

東海第二発電所

火災による損傷防止

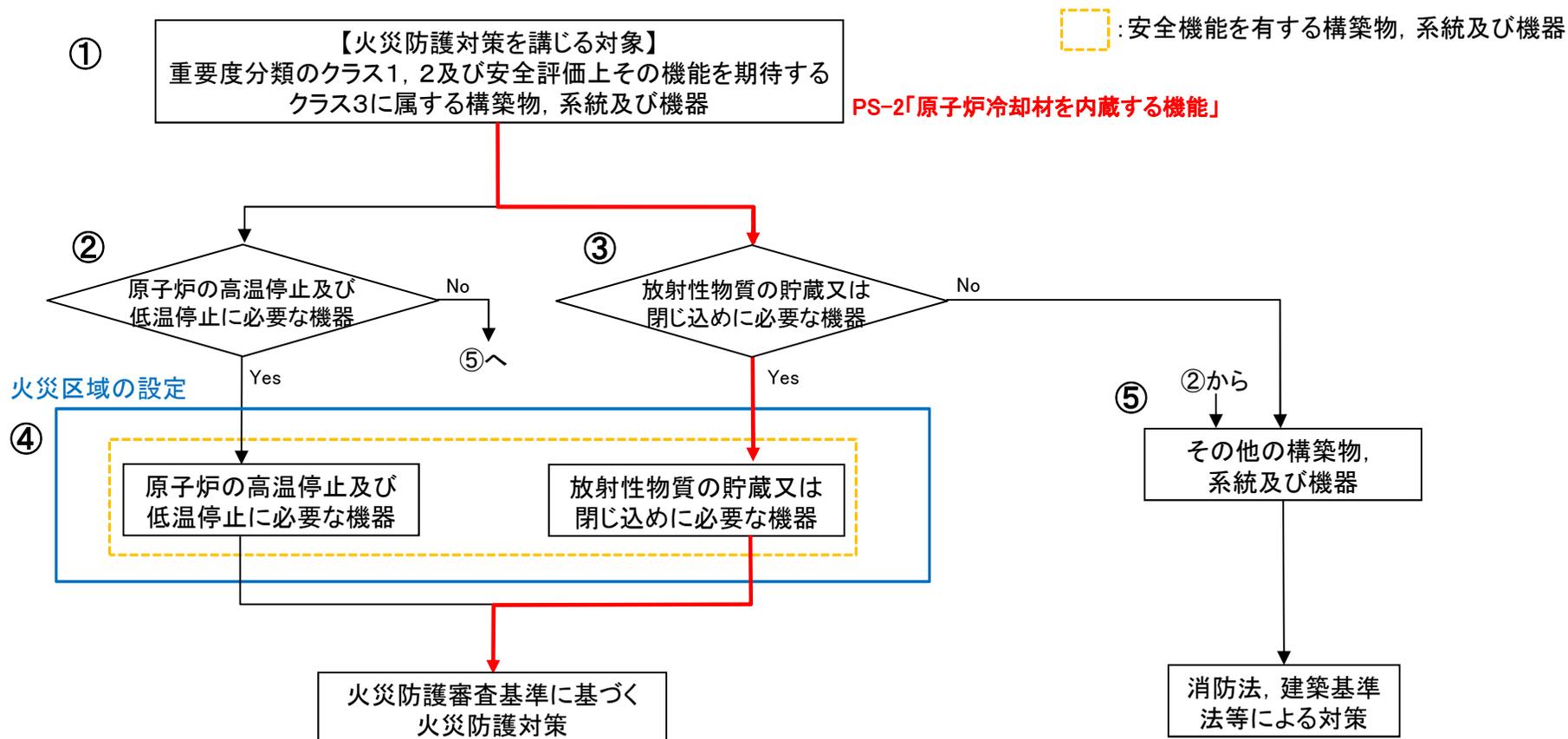
(安全機能を有する機器等の抽出について)

平成30年4月2日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

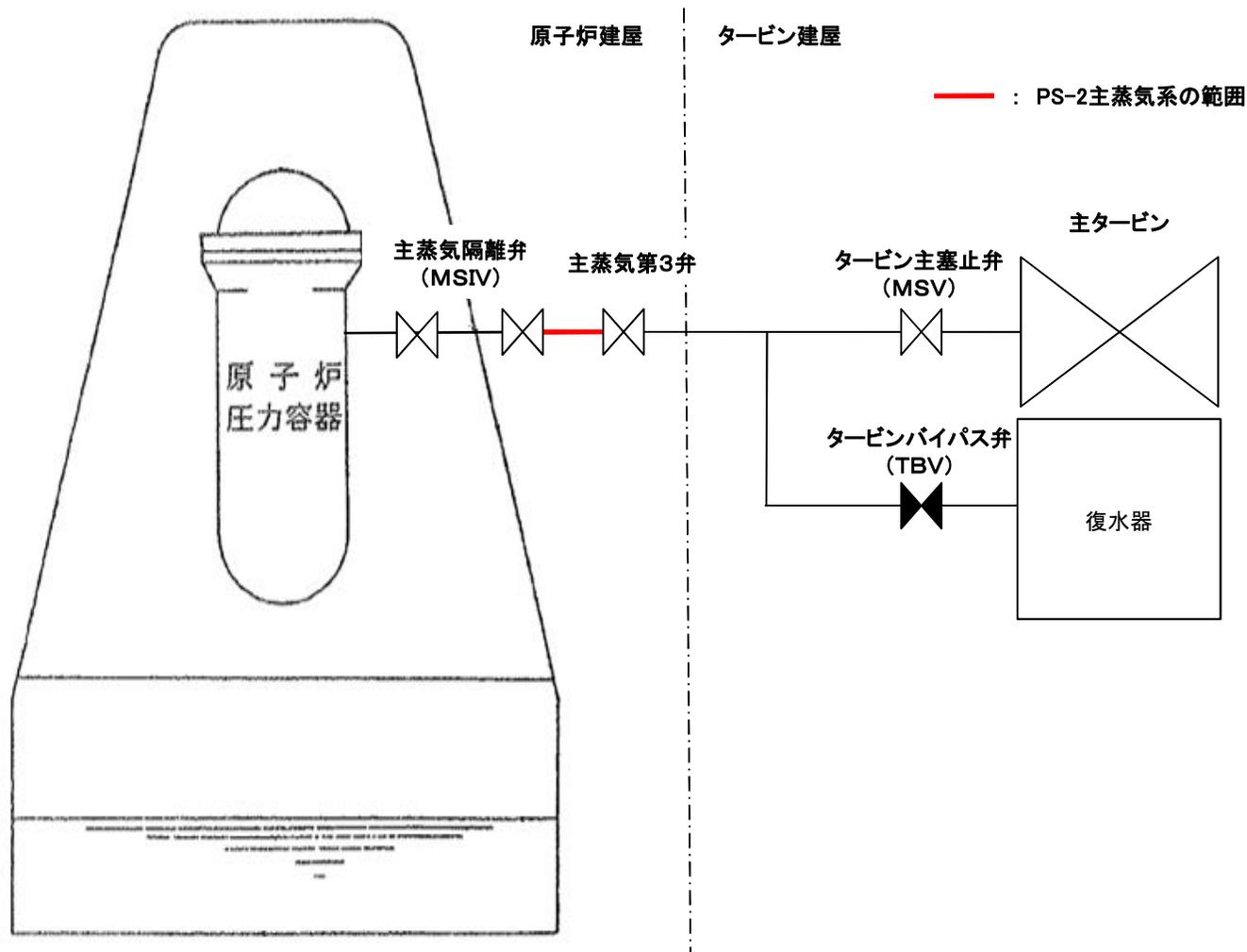
放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機器の抽出について

