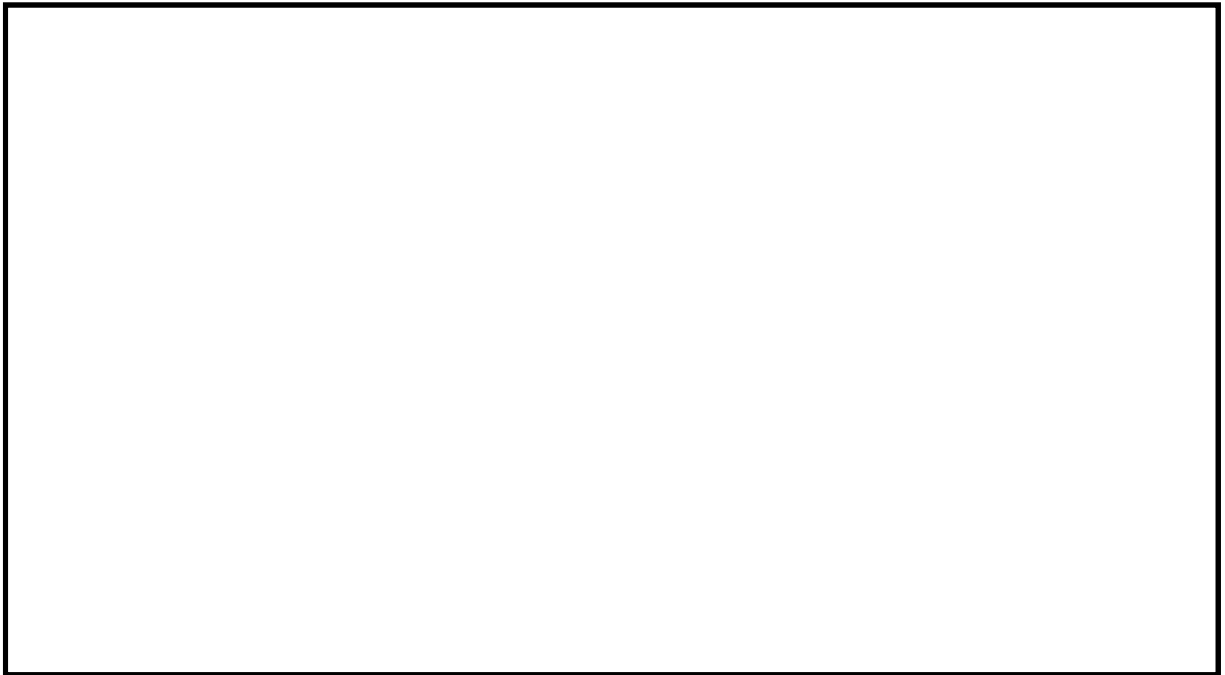


図 2 原子炉建屋クレーン走行、横行レールと壁面距離



過去トラブル事例に対する対応状況について

## 1. 女川原子力発電所 1 号炉及び福島第二原子力発電所 3 号炉 原子炉建屋天井クレーン走行部損有事象について

### 1.1 事象概要

女川原子力発電所 1 号炉の原子炉建屋天井クレーンについて、平成 23 年 9 月 12 日に東北地方太平洋沖地震後の走行確認を実施していたところ、異音を確認された。その後の詳細点検において、走行部内部の軸受が損傷していることが確認された（図 1 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

- ・東北地方太平洋沖地震に伴う軸方向の地震荷重により軸受つば部が損傷した。
- ・損傷したつば部の破片が、軸受コロに挟まれ、その後の当該クレーンの異音調査のための走行に伴い、軸受の損傷が拡大した。

また、本事象の再発防止対策として女川原子力発電所 1 号炉では、当該走行部を含む全ての走行部について、軸方向の荷重影響を受けにくい軸受を採用した新品の走行部に交換している（図 2 参照）。

なお、東北地方太平洋沖地震に伴う類似の事象は福島第二原子力発電所 3 号炉においても確認されている（図 3 参照）。

### 1.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

以下の観点から、本事象の東海第二発電所への水平展開は不要と判断している。



- ・本事象は、原子炉建屋天井クレーン走行部の軸受の一部が損傷していたものであるが、仮に全ての走行部軸受が機能喪失したとしても、東海第二発電所の原子炉建屋クレーンがランウェイ上から落下することはないと考えられる。

- ・東海第二発電所の原子炉建屋クレーン走行部の軸受については、月次点検や年次点検時に行う走行確認で異常を検知することが可能であり、異常が検知された場合に当該部を交換することで復旧可能である。

なお、異常発見時、速やかに復旧作業を行うため、軸受については予備品を保有することとしている。

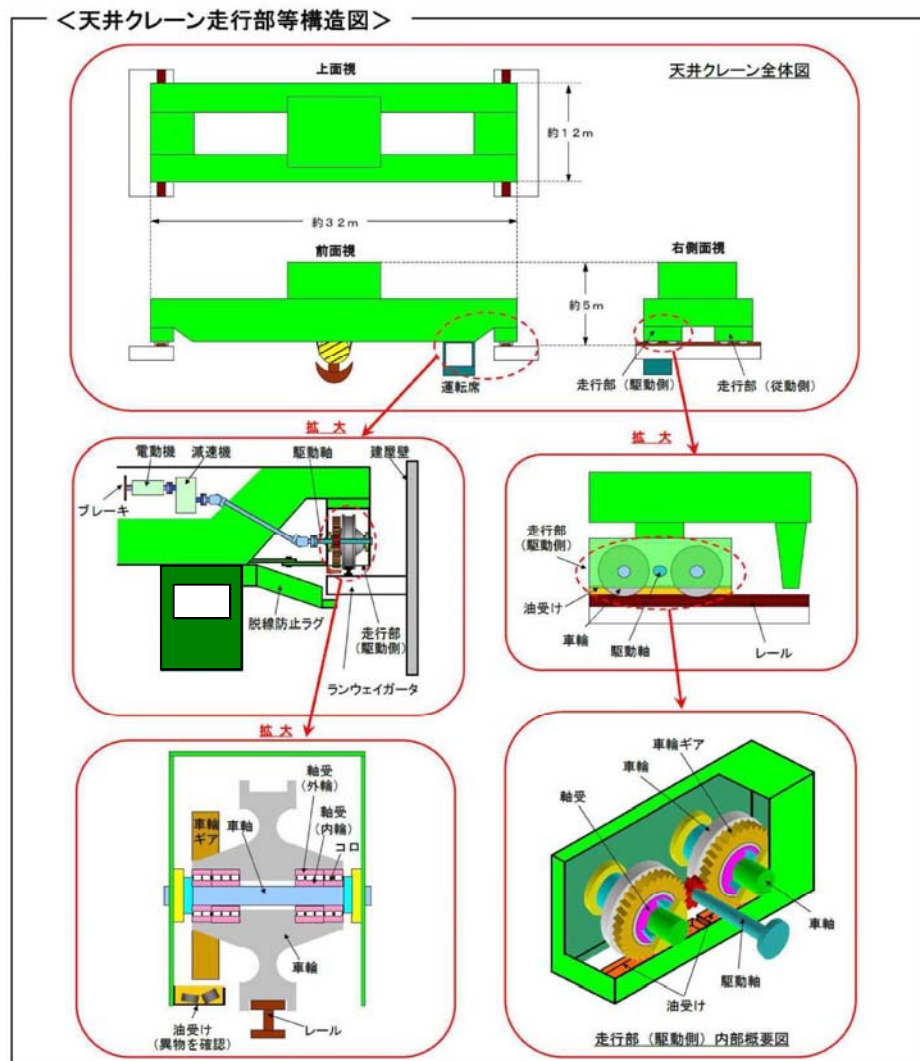


図1 女川原子力発電所1号炉 原子炉建屋クレーン走行部等構造図  
(平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋)



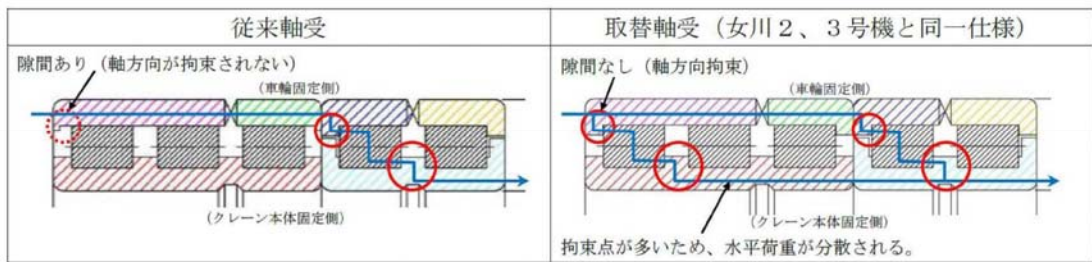


図2 女川原子力発電所1号炉 従来軸受と取替軸受の比較  
（平成25年11月21日 東北電力プレス資料より抜粋）

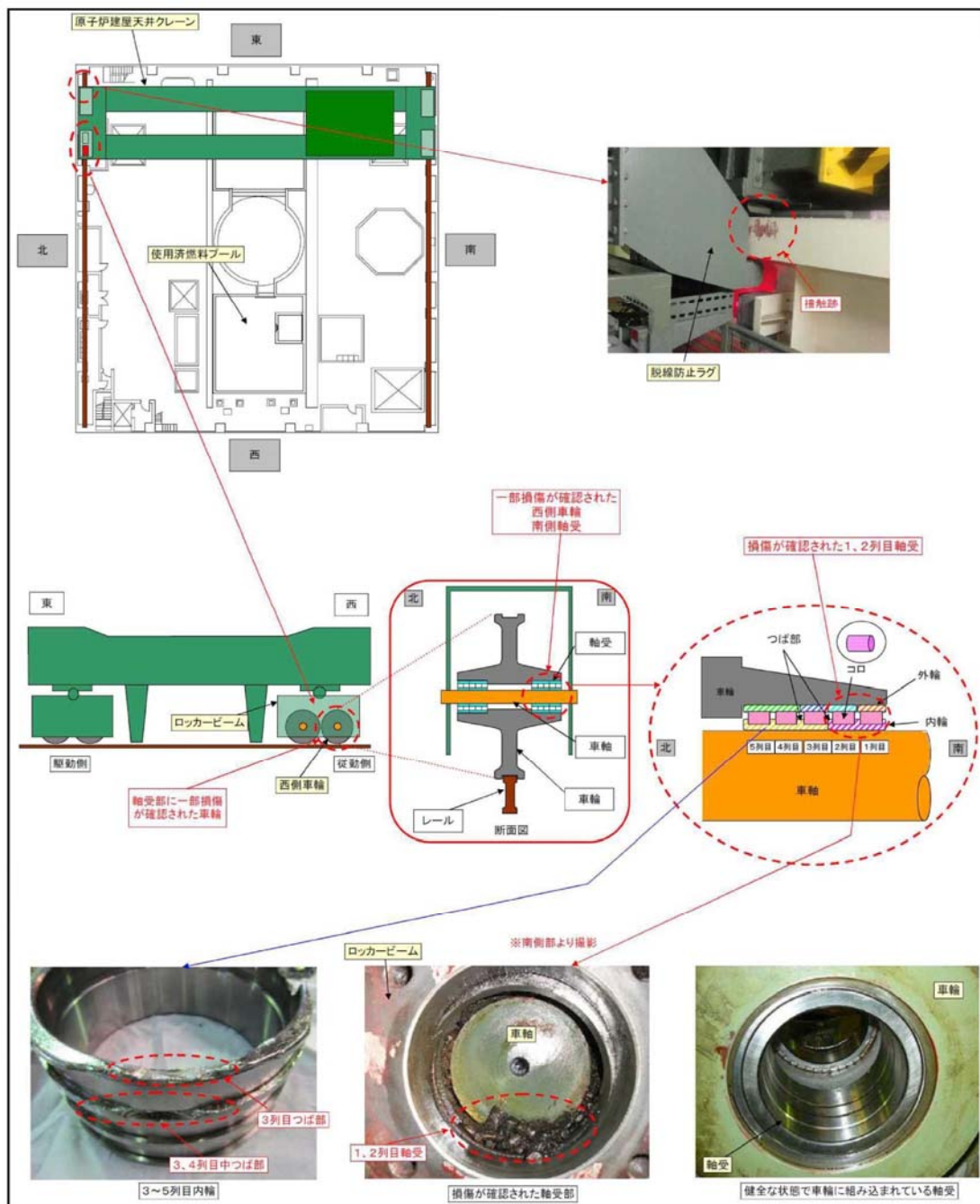


図3 福島第二原子力発電所3号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について  
（平成25年12月25日 東京電力プレス資料より抜粋）



## 2. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーン走行伝動用継手部の破損事象について

### 2.1 事象概要

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉の原子炉建屋クレーンについて、平成 19 年 7 月 24 日に新潟県中越沖地震後の設備点検を実施していたところ、走行伝動用継手（以下、ユニバーサルジョイントという。）が南側走行装置と北側走行装置の両側で破損していることを確認した（図 4 参照）。原因調査の結果、事象の原因は以下のとおりであった。

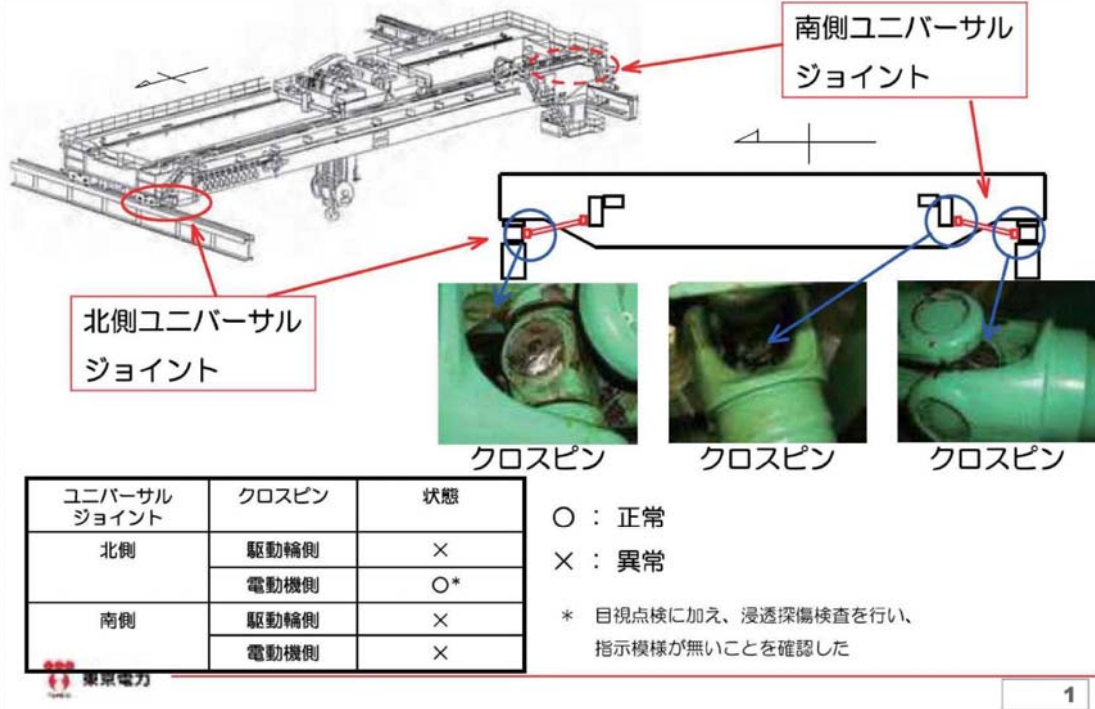
- ・地震発生時、原子炉建屋クレーンは停止している状態であり、走行車輪はブレーキ（電動機側に設置されている）が掛かっている状態であった。
- ・地震動により強制的にクレーン走行方向の力が発生し、走行車輪に回転しようとする力が作用したが、電動機側の回転を阻止する力（ブレーキ）の相反する作用により、走行車輪と電動機をつなぐユニバーサルジョイントに過大なトルクが発生し、破損に至った。

### 2.2 東海第二発電所への水平展開の必要性について

東海第二発電所は設備構造上の違いからユニバーサルジョイントを使用していないため、水平展開は不要と判断している。



## 事象の概要（１）



## 事象の概要（２）

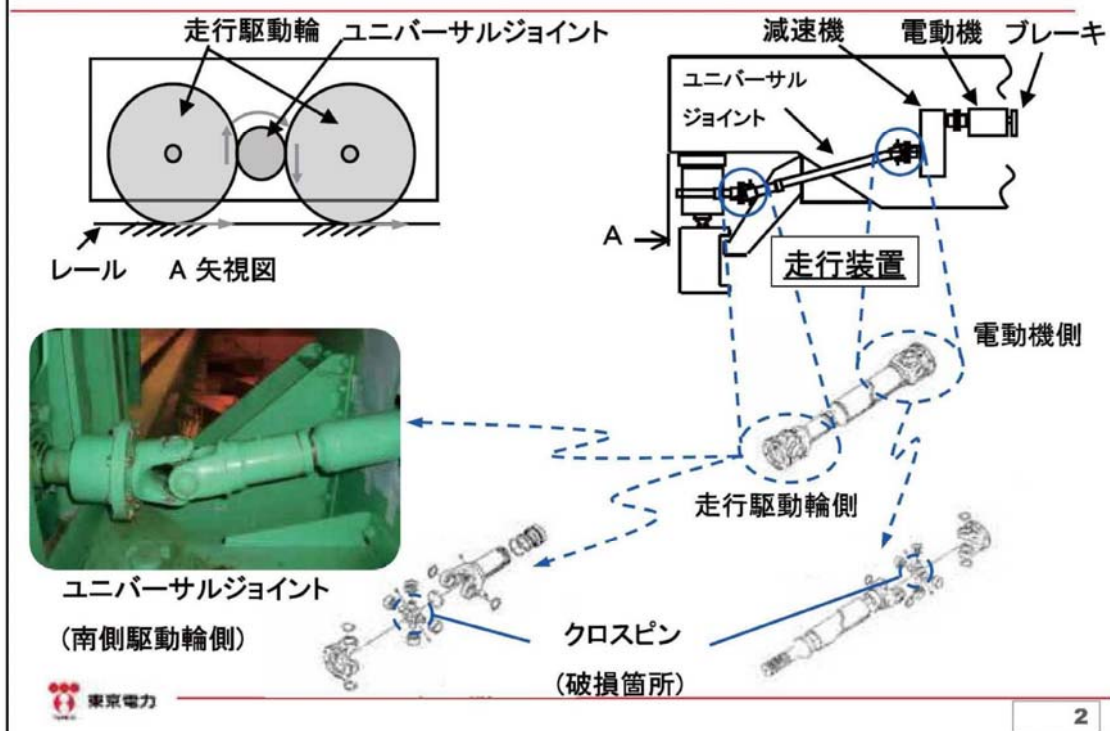


図 4 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉 原子炉建屋クレーンの損傷状況について



### 3. その他トラブル事例に対する対応状況について

原子炉建屋クレーンに限らず，社外で発生したトラブル事例については，海外情報を含め，WANO，原子力安全推進協会，BWR 事業者協会等を通じて情報を収集している。

入手した情報については，社内要領に従い，社内検討会にてスクリーニングを行い，対応が必要と判断された案件については，当社における現状調査や予防処置の検討を実施することとしている。トラブル情報の処理フローについて図 5 に示す。

処理方法の詳細については，以下のとおり。

- ① 発電管理室及び東海第二発電所は，入手したトラブル情報等について，水平展開要否の検討を行う。また，発電管理室は，検討が必要と判断した場合，東海第二発電所に検討を依頼する。
- ② 東海第二発電所は，関連室にて「同様・類似設備の有無」，「発生プラントで行われた各対策に対する水平展開の要否及びその理由」等について検討し，トラブル検討会にてその妥当性を審議する。
- ③ 発電管理室は，トラブル検討会の審議結果を情報検討会に付議し，東海第二発電所の審議結果の妥当性を確認する。
- ④ 東海第二発電所は，対策を実施する。
- ⑤ 発電管理室は，トラブル検討が完了したことを管理リストへ反映する。



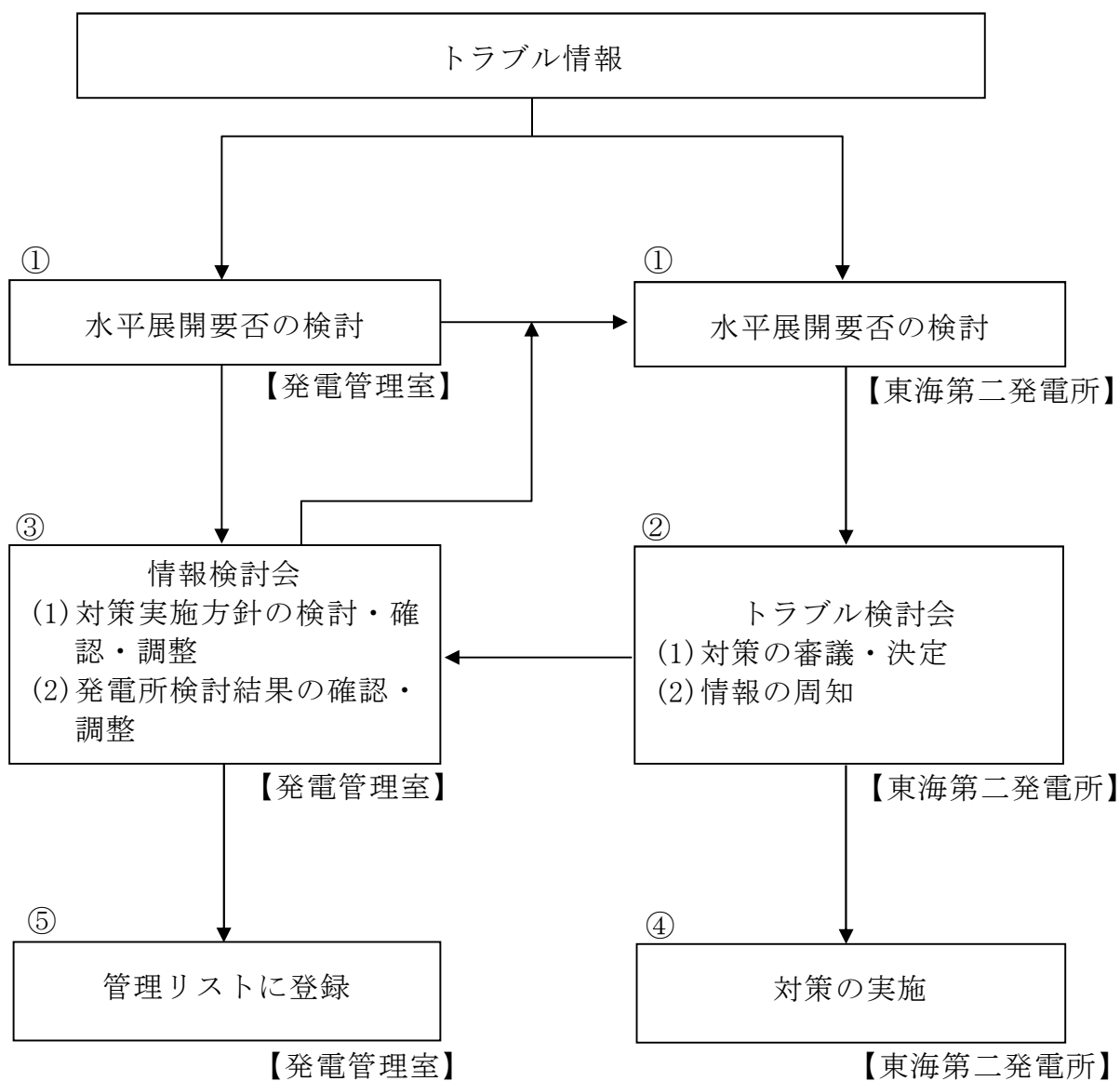


図5 トラブル情報の処理フロー



### 新燃料の取り扱いにおける落下防止対策

新燃料は、原子炉建屋クレーン及び燃料取替機にて取り扱われ、原子炉建屋原子炉棟内に搬入後、検査を行い、所定の場所（新燃料貯蔵庫、又は使用済燃料プール）へ保管され、燃料装荷の際に炉心へと移送される。

新燃料の取り扱いに係る移送フロー及び経路（例）を図 1 に示す。

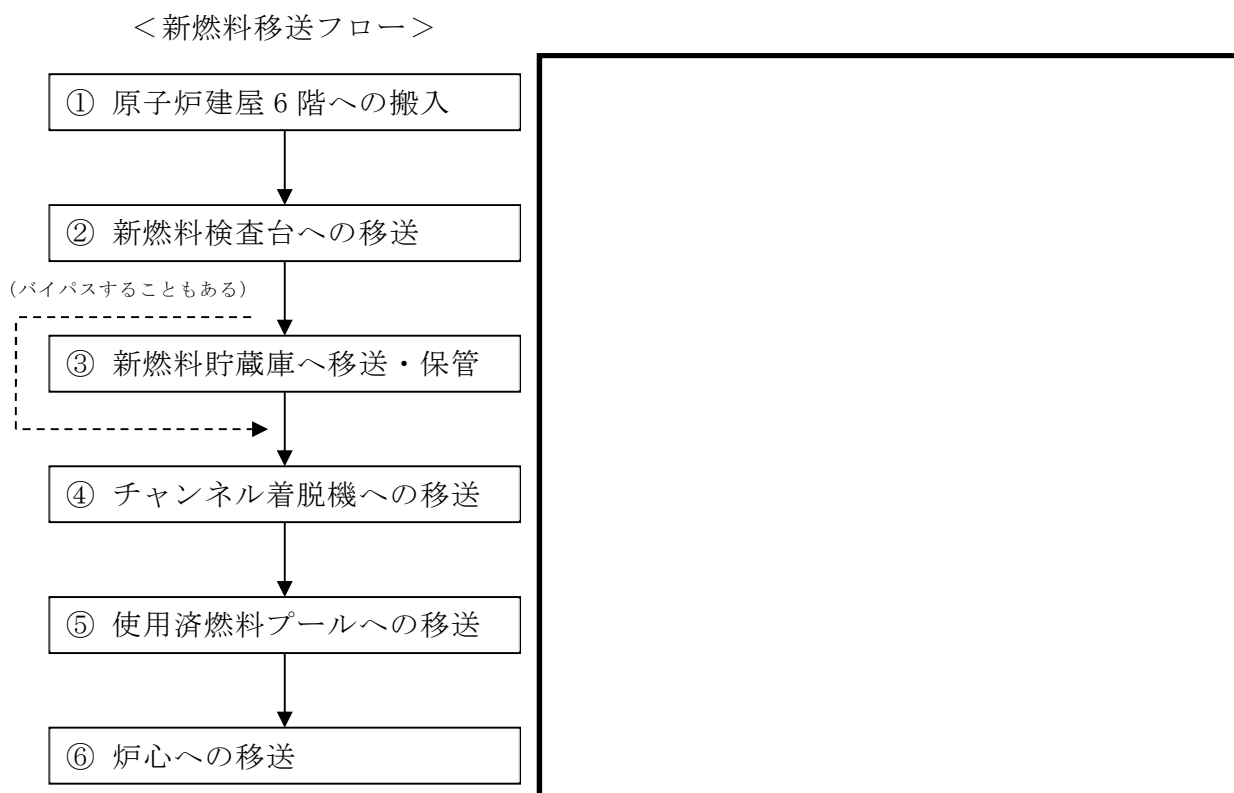


図 1 新燃料の取り扱いに係る経路（例）

図 1 に示すとおり、新燃料の取り扱いに係る移送時には、可能な限り使用済燃料プール上を移送しない運用にて新燃料の使用済燃料プールへの落下を防止しているが、チャンネル着脱機※に装荷する際には使用済燃料プール上を移送することとなる。

原子炉建屋クレーンは、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、新燃料の落



下を防止する構造としており，速度制限，過巻防止用のリミットスイッチにより，誤操作等による新燃料の落下は防止される。

炉心への燃料装荷の際には，燃料取替機による新燃料移送作業を行うこととなるが，燃料取替機についても，駆動源喪失時等における種々のインターロックが設けられており，新燃料の落下は防止される。

※ チャンネル着脱機は，新燃料を原子炉建屋クレーンから燃料取替機へ受け渡す中継作業時に使用。



キャスク取り扱い作業時における使用済燃料プールへの影響

キャスクの取り扱い作業は原子炉建屋クレーンを使用し、機器ハッチより原子炉建屋原子炉棟 6 階床面へキャスクの移送を行い、キャスクピットにて燃料の装荷作業が行われる。作業概要について図 1 に示す。

本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、キャスクが使用済燃料プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料プールへのキャスクの落下は防止される設計としている。

また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力源喪失時にて自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、キャスクの落下は防止される設計としている。

なお、キャスクピットでのキャスク取り扱い時に、仮に地震等にて原子炉建屋クレーンの各ブレーキ（横行、走行、巻上下）の機能が喪失した場合、キャスクは横行、走行方向及び鉛直方向に滑る恐れがあるが、キャスクをキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、キャスクが横行、走行方向及び鉛直方向に滑った※<sup>1, 2</sup>としても、使用済燃料プール水位維持のためのライニング健全性は維持される。

※1 キャスク取り扱い時は、インターロック運転により可動範囲が制限されること及びキャスクピットはキャスクピットゲートにより燃料プールと隔離されることから、キャスクが横行、走行方向に滑ったとしてもキ



ヤスクがキャスクピットエリア外の燃料プール内に落下することはない  
ものとする。

※2 鉛直方向ブレーキについて、制動力を上回る不可トルクが発生した場合のすべり量は、基準地震動  $S_s$  時の評価にて示すこととする。



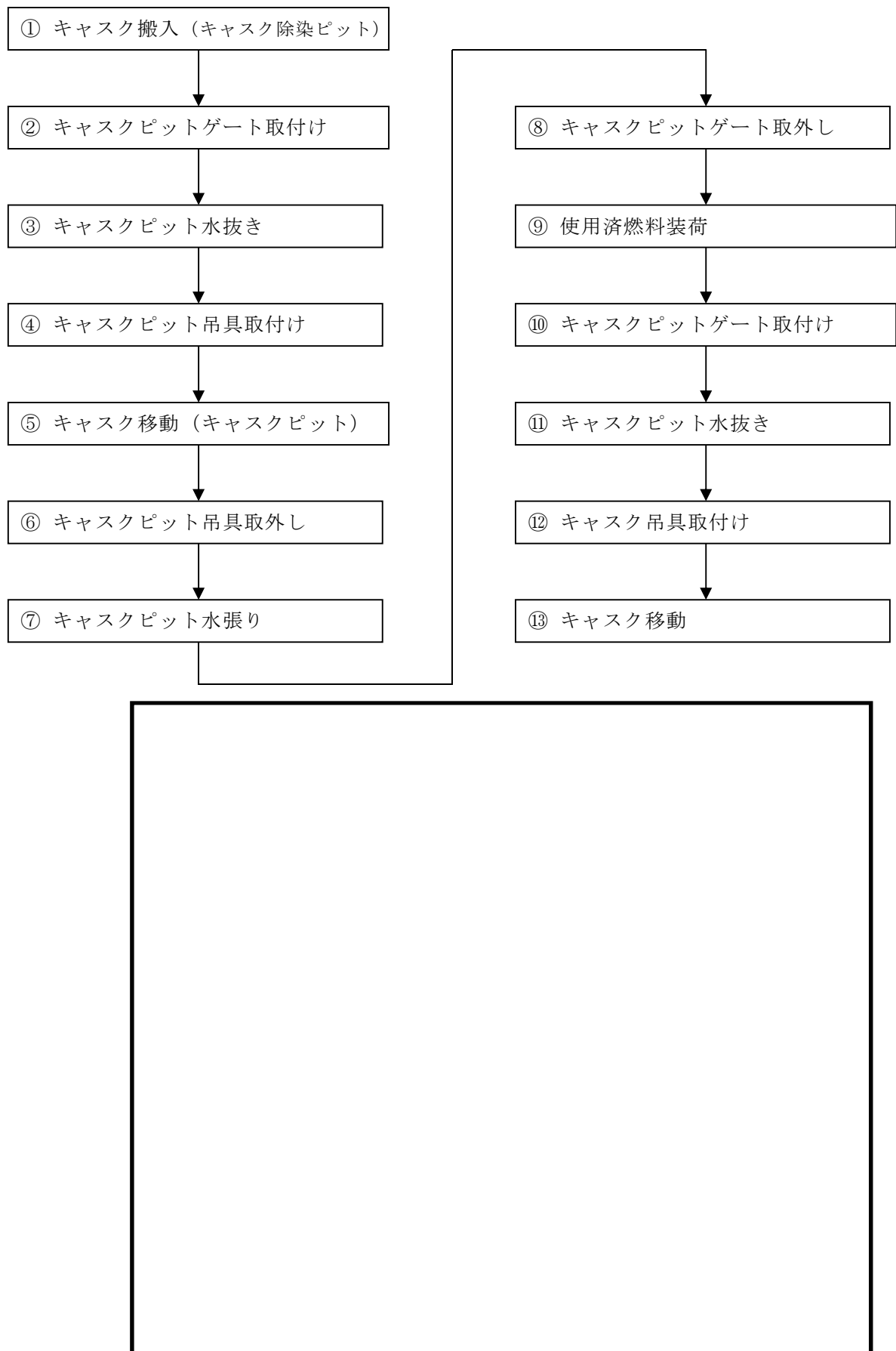
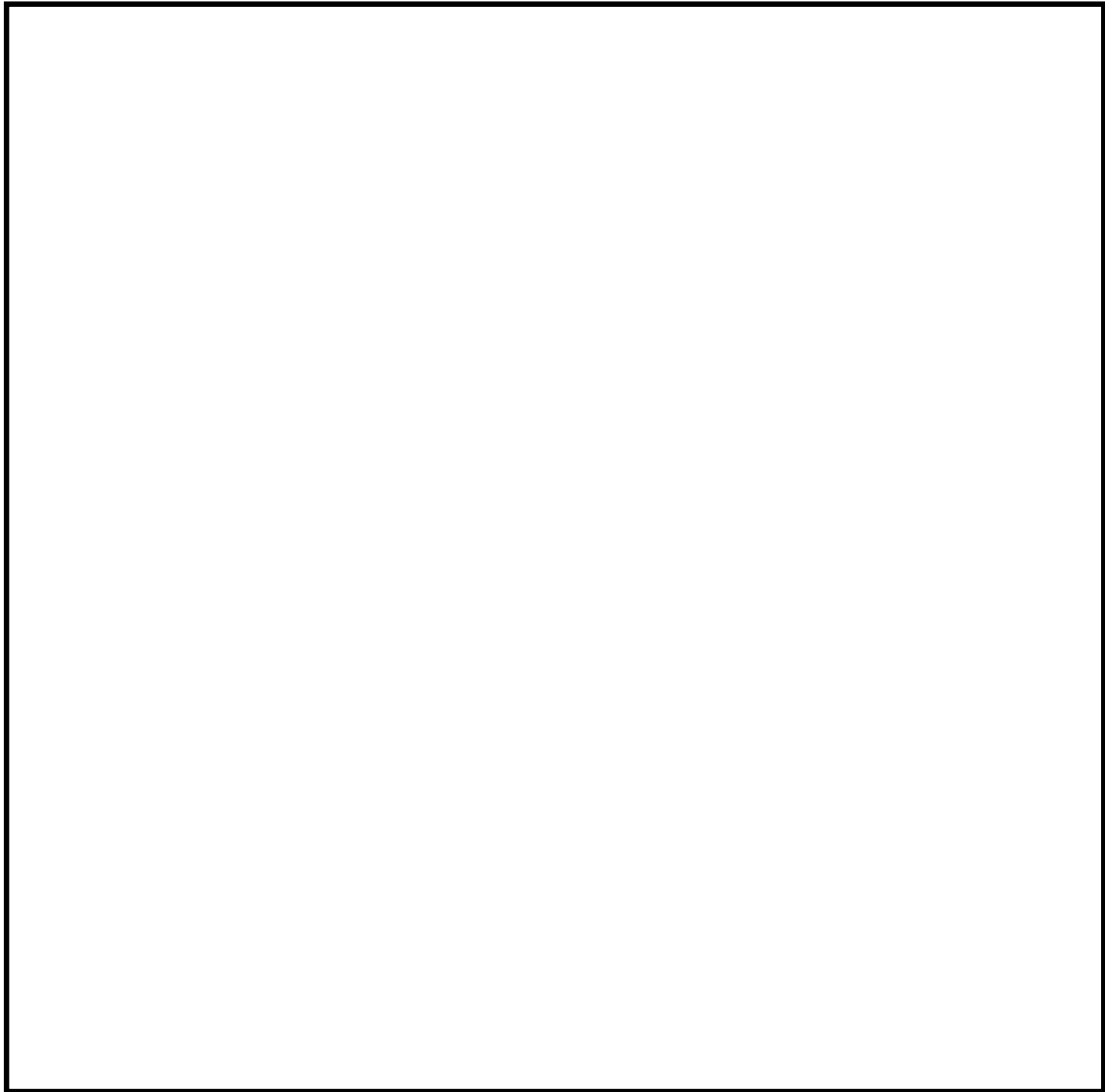