- (1) 指摘事項：重要度分類のPS-2「原子炉冷却材を内蔵する機能」が放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能に該当するか否かについて整理すること。
- (2) 回答：重要度分類のPS-2「原子炉冷却材を内蔵する機能」は、放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能とする。



PS-2主蒸気系の範囲について

- (1) 指摘事項：PS-2「原子炉冷却材を内蔵する機能」主蒸気系の範囲を明確にすること
- (2) 回答：原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁まで(主蒸気第3弁を含む)をPS-2主蒸気系の範囲とする。(参考資料1) 考え方を次頁以降に示す。



PS-2主蒸気系の範囲について

①重要度分類審査指針

PS-2主蒸気系の範囲を確認するため、重要度分類審査指針を参照した。

分類	定義	機能	構築物, 系統及び機器
PS-2	1) <u>その損傷又は故障により (中略) 敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物, 系統及び機器</u>	1)原子炉冷却材を内蔵する機能	<u>主蒸気系(格納容器隔離弁の外側のみ)</u>

PS-2は、「その損傷又は故障により (中略) 敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物, 系統及び機器」と定義されている。PS-2主蒸気系の範囲については、「格納容器隔離弁の外側」としており、具体的な範囲は記載されていない。



②設計・建設規格(JSME)

①重要度分類審査指針では、PS-2主蒸気系の具体的な範囲が記載されていないことから、設計・建設規格(JSME)を参照した。

種別	定義	具体的系統及び機器	備考
クラス2	a) (中略) <u>その故障, 損傷により公衆に放射性障害を及ぼすおそれを間接的に生じさせるものに属する機器</u> b) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの	(4) <u>主蒸気配管のうち原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁を含むところまで</u>	<u>主蒸気第3弁を設けない場合には、クラス2機器の範囲をタービン主塞止弁, タービンバイパス弁手前まで拡大する。ただし、タービン主塞止弁, タービンバイパス弁は含まない。</u>

JSMEのクラス2の定義は、「損傷により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある」としていることから、重要度分類審査指針のPS-2の定義と同様の記載である。

また、具体的系統及び機器として、「(4)主蒸気配管のうち原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁を含むところまで」との記載がある。(主蒸気第3弁を設けない場合の範囲についても記載されており、プラントの系統構成も踏まえて範囲を示している。)

参考資料2



以上より、原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁まで(主蒸気第3弁を含む)をPS-2主蒸気系の範囲とする。

PS-2主蒸気系の範囲について

〈参考〉主蒸気管破断時の評価

前頁にて定めたPS-2の範囲より下流側の機器について、万が一、破損した場合の被ばくが安全評価に関する審査指針における事故時の実効線量に関する判断基準(5mSv)を超えないことを確認した。

「発電用軽水炉型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

4. 判断基準

4.2 事故

(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(解説) 周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスクは小さい」と判断する。

東海第二発電所 原子炉設置変更許可申請書 添付十「主蒸気管破断」の事故解析を確認した結果、主蒸気管破断時の被ばく量は 1.8×10^{-1} mSvであり、上記の判断基準(5mSv)と比較して極めて小さいことを確認した。

したがって、上記にて定めたPS-2の範囲より下流側の機器については、主蒸気管破断事故時の放射線量の評価により、「周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えない」と位置付けることができる。※

※耐震設計技術指針においても、同様の考え方により主蒸気隔離弁外側より下流については耐震Bクラスとしている。



以上より、主蒸気第3弁以降については、PS-2に該当しない。

参考資料3, 4

PS-2主蒸気系の火災防護対策について

火災区域の設定

【対応方針】

火災防護審査基準 1.基本事項に基づき、PS-2主蒸気系(原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁)が設置される原子炉建屋を火災区域に設定する。

発生防止

【対応方針】

火災防護審査基準 2.1火災発生防止に基づき、PS-2主蒸気系(原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁)に対して発生防止対策を実施する。※

※ JEAG4611-2009においてPS-2「原子炉冷却材を内蔵する機能」は、該当する計測制御装置がないことが記載されているため、計測制御装置はPS-2に該当しないが、主蒸気第3弁はMSIVと同様の位置づけとして審査基準に基づく発生防止対策を実施する。

感知・消火

【対策方針】

主蒸気第3弁が設置されるMSTンネル室は、火災防護審査基準に基づき異なる2種類の感知器を設置する。
MSTンネル室は、煙充満により消火活動が困難とならないため消火器にて消火する。

影響軽減

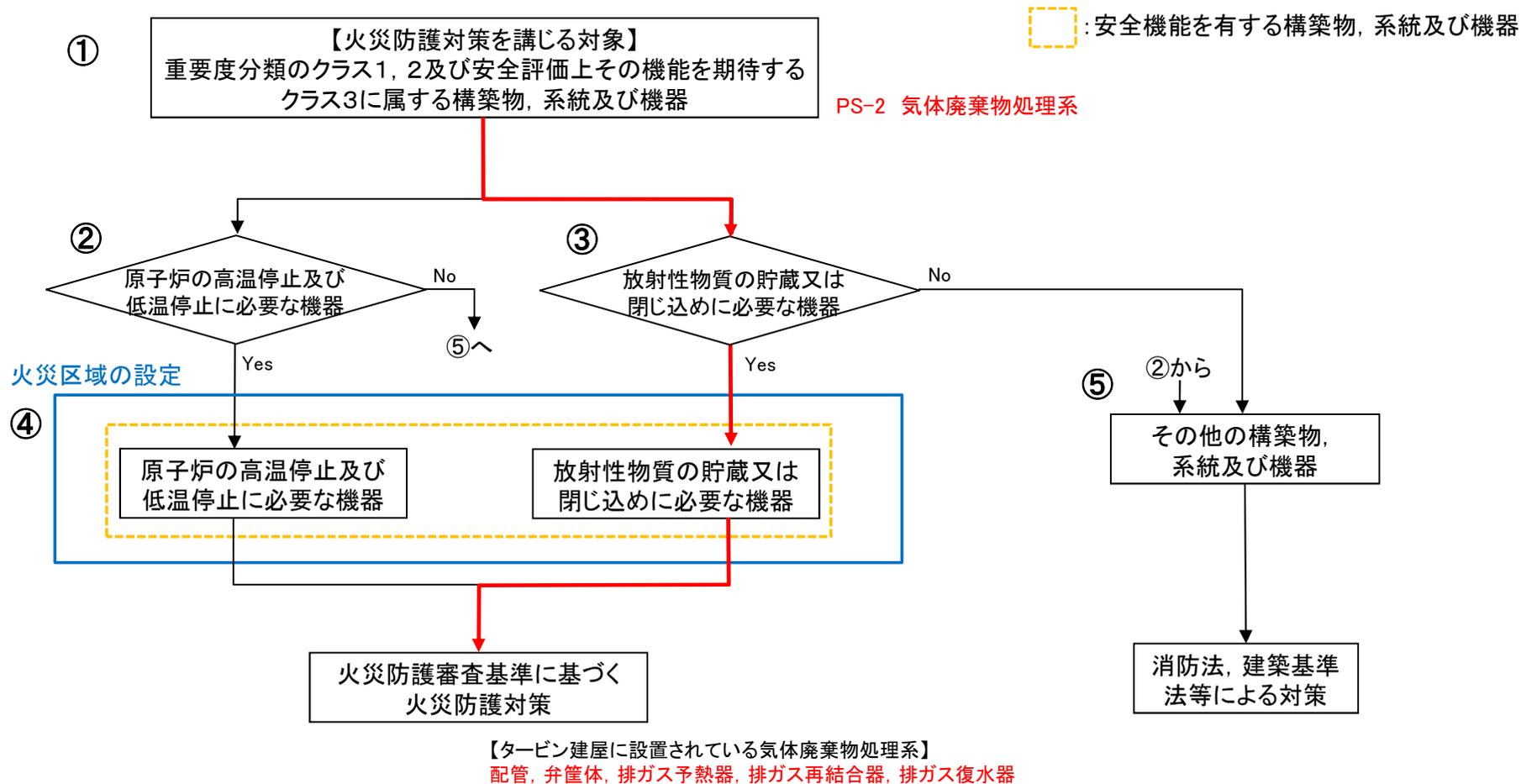
【対策方針】

火災防護審査基準 2.3.1(3)に基づきPS-2主蒸気系(原子炉格納容器外側隔離弁から主蒸気第3弁)が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する。

タービン建屋の火災防護対策について

(1) 指摘事項 :タービン建屋の火災防護対策について整理すること

(2) 回答 :火災防護審査基準の「②放射性物資の貯蔵又は閉じ込め機器」としてPS-2 気体廃棄物処理系を抽出している。
したがって、気体廃棄物処理系に対して火災防護審査基準に基づく対策を実施する。
タービン建屋については、気体廃棄物処理系のうち、配管、弁筐体、排ガス予熱器、排ガス再結合器、排ガス復水器が設置されている。



PS-2の気体廃棄物処理系に該当する機器の特定

①重要度分類審査指針

気体廃棄物処理系のうち、PS-2に該当する機器を確認するため、重要度分類審査指針を参照した。

分類	定義	機能	構築物, 系統及び機器	備考
PS-2	1) その損傷又は故障により (中略) 敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物, 系統及び機器	2) 原子炉冷却材圧カバウンダリに直接接続されていないものであって, 放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)注1	注1) 放射性気体廃棄物処理系が考えられる。

PS-2の放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)として、**放射性気体廃棄物処理系が記載されている。**
ただし、**放射性気体廃棄物処理系についての具体的な機器は記載されていない。**



②JEAG4612-2010(重要度分類指針)

①重要度分類審査指針では、PS-2放射性気体廃棄物処理系についての具体的な機器が記載されていないため、重要度分類審査指針を具体化、詳細化し、定義・分類・機能等の記載が同様であるJEAG4612-2010を参照した。

分類	定義	機能	構築物, 系統及び機器	当該系	間接関連系
PS-2	省略	2) 原子炉冷却材圧カバウンダリに直接接続されていないものであって, 放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)	放射性気体廃棄物処理系(活性炭式希ガスホールドアップ塔)	・排ガスフィルタ ・排ガス抽出器 ・配管, 弁

PS-2の放射性気体廃棄物処理系の当該系として、「**希ガスホールドアップ塔**」、間接関連系として「**排ガスフィルタ, 排ガス抽出器, 配管, 弁**」が記載されている。なお、間接関連系に記載されている「**弁**」については、**具体的な対象は記載されていない。**

参考資料5



次頁へ

PS-2の気体廃棄物処理系に該当する機器の特定

続き



③ JEAG4611-2009(計測制御装置の設計指針)

JEAG4612-2010 では、間接関連系に記載されている「弁」について、具体的な対象が記載されていないため、重要度分類審査指針を具体化、詳細化し、定義・分類・機能等の記載が同様であるJEAG4611-2009を参照した。

解説

(解説-3)

(1) (中略) なお、PS-2及びPS-2に分類される計測制御装置はないが、これは以下の理由による。

PSの機能は異常状態の発生防止であり、「重要度分類指針」においても原子炉冷却材バウンダリ等、バウンダリ機能が主体となっている。**バウンダリ機能は、構造材、溶接部等が健全であれば異常状態は発生しない。**

分類	定義	機能	構築物、系統及び機器	該当する計測制御装置
PS-2	省略	2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリの大きいもの)	—

JEAG4611-2009においても、「弁」についての具体的な対象は記載されていない。

しかし、PS機能のバウンダリ機能は、**構造材、溶接部等が健全であれば異常状態は発生しないこと、PS-2放射性廃棄物処理施設(放射能インベントリ)は、該当する計測制御装置※がないことが記載されている。**