図1 キャスク取り扱い作業フロー





キャスクの種類

番号	名称	外形 (mm)
1	キャスク (NFT-32B 型)	
2	ドライキャスク (A 社製)	
3	ドライキャスク (B 社製)	
4	ドライキャスク (C 社製)	

図 2 キャスクとキャスクピットゲートの位置関係



キャスク吊具によるキャスクの吊り方について

キャスクは、原子炉建屋クレーン（主巻）にキャスク吊具を取付けて移送する。キャスクを移送する場合、キャスクはキャスク吊具によりトラニオン 4 か所ので支持されている。また、キャスク吊具と原子炉建屋クレーンはキャスク吊具の支持ピン（2 本）とクレーンフックで支持されている。

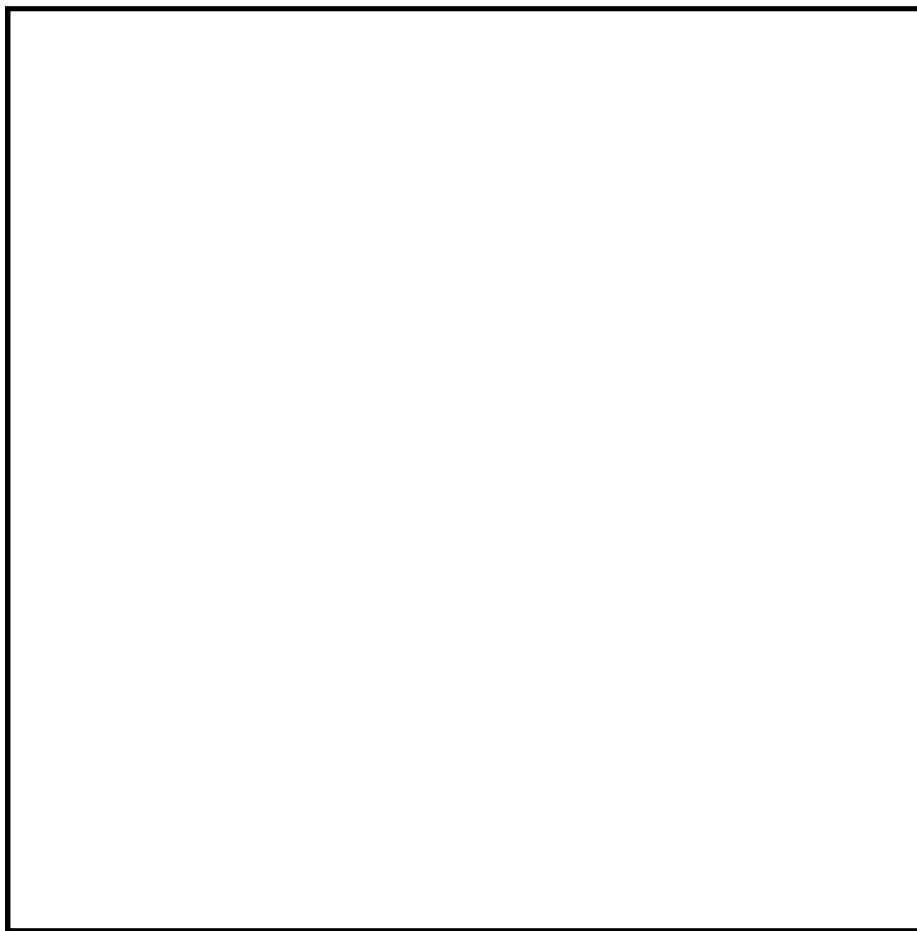


図 1 キャスク吊具の構造図



## 東海第二発電所

使用済燃料プール監視設備について



## <目 次>

### 1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

#### 1.1 概要

#### 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

#### 1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び 保存について

#### 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

#### 1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

（別紙 1）各計測装置の記録及び保存について

（別紙 2）使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

（別紙 3）警報設定値について



## 1. 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）

### 1.1 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第十六条第 3 項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）において、「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」の設置が要求されている。

このため，使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する，設計基準対象施設である使用済燃料プール監視設備について，以下のとおり基準適合性を確認した。

### 1.2 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）について

設置許可基準規則第十六条第 3 項にて要求されている「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備」については，使用済燃料プール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタを設置しており，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）を設置する設計としている。また，使用済燃料プールの水位低下，上昇及び温度上昇並びに使用済燃料プール付近の放射線量の異常を検知し，中央制御室に警報を発信する機能を有している。（第 1.2-1 表参照）

さらに，外部電源が利用できない場合においても，「発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）」として，使用済燃料プールの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を監視する，使用済燃料プ



ール水位，使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プール温度，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタについて，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備からの電源供給により監視継続が可能であるとともに，測定結果を表示，記録し，これを保存することとしている。



第1.2-1 表 使用済燃料プールの監視設備（設計基準対象施設）一覧（1／2）

名称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要度分類
使用済燃料プールの水位	ディスプレイサ／フロート式	水位が通常水位 N.W.L. (EL. 46, 195mm) 近傍であること。	－	水位低：EL. 46, 053 mm (通常水位-142 mm) 水位高：EL. 46, 231 mm (通常水位+36mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	2	C
使用済燃料プールのライナードレン漏えい検知	フロート式	使用済燃料プールのライナール部からの漏えいを検知すること。	－	EL. 29, 415 mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150 mm) +265 mm)	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	B
燃料プールの冷却浄化系ポンプ入口温度	熱電対式	燃料プールの温度は、燃料プールの冷却浄化系により 52℃以下に維持されており、使用済燃料プールの水が通常温度より高くなったことを検出するため、プールの最高許容温度 65℃を包含して測定できる範囲としている。また、燃料プールの冷却浄化系ポンプ入口温度は、使用済燃料プールの温度が監視できる十分な測定範囲とされている。	0～300℃	－	原子炉建屋 原子炉棟 4 階	1	C
使用済燃料プールの温度	熱電対式		0～100℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C
使用済燃料プールの水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式	使用済燃料プールの上端近傍から燃料ラック下端まで計測できること。	EL. 35, 077～ 46, 577 mm	水位低：EL. 46, 000mm (通常水位-195mm)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) ※
	測温抵抗体式	使用済燃料プールの温度の異常な上昇の監視及び冷却状態が把握できること。	0～120℃	温度高：50℃	原子炉建屋 原子炉棟 6 階	1	C (Ss) ※

※基準地震動 S s による地震力に対して、機能を維持する設計とする。



第1.2-1 表 使用済燃料プールの監視設備（設計基準対象施設）一覧（2／2）

名 称	検出器種類	測定範囲の考え方	測定範囲	警報設定値	設置場所	個数	耐震重要 度分類
燃料取替フロア 燃料プールエリア 放射線モニタ	半導体式	燃料取扱場所の遮蔽基準B の上限値（0.01mSv/h）を包 含して測定できる範囲とす る。	$10^{-3} \sim 10^{-1}$ mSv/h	高 バックグラウンド の10倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6階	1	C
原子炉建屋換気 系燃料取替床排 気ダクト放射線 モニタ	半導体式	使用済燃料プール区域排気 ダクトの放射線レベルを連 続的に監視し、原子炉建屋 ガス処理系を起動する設定 値以上が計測できる範囲と している。	$10^{-3} \sim 10^{-1}$ mSv/h	高 バックグラウンド の10倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 6階	4	S
原子炉建屋換気 系排気ダクト放 射線モニタ	半導体式	原子炉建屋原子炉棟内から 放出される換気空調系排気 を連続的に監視し、原子炉 建屋ガス処理系を起動する 設定値以上が計測できる範 囲としている。	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	高 バックグラウンド の10倍以下	原子炉建屋 原子炉棟 3階	4	S



## (1) 使用済燃料プール水位

○計測目的：使用済燃料プールの通常補給レベルの監視及び基準水位

(EL. 46, 195 mm以下「N. W. L」) からの水位の異常な低下並びに上昇の監視を目的としている。

○構成概略：水位検出器（ディスプレイサ、フロート式）で検出された使用済燃料プールの水位は、所定の警報設定値に達した場合、水位低及び水位高の検出信号を中央制御室に発信し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-1 図参照）

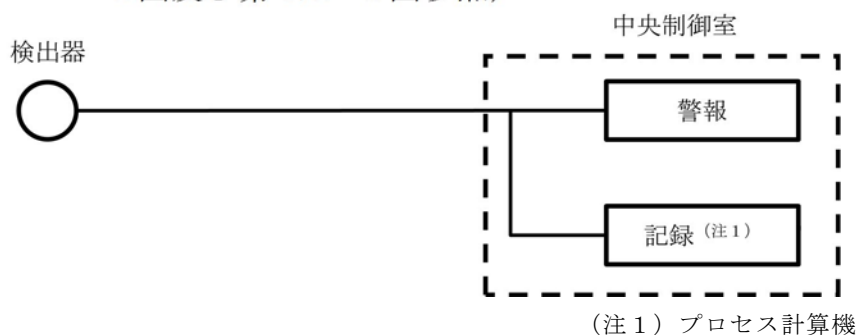
○警報設定：

水位高：EL. 46, 231mm（通常水位 +36mm）

使用済燃料プール水位の異常な上昇によって運転操作床面へプール水が溢れるのを事前に検知するために設定値を設けている。（第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図参照）

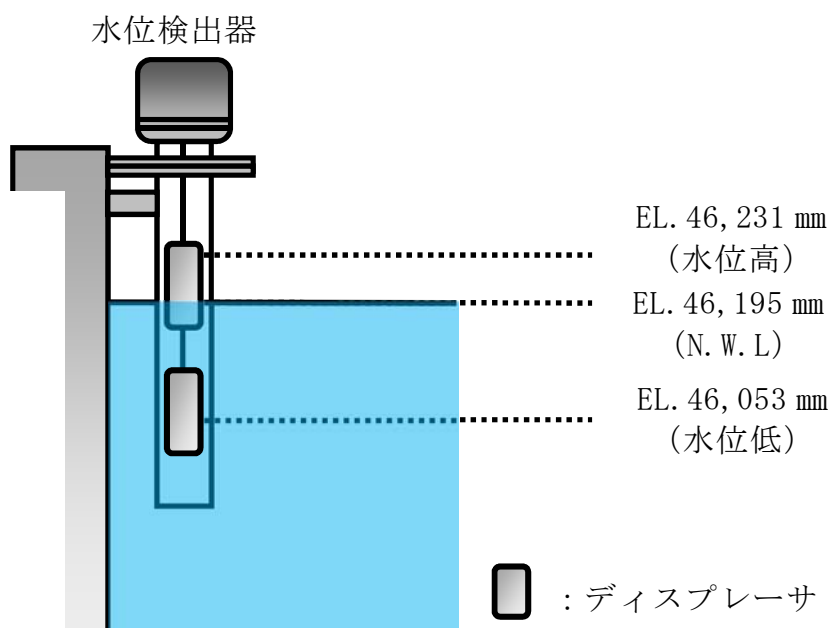
水位低：EL. 46, 053mm（通常水位 -142mm）

使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を早期に検知するため、設定値を設けている。（第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図参照）

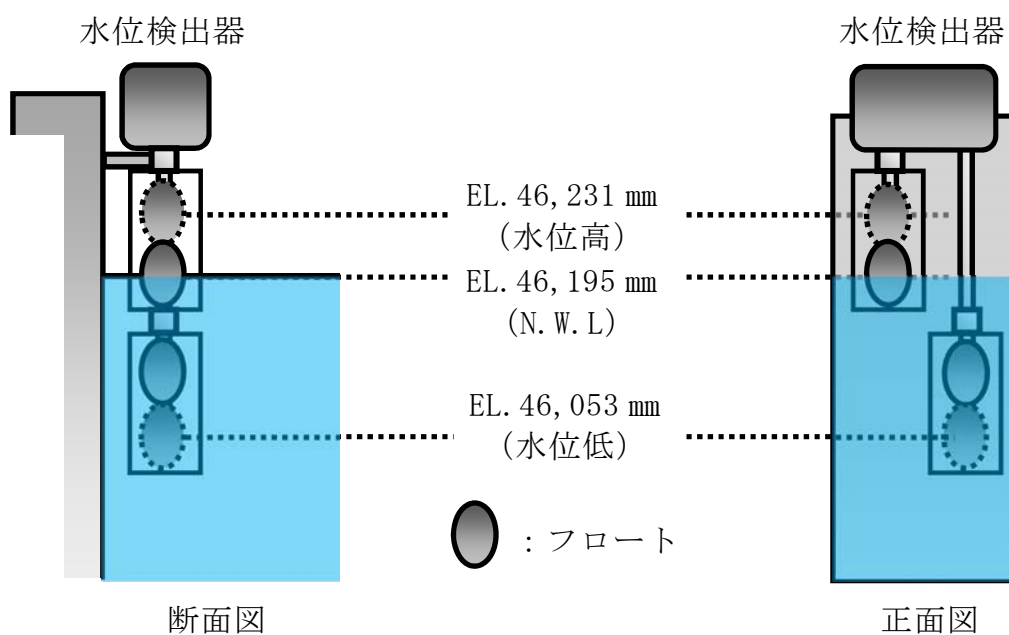


第 1.2-1 図 使用済燃料プール水位（ディスプレイサ、フロート式）の概略構成図





第 1.2-2 図 使用済燃料プール水位の警報設定値（ディスプレーサ式）



第 1.2-3 図 使用済燃料プール水位の警報設定値（フロート式）

(設備仕様)

個 数 : 各 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 水位高 EL. 46,231mm (通常水位 +36mm)

水位低 EL. 46,053mm (通常水位 -142mm)

警 報 : 「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

別添 2-6



## (2) 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知

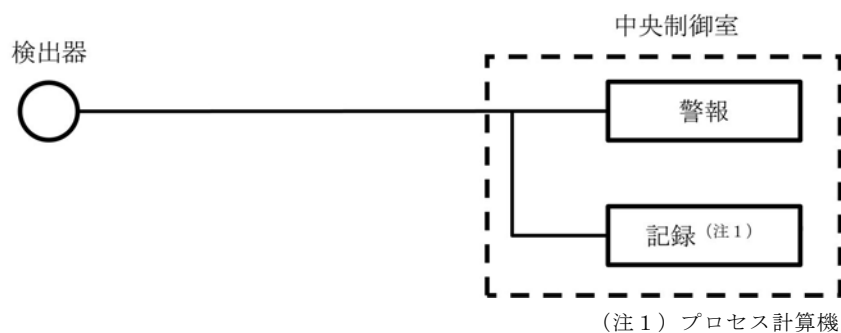
○計測目的：使用済燃料プールライナーからの漏えいの早期発見を目的としている。

使用済燃料プールライナーから漏えいがある場合、漏えいしたプール水は使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まる。この漏えいしたプール水を検出することで使用済燃料プールライナーからの漏えいを検知する。

○構成概略：使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を水位検出器（フロート式）で検出し、使用済燃料プールライナーからの漏えい量が、所定の警報設定値に達した場合、漏えい水検出信号を発し、中央制御室に警報が発せられるとともに、プロセス計算機に出力し記録する。（第 1.2-4 図参照）

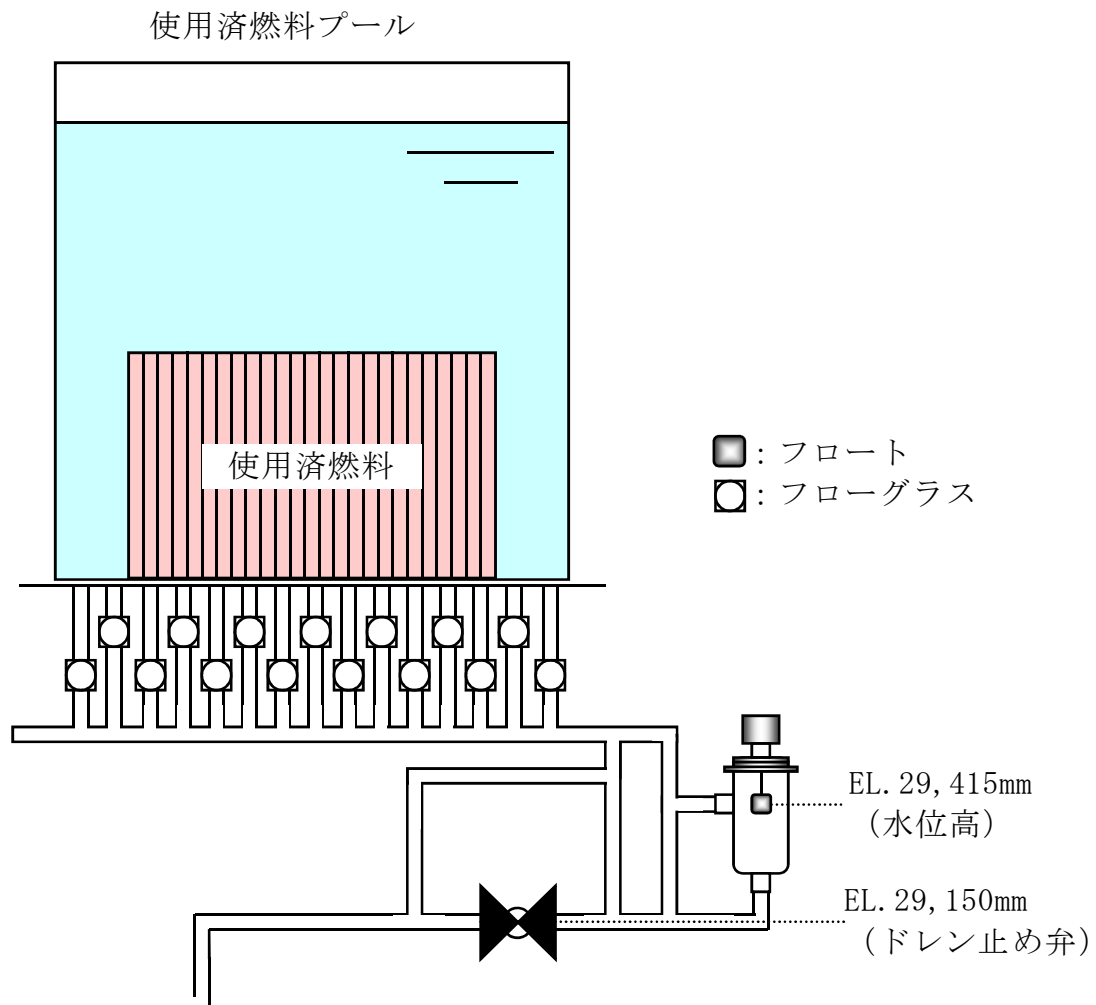
○警報設定：EL. 29, 415mm（ドレン止め弁（EL. 29, 150mm）+265mm）

使用済燃料プールライナードレン漏えい検知系配管内に溜まった漏えい水を早期に検出する。（第 1.2-5 図参照）



第 1.2-4 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の概略構成図





第 1.2-5 図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

(設備仕様)

個 数 : 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟4階

警報設定値 : EL. 29, 415mm (ドレン止め弁 (EL. 29, 150mm) + 265mm)

警 報 : 「FUEL POOL LINER LEAKAGE」



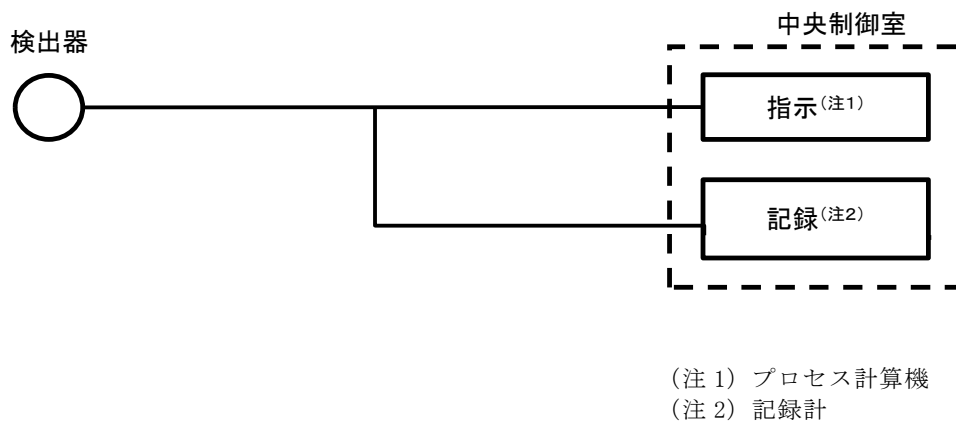
(3) 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状況の監視を目的としている。

○構成概略：燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度は，熱電対にて温度を電気信号へ変換した後，中央制御室に指示及び記録される。

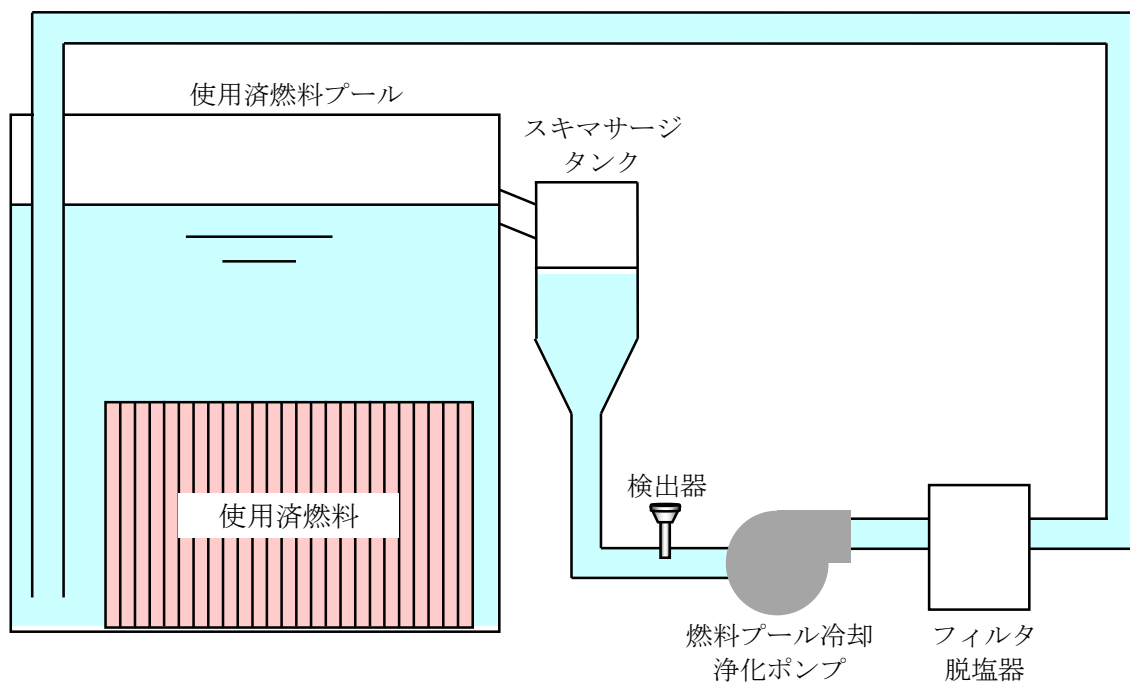
（第 1.2－6 図参照）

○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう， $0^{\circ}\text{C}\sim 300^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。（第 1.2－7 図参照）



第 1.2－6 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の概略構成図





第 1.2-7 図 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 :  $0^{\circ}\text{C} \sim 300^{\circ}\text{C}$

個数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 4 階



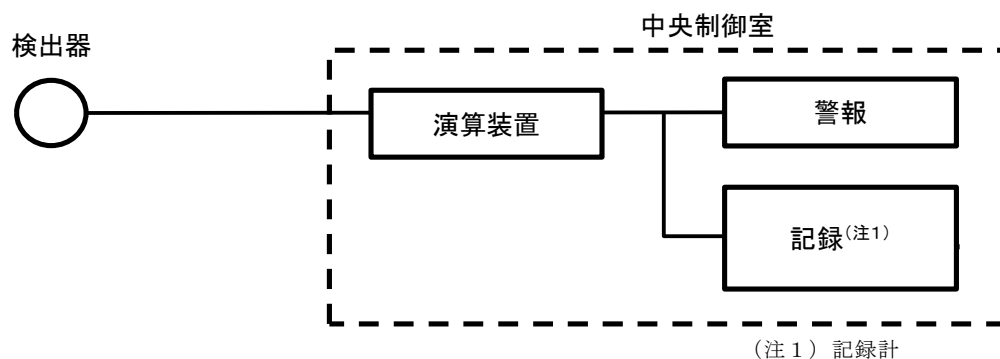
#### (4) 使用済燃料プール温度

○計測目的：使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却水状態の把握を目的とする。

○構成概略：熱電対により検出された水温は，中央制御室の演算装置において温度信号に変換され，中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，温度高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－8 図参照）

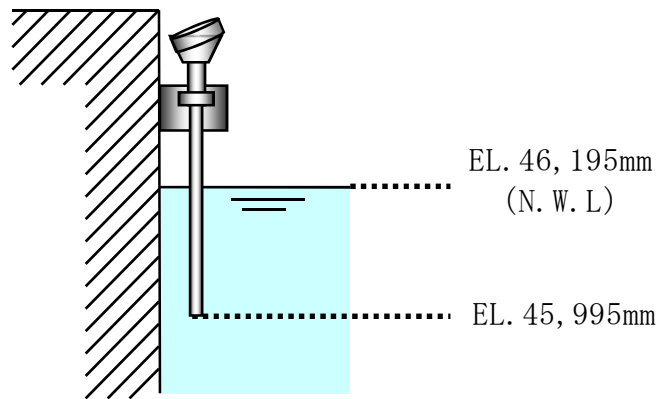
○計測範囲：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう， $0^{\circ}\text{C}\sim 100^{\circ}\text{C}$ の温度計測を可能としている。（第 1.2－9 参照）

○警報設定：使用済燃料プール温度は，燃料プール冷却浄化系により，通常  $52^{\circ}\text{C}$ 以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し， $65^{\circ}\text{C}$ 以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は  $52^{\circ}\text{C}$ を超えるおそれがあることを検知するために  $50^{\circ}\text{C}$ としている。



第 1.2－8 図 使用済燃料プール温度の概略構成図





第 1.2-9 図 使用済燃料プール温度の設置図

(設備仕様)

測定範囲 :  $0^{\circ}\text{C} \sim 100^{\circ}\text{C}$

個 数 : 1

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 :  $50^{\circ}\text{C}$

警 報 : 「FUEL POOL TEMP HIGH」



(5) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)

○計測目的 (水位) : 使用済燃料プール水位の異常な低下の監視を目的とし新たに設置する。

○計測目的 (温度) : 使用済燃料プール温度の異常な上昇の監視及び冷却状態の把握を目的とし新たに設置する。

○構成概略 (水位) : パルス信号を発信し、プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し、水位信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。(第 1.2-10 図参照)

○構成概略 (温度) : 測温抵抗体により検出された温度は、演算装置において温度信号に変換され、中央制御室に指示及び記録されるとともに、所定の警報設定値に達した場合に警報が発せられる。(第 1.2-10 図参照)

○計測範囲 (水位) : 使用済燃料プール上端近傍から燃料ラック下端まで計測を可能とする。(第 1.2-11 図参照)

なお、基準地震動  $S_s$  によるスロッシングを考慮した溢水時 (通常水位から約  $-0.70\text{m}$  低下) においても水位計測を可能とする。



○計測範囲（温度）：冷却水の異常な温度上昇を監視できるよう，  
0℃～120℃の温度計測を可能とする。

（第 1.2－11 図参照）

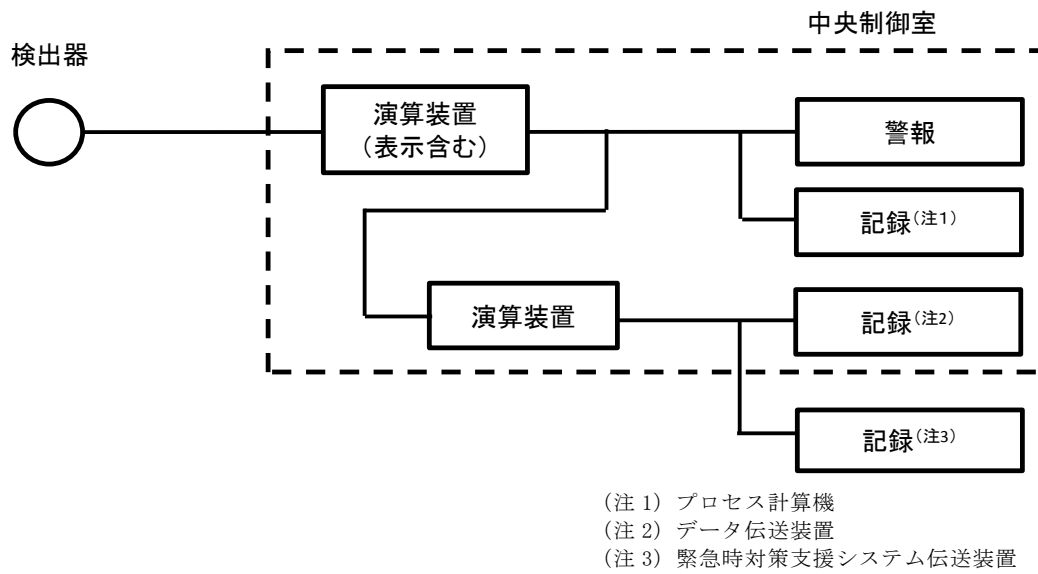
○警報設定（水位）：水位低 EL. 46,000mm（通常水位 －195mm）

使用済燃料プール水位（SA 広域）の設定値は，燃料プール冷却浄化系ポンプが停止後，更に異常な水位低下が発生した場合に，これを早期に検知するため燃料プール冷却浄化系ポンプが停止した場合の水位より下に設定値を設ける。

○警報設定（温度）：温度高 50℃

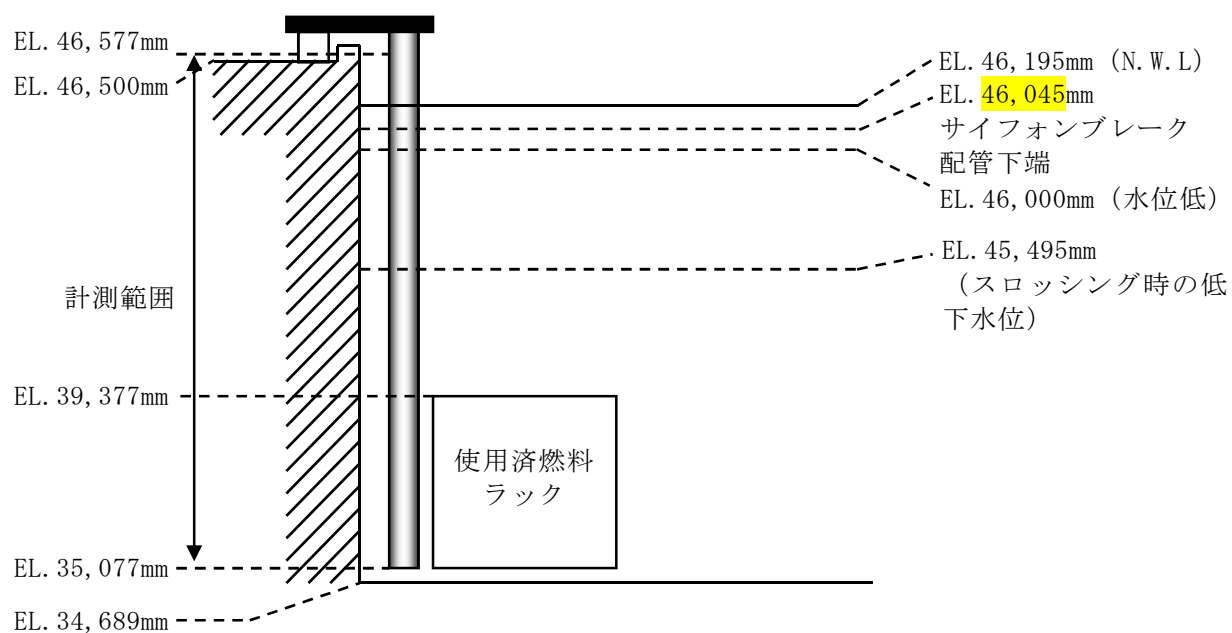
使用済燃料プール水温度（SA 広域）は，燃料プール冷却浄化系により，通常 52℃以下で維持されており，これを超える場合には，残留熱除去系を併用し，65℃以下に維持することとしている。これらを考慮し，設定値は 52℃を超えるおそれがあることを検知するために 50℃とする。