※計測制御装置とは、機器の操作回路(操作スイッチ、インターロック回路等)をいう。

参考資料6



以上より、PS-2の気体廃棄物処理系は、「**希ガスホールドアップ塔、排ガスフィルタ、排ガス抽出器、配管、弁**」とし、**計測制御装置はPS-2に含まれない。**(詳細は次頁)

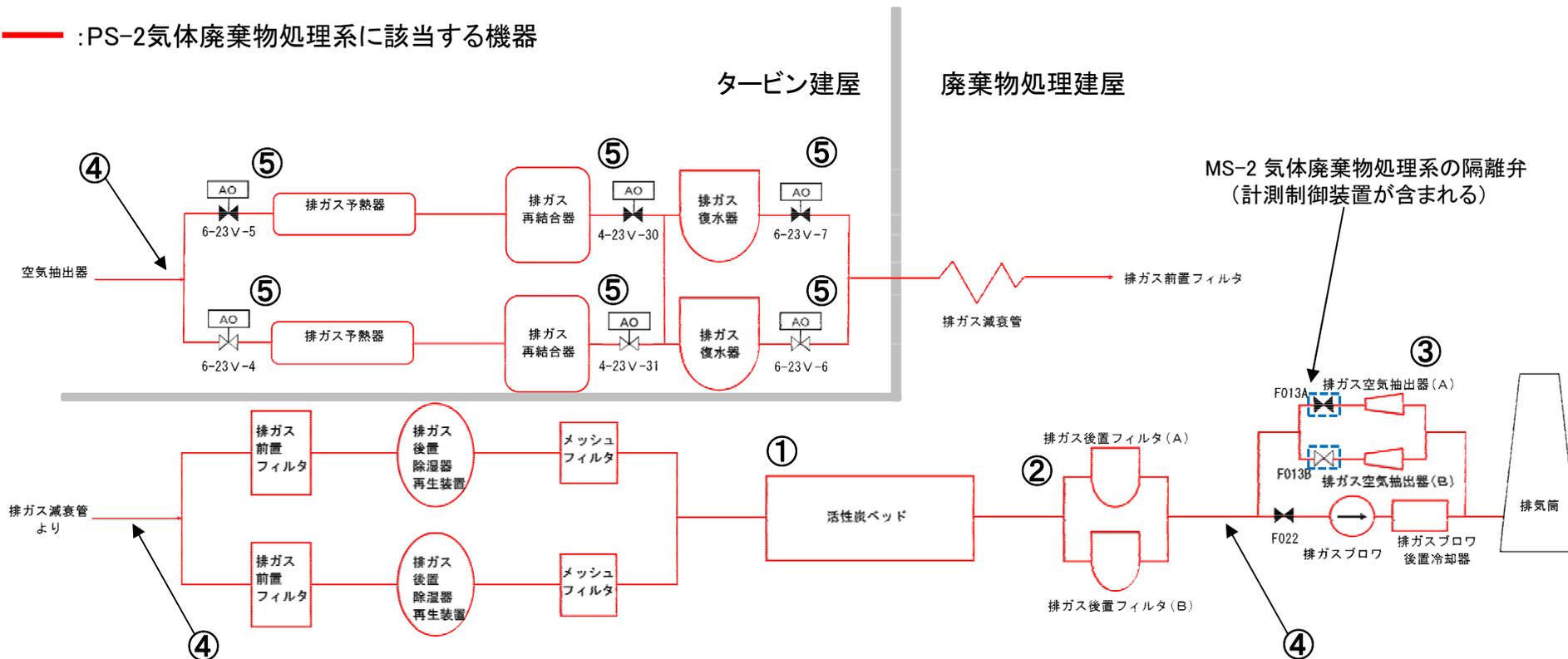
PS-2の気体廃棄物処理系に該当する機器の特定

【JEAG4612-2010に記載されている機器】

- ①希ガスホールドアップ塔
- ②排ガスフィルタ
- ③排ガス抽出器
- ④配管
- ⑤弁※

※PS-2気体廃棄物処理系は、JEAG4611-2009のとおり、該当する計測制御装置がない(構造材、溶接部等が健全であれば異常状態は発生しない)。したがって、系統流路として設置されている**空気作動弁及び電動駆動弁の計測制御装置は、PS-2に該当しないため、「弁」は筐体が該当する。**
(ただし、MS-2気体廃棄物処理系の隔離弁(F013A, F013B)は、計測制御装置も含まれる(JEAG4611-2009に記載されている。))

— :PS-2気体廃棄物処理系に該当する機器



タービン建屋の火災防護対策について

〈タービン建屋の火災防護対策〉

気体廃棄物処理系のうち、タービン建屋に設置されている配管、弁筐体、排ガス予熱器、排ガス再結合器、排ガス復水器は、以下のとおり火災防護審査基準に基づく対策を実施する。

火災区域の設定

【対応方針】

火災防護審査基準 1.基本事項に基づき、PS-2の気体廃棄物処理系が設置されるタービン建屋を火災区域に設定する。

発生防止

【対応方針】

火災防護審査基準 2.1火災発生防止に基づき、発生防止対策を実施する。

PS-2気体廃棄物処理系は、該当する計測制御装置がないため、計測制御装置は、発生防止対策の対象ではない。

感知・消火

【対策方針】

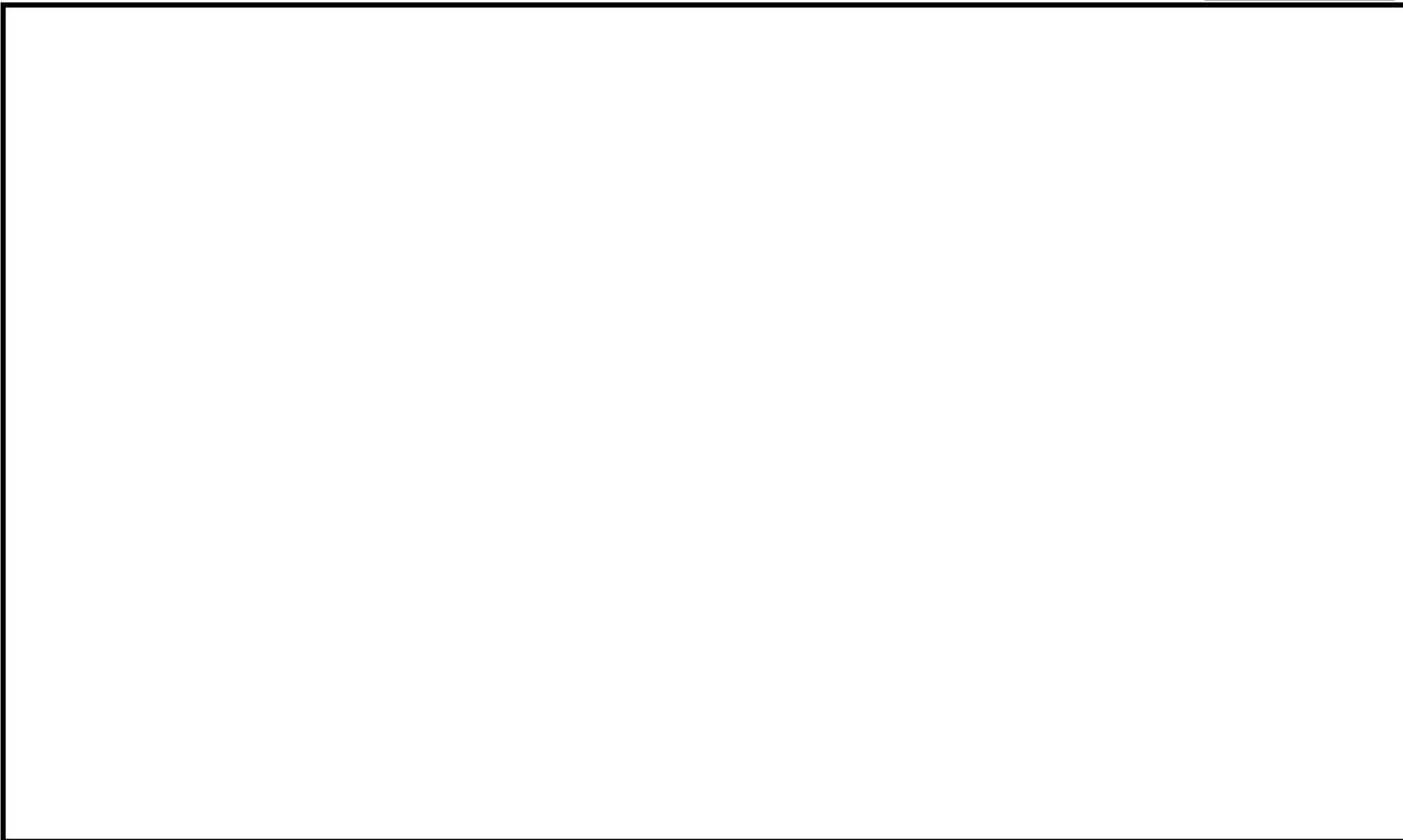
気体廃棄物処理系のうち、タービン建屋に設置されている配管、弁筐体、排ガス予熱器、排ガス再結合器、排ガス復水器は、金属の不燃性材料で構成されており、火災による機能喪失は考えにくいことから、火災によって放射性物質を貯蔵する機能に影響が及ぶおそれはない。したがって、上記の機器が設置されるエリアは、消防法・建築基準法に基づく感知器を設置する。

また、上記の機器が設置されるエリアは、煙充満により消火活動が困難とならないため消火器にて消火する。

影響軽減

【対策方針】

PS-2の気体廃棄物処理系が設置されるタービン建屋の火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する。



JSME

日本機械学会

発電用原子力設備規格 設計・建設規格

(2012年版)

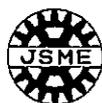
Codes for Nuclear Power Generation Facilities

— Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants —

〈第 I 編 軽水炉規格〉

JSME S NC1 - 2012

2012年12月



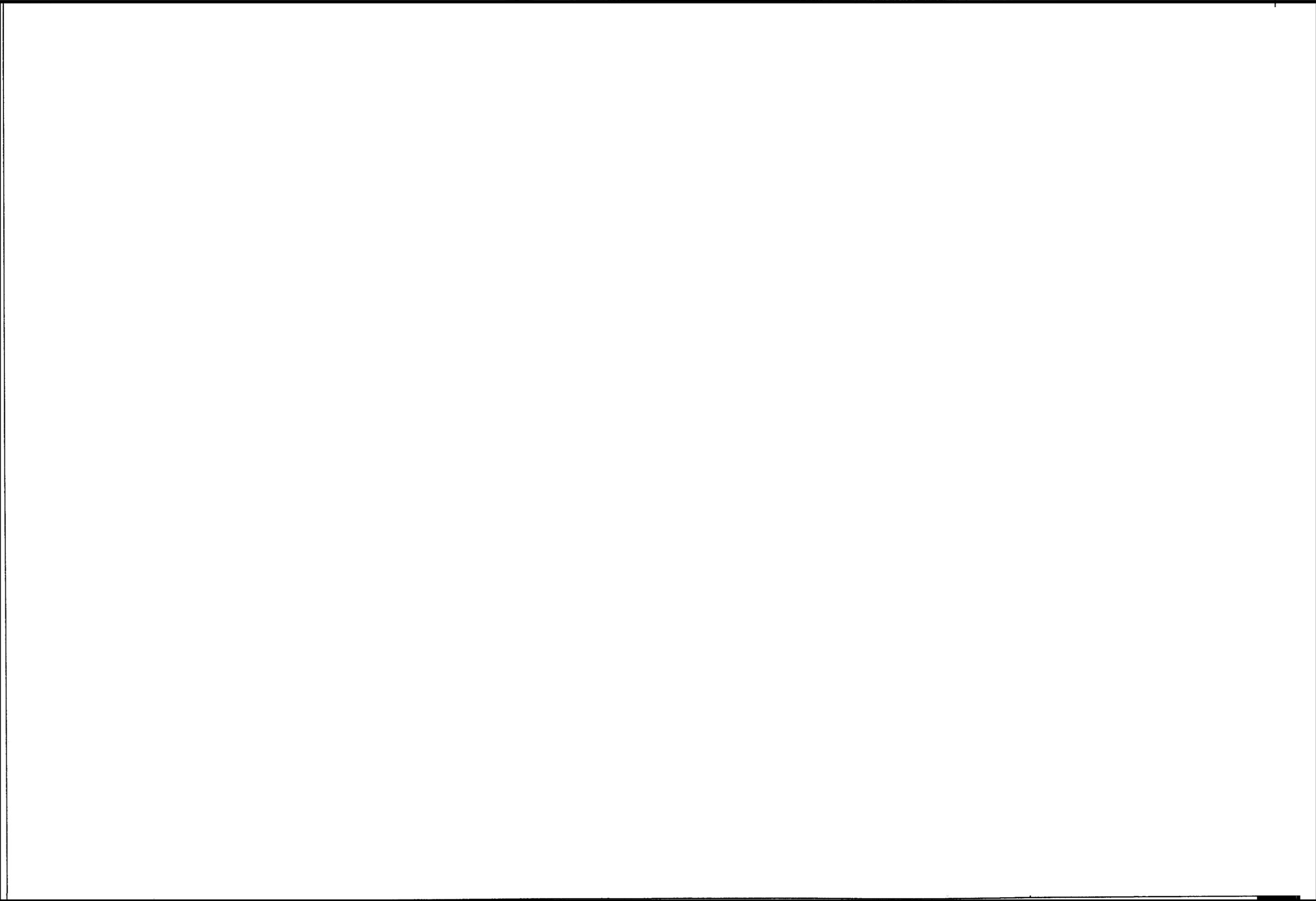
一般社団法人

日本機械学会

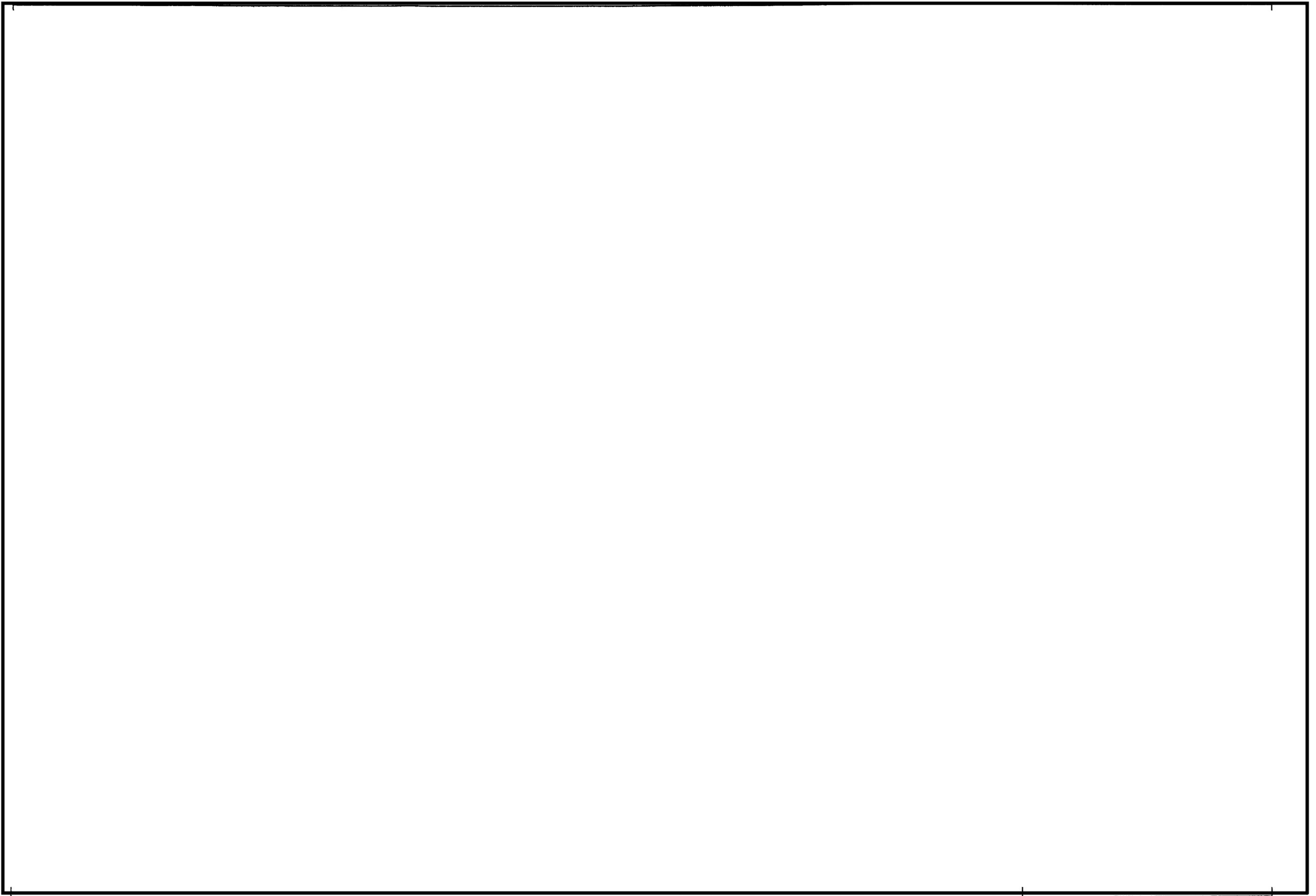
日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2012年版)