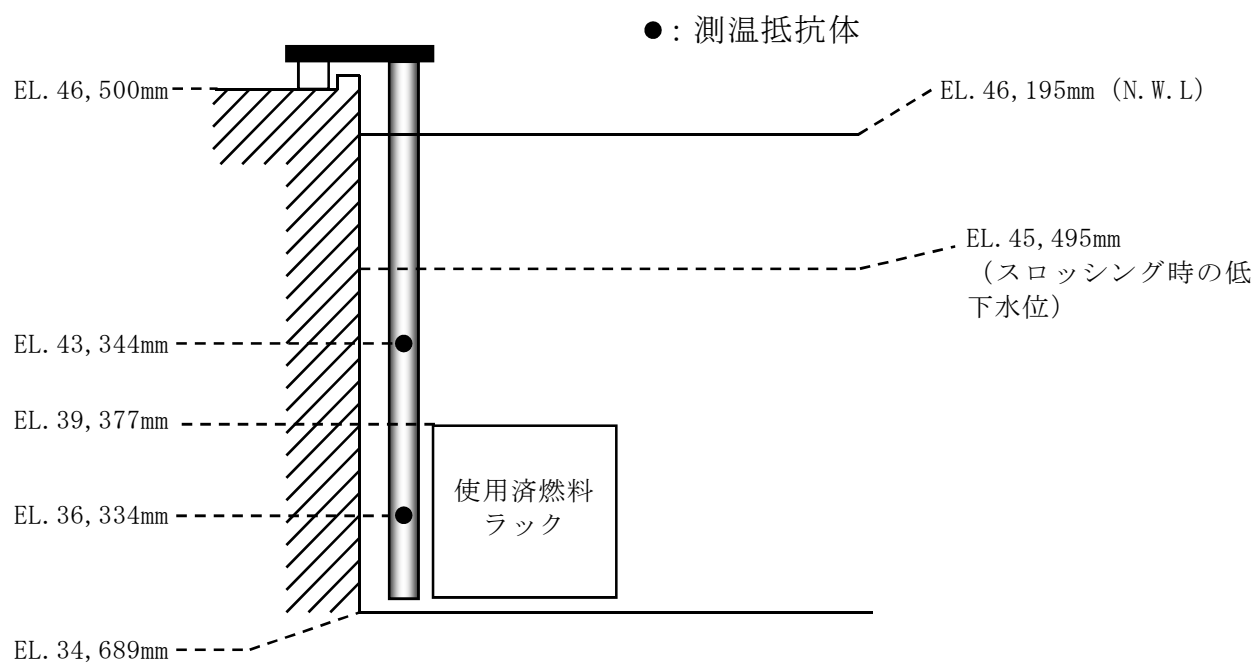


第 1.2-10 図 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図





使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）のうち、水位検出図



使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）のうち、温度検出図

図1.2-11 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の設置図



(設備仕様)

計測範囲：【水位】EL. 35,077mm～EL. 46,577mm

【温度】0℃～120℃

個数：1

設置場所：原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値：水位低 EL. 46,000mm (通常水位 -195 mm)

温度高 50℃

個別警報：水位低「FUEL POOL LEVEL HI/LO」

温度高「FUEL POOL TEMP HIGH」



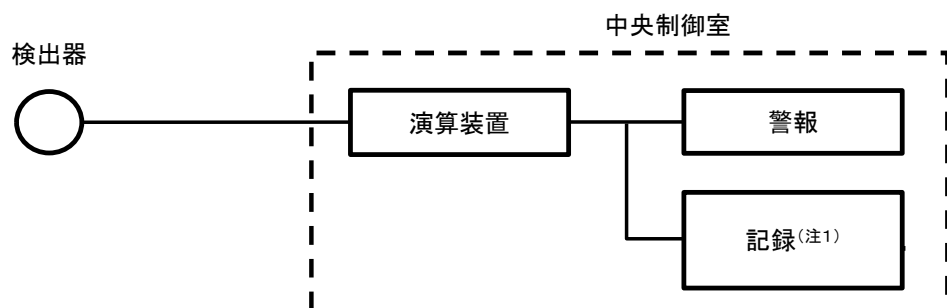
(6) 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ

○計測目的：作業従事者に対する放射線防護の観点から，使用済燃料プールエリアにおける線量当量率を監視する。

○構成概略：使用済燃料プールエリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。（第 1.2－12 図参照）

○計測範囲：燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタは，燃料取扱場所の遮蔽基準 B の上限値（ $0.01\text{mSv/h}$ ）を包含して測定できる範囲とし， $10^{-3}\sim 10^1\text{mSv/h}$  の線量当量率を計測可能としている。

○警報設定：通常時の異常な放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。



（注 1）記録計

第 1.2－12 図 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図



(設備仕様)

計 測 範 囲 :  $10^{-3} \sim 10^1 \text{mSv/h}$

個 数 : 1

設 置 場 所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警 報 : 「REFUELING FLOOR AREA RADIATION HIGH」



(7) 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ

○計測目的：使用済燃料プールエリアでの燃料取扱事故を検出し，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線量を監視する。

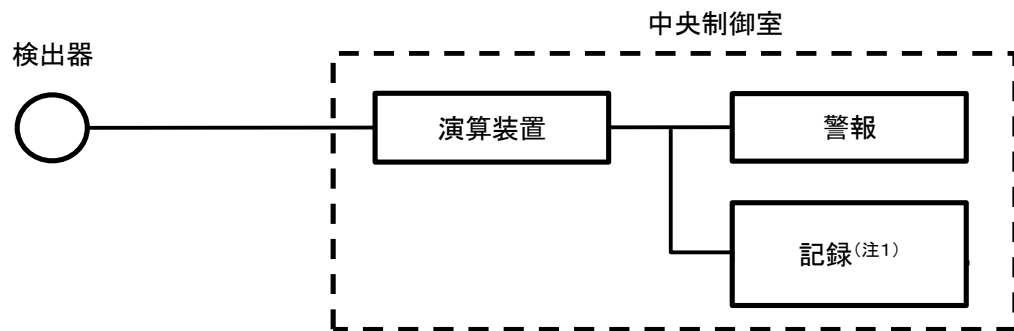
○構成概略：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。

（第 1.2－13 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクトの放射線レベルを連続的に監視し，異常な放射線上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。





(注1) 記録計

第 1.2-13 図 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 :  $10^{-3} \sim 10^1 \text{ mSv/h}$

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟6階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの10倍以下

警報 : 「R/B REFUELING EXHAUST RADIATION HIGH」



(8) 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ

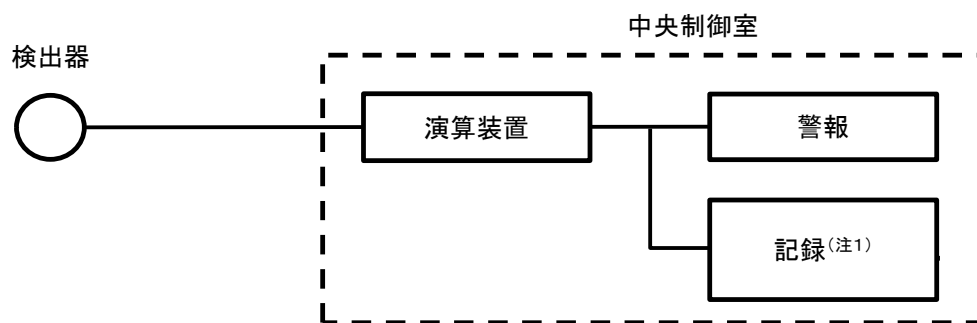
○計測目的：原子炉建屋原子炉棟内の異常な放射能上昇を検出し，原子炉建屋通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系に切り替えるため，原子炉建屋換気系排気ダクトの放射線量を監視する。

○構成概略：原子炉建屋換気空調系の線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率は中央制御室に指示及び記録されるとともに，所定の警報設定値に達した場合，放射線レベル高の検出信号が発信され，中央制御室に警報が発せられる。また，放射線レベル高信号で原子炉建屋ガス処理系を起動する。（第 1.2－14 図参照）

○計測範囲：原子炉建屋原子炉棟内から放出される換気空調系排気を連続的に監視し，異常な放射能上昇を検知した場合に，原子炉建屋原子炉棟の通常換気空調系を停止するとともに，原子炉建屋ガス処理系を起動する設定値以上が計測可能としている。

○警報設定：事故等による放射線レベルの上昇を検知するため，警報設定値は，バックグラウンドの 10 倍以下としている。





(注1) 記録計

第 1.2-14 図 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 :  $10^{-4} \sim 1\text{mSv/h}$

個数 : 4

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3 階

警報設定値 : 高 バックグラウンドの 10 倍以下

警報 : 「R/B EXHAUST PLENUM RADIATION HIGH」



### 1.3 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の計測結果の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度，水位及び燃料取扱場所の放射線量について，「表示，記録，保存」が追加要求されており，「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。（第 1.3－1 表参照）

第 1.3－1 表 使用済燃料プール監視設備の記録保管期間

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ	記録紙	5 年
十四 使用済燃料その他の高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラーム タイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年



#### 1.4 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の電源構成について

外部電源が利用できない場合においても使用済燃料プールの水位，温度及び燃料取扱場所の放射線量を監視することが要求されていることから使用済燃料プール監視設備は，非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備より受電し，外部電源が喪失した場合においても計測できるようにしている。（第十六条 第3項）（第1.4-1図，第1.4-2図参照）





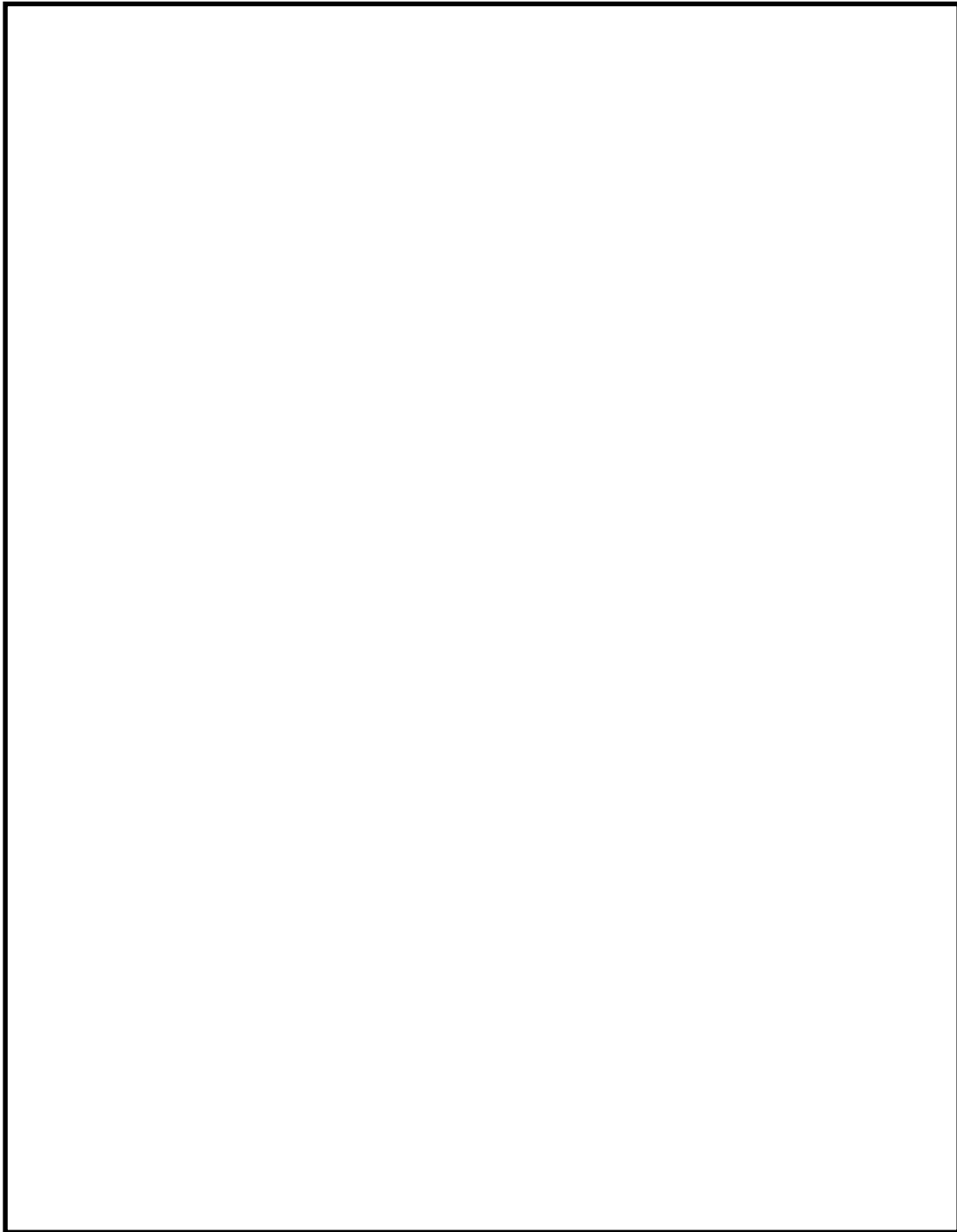






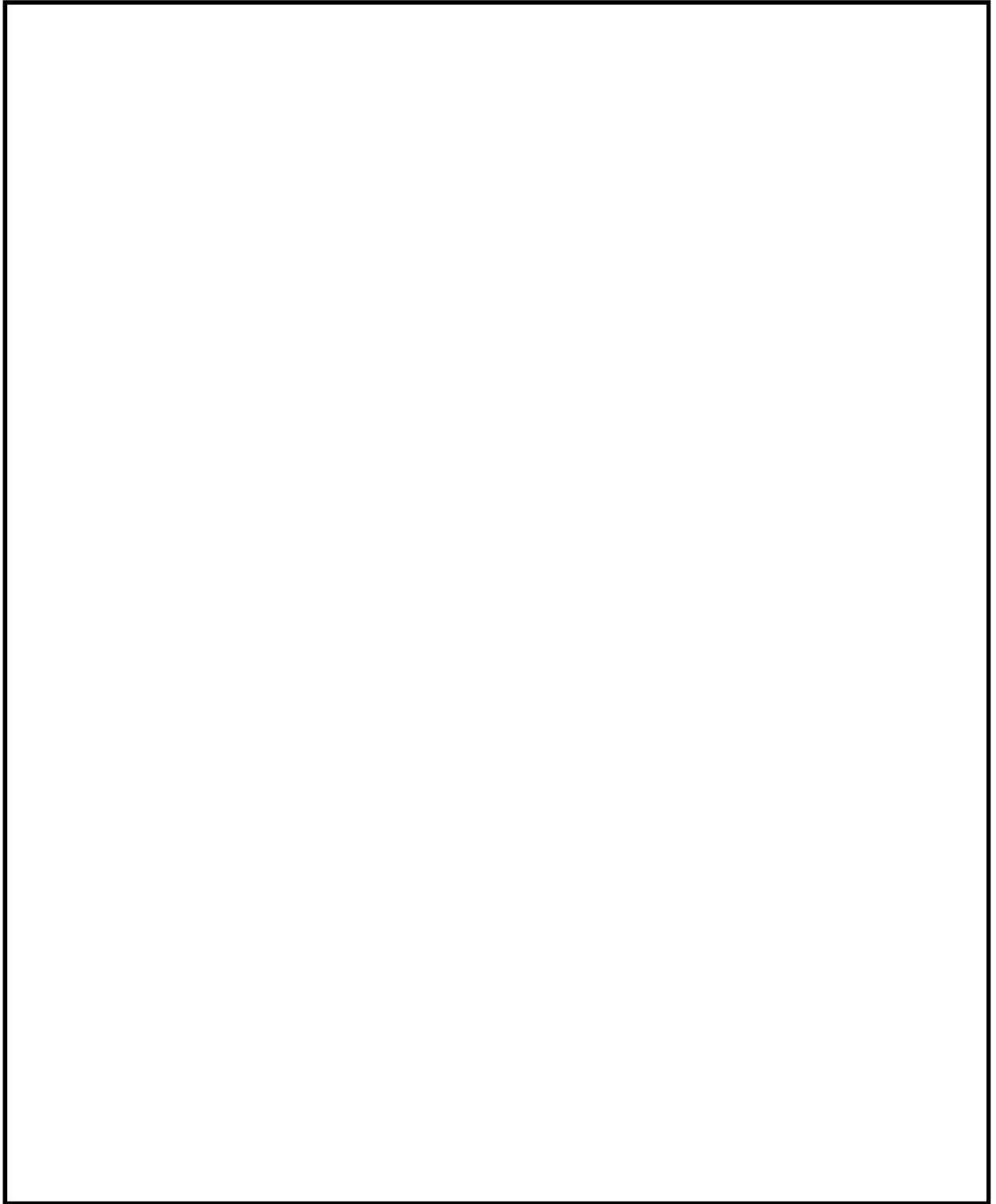
1.5 使用済燃料プール監視設備（設計基準対象施設）の設置場所について

使用済燃料プール監視設備の設置場所を第1.5-1図～第1.5-3図に示す。



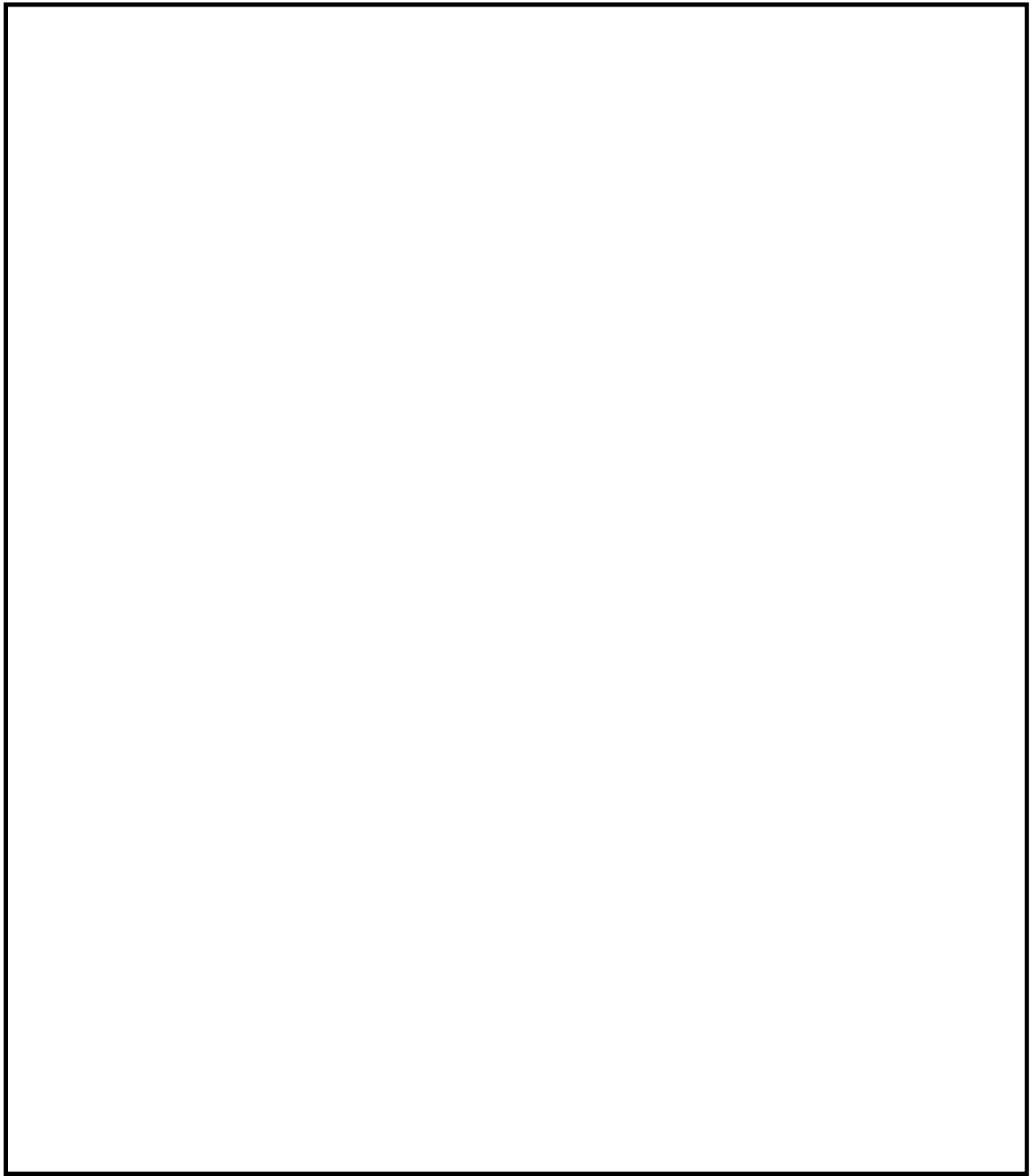
第1.5-1図 使用済燃料プール監視設備の設置場所  
(原子炉建屋原子炉棟6階)





第 1.5－2 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所  
(原子炉建屋原子炉棟 4 階)





第 1.5－3 図 使用済燃料プール監視設備の設置場所  
(原子炉建屋原子炉棟 3 階)



## 各計測装置の記録及び保存について

「実用発電用原子炉及びその付属施設の技術基準に関する規則」第三十四条において使用済燃料プールの温度、水位及び線量当量率について、「表示、記録、保存」が追加要求されており、「東海第二発電所原子炉施設保安規定第 11 章記録及び報告 第 120 条」に定める保安に関する記録及び社内規程に基づき保存期間等を定めて保管することとしている。

要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
一 炉心における中性子束密度	起動領域モニタ	記録紙	10 年
	平均出力領域モニタ	記録紙	10 年
三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度	制御棒位置	制御棒位置記録	5 年
四 一次冷却材に関する次の事項			
イ 放射性物質及び不純物の濃度	原子炉水導電率	運転日誌	5 年
ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	主蒸気圧力	運転記録	10 年
	主蒸気流量	運転記録	10 年
	主蒸気温度	運転記録	10 年
	給水圧力	運転記録	10 年
	給水流量	運転記録	10 年
	給水温度	運転記録	10 年
五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位	原子炉水位（停止域）	—	—
	原子炉水位（燃料域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（広帯域）	記録紙	5 年
	原子炉水位（狭帯域）	記録紙	5 年
六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射線物質の濃度及び線量当量率	格納容器圧力	運転記録	10 年
	格納容器内温度	運転記録	10 年
	格納容器内水素ガス濃度	記録紙	5 年
	格納容器内酸素ガス濃度	記録紙	5 年
	原子炉格納容器モニタ	記録紙	5 年
	格納容器内核分裂生成物モニタ	記録紙	5 年



要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度	主蒸気管放射線モニタ	記録紙	5 年
	排ガスモニタ	記録紙	5 年
八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度	PWR に対する要求		
九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度	主排気筒放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
	非常用ガス処理系放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
	廃棄物処理建屋排気筒モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	液体プロセス放射線モニタ	放射性廃棄物管理月報	10 年
十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場合を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度	対象なし		



要求項目	計測装置	記録方法	保存期間
十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率	エリアモニタ	記録紙	5 年
十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度	モニタリングポスト	記録紙	5 年
十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位	使用済燃料プール水位	アラームタイパー	5 年
	使用済燃料プール温度	記録紙	5 年
十五 敷地内における風向及び風速	風向・風速	記録紙	10 年



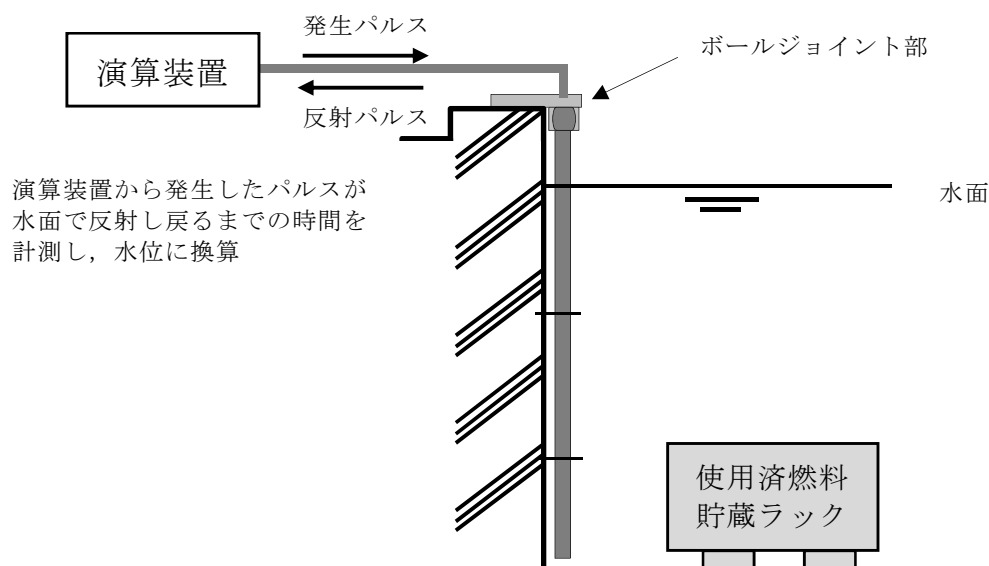
## 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

## 1. 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

## (1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、演算装置から高速電圧パルスを発生させ、検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。ガイドパルス式水位計による水位検出原理を第 1 図に示す。

検出器は伝達回路となる導体のステンレス芯棒が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理



(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 2 箇所温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。



## 警報設定値について

## 1. 使用済燃料プール水位の警報設定値について

## (1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プール水位の水位高及び水位低の警報設定範囲は下記の考えに基づき設定している。

(水位高) 使用済燃料プール水位の異常上昇により運転操作床面へプール水が溢れることを事前に検知するため、通常水位 (N. W. L 46, 195mm) ～運転操作床面 (EL. 46, 500mm) の間で設定する。

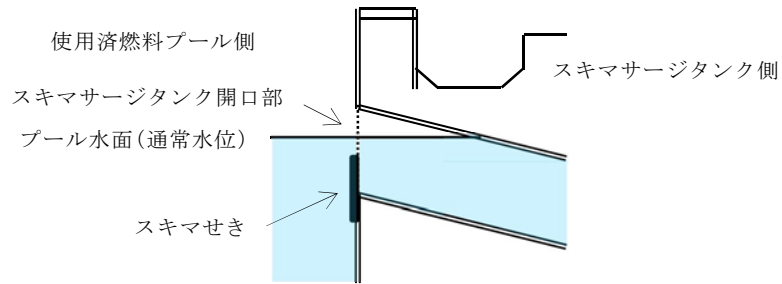
(水位低) 使用済燃料プールライナーからの漏えい等による異常な水位低下を直接検知する。(燃料プール冷却浄化系の運転を停止した場合には、使用済燃料プール水位がスキマサージタンクオーバーフローゲート位置付近 (EL. 46, 043mm) まで低下することがある。第 1 図に使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図を示す。)

上記警報設定範囲を考慮し、使用済燃料プール水位の警報設定値を第 1 表に示す。また、第 2 図に使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図を示す。なお、計器誤差を考慮し、警報設定値を設定している。

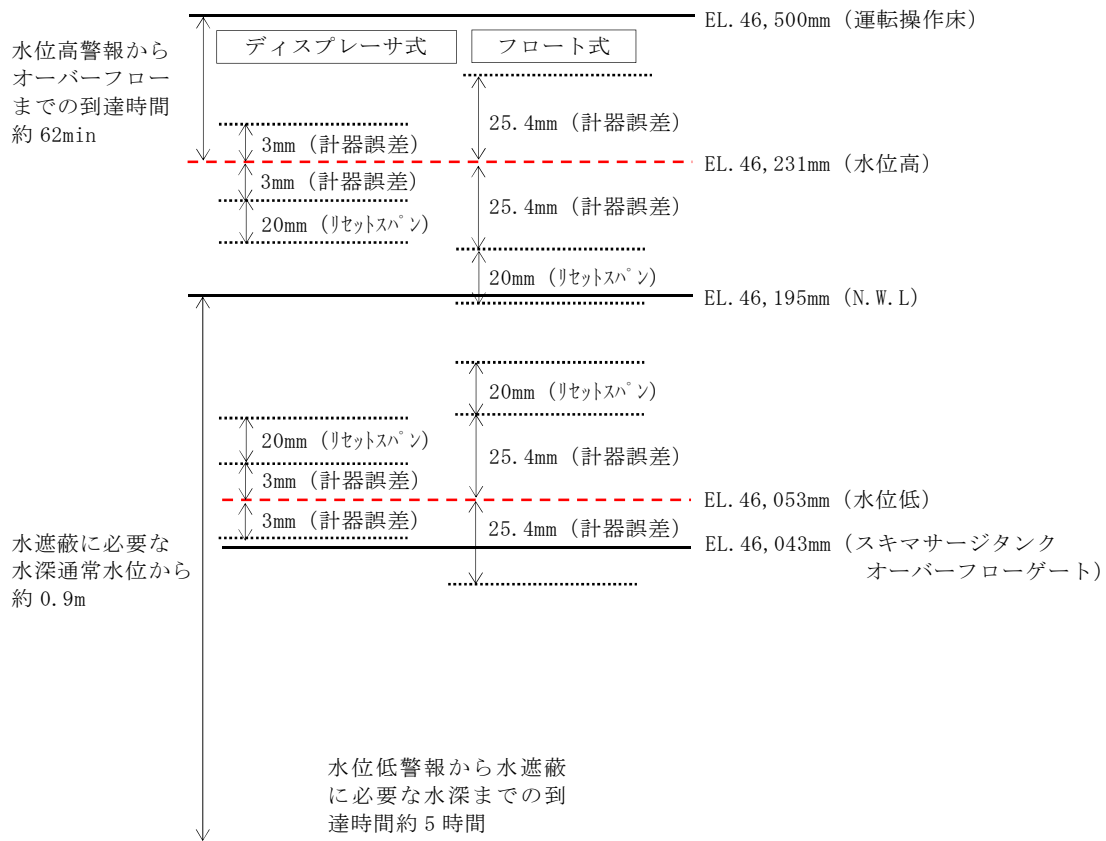
第 1 表 使用済燃料プール水位の警報設定値

警報	警報設定値
水位低	通常水位-142mm (EL. 46, 053mm)
水位高	通常水位+36mm (EL. 46, 231mm)





第1図 使用済燃料プールとスキマサージタンク間の概要図



第2図 使用済燃料プール水位の警報設定範囲概要図

## (2) 運転操作における警報設定値の評価

以下の諸条件（有効性評価で使用）を用いて評価した。

- ・ プール保有水量：1,189m<sup>3</sup>
- ・ プール断面積：116m<sup>2</sup>
- ・ 使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後、プール水温上昇速度：



7.0℃/h

- ・使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，プール水位低下速度：

0.131m/h

水位低警報設定値は通常水位－142mm（EL. 46, 053mm）であり，必要な水遮蔽（10mSv/h の場合）は通常水位から約－0.9m である。仮に使用済燃料プール水の蒸発（水位低下速度 0.131m/h）を想定した場合，水位低警報発生から必要となる水遮蔽（水位）が失われるまでの時間は約 5 時間となり，使用済燃料プールへの補給操作に余裕※<sup>1</sup>を持った設計としている。

水位高警報設定値は通常水位＋36mm（EL. 46, 231mm）であり，仮に復水移送系（約 30m<sup>3</sup>/h）により使用済燃料プールへ補給をし続けてしまった場合，水位高警報発生から運転操作床面へプール水がオーバーフローするまで約 62 分であり，警報発生から補給停止操作をする上で余裕\*を持った設計としている。

※ 1：運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）＋補給開始又は補給停止操作（約 16 分）を考慮しても余裕を持った設計としている。



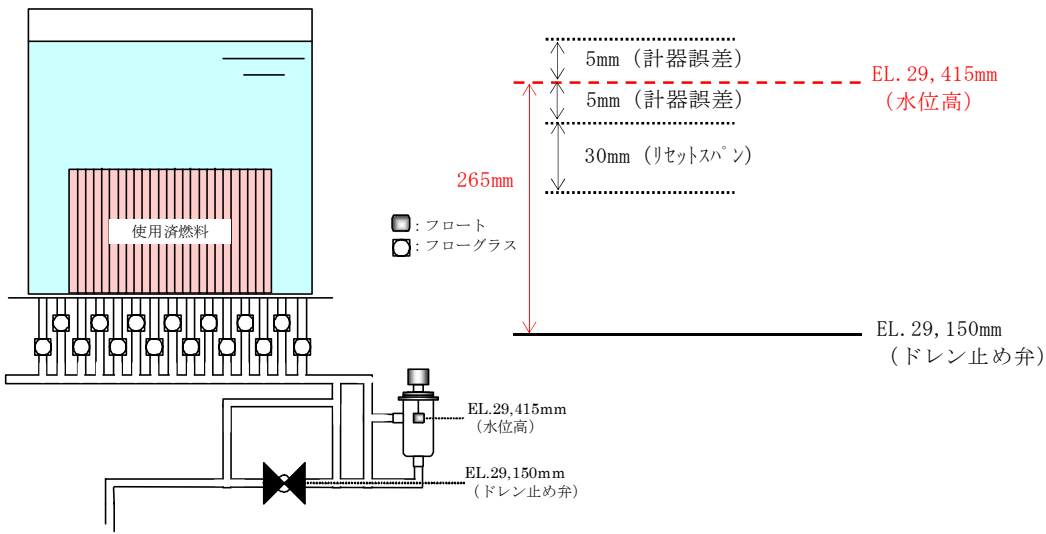
2. 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値について

(1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールライナーからの微小漏えいを監視するために、計器の設置スペースを考慮し警報を設定する。第2表に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値を、第3図に使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図を示す。

第2表 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定値

警報	警報設定値
水位高	ドレン止め弁+265mm (EL. 29, 415mm)



第3図 使用済燃料プールライナードレン漏えい検知の警報設定概要図



## (2) 運転操作における警報設定値の評価

使用済燃料プールライナー漏えい検知の水位高警報設定値は、ドレン止め弁＋265mm（EL. 29,415mm）であり、警報設定値までのドレン配管容積は、約  $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$  である。この容量は使用済燃料プール容積（1,189 $\text{m}^3$ ）に対して十分小さな値であり、燃料プールライナー漏えいの早期検知において余裕※<sup>2</sup>を持った設計としている。

※2：仮に  $4.92 \times 10^{-3} \text{m}^3$  の水がドレン配管に溜まった場合、使用済燃料プールの水位低下は約 0.04mm 程度であり、必要な水遮蔽（10mSv/h の場合）は通常水位から約 0.9m 下であることから、余裕を持った設計としている。

## 3. 使用済燃料プール温度の警報設定値について

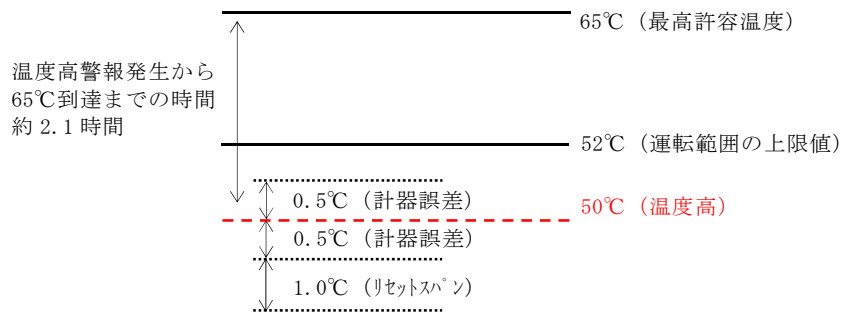
### (1) 警報設定範囲及び警報設定値

使用済燃料プールの水温異常上昇を注意喚起するため、通常時の燃料プール水温の上限値 52℃を超えない 50℃に設定する。第3表に使用済燃料プール温度の警報設定値を、第4図に使用済燃料プール温度の警報設定概要図を示す。

第3表 使用済燃料プール温度の警報設定値

警報	警報設定値
温度高	50℃





第 4 図 使用済燃料プール温度の警報設定概要図

## (2) 運転操作における警報設定値の評価

有効性評価における使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後の温度上昇は約 7.0°C/h であり，温度高警報設定値 50°C から最高許容温度 65°C に達するまでの時間は約 2.1 時間であり，余裕<sup>※3</sup>を持った設計としている。

※ 3：運転員の手動操作の時間的余裕（10 分）+ 残留熱除去系による燃料プール冷却運転切替（約 126 分）に対して，使用済燃料プールの冷却系の機能喪失時の初期水温：約 40°C から警報設定値 50°C に達するまでに約 1.4 時間以上あり，さらに警報発生から最高許容温度 65°C に達するまでに約 2.1 時間あることを考慮すると，その間に残留熱除去系による燃料プール冷却運転へ切替することは可能であり，余裕を持った設計としている。



## 東海第二発電所

### 運用，手順説明資料

#### 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設



16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

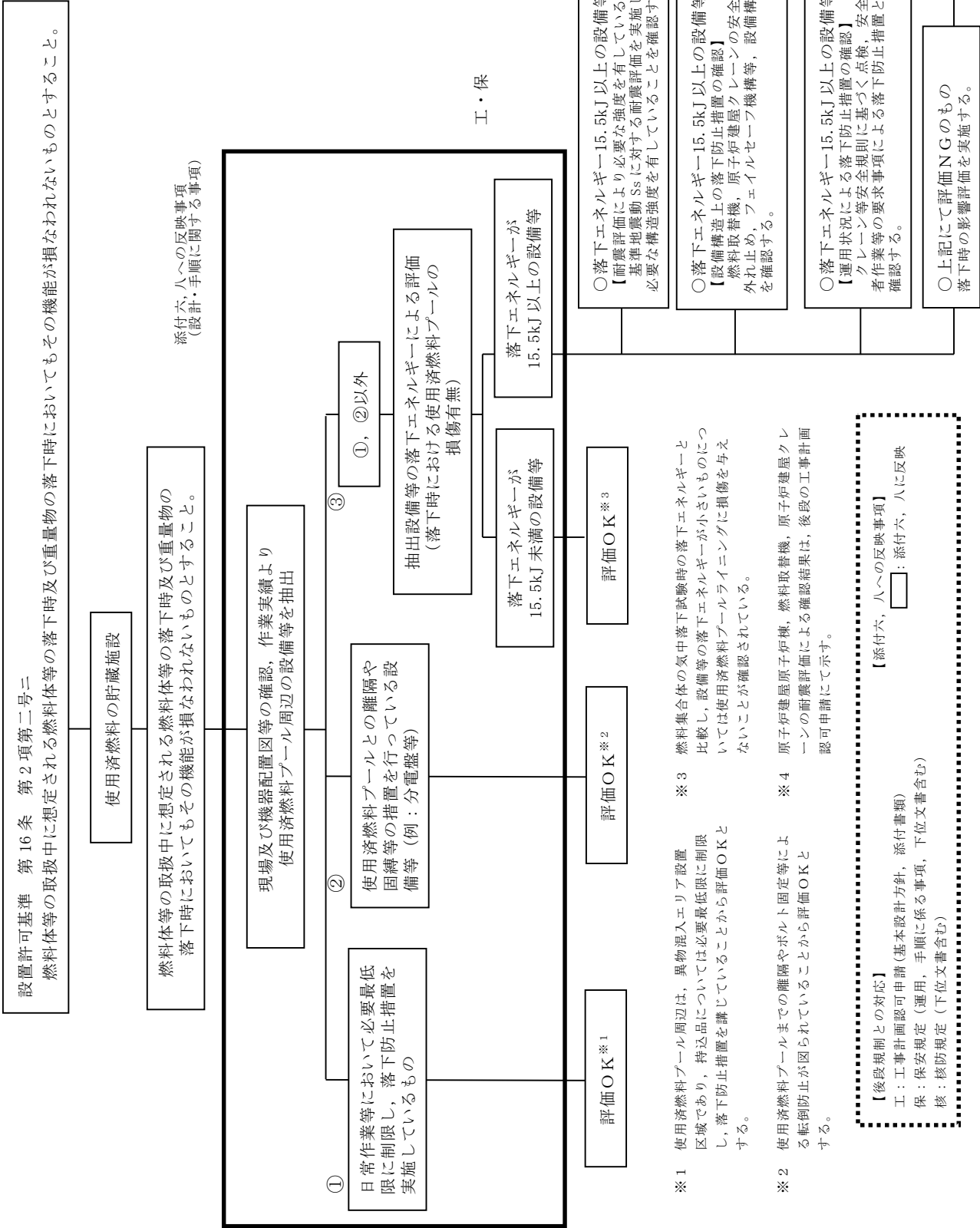




表 1 運用，手順に係る対策等（設計基準）

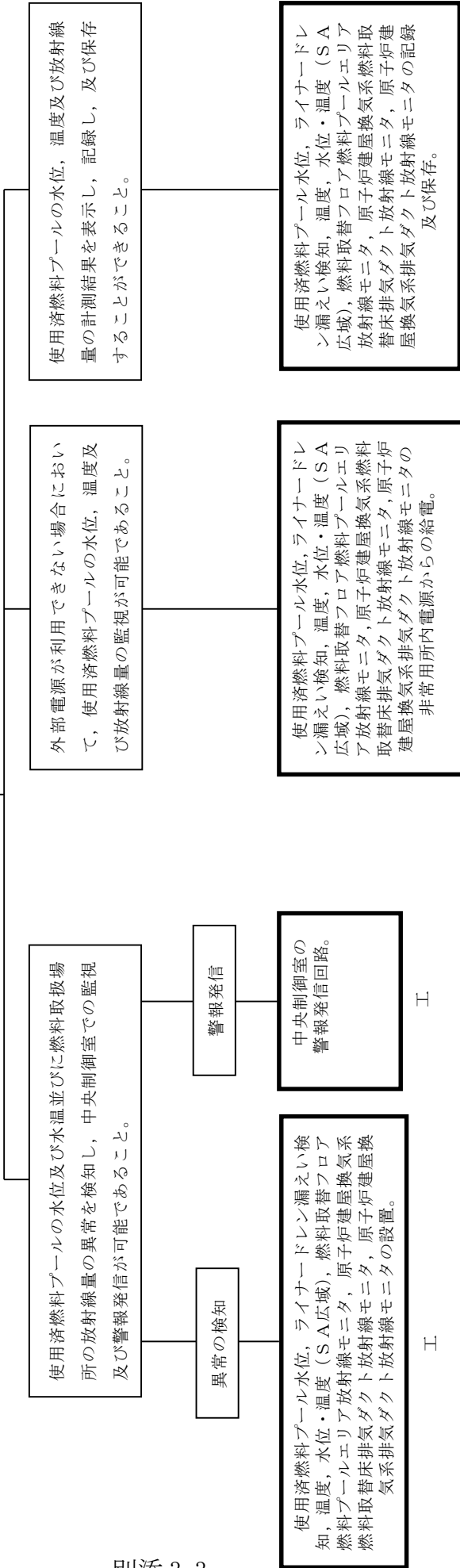
設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設および貯蔵施設	燃料取替機における対策	運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため，吊荷に対するワイヤーロープ二重化や動力電源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。</li> <li>・使用済燃料プール内にて取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。</li> <li>・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。</li> </ul>
		体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。</li> </ul>
		教育・訓練	—
		運用・手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため，動力源喪失時保持機能等の落下防止対策について，予め手順等を整備し，的確に実施する。</li> <li>・使用済燃料プール周辺に設置する設備や取り扱う吊荷について，予め定めた評価フローに基づき評価を行い，使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が発生した場合は落下防止措置を実施する。</li> <li>・日常作業等において使用済燃料プール周辺に持ち込まれる物品については，必要最低限に制限する。</li> </ul>
	原子炉建屋クレーンにおける対策	体制	—
		保守・点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの健全性を維持するため，保守計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに必要に応じて補修を行う。</li> <li>・クレーン等安全規則に基づき，定期点検及び作業前点検を実施するとともに，クレーンの運転，玉掛けは有資格者が実施する。</li> </ul>
		教育・訓練	—



16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

設置許可基準 第 16 条 第 3 項第一号  
使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。  
設置許可基準 第 16 条 第 3 項第二号  
外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設  
(使用済燃料プール水位、ライナードレン漏えい検知、温度、水位・温度 (SA 広域)、燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ、原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ)



工・保

工

【後段規制との対応】  
工：工事計画認可申請（基本設計方針，添付書類）  
保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）  
核：核防規定（下位文書含む）  
【添付六，八への反映事項】  
□：添付六，八に反映  
□：当該条文に該当しない  
(他条文での反映事項他)



表 2 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 16 条 燃料体等の取扱施設 及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プール水位</li> <li>・使用済燃料プールのライナードレン漏えい検知</li> <li>・燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度</li> <li>・使用済燃料プールの温度</li> <li>・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）</li> <li>・燃料取替フロア燃料プールのエア放射線モニタ</li> <li>・原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ</li> <li>・原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ</li> <li>・中央制御室の警報発信回路</li> </ul>	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールのライナードレン漏えい検知，燃料プールの冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プールの温度，使用済燃料プールの水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールのエア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの非常用所内電源からの給電	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—
	使用済燃料プール水位，使用済燃料プールのライナードレン漏えい検知，燃料プールの冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料プールの温度，使用済燃料プールの水位・温度（SA 広域），燃料取替フロア燃料プールのエア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタの記録及び保存	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	—
		教育・訓練	—



## 東海第二発電所

使用済燃料プールへの重量物落下に係る

対象重量物の現場確認について



## 1. 基準要求

【第 16 条】 設置許可基準第 16 条（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）及び技術基準第 26 条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵施設）にて、燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないことを要求されている。

当該基準を満足するにあたっては、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれない設計とするとともに、燃料取替機及びクレーンはワイヤロープ二重化等落下防止対策を行う設計としている。

また、使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要となる重量物を抽出する必要があることから、使用済燃料プール周辺の設備等について現場確認を行うこととする。

## 2. 確認項目及び内容

上記基準要求を満足するにあたっては、使用済燃料プール周辺の設備等が地震時に使用済燃料プールへの重量物とならないか調査する必要があり、現場確認及び機器配置図等を用いた机上検討、また、使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取扱う重量物について、作業実績に基づき抽出を行った。

### (1) 現場確認による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等に係る現場確認を実施し、「地震等により使用済燃料プールに落下するおそれがあるもの」について抽出した。

具体的には、使用済燃料プール周辺の設備等について、設置位置(高さ)、物量、重量、固定状況等を確認し、地震等により使用済燃料プール



への落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(2) 機器配置図等※による抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、機器配置図等にて抽出した。

※ 建屋機器配置図

機器設計仕様書

系統設計仕様書

設置変更許可申請書

具体的には、内挿物等現場で確認出来ない重量物について、機器配置図等にて物量、重量、設置状況等確認し、使用済燃料プールへの落下物となるおそれのあるものを抽出した。

(3) 使用済燃料プール周辺の作業実績からの抽出

使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う設備等について、作業実績に基づき抽出した。

なお、仮設機材類の持込品については、使用済燃料プールが、立入りと持込品を制限している区域内にあること及び、その落下エネルギーについては、燃料集合体の落下エネルギーと比べると十分小さいため、抽出の対象外とした。

3. 抽出物に対する評価

現場確認、機器配置図等の確認及び作業実績により抽出された設備につい



ては，設置状況や落下エネルギーによる評価及び落下防止対策の状況により使用済燃料プールへの影響評価を実施した。

#### 4. 今後の対応

今回抽出した設備等以外の設備等で，今後，使用済燃料プール周辺に設置する，または取り扱う設備等については，添付資料 2「使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」に基づき，使用済燃料プールへの落下時影響評価の要否判定を行い，評価が必要となったものに対しては落下時影響評価を行い，必要に応じて適切な落下防止対策を実施する。



### 現場確認等における抽出物の詳細

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場及び機器配置図等による確認、また使用済燃料プール周辺の作業で、燃料取替機、原子炉建屋クレーンを使用して取り扱う重量物について、網羅的に抽出を行った。

詳細について、第 1 表に整理する。

第 1 表の評価①では、使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」とする。

評価①で「×」としたものについて、評価②で落下エネルギーを評価し、基準値 15.5kJ を超えるものを「×」とする。

評価①及び評価②のいずれも「×」のものを評価フローⅡの抽出結果として選定する。

さらに、評価フローⅡで抽出されたもののうち、落下エネルギーが最大となるものを代表重量物とする。



第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 1）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
1	原子炉建屋原子炉棟	屋根トラス，耐震壁等	×	×	×	○ (特定不可， ～約35m)
		照明	×	○	○	
		クレーンランウェイガータ	○	－	○	
2	燃料取替機	燃料取替機	×	×	×	○ (約23t， 約12m)
3	原子炉建屋クレーン	原子炉建屋クレーン	×	×	×	○ (約48t， 約20m)
4	その他クレーン	使用済燃料プール用ジブクレーン	×	×	×	○ (約1000kg， 約17m)
		新燃料検査台	○	－	○	
5	PCV（取扱具含む）	PCVヘッド	○	－	○	○ (約56t， 約14m)
		PCVヘッド吊り具	○	－	○	
6	RPV（取扱具含む）	RPVヘッド（+スタッドボルトテンショナ）	○	－	○	
		RPVヘッドフランジガasket	○	－	○	
		ミラーインシュレーション	○	－	○	
		スタッドボルト保管架台	○	－	○	
		スタッドボルト着脱装置	×	×	×	○ (約4.6t， 約14m)
		ミラーインシュレーションペロー	×	×	×	
7	内挿物（取扱具含む）	ドライヤ	○	－	○	
		セパレータ	○	－	○	
		シュラウドヘッドボルト	×	×	×	
		シュラウドヘッドボルトレンチ	×	×	×	
		D/S吊り具	○	－	○	
		MSラインプラグ	○	－	○	
		MSLP用電源箱	○	－	○	
		MSLP用空気圧縮機	○	－	○	
		MSLP用電動チェーンブロック	○	－	○	
		マルチストロングバック	○	－	○	
		燃料集合体	×	×	×	
		チャンネル着脱機	×	×	×	○ (約430kg， 約12m)
		D/S水中移動装置	○	－	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」

※ 2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

別添 4-5



第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 2）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
8	プール内ラック類	ブレードガイド貯蔵ラック	×	○	○	
		チャンネル貯蔵ラック	×	○	○	
		使用済燃料貯蔵ラック	×	○	○	○ (約7.5t, －)
		制御棒・破損燃料貯蔵ラック	×	○	○	
		LPRM 収納缶置台	×	○	○	
		制御棒ハンガ	×	○	○	
9	プールゲート類	燃料プールゲート(大)	×	×	×	○ (約2.7t, 約12m)
		燃料プールゲート(小)	×	×	×	
		キャスクピットゲート	×	×	×	
10	キャスク (取扱具含む)	核燃料輸送容器	×	×	×	
		核燃料輸送容器吊り具	×	×	×	
		使用済燃料乾式貯蔵容器	×	×	×	○ (約120t, 約14m)
		使用済燃料乾式貯蔵容器吊り具	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器	×	×	×	
		固体廃棄物移送容器用垂直吊具 (R/B 用)	×	×	×	
11	電源盤類	照明用トランス	○	－	○	○
		照明用分電盤	○	－	○	
		チャンネル着脱機制御盤	○	－	○	
		作業用分電盤	○	－	○	
		中継端子箱	○	－	○	
		原子炉建屋クレーン電源切替盤, 操作盤	○	－	○	
		水中照明電源箱	○	－	○	
		シッピング用操作盤部	○	－	○	
		シッピング動力盤	○	－	○	
		開閉器	○	－	○	
		キャスクピット排水用電源盤	○	－	○	
12	フェンス・ラダー類	手摺り (除染機用レール含む)	×	○	○	
		可動ステージ開放用ホイスト架台	○	－	○	
		原子炉ウェル用梯子	×	×	×	○ (約300kg, 約12m)
		DSP 昇降梯子	×	×	×	
		パーテーション	×	○	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面, 壁面への固定設備等に該当する場合は「○」, しない場合は「×」

※ 2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち, 評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定



第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 3）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5kJ未満 ×：15.5kJ以上 －：評価不要		
13	装置類	除染装置（収納コンテナ含む）	×	×	×	○ （約 800 kg, 約 12m）
		DSP パッキン用減圧器	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置	×	○	○	
		水中テレビ制御装置	○	－	○	
		燃料付着物採取用装置（本体，ポール，ヘッド）	○	－	○	
		水位調整装置	○	－	○	
		リークテスト測定装置	○	－	○	
14	作業用機材類	SFP ゲート用架台	×	○	○	○ （＜100kg, 約 12m）
		工具箱	○	－	○	
		大型セイバーソー	○	－	○	
		遮へい体	○	－	○	
		防災シート類	○	－	○	
		足場材	○	－	○	
		水中簡易清掃装置保管箱	○	－	○	
		局所排風器	○	－	○	
		ウェル用資機材	○	－	○	
		ローリングタワー	○	－	○	
		フィルタ収納容器	○	－	○	
		LPRM 収納箱	○	－	○	
		テント	○	－	○	
		酸化膜厚測定装置架台	×	○	○	
		工具箱（引出タイプ）鋼製	○	－	○	
		ドロップライト収納箱	×	○	○	
		グラブ収納箱	×	○	○	
		水中テレビカメラ支持ポール（アルベルグ製）	×	○	○	
		チャンネル固縛仮置き架台（16 kg/枚）	×	○	○	
		NFV 用吊り具ワイヤ	×	○	○	
		除染ピット用クーラー	○	－	○	
		スポットクーラー	×	○	○	
		注水ユニット	×	○	○	
		キャスク底部固定金具	×	○	○	
		足場収納箱（アトックス）	○	－	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面，壁面への固定設備等に該当する場合は「○」，しない場合は「×」

※ 2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち，評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定



第 1 表 現場確認等における抽出物の詳細（その 4）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5 kJ 未満 ×：15.5 kJ 以上 －：評価不要		
15	計器・カメラ・通信機器類	差圧計	○	－	○	
		エリアモニタ	○	－	○	
		プロセスモニタ	○	－	○	
		ページング	○	－	○	
		固定電話	○	－	○	
		監視カメラ	○	－	○	
		IAEA カメラ	○	－	○	
		使用済燃料プール温度計	×	○	○	○ (＜300kg, 約 4m)
		使用済燃料プール水位計	×	○	○	
		水素濃度計	○	－	○	
		DS プールレベルスイッチ（保管箱含む）	○	－	○	
		RCW サージタンク液位計	○	－	○	
16	試験・検査用機材類	地震計	○	－	○	
		テンショナ用テストブロック	○	－	○	
		スタッドボルト試験片	○	－	○	
		FHM 用テストウェイト	×	×	×	○ (約 500 kg, 約 14m)
		シッパーキャップ架台（16 キャップ含む）	×	×	×	
17	コンクリートプラグ・ハッチ類	シッピング装置架台	×	×	×	
		可動ステージ	○	－	○	
		キャスク除染ピットカバー	○	－	○	
		DS プールカバー	×	×	×	
		原子炉ウェルシールドプラグ	○	－	○	
		スキマサージタンク用コンクリートプラグ	×	×	×	
		SFP スロットプラグ	×	×	×	○ (約 7.5t, 約 14m)
		SFP スロットプラグ吊り具	×	×	×	
		DSP スロットプラグ	○	－	○	
		DS スロットプラグ吊り具	○	－	○	
		新燃料貯蔵庫コンクリートプラグ	×	×	×	
		FPC F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
18	空調機	CUW F/D コンクリートプラグ	×	×	×	
		空調機	○	－	○	
19	重大事故等対処設備	FHM 操作室空調機	○	－	○	○
		静的触媒式水素再結合器	○	－	○	○
		常設スプレイヘッド	○	－	○	

※ 1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」  
 ※ 2 評価フロー II における評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定



第1表 現場確認等における抽出物の詳細（その5）

評価フローⅠ			評価フローⅡ			代表重量物※2
番号	抽出項目	詳細	評価①	評価②	選定結果	
			配置※1	落下エネルギー ○：15.5 k J 未満 ×：15.5 k J 以上 －：評価不要		
19	その他	配管	○	－	○	
		チェッカープレート	×	○	○	
		非常誘導灯	○	－	○	
		消火設備	○	－	○	
		掲示物	○	－	○	
		ガラス	○	－	○	
		ダクト	○	－	○	
		ブローアウトパネル	○	－	○	
		ケーブル	×	○	○	
		救命用具	×	○	○	
		定検資機材	×	○	○	
		RCW サージタンク	○	－	○	
		時計	○	－	○	
		手すり収納箱	○	－	○	
		ステップ	×	○	○	
		カメラケース	×	○	○	
		カメラ用架台	×	○	○	
		ペリスコープ用架台	×	×	×	
		キャビネット（コンテナ類含む）	○	－	○	
		使用済用垂直吊具アーム収納箱（NFT）4 本	○	－	○	
		安全帯用ポール及び連結板	×	○	○	
		内蓋吊金具収納箱	×	×	×	
		垂直吊具エアー操作ユニット(1)	○	－	○	
		リークテスト測定装置ホース収納箱	○	－	○	
		蓋仮置き台	○	－	○	
		フランジプロテクター	×	○	○	
		蓋吊具（DC 用，NFT 用）	×	×	×	
		ボンベ台車	×	○	○	
		収納缶（冷却用）	×	○	○	
		ハンドリフター（2 t）	○	－	○	
		加圧タンク	×	○	○	
		ヘリオット	×	○	○	
		位置決めラグ	×	×	×	
		RPV ヘッド架台	×	×	×	○ (約 1000 kg, 約 14m)
		真空乾燥装置	○	－	○	
		新燃料容器	×	×	×	
		コンテナ用枕木	×	○	○	

※1 使用済燃料プールとの離隔距離の確保又は床面、壁面への固定設備等に該当する場合は「○」、しない場合は「×」

※2 評価フローⅡにおける評価①で「×」となった設備等のうち、評価②で落下エネルギーが最大となるものを代表重量物として選定

別添 4-9



## 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー

### I. 使用済燃料プール周辺の設備等の抽出

使用済燃料プール周辺の設備等について、現場確認、機器配置図等による確認及び使用済燃料プール周辺の作業実績から抽出し、抽出した設備等について項目分類を行う。

### II. 使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物の抽出

評価フロー I で抽出した設備等について、項目毎に使用済燃料プールとの離隔距離や設置方法などを考慮し、使用済燃料プールに落下するおそれがないものは検討不要とする。

上記の対象外となった項目の設備等について、落下エネルギーと、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー※を比較し、使用済燃料プールへの落下を検討すべき重量物を選定する。

※ 燃料集合体の落下を想定した場合でも使用済燃料プールライニングの健全性は確保されることから、燃料集合体と同等の落下エネルギーを選定の見安とした。詳細は、燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について（添付資料 3）参照。

### III. 落下防止の対応状況評価

評価フロー II で使用済燃料プールへの落下を検討すべき項目とした設備等に対し、耐震評価、設備構造及び運用状況について適切性を評価する。



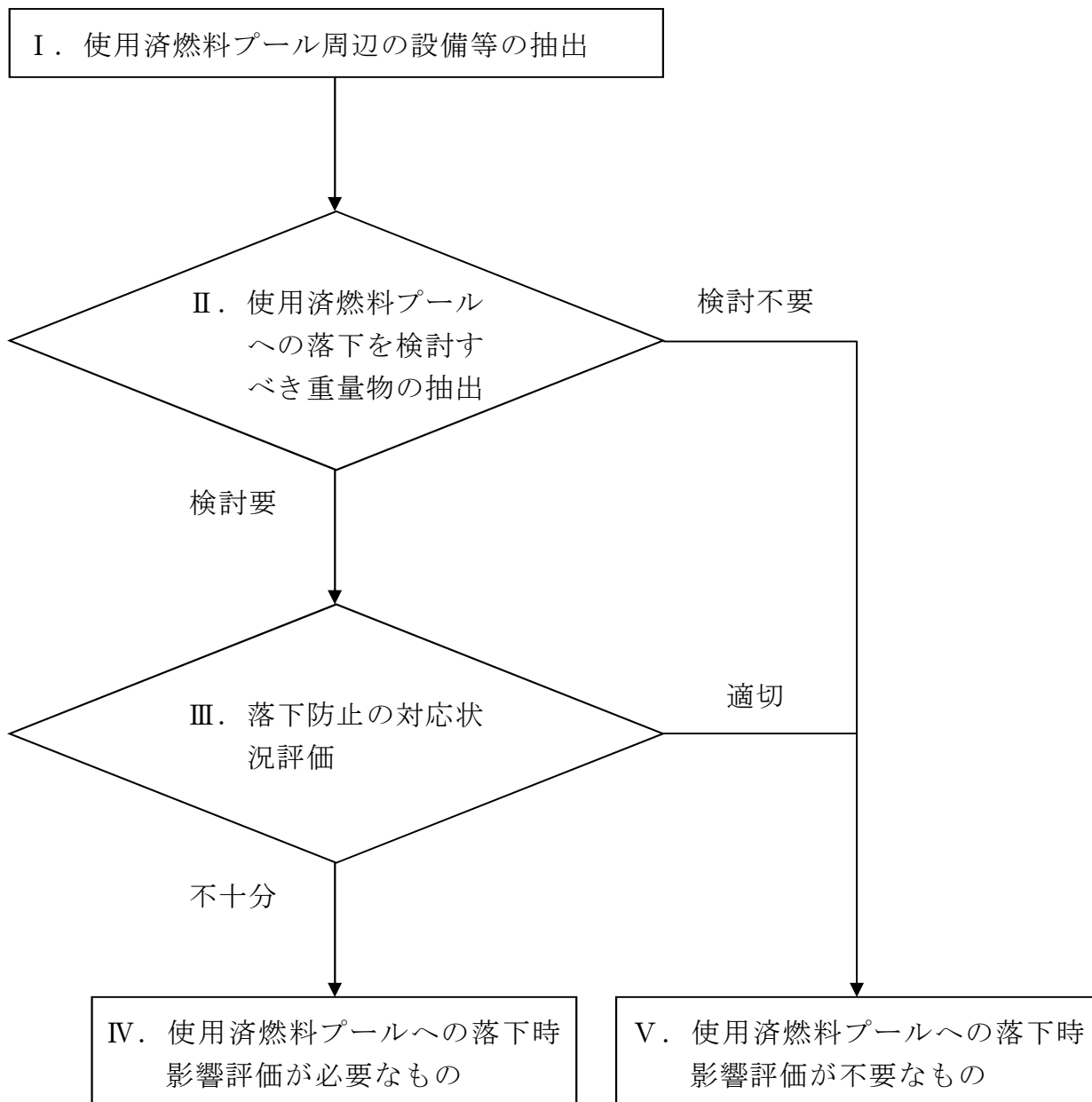
#### IV. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要なもの

評価フローⅢで落下防止対策が不十分とした重量物は、落下時に使用済燃料プールの機能を損なうおそれがあることから、使用済燃料プールへの落下時影響評価を実施する。

#### V. 使用済燃料プールへの落下時影響評価が不要なもの

評価フローⅡで検討不要，または評価フローⅢで落下防止は適切としたものは、使用済燃料プールの機能を損なう重量物ではないことから、落下時影響評価は不要とする。





第 1 図 使用済燃料プールへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー



燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性について

燃料の貯蔵設備については、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の指針 49 に以下の記載がある。

指針 49. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備

2. 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
- (4) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。

使用済燃料プールへの燃料体等の落下については、模擬燃料集合体を用いた気中落下試験を実施し、万一の燃料体等の落下を想定した場合においても、ライニングが健全性を確保することを確認している※<sup>1</sup>。

試験結果としては、ライニングの最大減肉量は初期値 3.85mm に対して 0.7 mmであった。また、落下試験後のライニング表面の浸透探傷試験の結果は、割れ等の有害な欠陥は認められず、燃料落下後のライニングは健全であることが確認された。

※ 1 「沸騰水型原子力発電所 燃料集合体落下時の燃料プールライニングの健全性について」(HLR-050)



図1は、気中による模擬燃料集合体の落下試験の方法を示したものである。

水中の燃料体等の重量は、本試験で使用した模擬燃料集合体の重量未満であり、燃料集合体の高さについても、本試験の落下高さ未満となっている。また、燃料集合体の落下時は、水の抵抗による減速効果が期待できることから、この試験は保守的な評価結果となっている。

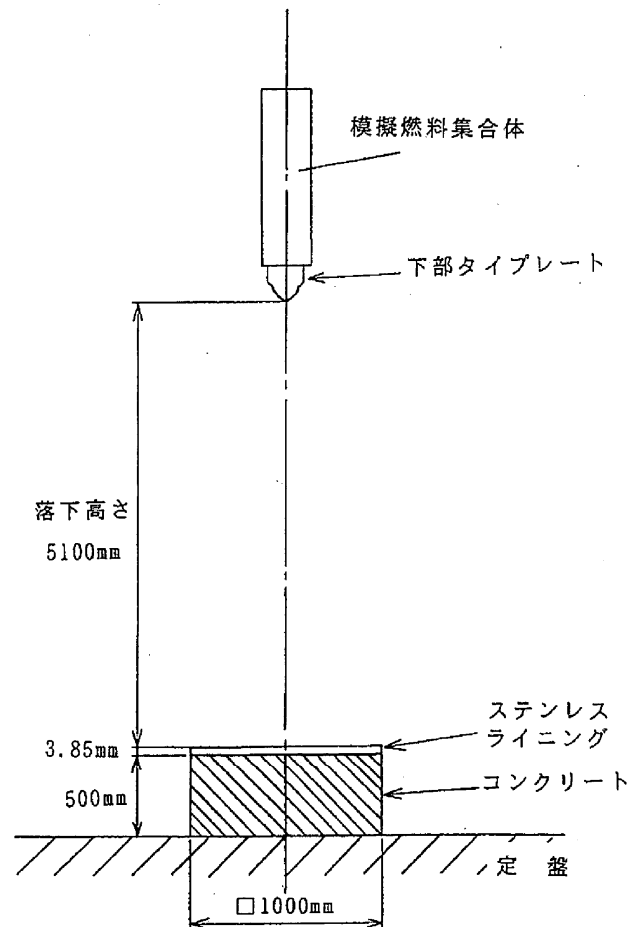


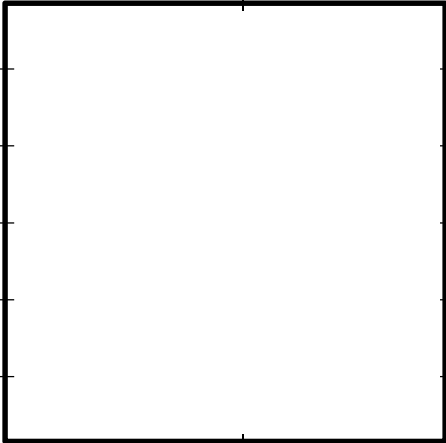
図1 模擬燃料集合体落下試験方法

図1に示す落下試験における模擬燃料集合体重量は、チャンネルボックスを含めた状態で310kgと保守的<sup>※2</sup>であり、燃料落下高さは燃料取替機による燃料移送高さ約5mを考慮し、5.1mと安全側である。



※2 東海第二発電所にて取り扱っている燃料集合体重量（チャンネルボックス含む）は、表1に示すとおり水中で310kg未満であることを確認している。

表1 燃料集合体重量

		燃料集合体重量（kg）	
		気中	水中※ <sup>3</sup>
実機	8×8 燃料		
	新型 8×8 燃料		
	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料		
	高燃焼度 8×8 燃料		
	9×9 燃料（A型）		
	9×9 燃料（B型）		
模擬燃料集合体		310	

※3 表中の各燃料集合体の水中重量は、気中重量から燃料棒体積分の水の重量のみを減じた値であり、実際の水中重量は表中の値以下となる。



# 東海第二発電所

## 原子炉冷却材圧力バウンダリ



## 第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

### 目 次

1. 基本方針	1
1.1 要求事項の整理	1
1.2 追加要求事項に対する適合性	3
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ	11
2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出	11
2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について	14
2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について	16
2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について	18
2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について	19
2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について	21
3. 別紙	
別紙 1 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー	
別紙 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図	
別紙 3 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について	
別紙 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて	
別紙 5 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方	
別紙 6 ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる	



理由

#### 4. 別添

別添 1 東海第二発電所 運用，手順等説明資料 原子炉冷却材圧力バウン  
ダリ



## < 概 要 >

1. において、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。），「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

原子炉冷却材圧力バウンダリに関する設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項を第 1-1 表に示し，追加要求事項を明確化する。

第 1-1 表 設置許可基準規則第 17 条並びに技術基準規則第 27 条及び第 28 条の要求事項

設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	技術基準規則 第 27 条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）	追加要求事項
発電用原子炉施設には，次に掲げるところにより，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	—	変更なし （ただし， 解釈にて， 原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大）
一 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃，炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。	変更なし



設置許可基準規則 第 17 条（原子炉冷却材圧力バ ウンダリ）	技術基準規則 第 28 条（原子炉冷却材圧力バ ウンダリの隔離装置 等）	追加要求 事項
二 原子炉冷却材の流出を制限 するため隔離装置を有するも のとする事。	原子炉冷却材圧力バウンダリ には、原子炉冷却材の流出を制 限するよう、隔離装置を施設し なければならない。	変更なし
三 通常運転時、運転時の異常 な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬時的破壊が生じない よう、十分な破壊じん性を有 するものとする事。	—	変更なし
四 原子炉冷却材圧力バウンダ リからの原子炉冷却材の漏え いを検出する装置を有するも のとする事。	2 発電用原子炉施設には、原 子炉冷却材圧力バウンダリか らの原子炉冷却材の漏えいを 検出する装置を施設しなけれ ばならない。	変更なし



## 1.2 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置、構造及び設備

#### (3) その他の主要な構造

- (i) 本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本の方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

##### (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る）は、以下を考慮した設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐える設計とする。

原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を有する設計とする。

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分なじん性を有する設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有する設計とする。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリに含まれる接続配管の範囲は、以下とする。

- (一) 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (二) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (三) 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、(二)以外のも



のは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。

(四) 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も(一)に準ずる。

(五) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

なお、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記(三)に該当するものとする。

## (2) 安全設計方針

該当なし

## (3) 適合性説明

### 第十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。

二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。

三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする。

四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。



## 適合のための設計方針

### 第 1 項について

原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管とする。

- (1) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの及び制御棒駆動機構ハウジング等）
- (2) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管（一次冷却材設備系配管及び弁）
- (3) 接続配管
  - a. 通常時開及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - b. 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、第二隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - c. 通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもののうち、b. 以外のものは、原子炉側からみて、第一隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - d. 通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も a. に準ずる。
  - e. 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。なお、通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記 c. に該当するものとする。