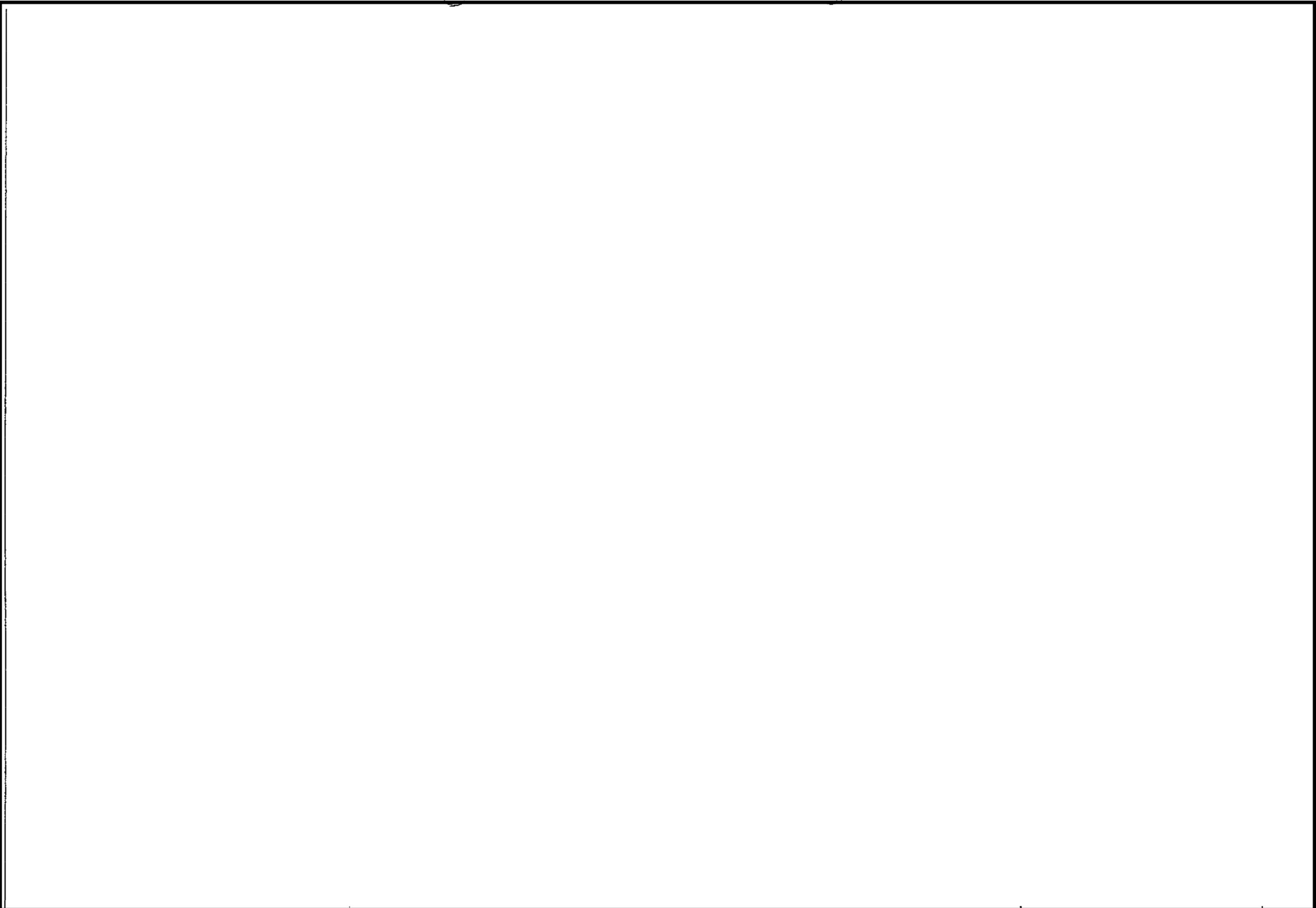
<第 I 編 軽水炉規格>

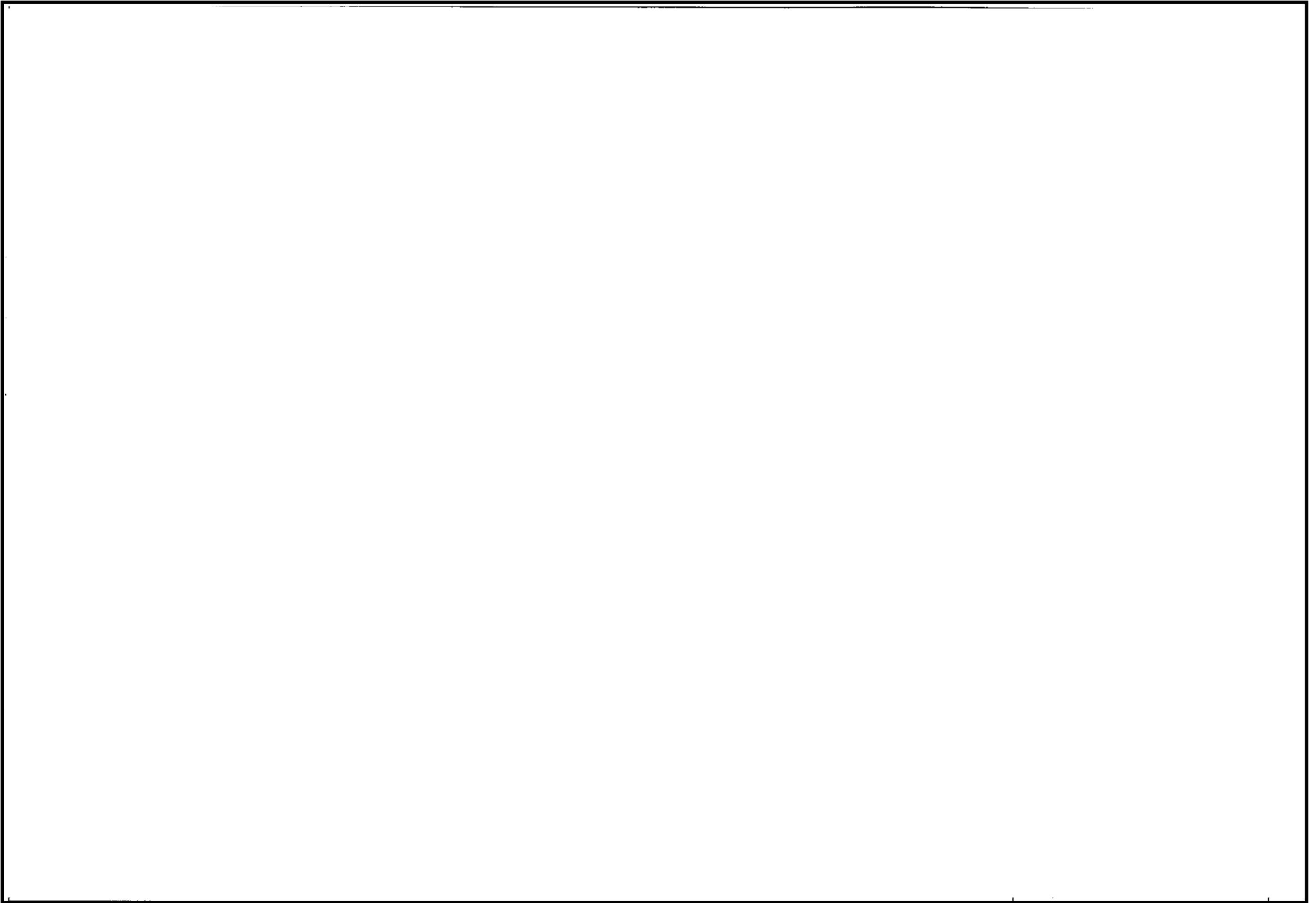
(解説)



I-解説 区分図-1







3.4.2 主蒸気管破断

3.4.2.1 原因

原子炉の出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破断した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。