原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン及び残留熱除去系停止時冷却系戻りラインについては、従来クラス 2 機器としていたが、上記 b. に該当するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス 1 機器における要求を満足することを確認する。



拡大範囲については、クラス 1 機器の供用期間中検査を行い、健全性を確認する。

#### 第 1 項第 1 号及び第 2 号について

通常運転時において、出力運転中、圧力制御系により原子炉圧力を一定に保持する設計とする。原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を一定の値以下に抑える等の配慮をする。

タービントリップ、主蒸気隔離弁閉止等の運転時の異常な過渡変化時において、「主蒸気止め弁閉」、「主蒸気隔離弁閉」等による原子炉スクラムのような安全保護回路を設け、また主蒸気逃がし安全弁を設けること等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ過渡最大圧力が原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である 8.62MPa の 1.1 倍の圧力 9.48MPa を超えない設計とする。

設計基準事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となる可能性があるものとして、制御棒落下がある。これについては「原子炉出力ペリオド短」、「中性子束高」等の原子炉スクラム信号を発する安全保護回路を設け、制御棒落下速度リミッタ、制御棒価値ミニマイザなどの対策とあいまって、事故時の燃料の二酸化ウランの最大エンタルピを抑え、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設ける設計とする。

#### 第 1 項第 3 号について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保修時、試験時及び設計基準事故時における原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性的挙動及び急速な伝播型破断



の発生を防止するために、フェライト系鋼で製作する機器に対しては、材料選択、設計、製作及び試験に特別の注意を払う。

（使用材料管理）

溶接部を含む使用材料に起因する不具合や欠陥の介在を防止するため次の管理を行う。

- (1) 材料仕様
- (2) 機器の製造・加工・工程
- (3) 非破壊検査の実施
- (4) 破壊靱性の確認（関連温度の妥当性の確認、原子炉圧力容器材料のテスト・ピースによる衝撃試験の実施）

（使用圧力・温度制限）

フェライト系鋼製機器の非延性破壊や、急速な伝播型破断を防止するため比較的低温で加圧する水圧試験時には加える圧力に応じ、最低温度の制限を加える。

（使用期間中の監視）

供用期間中の定期的検査（溶接部等の非破壊検査、耐圧部の耐圧、漏えい試験）を実施し、構成機器の構造や気密の健全性を評価し、また、欠陥の発生の早期発見のため、漏えい検出系を設置して監視を行えるよう設計する。

また、原子炉圧力容器の母材、熱影響部及び溶着金属については、試験片を原子炉圧力容器内に挿入して、原子炉圧力容器と同様な条件で照射し、定期的に取り出し衝撃試験を行い破壊靱性の確認を行う。

#### 第1項第4号について

通常運転時、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器内雰囲気中の核分



裂生成物の放射能の測定により，約 3.80/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるように設計する。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

#### 5. 原子炉冷却系統施設

##### 5.1 1 次冷却設備

##### 5.1.1 通常運転時等

##### 5.1.1.4 主要設備

##### 5.1.1.4.6 弁 類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等を設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c. 通常時閉及び事故時閉のうち b. 以外の場合は 1 個の隔離弁
- d. 通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a. に準ずる。



ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

#### 5.1.1.6 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

### 6. 計測制御系統施設

#### 6.3.4 原子炉プラント・プロセス計装

##### 6.3.4.1 概要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分にはすべてのプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量及び水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びそのほかの計装から構成されている。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。



#### 6.3.4.2 設計方針

- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける。

#### 6.3.4.3 主要設備

- (5) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいは、ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。



## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ

### 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出

原子炉冷却材系統に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常運転時の制御棒駆動水压系／原子炉隔離時冷却系ポンプによる補給水量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は 2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常運転時閉、事故時閉となる手動弁のうち、施錠管理を行う弁は開となるおそれがなく、上記 b. に該当することから、1 個の隔離弁を設けるものとする。

#### (1) 範囲が拡大される可能性のあるものの抽出

設置許可基準規則の解釈第 17 条第 1 項に基づき、原子炉圧力容器に接続される全ての配管系を対象として、従来は原子炉側から見て第 1 隔離弁までの範囲としていたものが第 2 隔離弁を含む範囲に拡大される箇所の有無について、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に別紙 1 のフローに基づき確認した。



このフローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果を別紙 2 に示す。

別紙 2 に示すとおり，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が拡大される可能性があるものとして以下のものが抽出された。

- ・ 原子炉再循環系 C U W 入口ドレンライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン
- ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

## (2) 拡大要否の検討

原子炉再循環系 C U W 入口ドレンラインの隔離弁は，施錠により弁ハンドルの固定が行われている手動弁である。したがって，当該ラインの弁については，弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じており，「通常時又は事故時において開となるおそれはない」ことから，原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は拡大されないことを確認した。

一方，残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン，残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りラインに設置している隔離弁については，以下の理由から「開となるおそれ」が否定できない。

### a．残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン

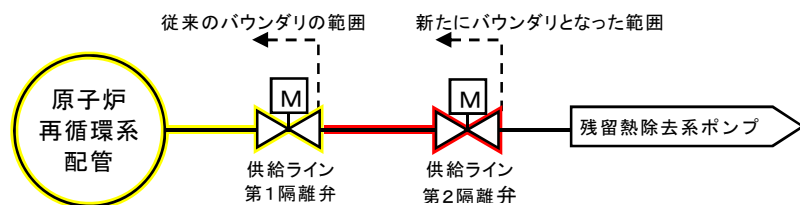
第 1 隔離弁は原子炉圧力が高い場合には開とならないようインターロックを設けているが，中央制御室から遠隔操作する電動弁であるため，誤動作により開となるおそれがある。

### b．残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン

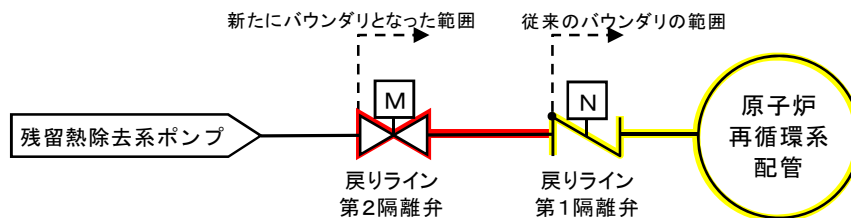


第1隔離弁は逆止弁であるため、原子炉圧力が高い場合には開とならないが、原子炉圧力が低く、残留熱除去系ポンプが起動している場合、開となるおそれがある。

よって、残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン、戻りラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることを確認した。



(残留熱除去系停止時冷却系供給ライン)



(残留熱除去系停止時冷却系戻りライン)

第 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大概念図



## 2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について

原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁）は、弁ハンドルをチェーンで固縛した上で南京錠を使用し施錠することで、通常時又は事故時において開となるおそれがないよう管理している。施錠管理に用いる鍵の取扱いについては社内規程に定め、発電長が保管、管理を行う。

なお、当該弁は格納容器内に設置している手動弁であり、通常運転中は所員用エアロック等が施錠され、窒素雰囲気であることから弁操作場所へのアクセスができない。

また、当該弁の定検中の管理については、従来から作業毎に作業票により適切に管理を行っており、原子炉起動前には弁状態確認（全閉確認及びトルクチェック）を行っている。加えて、今後は、弁ハンドルをチェーンで固縛し、施錠を実施する。



第 2-2 図 原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁 施錠状態



第 2-1 表 手動弁の管理リスト

隔離弁となる手動弁の種類	弁名称	弁番号
通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの※1（第1隔離弁まで）※2	原子炉再循環ポンプ（A）系C UW入口ドレン弁	B35-F051A
	原子炉再循環ポンプ（B）系C UW入口ドレン弁	B35-F051B

※1：通常時又は事故時において開となるおそれはないもの。


※2：原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図（別紙2）の凡例③による。



### 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の仕様について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の仕様を第 2-2 表～第 2-5 表に示す。これにより，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の設計仕様が，従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の設計仕様（最高使用圧力，最高使用温度）と同じであることを確認した。

また，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁の材料がクラス 1 機器の材料として適切であることを確認した。

 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲

第 2-2 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁上流 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	508mm／ 32.5mm	SUS304TP

第 2-3 表 残留熱除去系停止時冷却系供給ラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14
第 2 隔離弁 (供給ライン)	8.62MPa[gage]	302℃	500A	SCS14	SCS14



第 2-4 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの配管の仕様

	最高使用圧力	最高使用温度	外径／厚さ	材料
第 1 隔離弁下流 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS304TP
第 1 隔離弁から 第 2 隔離弁間 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	318.5mm／ 25.4mm	SUS316TP SUSF316 SUS304TP

第 2-5 表 残留熱除去系停止時冷却系戻りラインの弁の仕様

	最高使用圧力	最高使用 温度	主要寸法 (呼び径)	材料	
				弁箱	弁ふた
第 1 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS16A	SUSF316L
				SCS14	SUS316
第 2 隔離弁 (戻りライン)	10.69MPa[gage]	302℃	300A	SCS14	SCS14



## 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、従来クラス2としての強度・耐震評価を実施していたが、原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大に伴い、以下のとおり、クラス1としての基準地震動 $S_s$ を用いた強度・耐震評価を行い、技術基準規則の要求を満足していることを確認する。なお、強度・耐震評価の結果、クラス1の要求事項を満足できない場合は、改造等により技術基準へ適合することを確認していく。

### (1) 強度評価

技術基準規則要求		クラス2配管・弁及び 支持構造物	クラス1配管・弁及び 支持構造物
第17条	構造・強度	設計条件における応力評価	設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳにおける応力評価
		運転状態Ⅰ，Ⅱにおける 疲労評価，延性破断及び 座屈評価	運転状態Ⅰ，Ⅱにおける熱 応力ラチェット評価
			運転状態Ⅰ，Ⅱにおける疲 労評価
			設計条件，運転状態Ⅰ，Ⅱ， Ⅲ，Ⅳにおける座屈評価

また評価上は、クラス2とクラス1では規格計算式、許容値も異なる。

### (2) 耐震評価

当該ラインは、従来より耐震Sクラスであるため技術基準規則の要求事項に変更はない。

ただし、強度評価と同様に評価体系（許容値、計算式）が異なる。



## 2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の配管・弁の保全方法について

新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2008 年度版」（以下「維持規格」という。）に基づくクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み、検査を実施していく必要がある。

東海第二発電所では、新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる配管・弁について、従来よりクラス 1 機器供用期間中検査に組み込み検査を実施していることを確認した。

このため、拡大範囲の検査に変更はなく今後も継続して同様の検査を実施する。（第 2-6 表）



第2-6表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査について

検査対象	建設時の検査項目	規格要求（クラス1機器 ISI）		従来の検査項目	
		試験方法	試験程度	試験方法	試験程度
	P S I				
配管の溶接継手	U T (100%)	U T	溶接継手数の 25%/7 年	同左	
配管の支持部材取付け溶接継手	P T (100%)	P T	溶接継手数の 7.5%/7 年		
支持構造物	V T (100%)	V T	全数の 25%/7 年		
弁のボルト締付け部	—	V T	類似弁毎に 1 台の 25%/7 年		
弁本体の内表面	—	V T	7.5%/7 年		
全ての耐圧機器	V T※ <sup>1</sup> (100%)	V T※ <sup>2</sup> (漏えい試験)	100%/1 定検		

※1 建設時に，原子炉冷却材圧力バウンダリ系統圧力の 1.25 倍以上の圧力にて耐圧試験を実施。

※2 拡大範囲の管と小口径管台（3／4B，1B）との溶接継手は，維持規格において表面試験が免除されており，漏えい試験により健全性を確認する。



## 2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大に伴う配管，弁等の品質保証及び検査内容の変更について

### (1) クラスに対する品質保証上の取扱いについて

今回，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲拡大となる残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りラインの配管，弁等について，製造・据付時における重要度クラスによる品質保証上の違いについて整理した。

#### a. 製造プロセス

当該ラインの配管，弁について，製造メーカーにおける製造プロセスを確認した結果，クラス1機器とクラス2機器では，非破壊検査の項目以外は製造時のプロセスは同一である。

第2-7表 メーカーにおけるクラス1機器とクラス2機器の製造プロセスの比較

名称	製造メーカー		製造プロセス	製品構造，型番
配管	素材メーカー	クラス1機器としての実績有	クラス1機器と同一※1	クラス1機器と同一
管台	素材メーカー	同上	同上	同上
エルボ	継手メーカー	同上	同上	同上
弁	弁メーカー	同上	同上	同上

※1：素材非破壊検査の要求が一部異なるが，それ以外の製造プロセスは同一

#### b. 据付プロセス

当該ラインの据付を施工するメーカーはプラントメーカーのみであり，据付時はクラス1機器及びクラス2機器においても同じ要領による作業フ



ローで実施しており，非破壊検査の項目以外は据付時のプロセスは同一である。

また，据付時の使用前検査及び溶接事業者検査の検査項目についても重要度クラスでの差異はない。

以上のことから，製造・据付プロセスにおいて，クラス 1 機器及びクラス 2 機器での非破壊検査の項目は異なるが，当該ラインの配管，弁等については，クラス 1 機器と同じ系統仕様，構造，型番であり，同一の製造・据付プロセスであることから品質においてもクラス 1 機器と同等であると考ええる。

(2) 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の検査項目について

残留熱除去系停止時冷却系供給ライン，戻りライン配管及び弁の製作・据付時における検査を第 2-8 表に示す。

a. 配管・弁について

当該ラインの配管・弁については，製造メーカーにてクラス 1 機器に要求される非破壊検査を実施していることを確認した。

b. 溶接部について

当該ラインの溶接部については，非破壊検査においてクラス 1 機器との相違があるものの，以下の対応を実施することにより，クラス 1 機器と同等であると考ええる。

・当該ラインの配管の周溶接継手の一部で P T の記録を確認できなかった



た（クラス 2 配管に対する検査要求は R T のみで， P T の要求はない）。よって，該当する溶接継手については念のため P T を実施し異常のないことを確認した。

- ・当該ラインの配管には小口径配管（3／4B， 1B）を接続する管台が溶接されている。クラス 1 配管の管台溶接継手に対しては 1／2 P T が要求されているが，従前はクラス 2 配管であったことから 1／2 P T の要求はなく，供用後に同様の検査を実施することはできない。

しかし，管台溶接継手は据付時に最終層 P T 及び耐圧試験にて健全性を確認しており，今後も漏えい試験で継続的に健全性を確認する。

（別紙 3 参照）

以上から，新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる範囲は，非破壊検査についてもクラス 1 機器と同等の検査を実施していると考ええる。



第 2-8 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の検査項目

(製作・据付時の検査)

部位			検査要求（規格要求）		検査実績		備考
			クラス 1	クラス 2	（記録等確認）		
配管	第 1 隔離弁から第 2 隔離弁間の配管		UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
弁	第 2 隔離弁	弁箱・弁蓋	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (供給ライン)	RT/UT +MT/PT	RT	○	RT+PT	
		弁体 (戻りライン)	UT+MT/PT	－	○	UT+PT	
		ボルト (供給ライン)	UT+MT/PT	－	○	UT+MT (PT)	
		ボルト (戻りライン)	MT/PT	－	○	MT (PT)	
溶接部	配管の溶接継手	供給ライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT (一部)	※ 1
		戻りライン	RT+MT/PT	RT	○	RT+PT	
	管と管台の溶接継手		1/2PT※2 +PT	MT/PT	△	PT	※3
	管の支持部材取付け溶接継手		MT/PT	MT/PT	○	PT	

UT：超音波探傷試験，PT：浸透探傷試験，MT：磁粉探傷試験，

RT：放射線透過試験，—：規格要求なし

○：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績がある。

△：クラス 1 機器の検査要求と同等の検査実績を確認できないものが一部ある。

※1：建設時の PT 実施記録がない溶接継手については，改めて PT を実施し判定基準を満足していることを確認した。

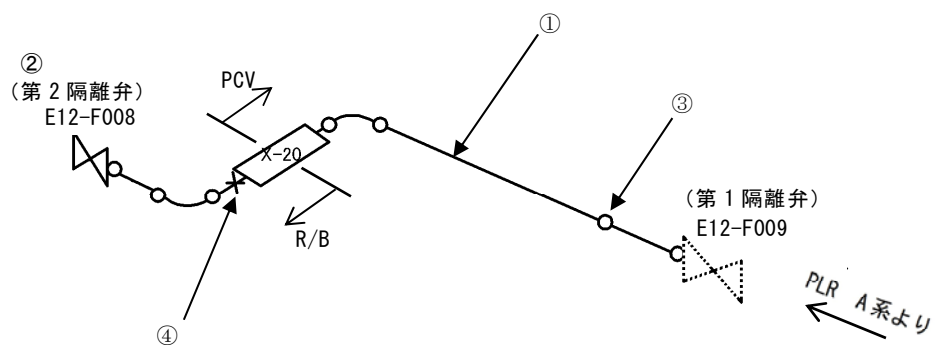
※2：溶接深さの 2 分の 1 の段階で行う PT。

※3：耐圧試験を実施している。また，ISI にて漏えい検査を実施している。

(別紙 3「管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について」参照)

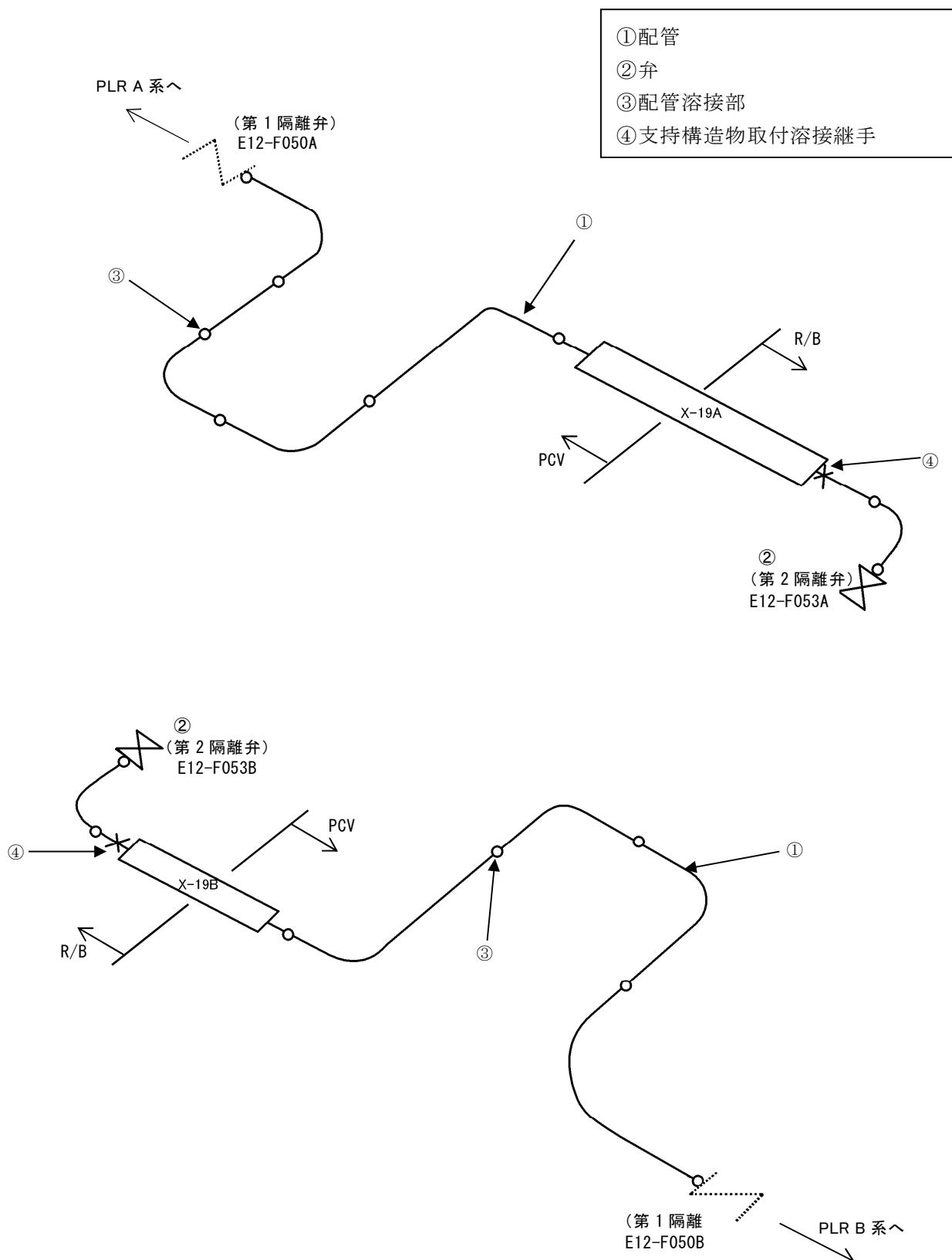


- ①配管
- ②弁
- ③配管溶接部
- ④支持構造物取付溶接継手



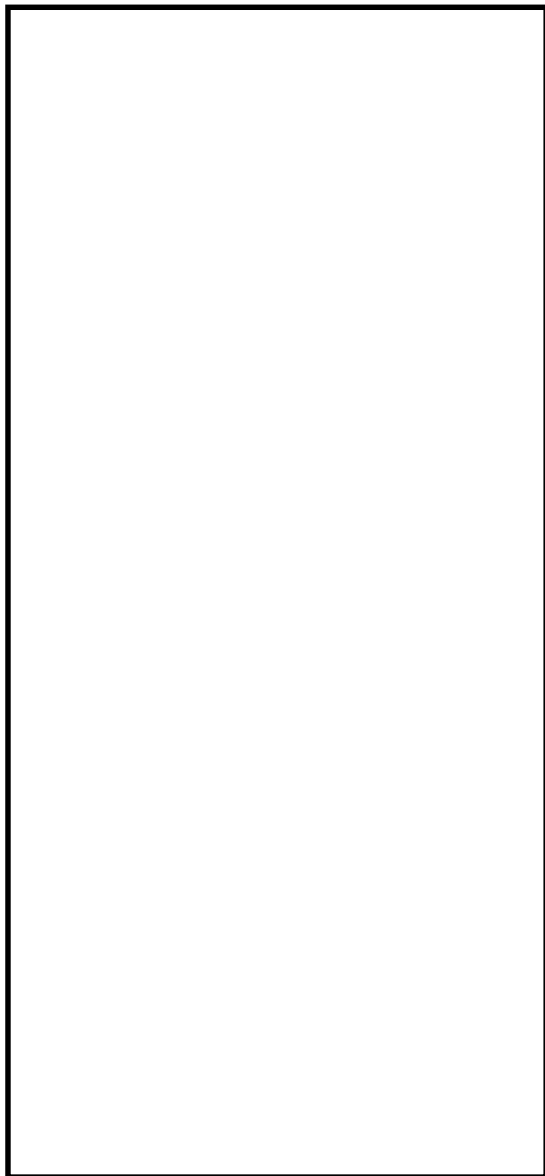
第 2-3 図 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン



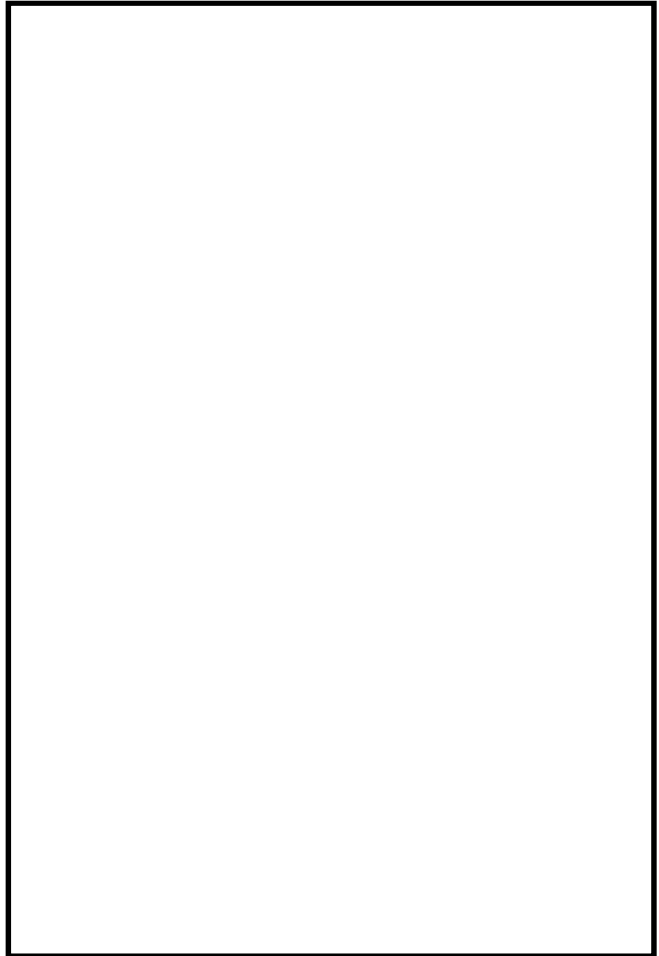


第 2-4 図 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン



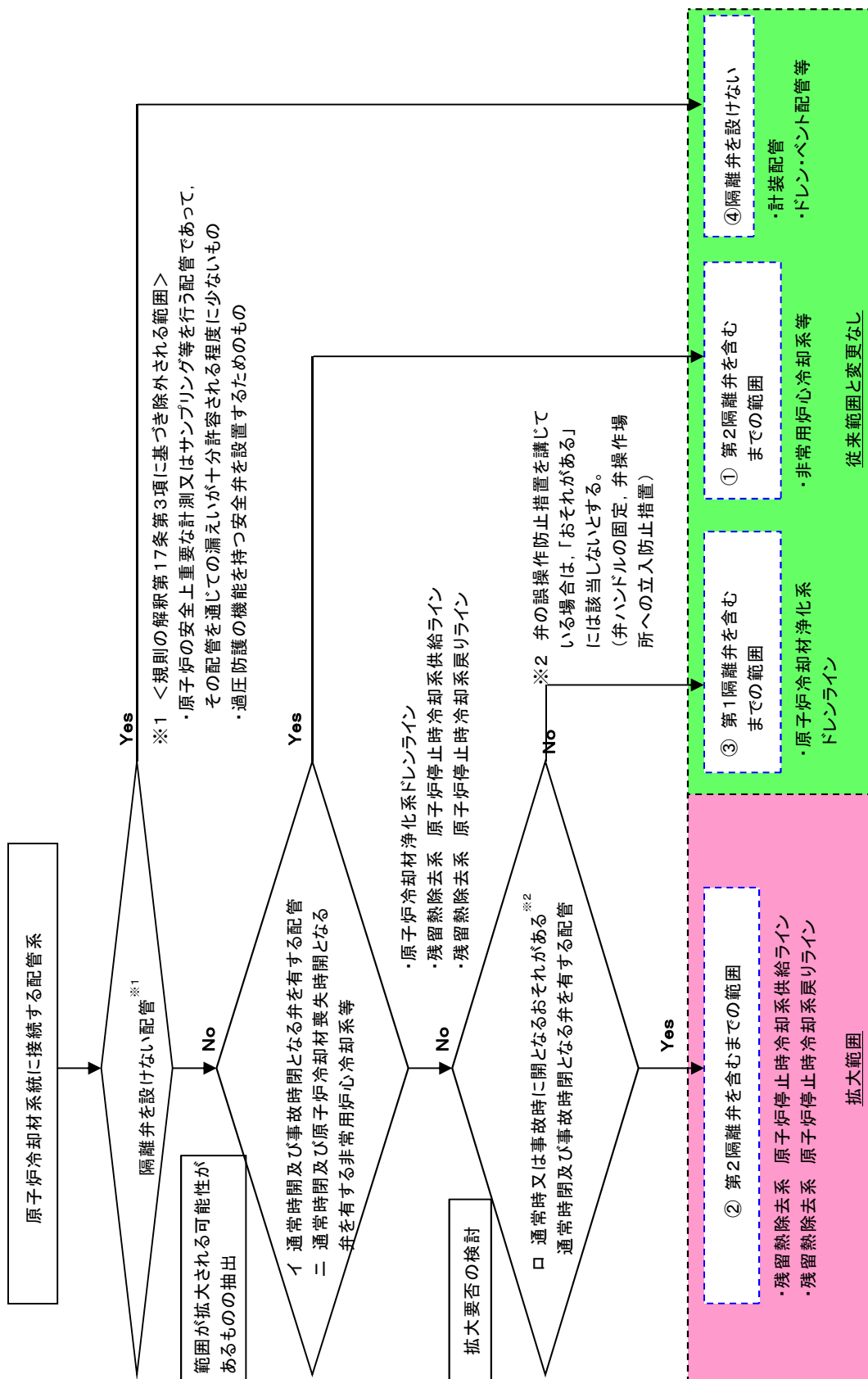


第 2-5 図 配管の製造プロセスフロー図（例）



第 2-6 図 配管の据付プロセスフロー図

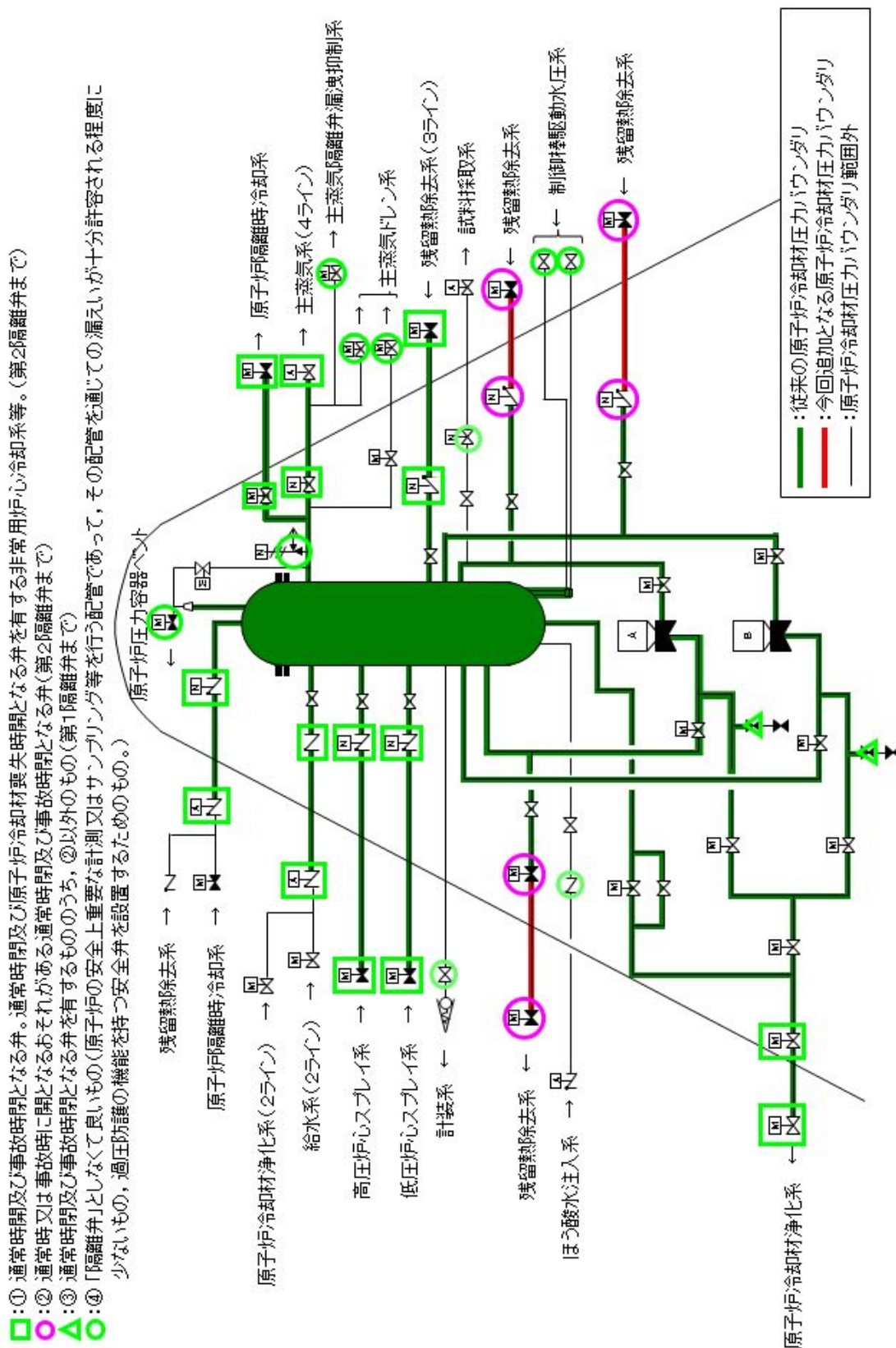




本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

別 1-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ弁抽出フロー





別 2-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ概要図

17 条-2



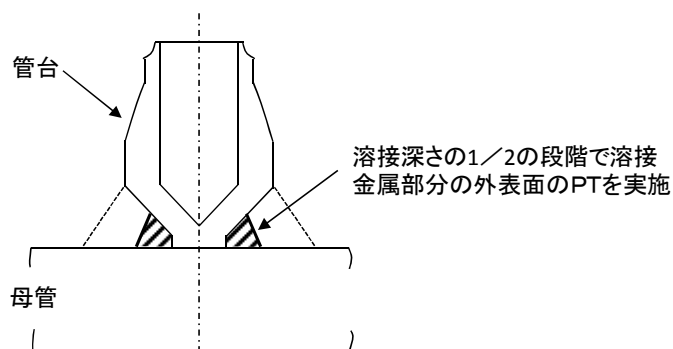
## 管台と母管との溶接継手についての今後の点検の妥当性について

原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径配管の管台と母管の溶接継手については、従前はクラス2機器であったため、クラス1機器の溶接時の検査として要求される1/2PT検査を実施していない。これに鑑み、当該溶接継手の今後の点検の妥当性について検討した。

## 1. 1/2PT検査の方法及び検査目的

1/2PT検査とは、溶接深さの2分の1の外表面に対して浸透探傷試験を行う検査であり、溶接深さの2分の1における溶接欠陥を検出することにより、最終層まで溶接した際に内在する欠陥を未然に防止するために実施される。(別3-1図参照)

検出される欠陥としては、別3-1表に示すものがある。



別3-1図 1/2PT概念図



別 3-1 表 検出される欠陥の種類

想定欠陥	内 容
高温割れ	溶接部の凝固温度範囲又はその直下のような高温で発生する割れ。
低温割れ	溶接後，溶接部の温度が常温付近に低下してから発生する割れ。
スラグ巻込み	溶接金属中又は母材との融合部にスラグが残ること。
融合不良	溶接境界面が互いに十分に溶け合っていないこと。

## 2. 想定される内在欠陥

別 3-1 表の欠陥に対して施工プロセス等を踏まえて以下の観点から発生の可能性を検討した。

### (1) 欠陥ごとに対する対策の観点

#### a. 高温割れ，低温割れ

高温割れについては，その発生防止のため，ステンレス鋼の溶接金属には不純物（リン，硫黄）含有量を低減させるとともに，適切なデルタフェライトを含む成分設計としており，施工時においても高温割れ防止のため，溶接金属や母材熱影響部の強度低下やじん性の低下の観点から層間温度の上限を管理していることから，高温割れが発生する可能性は低い。

また，低温割れについては，主に炭素鋼や低合金鋼にて発生が想定される欠陥であるため，当該部材のオーステナイト系ステンレス鋼においては，低温割れの発生は無い。



b. スラグ巻込み，融合不良

当該箇所は溶接検査対象であることから，第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施し，次の層を溶接する前の形状の修正をする。特にビード間又はビードと開先面の境界は深い谷のような隙間をなくすようにして管理することで，スラグ巻込み，融合不良が発生しないようにしている。また，溶接棒は吸湿により性能劣化となるため，適切に管理された溶接棒の選定をしており，施工法においてもクラス1と同等の要領であることから，スラグ巻込み，融合不良による欠陥発生の可能性は低い。

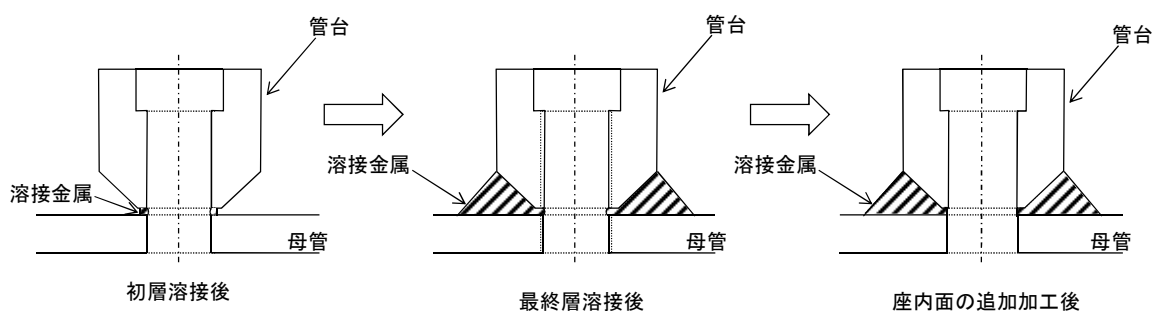
(2) 施工上の観点

a. 残留熱除去系停止時冷却系供給ライン（建設時）

当該箇所については，穴加工された管台と母管の溶接時に管台内面を不活性ガスによりバックパージを実施することで，完全溶け込み溶接としている。また，最終層まで溶接した後に規定する寸法値になるように座内面を追加加工することで開先の裏まで溶け込んだ初層溶接部※が除去されることで，溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は，初層部の開先が狭く，溶接棒の操作性が悪いため，溶接が困難。



別 3-2 図 管台施工概略図



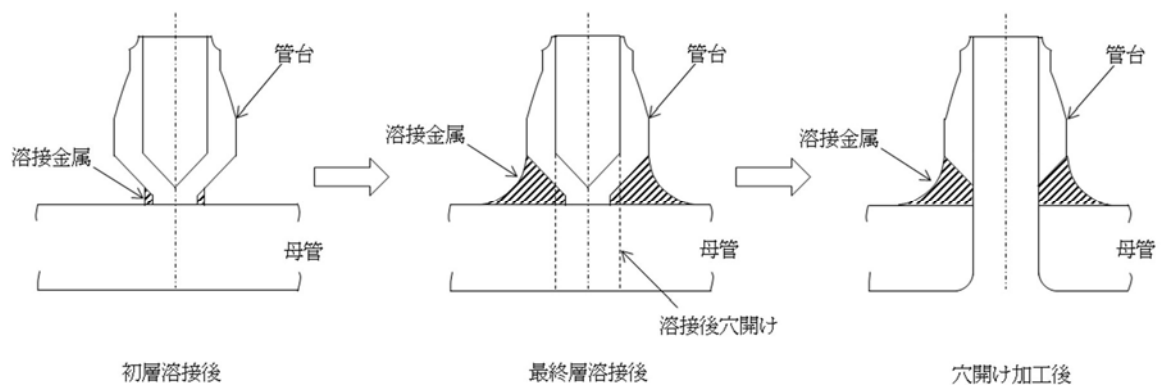
b. 残留熱除去系停止時冷却系戻りライン（改造時）

当該箇所については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部※は穴あけ切削時に除去されることで、溶接による内部欠陥のリスクが低減されている。

また、本施工を現地ではなく溶接がしやすいような作業環境、条件が確保される工場で行っているため、欠陥発生リスクはさらに低減される。

※初層部に溶接欠陥が発生しやすい要因

当該溶接部の開先形状は、初層部の開先が狭く、溶接棒の操作性が悪いため、溶接が困難。



別 3-3 図 管台施工概略図

(3) 検査の観点

当該箇所は、溶接検査対象であることから、当時の法令に従い、適切な手段を経て技術的妥当性が確認された施工法及び技量により施工されている。また、溶接検査にて適切な施工法及び技量が適用されていることを確認しており、溶接施工に関する全ての作業は、都度適切に管理され、溶接の各段階における欠陥発生に対する予防措置が十分に講じられている。



当該溶接部は、溶接検査において 1/2 P T 検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、後工程の最終層 P T 検査、耐圧・外観検査についても合格している。

また、当該溶接部の最終層には上述の欠陥は発生していないことから、1/2 層位置でも同等の品質は得られていると考える。

別 3-2 表 欠陥の発生の可能性

	対策	発生の可能性
高温割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高温割れの原因となる不純物（P，S）低減材の使用。</li> <li>・ 高温割れ防止となるデルタフェライトを含む成分設計を採用。</li> <li>・ 高温割れ防止の観点から、溶接時の収縮ひずみ緩和のため、層間温度の上限の管理を実施。</li> </ul>	無
低温割れ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低温割れが想定される炭素鋼や低合金鋼ではないステンレス鋼を使用。</li> </ul>	無
スラグ巻込み	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 多層盛りの層間でスラグ除去を実施。</li> <li>・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。</li> </ul>	無
融合不良	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 開先や前のビードとの境界を溶かす作業を実施。</li> </ul>	無



	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 国に認可された溶接士がクラス 1 機器と同等の要領で施工している。</li> <li>・ 作業性の観点から、適切に乾燥・保温された溶接棒を使用。</li> </ul>	
--	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

別 3-2 表の検討結果に示すように、当該箇所において、想定される内在欠陥の発生の可能性は考え難い。

なお、ニューシアにより過去に BWR プラントで当該箇所を起因とした損傷事例を調査するとともに、継続的にニューシア情報を確認しているが、内在欠陥を起点とした損傷の情報は、確認されておらず、可能性は極めて小さいと考える。

### 3. 1/2 P T 検査の代替検査の可否

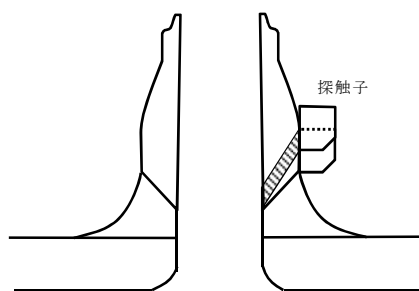
原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の小口径管の管台と母管の溶接継手については、1/2 P T 検査を実施していないが、代替検査として U T 検査（超音波探傷試験による体積検査）、R T 検査（放射線透過試験による体積検査）の実施可否を検討した。

#### (1) U T 検査

以下の理由により、U T 検査では探傷できない。

- ・ 当該溶接部は管台溶接部であり、管台側に斜角探触子を置いて探傷した場合、溶接部に超音波がほとんど入らない。
- ・ 母管内面側からの探傷は、既に当該配管が発電所に据え付けられているため、探触子をアクセスさせることができず、探傷できない。



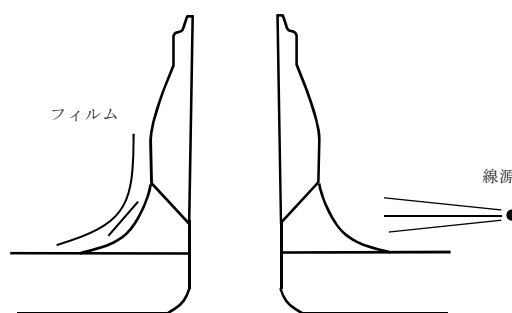


別 3-4 図 U T 検査概略図

## (2) R T 検査

R T 検査では，試験部の放射線の透過厚さが均一であり，フィルム及び透過度計を線源の照射方向に対して直角かつ，試験部に隙間なく設置することで，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影をすることができる。これを満足するような当該の管台溶接の撮影配置を考えると別 3-5 図のとおりとなる。

しかし，この撮影配置では試験部の放射線の透過厚さが均一でなく，また，フィルムは狭隘形状のために試験部に隙間なく設置することができず，溶接規格に規定の濃度及び具備すべき透過度計の基準穴を満足した撮影ができなため，適切な R T 検査を実施することはできない。



別 3-5 図 R T 検査概略図



#### 4. 劣化モード

当該箇所の供用期間中の劣化モードについて、使用条件等から発生の可能性を検討した。検討結果を別 3-3 表に示す。

別 3-3 表 劣化モードの検討

劣化モード	評価	発生の可能性
疲労	<ul style="list-style-type: none"><li>・設計対策※を実施しており、有意な振動及び圧力過渡は受けない。</li><li>・多層盛りの溶接部であり、初層部は除去されているため、応力は内面側が低く、外面側が高いと考えられる。</li><li>・よって、発生の可能性は極めて低いが、劣化モードを想定するならば、外面からの疲労が想定される。</li></ul>	低 (外面から)
S C C	<ul style="list-style-type: none"><li>・プラント運転中は流れがなく、温度も低い。</li></ul> また、使用時間も短いことから S C C の感受性は低く、発生は考えがたい。	無
全面腐食	<ul style="list-style-type: none"><li>・耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。</li></ul>	無
減肉	<ul style="list-style-type: none"><li>・プラント運転中は流れがなく、耐食性に優れたステンレス鋼のため、発生は考え難い。</li></ul>	無

※： ・当該部は、母管からの分岐以降、組合せ 3 方向でサポートされている範囲であり、振動の影響を受けない。

・プラント運転中、当該ラインの第 1 隔離弁は閉止されているため、原子炉冷却材の圧力・温度過渡及び流体振動を直接受けない。



別 3-3 表に示すように、当該ラインに劣化モードを想定するならば外面からの疲労である。ただし、当該ラインは、プラント運転中は隔離されており、出力運転時及びライン使用時ともに従来の原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲に比べ低圧、低温の環境条件に限られることから、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。

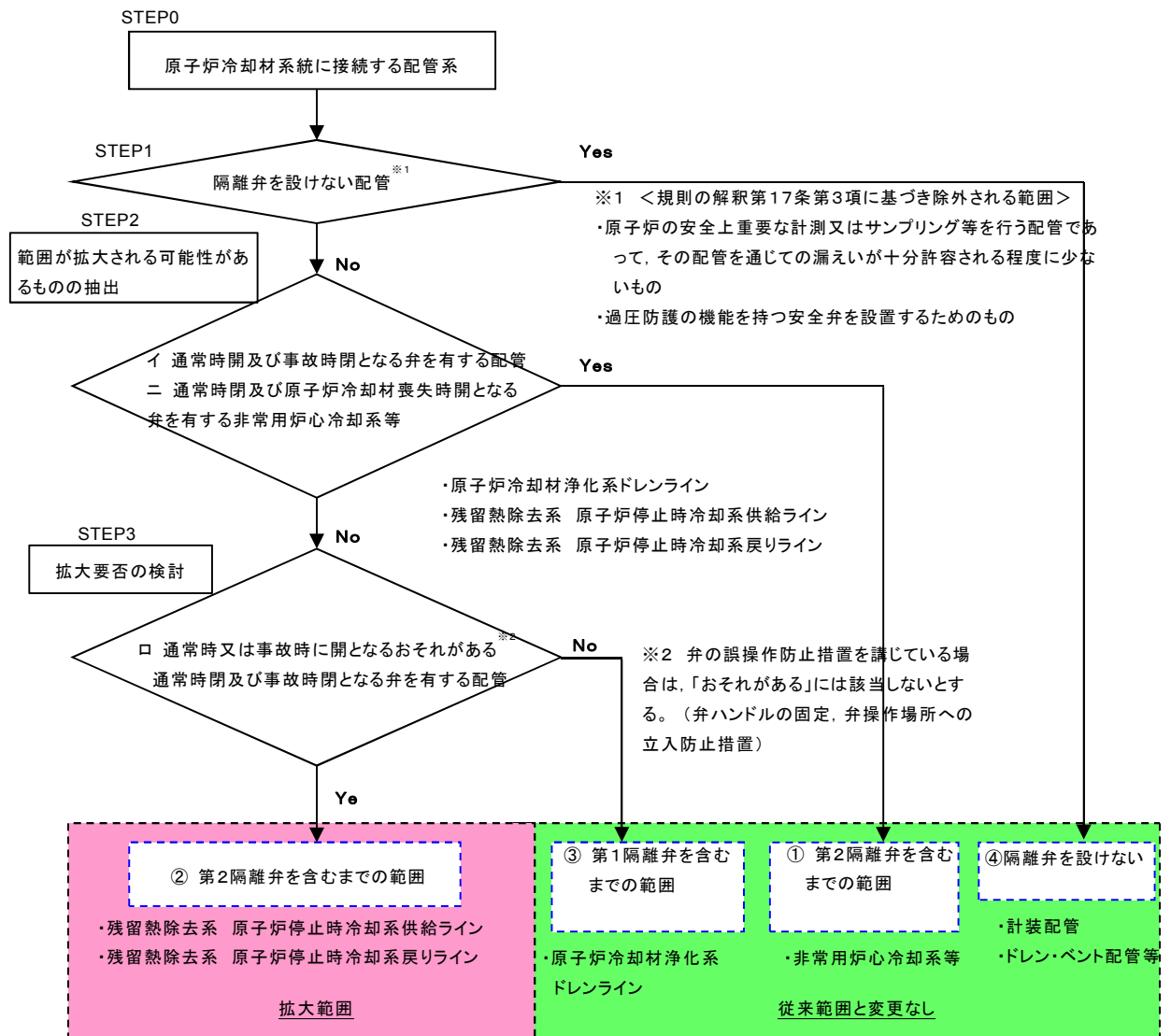
#### 5. 点検方法及び点検頻度

これまでの検討結果より、当該箇所の健全性は確保されているとともに、損傷が発生する可能性は極めて低いと考えられる。このため当該箇所については、維持規格に基づくクラス1機器供用期間中検査に定められる検査方法（漏えい検査）及び検査頻度（100%/1定検）による検査を実施することで健全性を継続監視することが妥当であるとする。

また、当該箇所はこれまでもクラス1機器供用期間中検査に組み込み、漏えい検査を実施しており、異常は認められていない。



## 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出プロセスについて



本フロー図に記載のイ、ロ、ニは、それぞれ「規則の解釈」における第17条第1項第3号 接続配管のイ、ロ、ニに該当する。

## 【抽出プロセス】

## STEP0（母集団の確認）

- ・原子炉圧力容器全体構造図を用いて、原子炉圧力容器のノズルを抽出する。



- ・配管計装線図を用いて、ノズルに接続されている配管を抽出する。
- ・第2隔離弁までの範囲について、要求される機能、配管口径、内部流体を確認する。

#### STEP1（隔離弁を設けない配管（規則の解釈第17条第3項に基づき除外される範囲）の抽出）

- ・原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものを抽出する。

※ その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものとは、液相で36.7mm以下、気相で73.4mm以下の配管を指す。（別紙5参照）

#### STEP2（範囲が拡大される可能性のあるものの抽出）

- ・通常時開及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。
- ・通常時閉及び原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系統等を抽出する。

#### STEP3（拡大要否の検討）

- ・通常時又は事故時に開となる「おそれがある」通常時及び事故時閉となる弁を有する配管を抽出する。

※ 弁の誤操作防止措置を講じている場合は、「おそれがある」には該当しないとし、第1隔離弁を含むまでの範囲とする（2.2 誤操作防止措置対象弁の運用及び管理について参照）。



## 原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方

東海第二発電所において、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径の求め方を以下に示す。

## (1) 前提条件

- a. 原子炉は通常運転状態とする。
- b. 原子炉圧力容器の水位は一定とする。
- c. 制御棒駆動水圧系からの補給水流量は、3.5L/sec であり、常温における補給水量は、209.6kg/min となる。
- d. 原子炉隔離時冷却系の補給水流量は、37.9L/sec であり、常温における補給水量は、2269.9kg/min となる。
- e. 給水系の給水流量変動幅は考慮しない。

## (2) 計算方法

F. J. MOODY “Maximum Flow Rate of Single Component, Two-Phase Mixture” に基づき算出する。

$$A_{\max} = \frac{W}{G}$$

$A_{\max}$  : 最大破断断面積

$W$  : 補給水量

$G$  : 臨界質量速度

(液相) 2,343,681kg/min-m<sup>2</sup>

(気相) 585,920kg/min-m<sup>2</sup>



$$D_{\max} = 2 \times \sqrt{\frac{A_{\max}}{\pi}}$$

$D_{\max}$  : 最大破断直径

### (3) 算出結果

(1), (2) より, 小口径配管が破断した場合でも原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径を別 5-1 表に示す。

この結果から, 小口径配管のうち原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径は, 設計上の余裕をみて液相, 気相それぞれ 25A, 50A を最大としている。

別 5-1 表 原子炉压力容器水位に影響を与えない最大破断直径

	液相	気相
破断断面積 (mm <sup>2</sup> )	1, 057	4, 231
最大破断直径 (mm)	36. 7	73. 4
原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径	25A	50A



差圧検出管・ほう酸水注入系配管を原子炉冷却材圧力バウンダリから除外できる理由

差圧検出管・ほう酸水注入系配管の配管口径は 40A であり原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される配管口径（液相 25A）よりは大きい。しかしながら、原子炉圧力容器外で破断した場合であっても、その漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。

その考え方を以下に示す。

1. 差圧検出管・ほう酸水注入管の概要

差圧検出管・ほう酸水注入管の概要を別 6-1 図に示す。

差圧検出管・ほう酸水注入管は、2 重管構造となっており、差圧検出機能及びほう酸水注入機能を有している。本配管は、原子炉圧力容器内で、ほう酸注入スパージャ及び差圧検出管に分岐される。

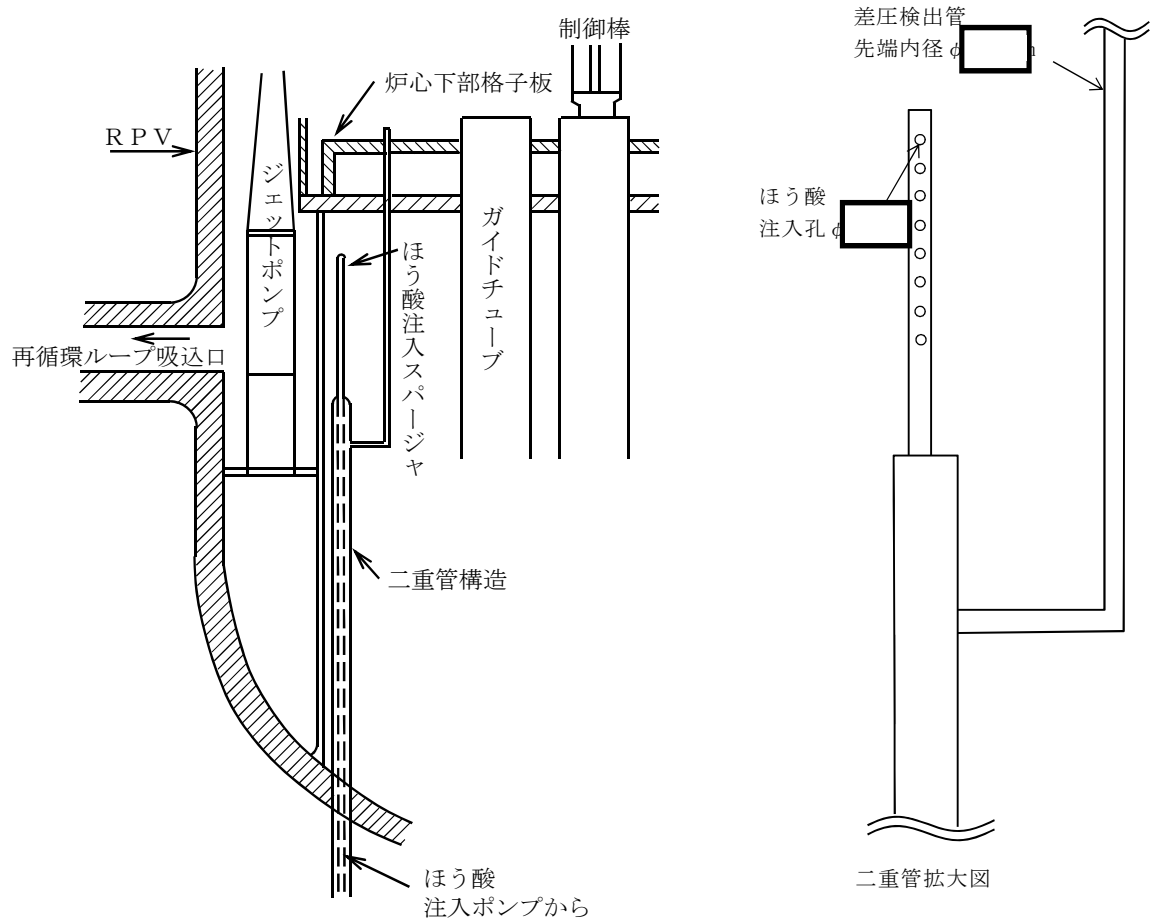
ほう酸注入スパージャには、直径  m の注入孔が  箇所設けられており、ほう酸水注入ポンプで加圧されたほう酸水はそれぞれの注入孔から原子炉内に注入される。

差圧検出管は、2 重管から分岐後、先端は原子炉圧力容器内部で開放されており、原子炉圧力容器内の圧力を検出することができる。差圧検出管の先端内径は  mm である。



## 2. 差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合の原子炉冷却材の流出

原子炉圧力容器の外側で差圧検出管・ほう酸注入管が破断した場合，原子炉冷却材は，ほう酸注入スパージャのほう酸注入孔及び差圧検出管の先端を逆流し，原子炉圧力容器の外側の破断口から漏えいする。したがって，原子炉圧力容器内の開口面積（ほう酸水注入孔及び差圧検出管の先端部の面積の合計）が，原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積より小さければ，差圧検出管・ほう酸注入管の破断口からの原子炉冷却材の漏えい量は，制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないと考えられ，原子炉冷却材圧力バウンダリから除外することができる。



別 6-1 図 差圧検出管・ほう酸水注入管 概要図



### 3. 評価結果

差圧検出管・ほう酸注入管配管の原子炉圧力容器内の開口面積を別 6-1 表に示す。

差圧検出管・ほう酸注入管の原子炉圧力容器内の開口面積は、原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積よりも小さいことから、原子炉圧力容器外でほう酸水注入系配管が破断した場合であっても破断口からの漏えい量は、制御棒駆動系及び原子炉隔離時冷却系からの補給水量よりも少ないため、ほう酸水注入系配管（40A）は原子炉冷却材圧力バウンダリから除外される。

別 6-1 表 差圧検出管・ほう酸水注入系配管の原子炉圧力容器内開口面積

No	項目	面積（mm <sup>2</sup> ）
1	ほう酸水注入孔： <input type="text"/>	<input type="text"/>
2	差圧検出管の先端： <input type="text"/>	
3	No. 1 と No. 2 の合計	
4	原子炉圧力容器水位に影響を与えない最大破断面積	
大小関係		No. 3 < No. 4



## 東海第二発電所

### 運用，手順等説明資料

### 原子炉冷却材圧力バウンダリ



第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

<p>(設置許可基準規則 第17条)</p> <p>一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする。</p> <p>二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする。</p> <p>三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする。</p> <p>四 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。</p> <p>(技術基準規則 第14条) 安全設備</p> <p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができよう、施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第15条) 設計基準対象施設の機能</p> <p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第17条) 材料及び構造</p> <p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p>	
<p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。</p> <p>(技術基準規則 第18条) 使用中の亀裂等による破壊の防止</p> <p>2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。</p> <p>(技術基準規則 第19条) 流体振動等による損傷の防止</p> <p>燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第27条) 原子炉冷却材圧力バウンダリ</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p> <p>(技術基準規則 第28条) 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等</p> <p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。</p>	<p>(技術基準規則 第14条) 2</p> <p>(技術基準規則 第15条) 3</p> <p>(技術基準規則 第17条) 一、八、十五</p> <p>(技術基準規則 第18条) 2</p> <p>(技術基準規則 第19条)</p> <p>上記、技術基準規則各条文については、変更内容が原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の拡大のみであり、設備改良を伴わないことから変更はない。</p>
<p>(設置許可基準規則 第27条 第28条)</p> <p>一 変更なし 従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度、材料である。また、強度・耐震評価において基準を満たしていることを確認している。</p> <p>二 変更なし 隔離装置である第1隔離弁の範囲から第2隔離弁までに変更した。</p> <p>三 変更なし 十分な破壊靱性を有するオーステナイト系ステンレス鋼、又は強度評価において、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる圧力において、瞬間的破壊が生じないことを確認している。</p> <p>四 変更なし 各種測定装置等を設けており、異常を検出した場合は、中央制御室に警報を発するよう設計している。なお、原子炉冷却材圧力バウンダリが拡大した範囲について、漏えいを検出する方法に変更はない。</p>	<p>○範囲が拡大される可能性のあるものの抽出</p> <p>規則の解釈に基づき、従来は原子炉側から見ても第1隔離弁までの範囲としていたものが第2隔離弁を含む範囲に拡大される箇所があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体を対象に確認した。その結果、範囲が拡大される可能性があるものとして以下のラインが抽出された。</p> <p>①原子炉再循環系CUIW入口ドレンライン</p> <p>②残留熱除去系原子炉停止時冷却系供給ライン</p> <p>③残留熱除去系原子炉停止時冷却系戻りライン</p> <p>このうち、①については既に施設により弁ハンドルの固定が行われている手動弁であり、弁の誤操作防止措置を講じていることから、バウンダリの範囲は拡大されない。また、②、③については、通常運転時に当該系統を使用する場合には、隔離弁を開とすることがあることから、バウンダリ拡大範囲とする。</p>
<p>【後段規制との対応】</p> <p>工：工認（基本設計方針、添付書類）</p> <p>保：保安規定（運用、手順に係る事項、下位文書含む）</p> <p>核：核防規定（下位文書含む）</p> <p>【添付六、八への反映事項】</p> <p>添付六、八に反映</p> <p>当該条文に該当しない</p> <p>（他条文での反映事項他）</p>	



運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	施設管理	運用・手順	—
		体制	—
		保守・点検	・原子炉再循環系C UW入口ドレンラインの 第1隔離弁（原子炉再循環ポンプ（A）系CU W入口ドレン弁及び原子炉再循環ポンプ（B） 系C UW入口ドレン弁）は，通常時又は事故時 開となるおそれがないように施設管理を適切 に実施する。
			—



# 東海第二発電所

## 安全保護回路

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



## 第 24 条 安全保護回路

### <目 次>

#### 1. 基本方針

##### 1.1 要求事項の整理

##### 1.2 追加要求事項に対する適合性

###### (1) 位置、構造及び設備

###### (2) 安全設計方針

###### (3) 適合性説明

##### 1.3 気象等

##### 1.4 設備等（手順等含む）

#### 2. 安全保護回路

##### 2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

##### 2.2 安全保護回路の概要

##### 2.3 安全保護回路の物理的分離対策

##### 2.4 外部からの不正アクセス行為防止について

##### 2.5 想定脅威に対する対策について

##### 2.6 物理的分離及び電気的分離について

別紙 1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の基準適合性

別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における、インサイダー等に対する



## セキュリティ対策

別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について，システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

別紙 7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

### 3. 運用，手順説明資料

（別添資料）安全保護回路



## <概 要>

1. において，設計基準事故対処設備の設置許可基準規則，技術基準規則の追加要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，設計基準事故対処設備について，追加要求事項に適合するために必要となる機能を達成するための設備又は運用等について説明する。

3. において，追加要求事項に適合するための運用，手順等を抽出し，必要となる対策等を整理する。



## 1. 基本方針

### 1.1 要求事項の整理

安全保護回路について，設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条において，追加要求事項を明確化する。（第 1.1 表）



第 1.1 表 設置許可基準規則第 24 条及び技術基準規則第 35 条 要求事項

設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備考
発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。	発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。	変更なし
<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p>	変更なし
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	—	変更なし
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p>	変更なし
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p>	変更なし



設置許可基準規則 第 24 条 (安全保護回路)	技術基準規則 第 35 条 (安全保護装置)	備 考
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。</p>	<p>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであること。</p>	<p>追加要求事項</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p>	<p>変更なし</p>
<p>—</p>	<p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>	<p>変更なし</p>



## 1.2. 追加要求事項に対する適合性

### (1) 位置、構造及び設備

#### ロ 発電用原子炉施設の一般構造

### (3) その他の主要な構造

(i) 本原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

##### (s) 安全保護回路

安全保護回路は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするとともに、設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保する設計とする。

安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。

駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、**発電用**原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、**発電用**原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる設計とする。

安全保護回路は、不正アクセス行為に対する安全保護回路の物理的分



離及び機能的分離を行うことで、不正アクセス行為をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-28, 29）（2.2：P24 条-29, 30）（2.3：P24 条-31）（2.4：P24 条-32）（2.5：P24 条-33）（2.6：P24-33, 34）】

計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離した設計とする。

#### へ 計測制御系統施設の構造及び設備

原子炉の適切かつ安全な運転のため、中性子束を測定する炉内核計装設備と水位、圧力、再循環流量等を測定する計装設備、安全保護回路及び制御設備が設けられる。また、通常運転中の原子炉圧力を一定に保つために、圧力制御装置が設けられる。

原子炉の出力制御は、再循環流量の調整及び制御棒位置の調整の2方式により行われる。

##### (1) 計 装

###### (i) 核計装の種類

中性子束は以下のように2つの領域に分けて原子炉内で計測する。

起動領域：固定型計数方式及び 8 チャンネル  
キャンベル方式計装

出力領域：固定型直流方式計装 172 チャンネル

###### (ii) その他の主要な計装の種類

原子炉水位、原子炉圧力、再循環流量、給水流量、蒸気流量、制御棒位置、制御棒駆動用冷却材圧力などの計装装置が設けられる。



## (2) 安全保護回路

安全保護回路（安全保護系）は、「原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）」及び「その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）」で構成する。

安全保護回路は、不正アクセス行為をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-28, 29）（2.2：P24条-29, 30）（2.3：P24条-31）（2.4：P24条-32）（2.5：P24条-33）（2.6：P24-33, 34）】

### (i) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路（原子炉緊急停止系作動回路）は、次に示す条件により原子炉をスクラムさせるため、2つの独立のチャンネルが設けられ、これらの同時動作によって原子炉をスクラムさせる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大



n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置

o. 手 動

なお、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

(ii) その他の主要な安全保護回路の種類

その他の主要な安全保護回路（工学的安全施設作動回路）には、次のものを設ける。

a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖

b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動

c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動

d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(2) 安全設計方針

1.1.5 安全保護系の基本方針



反応度制御系（制御棒）および工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は，多重性と独立性を有する設計とし，実際に起こると考えられる，いかなる単一故障によってもその安全保護機能が妨げられないような設計とする。また，安全保護系は系の遮断，駆動源の喪失等においても安全上許容される状態（フェイル・セーフ又はフェイル・アズ・イズ）になるよう設計する。

安全保護系については，不正アクセス行為をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24 条-28, 29）（2.2：P24 条-29, 30）（2.3：P24 条-31）（2.4：P24 条-32）（2.5：P24 条-33）（2.6：P24-33, 34）】



(3) 適合性説明

(安全保護回路)

第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。



七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

## 適合のための設計方針

### 第1項第1号について

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一誤動作に起因する異常な反応度印加が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えないよう、中性子束高スクラム及び原子炉出力ペリオド短スクラムにより原子炉を停止できる設計とする。

### 第1項第2号について

安全保護系は、設計基準事故時に異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を自動的に作動させる。また自動的に主蒸気隔離弁の閉鎖、非常用炉心冷却系の起動、原子炉建屋ガス処理系の起動を行わせる等の保護機能を有する設計とする。

- (1) 発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムする。
  - a. 原子炉圧力高
  - b. 原子炉水位低
  - c. ドライウェル圧力高
  - d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）



- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

(2) その他主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける設計とする。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動
- e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動



f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウエル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

### 第1項第3号について

安全保護系は，十分に信頼性のある少なくとも2チャンネルの保護回路で構成し，機器又はチャンネルの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても，安全保護機能を失わないように，多重性を備えた設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉緊急停止系作動回路は，検出器，トリップ接点，論理回路，主トリップ継電器等で構成し，基本的に二重の「1 out of 2」方式とする。

安全保護機能を維持するため，原子炉緊急停止系作動回路は，運転中すべて励磁状態であり，電源の喪失，継電器の断線及び検出器を取り外した場合，回路が無励磁状態で，チャンネル・トリップになるようにする。

したがって，これらの単一故障が起きた場合，又は使用状態からの単一の取外しを行った場合においても，その安全保護機能を維持できる。

核計装系は，安全保護回路として必要な最小チャンネル数よりも一つ以上多いチャンネルを持ち，運転中でもバイパスして保守，調整及び校正できる。

したがって，これが故障の場合，故障チャンネルはバイパスし，残りのチャンネルにより安全保護回路の機能が維持できる。

- (2) 工学的安全施設を作動させるチャンネル（検出器を含む）は，多重性



をもった構成とする。

したがって、これらの単一故障、使用状態からの単一の取外しを行った場合においても、その安全保護機能を維持できる。

#### 第1項第4号について

安全保護系は、その系統を構成するチャンネル相互が分離され、また計測制御系からも原則として分離し、独立性を持つ設計とする。

具体例は下記のとおりである。

- (1) 原子炉格納容器を貫通する計装配管は、物理的に独立した貫通部を有する2系列を設ける。
- (2) 検出器からのケーブル及び電源ケーブルは、独立に中央制御室の各盤に導く。各トリップチャンネルの論理回路は、盤内で独立して設ける。
- (3) 原子炉緊急停止系作動回路の電源は、分離・独立した母線から供給する。

#### 第1項第5号について

安全保護系の駆動源として電源あるいは計器用空気を使用する。この系統に使用する弁等は、フェイル・セーフの設計とするか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になるようにし、この現状維持の場合でも多重化された他の回路によって保護動作を行うことができる設計とする。

フェイル・セーフとなる主要なものは以下のとおりである。

- (1) 電源喪失
  - a. スクラム
  - b. 主蒸気隔離弁閉
  - c. 格納容器ベント弁閉



(2) 計器用空気喪失

a. スクラム

b. 格納容器ベント弁閉

また、主蒸気隔離弁以外の工学的安全施設を作動させる安全保護系の場合、駆動源である電源の喪失時には、系統を現状維持とする設計とする。

系統の遮断やその他、火災、浸水等不利な状況が発生した場合でも、この工学的安全施設作動回路及び工学的安全施設自体が多重性、独立性を持つことで発電用原子炉施設を十分に安全な状態に導くよう設計する。

第1項第6号について

安全保護系のアナログ回路は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させない措置を実施することで物理的に分離するとともに、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、防護装置（片方向のみの通信を許可する装置）を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限することで機能的に分離し、外部からの不正アクセスを防止する設計とする。

また、発電所での出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とする。

【説明資料（2.1：P24条-28, 29）（2.2：P24条-29, 30）（2.3：P24条-31）（2.4：P24条-32）（2.5：P24条-33）（2.6：P24-33, 34）】

第1項第7号について

安全保護系と計測制御系とは電源、検出器、ケーブル・ルート及び原子炉格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

安全保護系は、原子炉水位及び原子炉圧力を検出する計装配管ヘッダの一



部を計測制御系と共用すること及び核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用される以外は計測制御系とは完全に分離する等，計測制御系での故障が安全保護系に影響を与えない設計とする。

安全保護系と計測制御系で計装配管を共用する場合は，安全保護系の計装配管として設計する。

また，核計装等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

### 1.3 気象等

該当なし

### 1.4 設備等（手順等含む）

## 6. 計測制御系統施設

### 6.3 原子炉プラント・プロセス計装

#### 6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため，核計装のほかに，発電用原子炉施設の重要な部分には，すべてプロセス計装を設ける。原子炉プラント・プロセス計装は，温度，圧力，流量，水位等を測定及び指示するものであるが，一部を除き必要な指示及び記録計器は，すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉圧力容器計装，再循環回路計装，原子炉給水系及び蒸気系計装，制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

発電用原子炉の停止，炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは，設計基準事故時においても監視でき確



実に記録及び保存ができる。

### 6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるように、プロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。
- (5) 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの3つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。

### 6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第6.3-1表に示す。

### 6.3.4 主要設備

#### (1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要がある項目は、水位、圧力、容器



胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は差圧形検出器で連続的に測定され、指示及び記録される。水位高及び水位低で警報が出され、水位低下が更に大きい場合には、原子炉スクラム信号が出される。原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2 個のＯリング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、ドレン・ラインの圧力が測定及び指示され、圧力高で警報が出される。

## (2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

## (3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録される。

## (4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水压系、スク



ラム・アキュムレータ及びスクラム・ディスチャージ・ボリューム並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水压系では、原子炉と駆動水压系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

スクラム・アキュムレータ及びディスチャージ・ボリューム系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、ディスチャージ・ボリューム水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、ディスチャージ・ボリュームの水位高で警報が出される。ディスチャージ・ボリュームの水位が更に高くなれば、原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

#### (5) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、ドライウェル内ガス冷却装置のドレン量、格納容器内サンプル水量の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。また、格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定によっても漏えいを検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

#### (6) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ドライウェル及びサブプレッション・チェンバ系では、ドライウェル圧力及びサブプレッション・プールの水温及び水位が計測され、ドライウェル圧力高で原子炉はスクラムされる。



ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

#### 6.3.5 試験検査

原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

#### 6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲内で監視することができる設計としている。
- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は，設計基準事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は，「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出することができる設計としている。



## 6.6 安全保護系

### 6.6.1 概 要

安全保護系は、原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（**低圧注水系**起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

### 6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあつては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。



- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。
- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

【説明資料 (2.1 : P24 条-28, 29) (2.2 : P24 条-29, 30) (2.3 : P24 条-31)  
(2.4 : P24 条-32) (2.5 : P24 条-33) (2.6 : P24-33, 34)】

#### 6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図から第 6.6-3 図に、その他主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

#### 6.6.4 主要設備

##### (1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには、1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

a. 原子炉圧力高



- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高
- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束指示低（平均出力領域計装）
- g. 中性子計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第 6.6-1 表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようにバイパスされる。

- (a) 「停止」このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム



ム信号も手動でバイパス可能である。

- (b) 「燃料取替」 このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム・デイスチャージ・ボリューム水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。
- (c) 「起動」 このモードは原子炉を起動し、最高で定格の約 5%まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。
- (d) 「運転」 このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

## (2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものが設けられる。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動



d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

### (3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の 50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第 6.6-1 図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも 1 個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は，各ソレノイド・グループ回路ごとに 2 つずつ直列につないで，継電器接点が 1 つ単独で故障して開かない場合



でも、スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

#### (4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また運転監視補助装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

#### (5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が



生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に 2 個の 3 方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の 2 チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2 個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが原子炉を停止させる場合、1 本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

#### (6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第 6.6-2 図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用 M-G 装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の 480V 交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

MG セットを保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

### 6.6.5 試験検査

(1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

- a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認
- b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごとの鍵付テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁



ソレノイドの無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちb. 及びc. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

#### 6.6.6 手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定め、適切な管理を行う。

- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定める。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。



第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

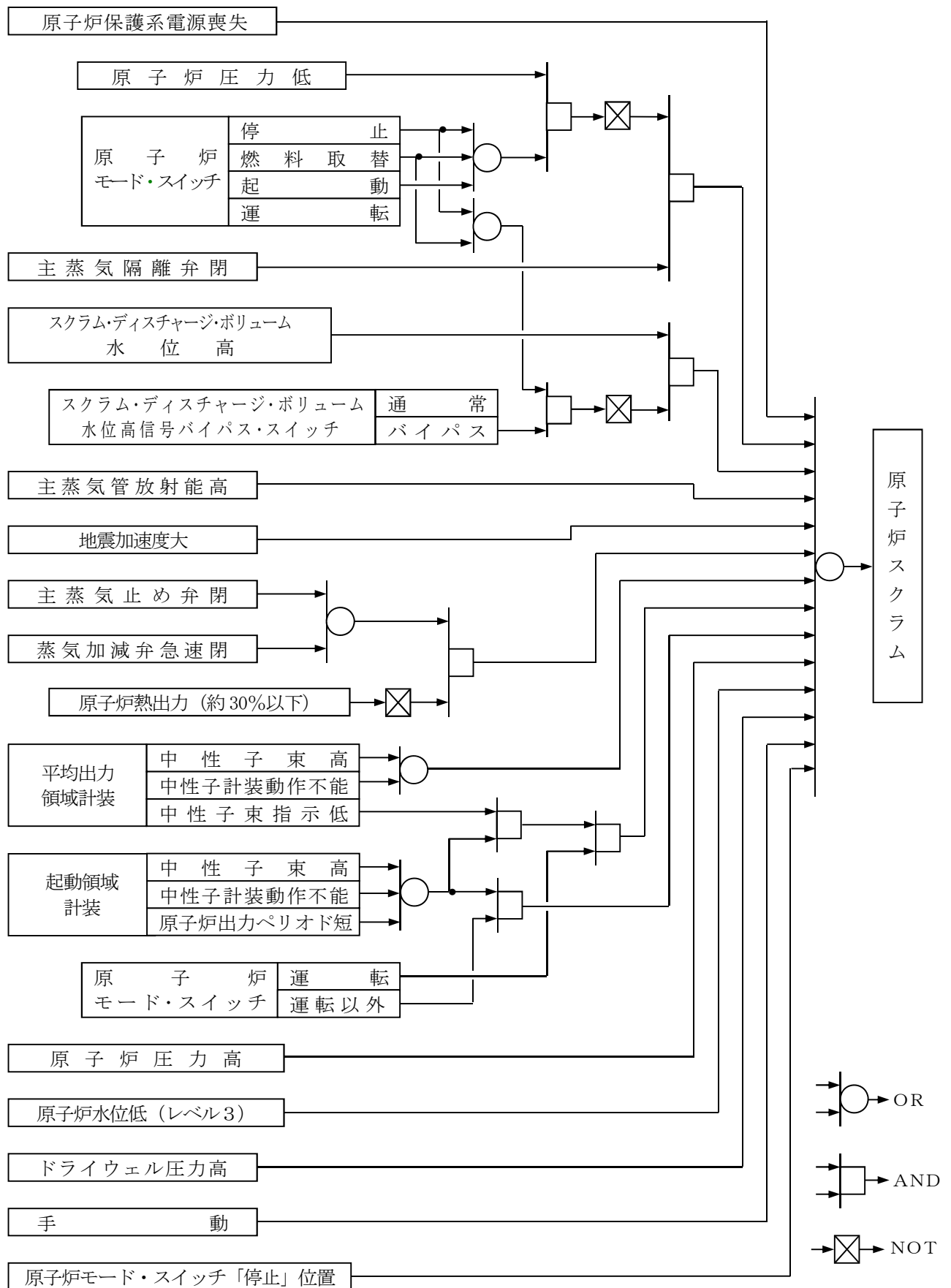
項 目	名 称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環ポンプ出入口差圧 炉心流量 再循環ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び 蒸気系計装	原子炉給水流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水压系との差圧 駆動ヘッダ流量 制御棒駆動機構温度
漏えい検知系計装	ドライウェル内ガス冷却装置ドレン量 格納容器内サンプ水量 格納容器内雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラ ント・プロセス計装	ドライウェル圧力 サプレッションプール水温，水位 ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

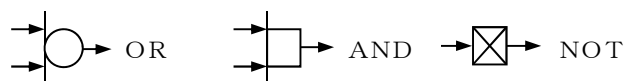
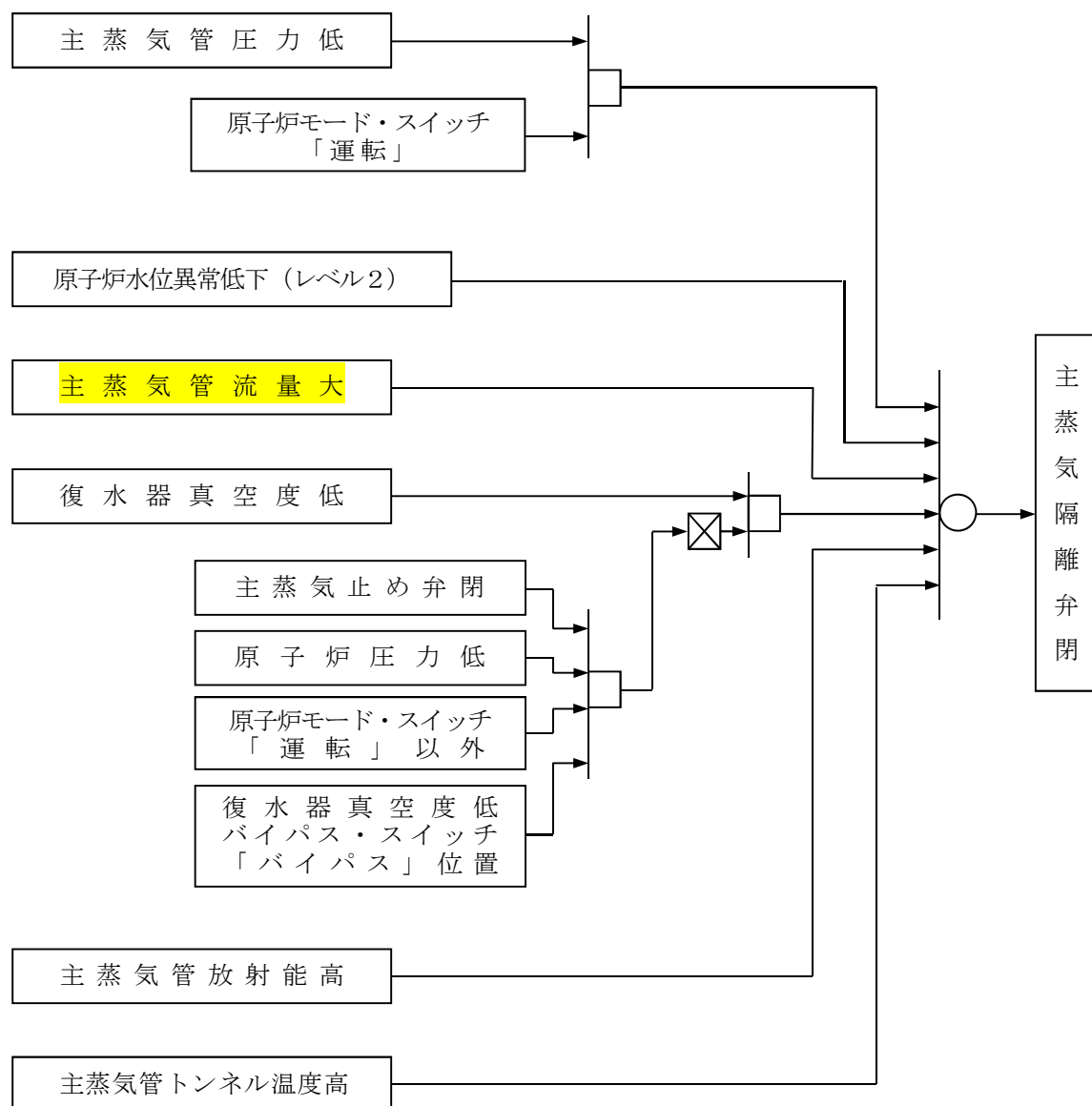
信号の種類	保護機能の種類	設定値
原子炉水位低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,370cm (ベッセルゼロより上) (レベル3)
原子炉水位異常低下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動	1,245cm (ベッセルゼロより上) (レベル2)
	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 自動減圧系作動	960cm (ベッセルゼロより上) (レベル1)
ドライウエル圧力高	低圧炉心スプレイ系起動 低圧注水系起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動	13.7kPa [gage]
主蒸気管圧力低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主蒸気流量高	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の140%相当
復水器真空度低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主蒸気管放射能高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原子炉建屋放射能高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10倍以下





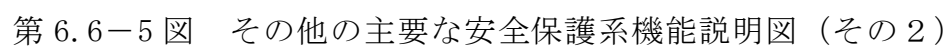
第 6.6-3 図 原子炉緊急停止系機能説明図





第 6.6-4 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）







## 2. 安全保護回路

### 2.1 安全保護回路の不正アクセス行為防止のための措置について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条（安全保護回路）第 1 項第六号において、『不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。』が要求されている。

東海第二発電所の安全保護回路は，電子計算機を使用しておらずアナログ回路で構成しているが，検出信号処理において一部デジタル処理部を行う機器がある。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）の不正アクセス行為による被害防止については，デジタル処理部のある機器も含め，下記の対策を実施している。

#### (1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

#### (2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信されるのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。



(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護系の信号はアナログ信号であり，外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

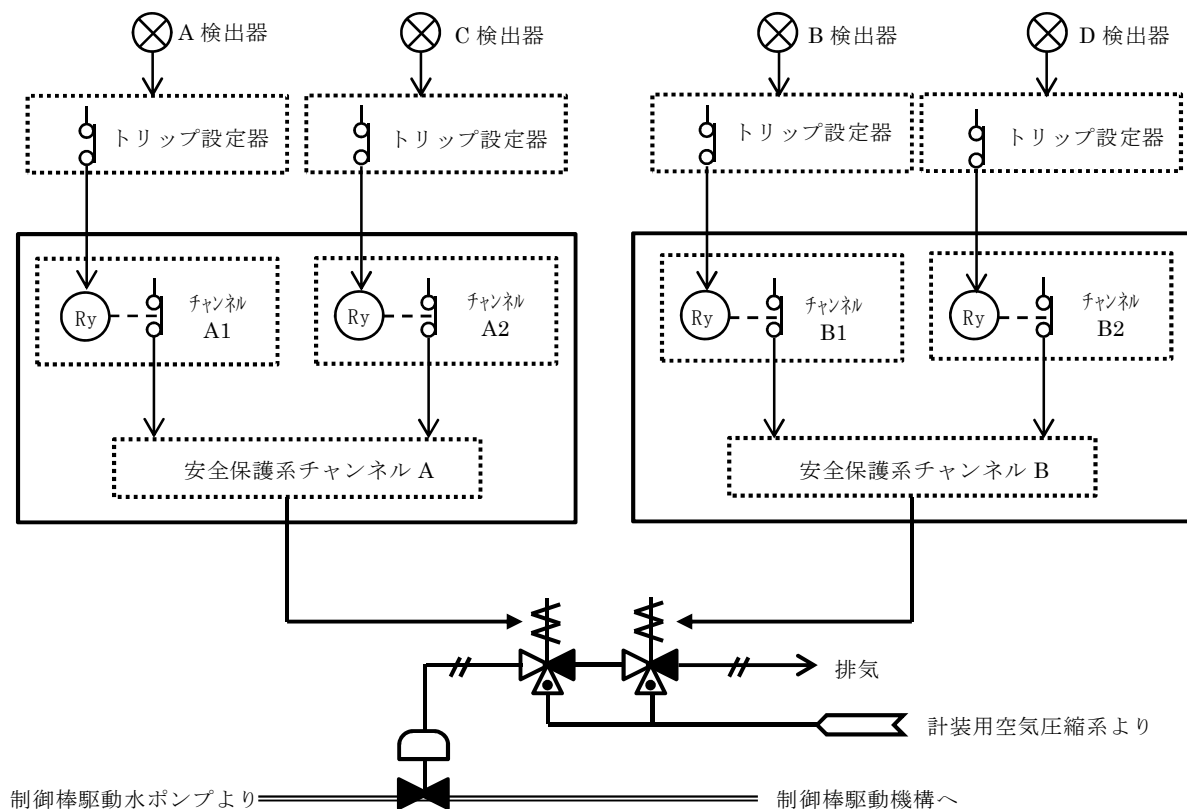
ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。



## 2.2 安全保護回路の概要

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路である。従って，ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。例として，原子炉緊急停止系の構成例を第2.2図に示す。

安全保護回路は，検出器からの信号を受信し，原子炉緊急停止系を自動的に作動させる回路と，工学的安全施設を作動させる信号を発する工学的安全施設作動回路で構成しており，多重性及び電氣的・物理的な独立性を持たせている。



第2.2図 原子炉緊急停止系の構成例



### 2.3 安全保護回路の物理的分離対策

安全保護回路は，不正アクセスを防止するため，安全保護系盤等の扉には施錠を行い，許可された者以外はハードウェアを直接接続できない対策を実施している。



第 2.3 図 安全保護系盤及びデータ収集端末

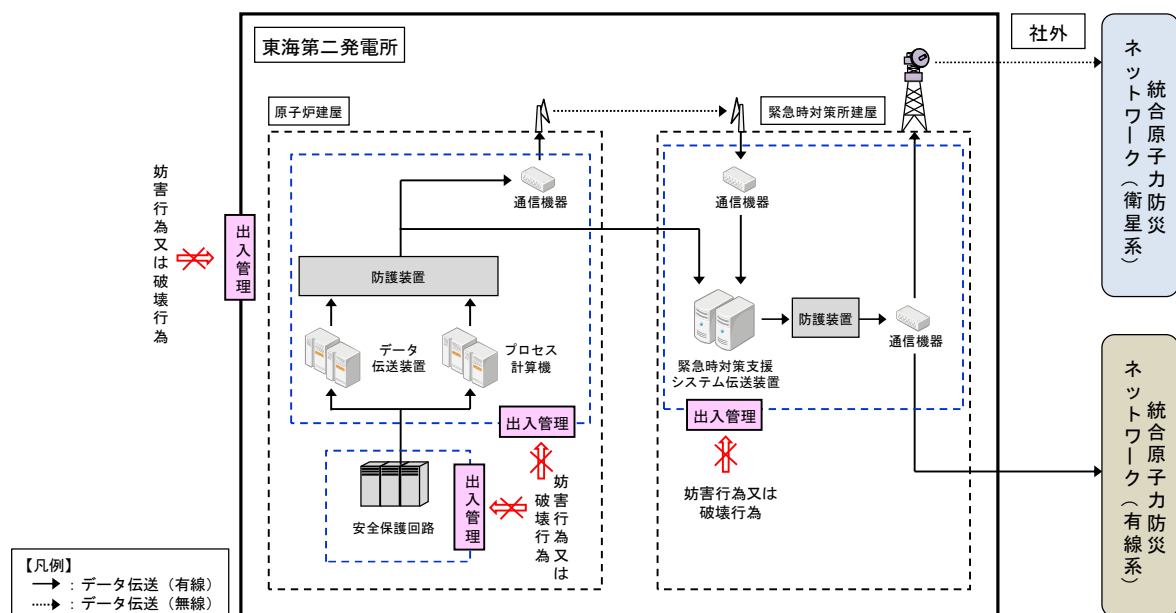


## 2.4 外部からの不正アクセス防止について

安全保護回路は、外部ネットワークと直接接続は行っていない。外部システムと接続する必要がある計算機については、防護装置を介して接続され、外部からのデータ書き込み機能を設けないことでコンピュータウイルスの侵入等を防止している。

また、外部からの妨害行為または破壊行為については、出入管理により関係者以外の接近を防止している。

外部ネットワークとの接続構成概略図を第 2.4 図に示す。



第 2.4 図 外部ネットワークとの接続構成概略図



## 2.5 想定脅威に対する対策について

デジタル処理を行っている機器については、工場製作段階から第 2.5 表に示す想定脅威に対する対策を行っている。

第 2.5 表 想定脅威に対する対策（工場製作及び出荷）

想定脅威		対策
外部脅威	外部からの侵入	ソフトウェアの設計データの製作環境は外部に接続しない環境で製作
内部脅威	設備の脆弱性	安全保護系のソフトウェアは供給者独自ソフトウェアにて構築
	不正ソフトウェア利用	不正ソフトウェアが無いことを確認した環境で、ソフトウェア設計を実施
	持込機器・媒体による改ざん・漏えい	作業専用端末による作業
	作業環境からの不正アクセス	作業環境での第三者のソフトウェアへの不正アクセスを防止
人的要因	作業ミス，知識不足による情報漏えい等	情報セキュリティ教育の実施

## 2.6 物理的分離及び電気的分離について

### (1) 物理的分離について

安全保護回路と計測制御系とは電源、ケーブル・ルート及び格納容器を貫通する計装配管を、原則として分離する設計とする。

計測制御系のケーブルを安全保護回路のケーブルと同じケーブル・ルートに敷設した場合には、安全保護回路のケーブルと同等の扱いとする設計とする。

安全保護回路と計測制御系で計装配管を共用する場合は、安全保護回路の計装配管として設計する。

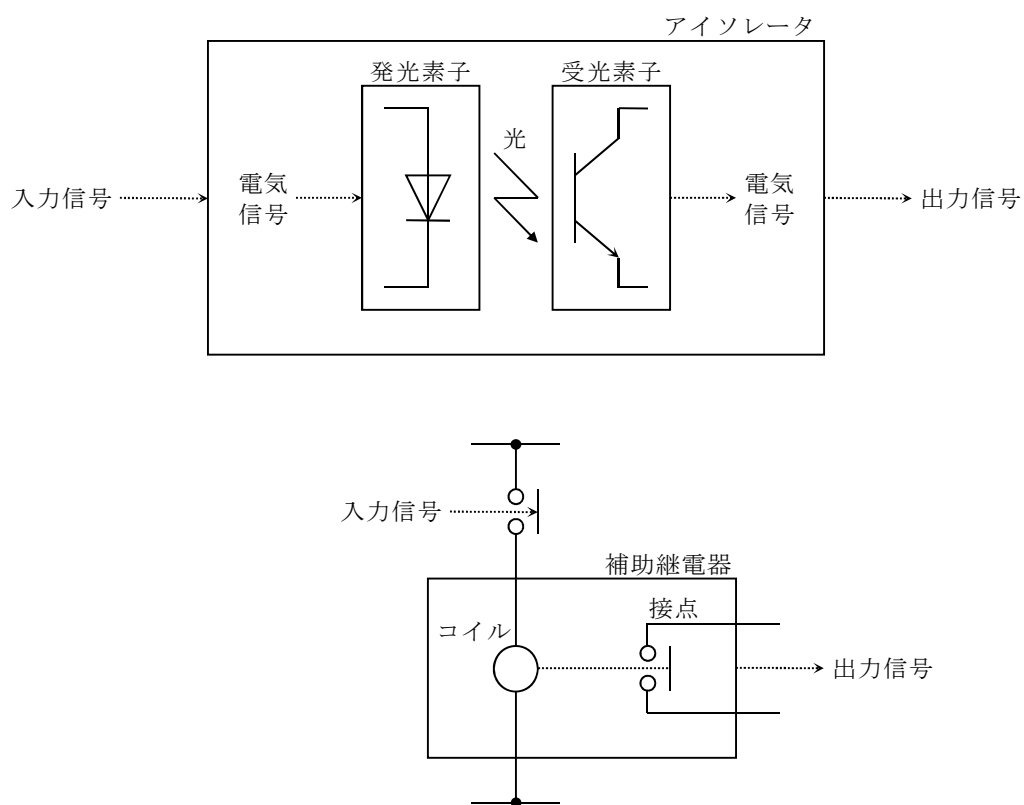
### (2) 電気的分離について

安全保護回路からインターフェース部（計測制御系）の分離は、アイソレータや補助継電器等の隔離装置（第2.6図参照）を用いて電気的分離



(計測制御系で短絡等の故障が生じて安全保護回路に影響を与えない)を行う。

核計装系等の検出部が表示，記録計用検出部と共用しているが，計測制御系の短絡，地絡又は断線によって安全保護回路に影響を与えない設計とする。



第 2.6 図 隔離装置（アイソレータ及び補助継電器）



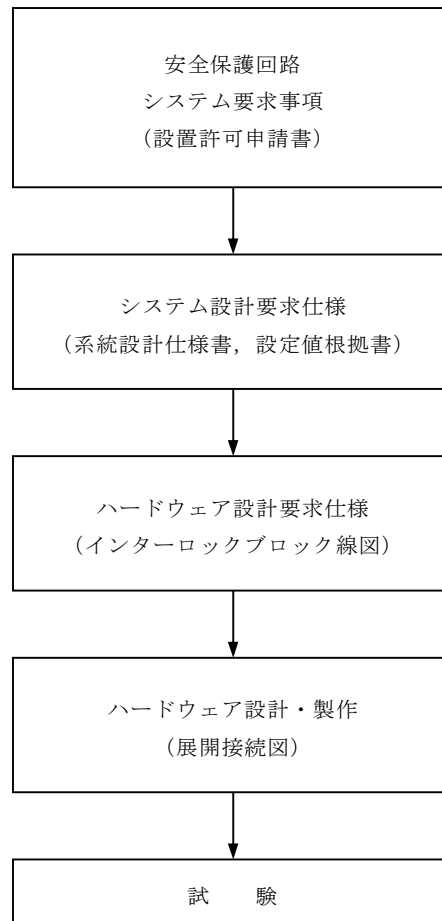
## 別紙 1 アナログ型安全保護回路について、承認されていない動作や変更を防ぐ設計方針

アナログ型の安全保護回路は、論理回路がハードワイヤーロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成され制御盤内に設置している。

当該回路に対し、承認されていない動作及び変更を防ぐ措置として以下を実施している。

- ・安全保護回路の変更が生じる場合は、上流文書から下流文書（第1図参照）へ変更内容が反映されていることを設備図書で承認する。
- ・改造後はインターロック試験や定期事業者検査等にて、安全保護回路が正しく動作することを複数の人間でチェックしている。
- ・中央制御室への入域に対しては、出入管理により関係者以外のアクセスを防止している。
- ・安全保護回路及び設定値を変更するには、中央制御室にて発電長の許可を得て、発電長の管理する鍵を借用する必要がある、外部からの人的妨害行為又は破壊行為を防止している。





第 1 図 安全保護回路の設計・製作・試験の流れ（例）



## 別紙 2 今回の設置許可申請に関し、安全保護回路に変更を施している場合の 基準適合性

2011 年 3 月の運転停止以降の安全性向上対策工事等（新規制対応工事含む）のうち、安全保護回路の変更に係る工事を抽出し、確認を行った。第 1 図の抽出フローに基づき抽出した結果、SA 対策で実施する自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチ設置が抽出された。

安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果を第 1 表に、抽出された設備についての個別の確認結果を(1)に示す。また、過渡時自動減圧機能及び A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）については、安全保護回路に変更を施しておらず、安全保護回路と電氣的・物理的に分離されており安全保護回路に悪影響を与えない設計とする（参考 1）。

### (1) 自動減圧系の起動阻止スイッチについて

#### a. 目的

原子炉停止機能喪失事象においては、原子炉が臨界状態であるため、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の急激な流量増加は、正の反応度印加を引き起こし、原子炉出力の急上昇につながる。このため原子炉停止機能喪失事象発生時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動しないように、起動阻止スイッチを設置する。

#### b. 起動阻止スイッチ

自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路を第2図に示す。この起動阻止スイッチは、単一故障により、自動減圧系の機能を阻害しないように、また、多重化された自動減圧系の独立性に悪影響がないように自動減圧系の論理回路ごとに設ける設計としている。

#### c. 自動減圧系への影響について

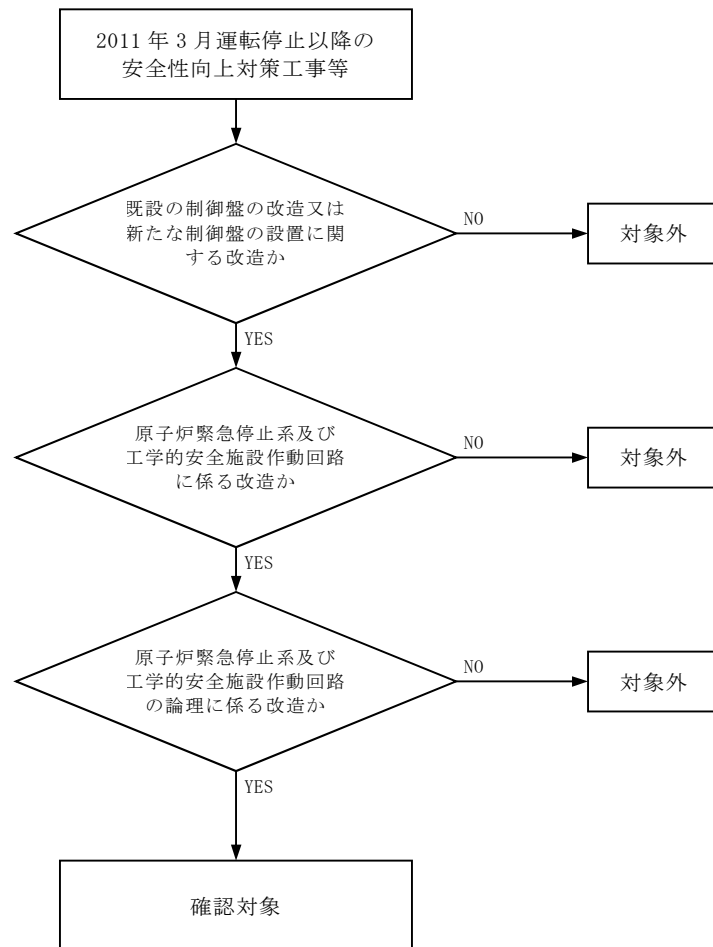


追加設置する自動減圧系の起動阻止スイッチが、自動減圧系に対して悪影響を与えないことを以下に示す。

設置許可基準規則 第 24 条（安全保護回路）	自動減圧系への影響
<p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p>	<p>起動阻止スイッチは、原子炉停止機能喪失事象時に手動で自動減圧系を阻止するものであり、運転時の異常な過渡変化時には使用しないため問題ない。</p>
<p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p>	<p>自動減圧系の多重性、独立性に悪影響を与えないよう、区分ごとに起動阻止スイッチを設置しているため問題ない。</p>
<p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p>	<p>自動減圧系は、駆動源である電源の喪失で系の現状維持（フェイル・アズ・イズ）、その他の不利な状況が発生した場合でも多重性、独立性をもつことで原子炉を十分に安全な状態に導くようにしている。追加する起動阻止スイッチはこの安全保護動作を阻害するものではない。</p>
<p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p>	<p>阻止回路はアナログで構成しており、不正アクセス行為による影響を受けない。</p>
<p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p>	<p>計測制御系とは共用していないため、影響はない。</p>



設置許可基準規則 第 12 条（安全施設）	自動減圧系への影響
4 安全施設は，その健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。	起動阻止スイッチを設置することで自動減圧系の試験に影響を与えることはない。



第 1 図 安全保護回路の変更に係る改造抽出フロー

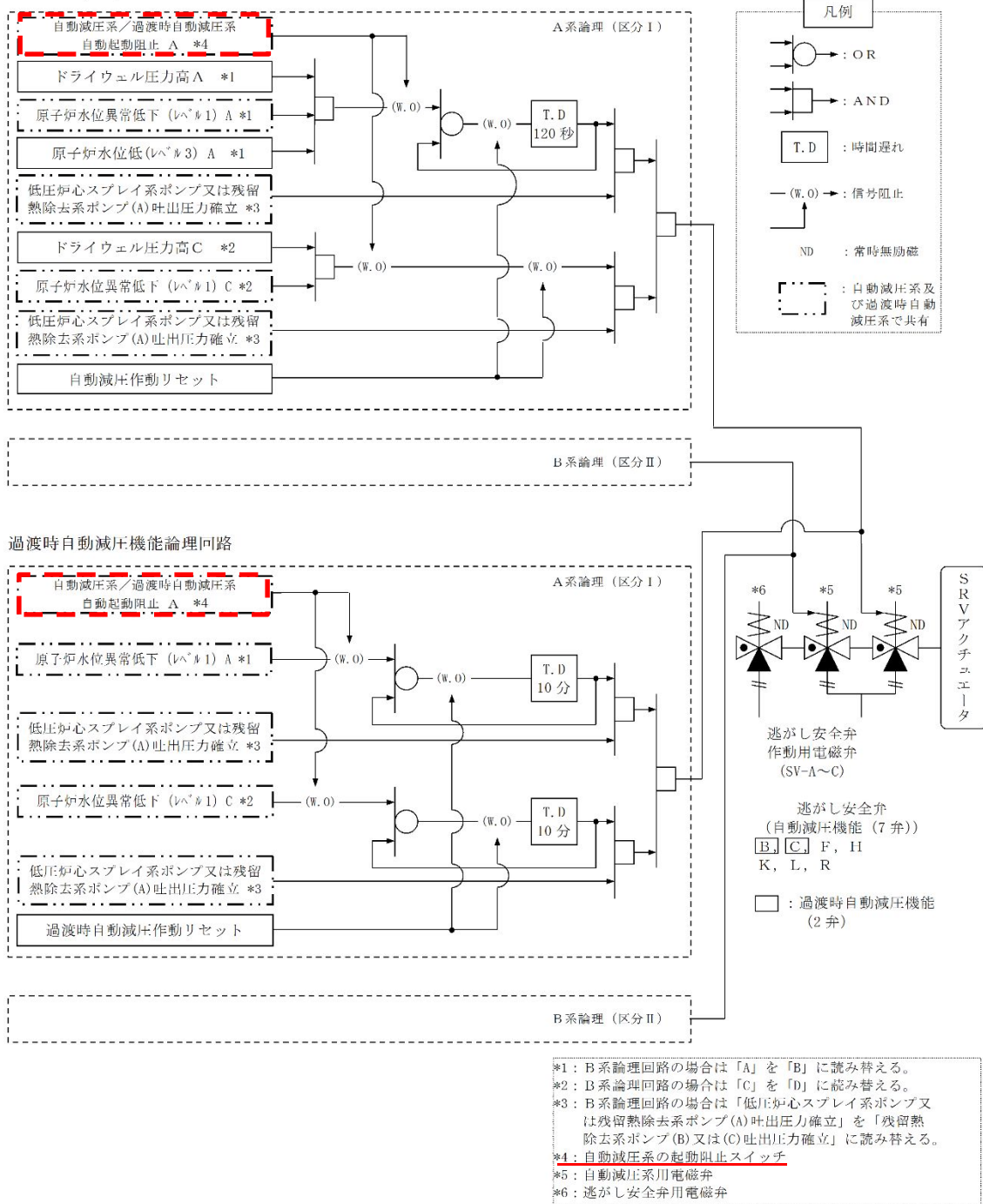


第 1 表 安全保護回路の変更に係る設備の抽出結果

改造概要	条文	安全保護回路への 影響評価
A T W S 時に自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動を阻止する手動阻止回路を追加する。	44 条	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止スイッチは自動減圧機能論理回路の関連回路として安全保護回路と同等に扱うものとする。これらは安全保護回路と同様，計測制御系統施設や他の重大事故等対処設備から物理的，電氣的に分離する。さらに，安全保護回路として多重化しそれぞれの区分は互いに物理的，電氣的に分離する。



自動減圧機能論理回路



第 2 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の作動回路図



## 参考 1 新規制対応設備の安全保護回路への影響について

### 1. 過渡時自動減圧機能について

#### (1) 目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

#### (2) 自動減圧系への影響について

過渡時自動減圧機能の論理回路は別紙2（第2図）のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計としている。

第1図のとおり、原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計としている。







## 2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）について

### (1) 目的

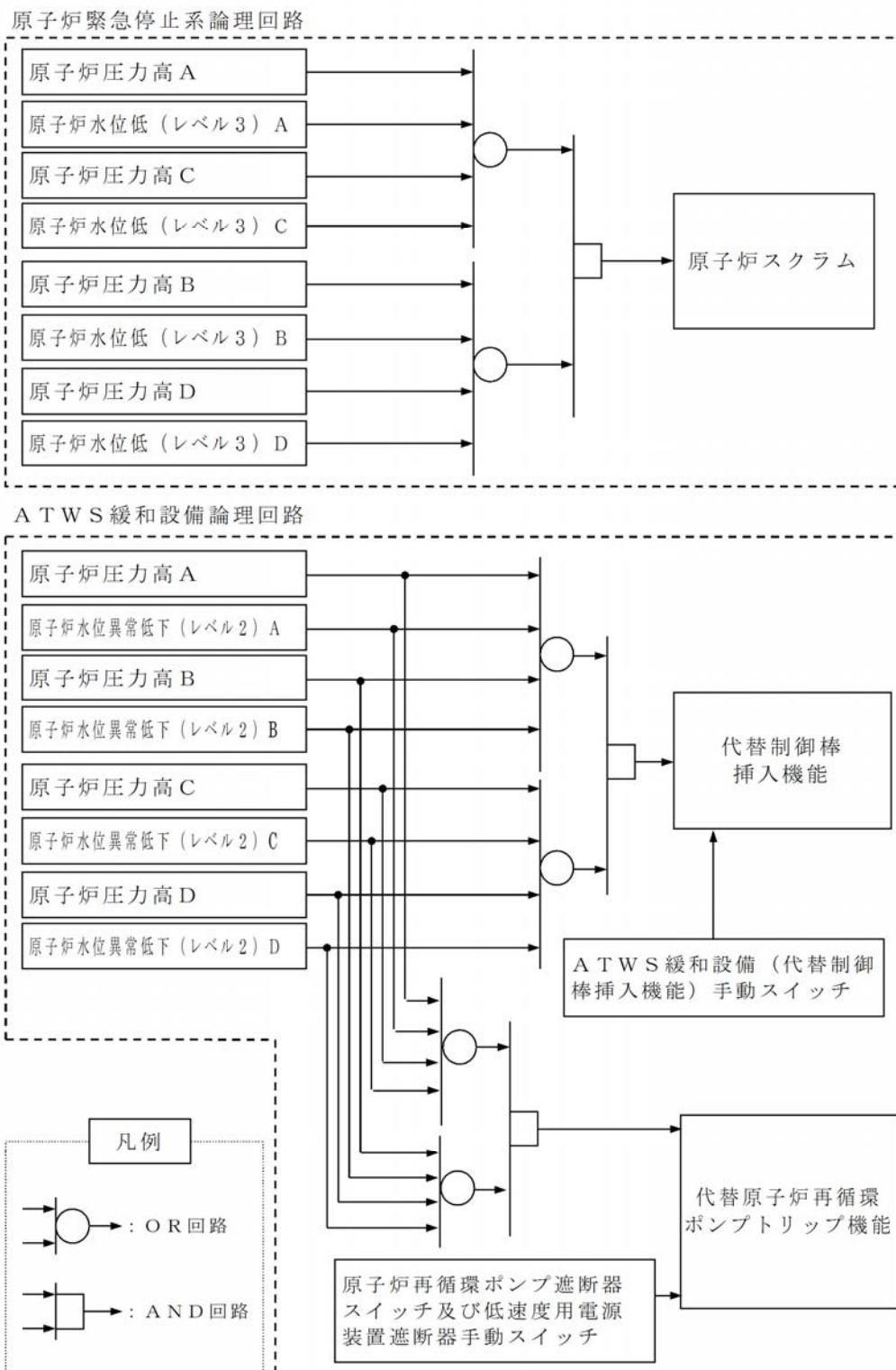
代替制御棒挿入機能は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉緊急停止系から独立した回路により、計器用空気配管上に設置したスクラム・パイロット弁とは別のソレノイドが励磁され排気弁を開放し、全制御棒を挿入することにより原子炉出力を低下させることを目的とする。

### (2) 原子炉緊急停止系への影響について

代替制御棒挿入機能の論理回路は第 2 図のとおり、検出器から論理回路まで、原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計としている。

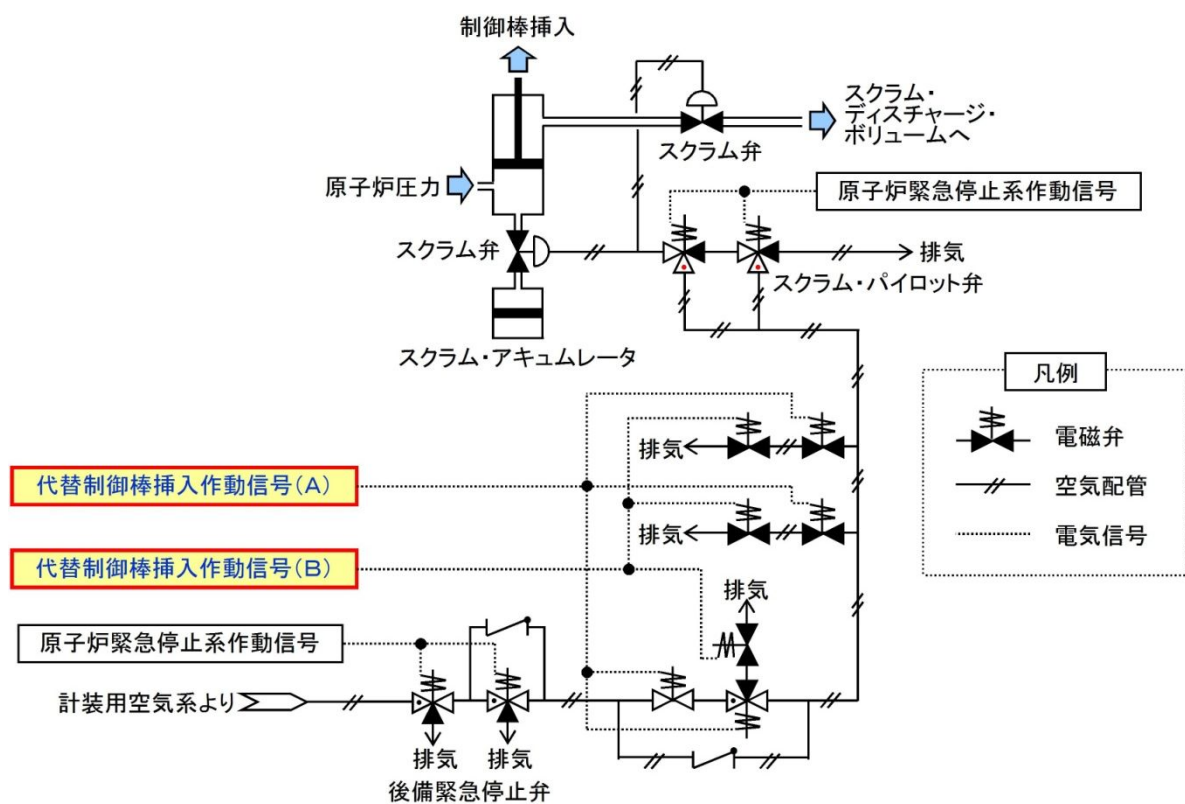
なお、代替制御棒挿入機能の作動電磁弁についても、第 3 図のとおり代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系では独立した構成となっている。





第 2 図 原子炉緊急停止系及び代替制御棒挿入機能の論理回路図





第 3 図 作動電磁弁について



### 別紙 3 アナログ型安全保護回路の不正アクセス行為等の防止対策

アナログ型安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤロジック（補助継電器や配線によるアナログ回路）で構成しているが，一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。安全保護回路（原子炉緊急停止系，工学的安全施設作動回路）について，検出器から論理回路の入口までの構成機器に対しアナログ・デジタルの有無を抽出した。安全保護系構成概略図を第 1 図，抽出結果を第 1 表，第 2 表に示す。安全保護回路にはプロセス放射線モニタ盤の演算処理装置及び中性子束計装モニタ盤の演算処理装置にデジタル回路が含まれる。ただし，当該演算処理装置は外部ネットワークと直接接続しないことにしている。さらに，出入管理により外部からの妨害行為または破壊行為を防止していることから不正アクセス行為による被害を受けることはない。

#### (1) 物理的及び電氣的アクセスの制限対策

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，電氣的アクセスについては，安全保護回路を有する制御盤を施錠管理とし，デジタル処理部を持つ機器からデータを採取するデータ収集端末にはデジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けるとともに，データ収集端末を施錠管理された場所に保管することで管理されない変更を防止している。

#### (2) ハードウェアの物理的な分離又は機能的な分離対策

安全保護回路の信号は，安全保護回路→プロセス計算機・データ伝送装置→防護装置→緊急時対策支援システム伝送装置→防護装置を介して外部に伝送している。この信号の流れにおいて，安全保護回路からは発信され



るのみであり，外部からの信号を受信しないこと，及びハードウェアを直接接続しないことで物理的及び機能的分離を行っている。

(3) 外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入防止対策

安全保護回路の信号で外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は，防護装置を介して安全保護回路の信号を一方向（送信機能のみ）通信に制限※し外部からのデータ書き込み機能を設けないことでウイルスの侵入及び外部からの不正アクセスを防止している。

※データダイオード装置（ハードウェアレベルでダイオードのように片方向のみ通信を許可する装置）により一方向通信に制限する。

(4) システムの導入段階，更新段階または試験段階で承認されていない動作や変更を防ぐ対策

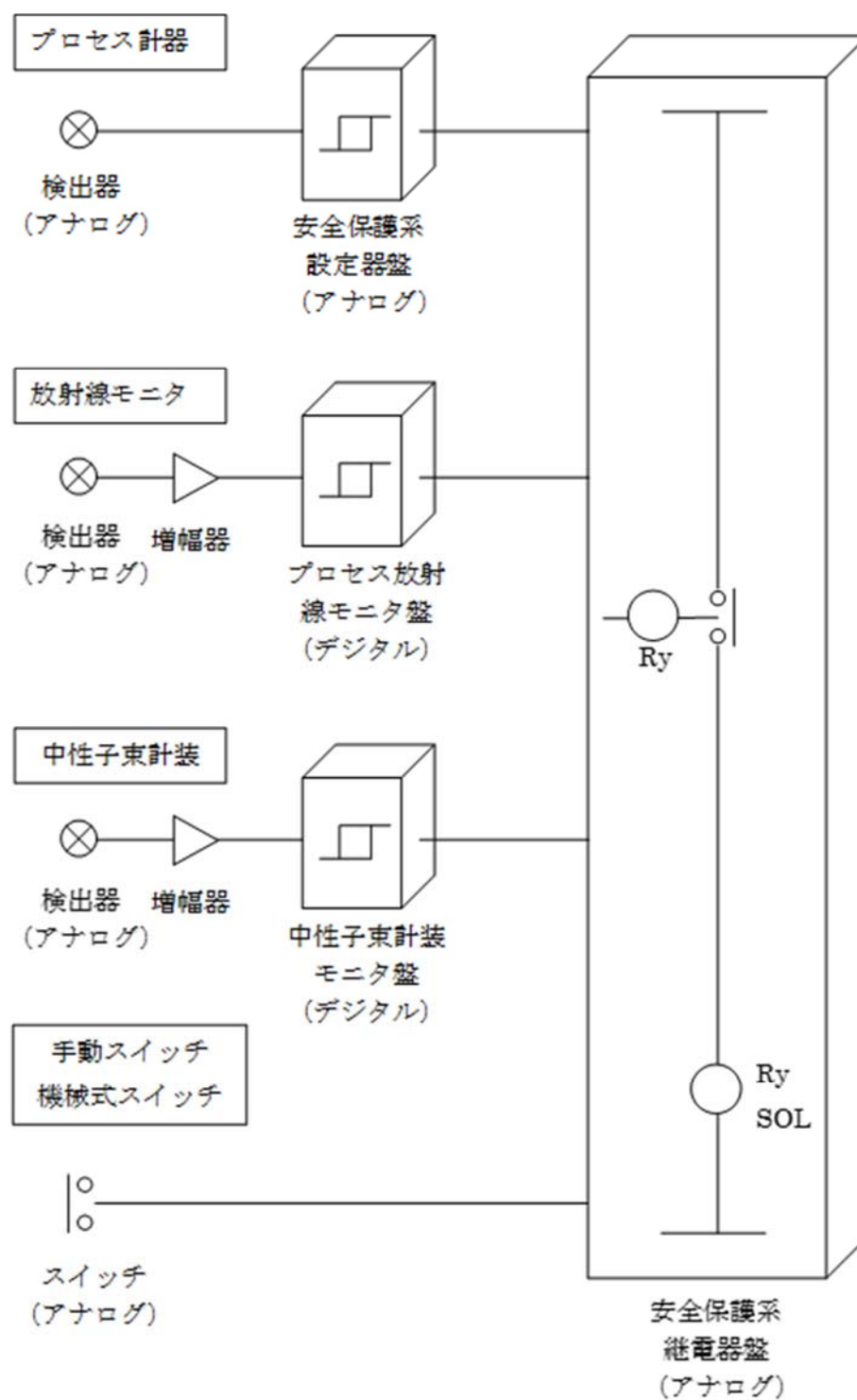
安全保護回路のうちデジタル処理部を持つ機器は，固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）するとともに，保守以外の不要な演算回路へのアクセス制限対策として入域制限や設定値変更作業での鍵管理及びパスワード管理を行い，関係者以外の不正な変更等を防止している。

(5) 耐ノイズ・サージ対策

安全保護回路は，雷・誘導サージ・電磁波障害等による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部及びケーブルからの信号入出力部にラインフィルタや絶縁回路を設置している。

ケーブルは金属シールド付ケーブルを適用し，金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。安全保護回路は，鋼製の筐体に格納し，筐体を接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。





第 1 図 安全保護系構成概略図



第 1 表 原子炉緊急停止系の構成機器

原子炉スクラム信号の種類	構成機器	
	検出器	設定器
原子炉圧力高	アナログ	アナログ
原子炉水位低	アナログ	アナログ
ドライウェル圧力高	アナログ	アナログ
原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束高（起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子束指示低（平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
中性子計装動作不能 （起動及び平均出力領域計装）	アナログ	デジタル
スクラム・ディスチャージ・ボリューム水位高	アナログ（接点）	
主蒸気隔離弁閉	アナログ（接点）	
主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気止め弁閉	アナログ（接点）	
蒸気加減弁急速閉（EHC油圧低）	アナログ（接点）	
地震	アナログ（接点）	
原子炉モード・スイッチ「停止」の位置	アナログ（接点）	
手動	アナログ（接点）	



第 2 表 工学的安全施設作動回路の構成機器

機能	信号の種類	構成機器	
		検出器	設定器
主蒸気隔離弁閉	主蒸気管放射能高	アナログ	デジタル
	主蒸気管圧力低	アナログ	アナログ
	主蒸気流量高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
	主蒸気管トンネル温度高	アナログ	アナログ
	復水器真空度低	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
自動減圧系の作動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ
原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉建屋放射能高	アナログ	デジタル
主蒸気隔離弁以外の主要な隔離弁閉鎖	ドライウエル圧力高	アナログ	アナログ
	原子炉水位低	アナログ	アナログ
	原子炉水位異常低下	アナログ	アナログ



#### 別紙 4 ソフトウェア更新時の立会における，インサイダー等に対するセキュリティ対策

安全保護回路について，検出器から論理回路入口までの構成機器のうちデジタル処理部がある機器は，プロセス放射線モニタ盤，中性子束計装モニタ盤である。これらについては以下の対策を実施する。

データ収集端末については，デジタル処理を行う演算回路からのデータ受信機能のみを設けることとし，施錠管理されたラック内に保管する。また，データ収集端末は，当社保修員が許可した者に限定して貸し出しを行うこととする。

データ収集端末接続のためには制御盤の解錠が必要であり，制御盤の鍵は発電長の許可を得た上で貸し出しを行う。

これらにより，許可された者のみアクセス可能とする。



## 別紙 5 安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへ接続可能なアクセスについて

安全保護回路の検出器はアナログ機器，論理回路はハードワイヤーロジック（補助継電器や配線等）で構成されており，ソフトウェアを用いないアナログ回路であるが，一部の安全保護回路への出力信号処理でデジタル装置を使用している。

安全保護回路のうちデジタル部分のシステムへの接続可能なアクセスとして，データ収集端末の接続がある。こちらについては以下のとおり対策する。

### (1) データ収集端末による不正アクセスの防止対策

データ収集端末は，中性子束計装モニタ盤に接続することによりデジタル処理を行う演算回路からデータを受信する機能がある。この場合において，中性子束計装モニタ盤からはデータを発信するだけであり，データ収集端末には自身から中性子束計装モニタ盤に向けて通信する機能は持たせていない。

### (2) 物理的アクセスの制限

データ収集端末は通常時接続はせず，接続のためには制御盤の解錠を必要とする。また，施錠管理された場所に保管することで管理されない使用及び変更を防止している。

発電所への入域に対しては，出入管理により物理的アクセスを制限し，管理されない変更を防止している。



別紙 6 安全保護回路のうちデジタル部分について、システム設計と実際のデバイスが具備している機能との差（未使用機能等）による影響の有無

システム設計に基づき、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、安全保護回路のうちデジタル処理部がある機器は、工場出荷前試験及び導入時における試験を実施することにより、要求される機能を満足することの確認及び未使用機能等による悪影響がないことの確認が供給者によって確実に実施されていることを確認している。



## 別紙 7 安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項

安全保護系に関わる過去のトラブル情報を抽出し、東海第二発電所の安全保護系の設計面へ反映すべき事項を下記のとおり確認した。

### (1) 過去の不具合事象の抽出

安全保護系の設計面に反映が必要となる事象の抽出にあたり、以下を考慮した。

- a. 公開情報（原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」）を対象
- b. キーワード検索（安全保護系，原子炉保護系，工学的安全施設作動回路，雷，ノイズ，スクラム等）により抽出
- c. 間接的な影響（他設備のトラブル）によって安全保護系へ影響を与えた事象（安全保護系の正動作は除く）

### (2) 反映が必要となる事象の選定

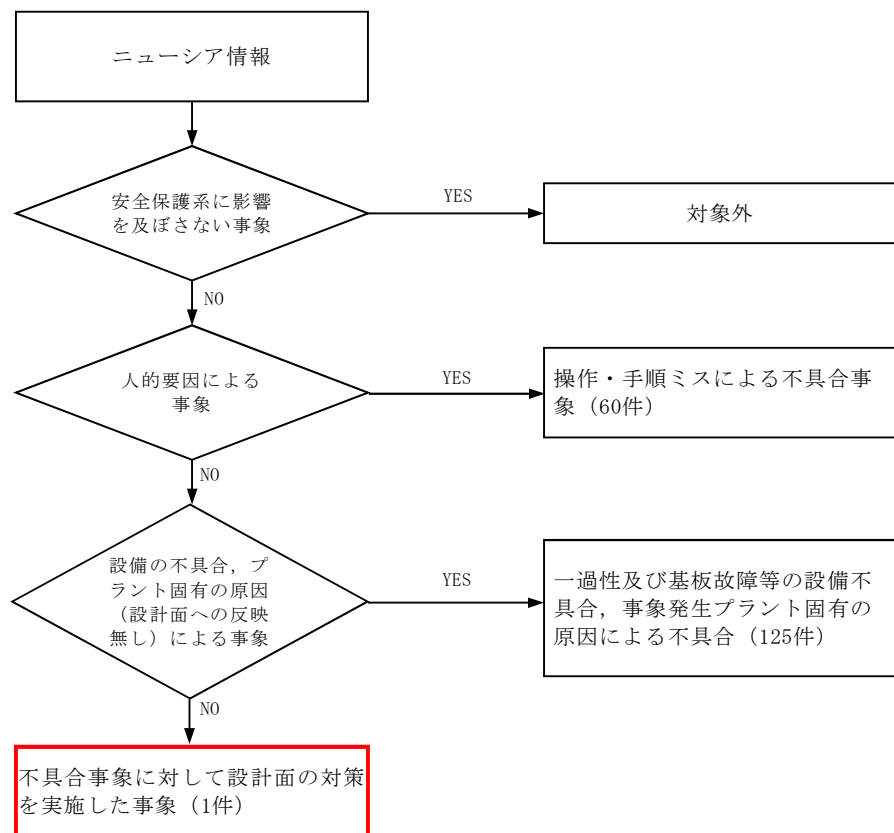
安全保護系の設計面に反映が必要となる事象について、第1図及び第1表に基づき抽出した。抽出された過去の不具合事象を第2表に示す。

### (3) 過去の不具合事象への対応について

安全保護系の設計面への反映要否について検討を実施した結果、抽出された1件については対応を実施しており、また、その他の不具合事象については反映不要であることを確認した。

なお、今後新知見等が得られれば、設計面への反映を検討していく。





第1図 設計面へ反映すべき事項の抽出フロー

第1表 設計面への反映を不要とする理由

項目	事象例	理由
人的要因による事象	安全処置の実施又は復旧時のミス，作業手順のミス等	作業手順，作業管理等の人的要因によるものであり，設計面へ反映すべき事項ではない。
設備の不具合，プラント固有の原因（設計面への反映なし）による事象	計器・部品の単体故障，一過性故障，偶発故障等	故障した部品の交換等の対策を図ることが基本であり，設計面へ反映すべき事項ではない。
	プラント固有の原因によるケーブルへのノイズ混入や機器振動の計装配管への伝搬による誤動作	事象発生プラント固有の原因によるものであり，東海第二発電所の設計面へ反映すべき事項ではない。



第2表 抽出された過去の不具合事象

件名	原子炉保護系チャンネルAのトリップについて
会社名・プラント	日本原子力発電株式会社 東海第二発電所
発生日	1982年3月18日
事象発生時の状況	<p>出力1, 100MWで定常運転中の3月18日16時56分、原子炉保護系チャンネルAが、原子炉圧力高(A2)の動作によりトリップした。</p> <p>関連パラメータには、異常が認められなかったもので、チャンネルAトリップをリセットして、運転を継続した。</p>
原因調査の概要	<p>当該圧力スイッチ(B22-N023C)の較正確認試験を実施した結果、セット値<math>73.3\text{ kg/cm}^2\text{g}</math>(原子炉施設保安規定に定める設定値は<math>74.0\text{ kg/cm}^2\text{g}</math>)に対し、動作値は<math>72.1\text{ kg/cm}^2\text{g}</math>であり、動作値がセット値に対し<math>1.2\text{ kg/cm}^2\text{g}</math>低い(ドリフト)ことが判明した。</p> <p>なお、当該圧力スイッチ(B22-N023C)は、昨年7月28, 29日にも同じ事象が発生しており、その後、再現性テスト、配管・サポートの点検、圧力スイッチの固有振動数並びに運転中の圧力変動(脈動)及び振動値(加速度)の測定等の結果、当該圧力スイッチの検出管は、他の検出管に比べ圧力変動(脈動)が大きい(変動巾最大値<math>1.35\text{ kg/cm}^2\text{g}</math>)現象が認められた。しかし、動作に至るほどの変動ではなかった。このため、定検後の原子炉起動時(昨年12月)には、検出配管内のフラッシング及び空気抜きを十分に行っていた。</p>
事象の原因	当該圧力スイッチの動作値がドリフトしていたこと及び検出配管内の圧力脈動等を瞬時に検出して、動作したものと考えられる。
再発防止対策	<p>(1) 当該圧力スイッチは動作値がドリフトしていたので、予備の圧力スイッチと交換した。</p> <p>(2) 次回定検時、検出方式を現在の現場圧力スイッチ方式から、圧力変動(脈動)等の影響(誤動作)及びドリフトの少ない、アナログ方式に変更する。</p> <p>(3) 中間停止(今年6月)から次回定検(今年11月開始)までの運転中、関連パラメータをイベントレコーダに接続して、誤動作が生じるような事象の連続監視を行う。</p>

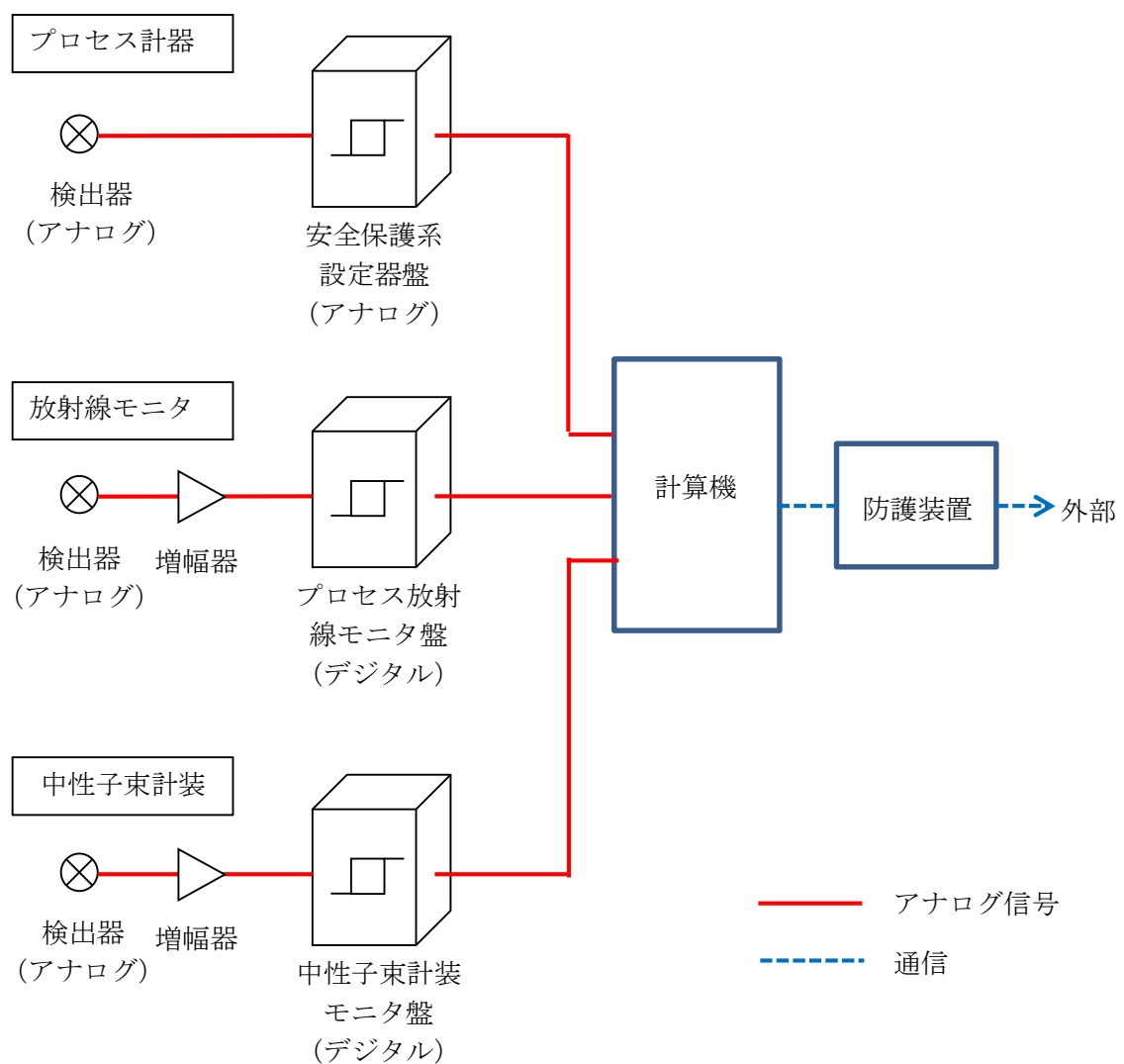


## 参考 1

サイバー攻撃（ランサムウェア）による安全保護回路への影響について

チェルノブイリ原子力発電所周辺において、ランサムウェアによる攻撃により、ウィンドウズ・システムを使う放射線センサが作動しなくなったため手動に切り替えたとの報道がある。

東海第二発電所の安全保護回路はアナログ回路で構成しており、また外部ネットワークへ直接接続されておらず、外部からのランサムウェア等のサイバー攻撃に対して安全保護回路が影響を受けることはないと考える。





## 参考 2

安全保護系の過去のトラブル（落雷によるスクラム動作事象等）の反映事項において、柏崎の落雷事象を反映不要とした理由

柏崎刈羽原子力発電所 6 号機で発生した落雷によるスクラム事象は、原子炉建屋外壁埋設となっていた信号ケーブルに雷サージ電流が侵入したことが原因と考えられる。

東海第二発電所における安全保護回路のケーブルは、建屋内に集約されており、原子炉建屋外壁埋設となっていないため、上記事象はプラント固有の原因と判断し、設計面へ反映すべき事項の抽出フロー（別紙 7-2 第 1 図）により反映不要としている。

なお、安全保護回路を含む重要安全施設に対する落雷影響については、6 条「外部からの衝撃による損傷の防止」（7. 落雷影響評価について）において評価し、機能が損なわれないことを確認している。



別 添

東海第二発電所

運用，手順説明資料

安全保護回路



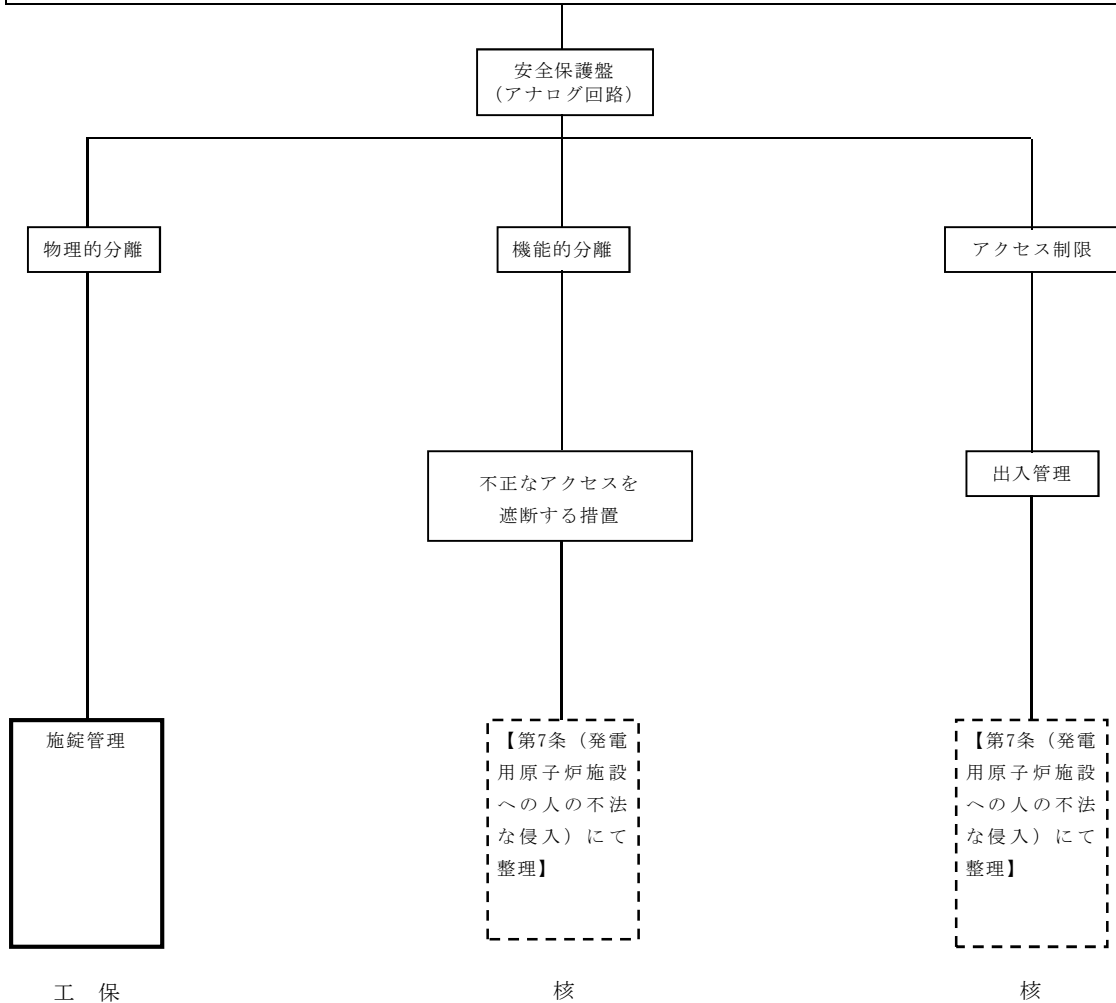
## 第 24 条 安全保護回路

設置許可基準 第 24 条 第 1 項 第 6 号

不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

(解釈)

第 6 号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは，ハードウェアの物理的分離，機能的分離に加え，システムの導入段階，更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等，承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。



### 【後段規制との対応】

工：工認（基本設計方針，添付書類）

保：保安規定（運用，手順に係る事項，下位文書含む）

核：核物質防護規定（下位文書含む）

### 【添付六，八への反映事項】

□：添付六，八に反映

□- - -：当該条文に該当しない

（他条文での反映事項他）



第 1 表 運用，手順に係る対策等（設計基準）

設置許可基準 対象条文	対象項目	区分	運用対策等
第 24 条 安全保護回路	施錠管理	運用・手順	・施錠管理に関する管理方法を定める。
		体制	（運転員，保修員による識別及び施錠管理）
		保守・点検	—
		教育・訓練	—