3.4.2.2 事故防止対策及び事故拡大防止対策

(1) 事故防止対策

主蒸気管破断の発生を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- a. 配管等の設計に当たっては、原子炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する。
- b. 材料の選定、加工及び配管等の製作過程において十分な品質管理を行う。
- c. 主蒸気管トンネル内での雰囲気温度の検出等によって、破断に進展する前に破損を検知し、適切な処置を講じる。

(2) 事故拡大防止対策

上記の事故防止対策にもかかわらず、万一、主蒸気管破断が発生した場合には、以下の対策により事故の拡大防止を図る。

- a. 主蒸気管のドライウェル貫通部上流側に流量制限器を設け、事故時の冷却材流出量を制限する。
- b. 主蒸気管のドライウェル貫通部の両側に設ける主蒸気隔離弁を、主蒸気流量高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管放射能高、主蒸気管圧力低等の信号で自動閉止させ冷却材の放出を抑える。
- c. 主蒸気隔離弁漏えい抑制系によって、主蒸気隔離弁閉止後の漏えいを

抑制する。

3.4.2.3 事故経過の解析

3.4.2.3.1 9×9燃料（A型）を装荷した炉心について

(1) 解析条件

解析は、次のような仮定を用いて行う。

- a. 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105%（熱出力3,440MW）で十分長時間（2,000日）運転していたものとし、炉心流量は定格流量の105%とする。また原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa [gage]とする。M C P Rの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値(1.24)よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。
- b. 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。
- c. 主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5秒で全閉するものとする。
- d. 流出流量は、流量制限器により定格流量の200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。
- e. 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。
- f. 事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。
- g. 原子炉停止機能の観点から安全保護系（主蒸気流量高信号による主蒸気隔離弁閉スクラム）に単一故障を仮定する。

(2) 解析方法

本事故時の冷却材流出量、原子炉圧力、炉心流量の変化及びM C P Rの変化の計算は、原子炉冷却材喪失解析に用いたL A M B及びS C A Tコードを使用して行う⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾⁽¹⁹⁾。

(3) 解析結果

4本ある主蒸気管のうち1本が瞬時に両端破断すると、破断管を流れる蒸気は直接上流側の破断口から流出し、他の3本の健全な管を流れる蒸気は主蒸気止め弁の上流側にある連絡管を通して破断管を逆流し、下流側の破断口から流出する。

破断口からの蒸気流出量は、事故直前の定格流量の105%から流量制限器での臨界流に相当する約3,570kg/sに増加する。この値は、炉心での蒸気発生率を上回るので原子炉圧力は低下する。減圧により原子炉内のボイドが増加するので原子炉水位は上昇し、水面は約2秒で蒸気出口ノズルに達する。これ以降は二相流流出となる。

主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5秒で全閉するが、同弁が10%閉止する約1秒後に主蒸気隔離弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。同弁が閉止するにしたがって破断口からの二相流流出量は減少する。第3.4.2-1図(1)及び第3.4.2-2図(1)に事故時の冷却材流出量の時間変化及び炉心平均圧力、炉心流量の時間変化を示す。

主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、次の値となる。

蒸気 約 1.3×10^4 kg

水 約 2.2×10^4 kg

しかしながら、炉心が露出し始めるためには約 8.1×10^4 kgの冷却材が流

出しなければならないので、事故時に炉心が露出することはない。

M C P Rは第3.4.2-3図(1)に示すとおりであり、事故期間を通じて沸騰遷移が生じることはない。

主蒸気隔離弁閉止後は、炉心は原子炉隔離時冷却系等により冷却される。

3.4.2.3.2 9×9燃料(B型)を装荷した炉心について

(1) 解析条件

解析は、次のような仮定を用いて行う。

- a. 原子炉は事故発生直前まで定格出力の約105% (熱出力3,440MW) で十分長時間(2,000日)運転していたものとし、炉心流量は定格流量の105%とする。また原子炉ドーム圧力の初期値は7.17MPa [gage]とする。M C P Rの初期値は実際には通常運転時の熱的制限値(1.23)よりも小さくなることはないが、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で用いているものと同じ値を用いることとし、1.19とする。
- b. 4本の主蒸気管のうち1本が格納容器外で瞬時に両端破断すると仮定し、流出冷却材量の評価に当たっては破断口までの摩擦損失を考慮しない。
- c. 主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み、事故後5秒で全閉するものとする。
- d. 流出流量は、流量制限器により定格流量の200%に制限されるとする。ただし、主蒸気隔離弁の部分において臨界流が発生するまでは、弁による流量制限の効果は考慮しないものとする。
- e. 臨界流の計算には、Moodyの臨界流モデルを使用する。
- f. 事故発生と同時に外部電源が喪失するとする。したがって、再循環ポンプは即時にトリップするものとする。
- g. 原子炉停止機能の観点から安全保護系(主蒸気流量高信号による主蒸

気隔離弁閉スクラム)に単一故障を仮定する。

(2) 解析方法

本事故時の冷却材流出量、原子炉圧力、炉心流量の変化及びMCP Rの変化の計算は、原子炉冷却材喪失解析に用いたL A B E L及びF R A N C E S C Aコードを使用して行う⁽²⁷⁾。

(3) 解析結果

4本ある主蒸気管のうち1本が瞬時に両端破断すると、破断管を流れる蒸気は直接上流側の破断口から流出し、他の3本の健全な管を流れる蒸気は主蒸気止め弁の上流側にある連絡管を通して破断管を逆流し、下流側の破断口から流出する。

破断口からの蒸気流出量は、事故直前の定格流量の105%から流量制限器での臨界流に相当する約3,570kg/sに増加する。この値は、炉心での蒸気発生率を上回るので原子炉圧力は低下する。減圧により原子炉内のボイドが増加するので原子炉水位は上昇し、水面は約2秒で蒸気出口ノズルに達する。これ以降は二相流流出となる。

主蒸気隔離弁は、主蒸気流量高信号により0.5秒の動作遅れ時間を含み事故後5秒で全閉するが、同弁が10%閉止する約1秒後に主蒸気隔離弁閉信号が発生して、原子炉はスクラムする。同弁が閉止するにしたがって破断口からの二相流流出量は減少する。第3.4.2-1図(2)及び第3.4.2-2図(2)に事故時の冷却材流出量の時間変化及び炉心平均圧力、炉心流量の時間変化を示す。

主蒸気隔離弁が全閉するまでに破断口を通して流出する蒸気及び水の量は、次の値となる。

蒸気	約 1.3×10^4 kg
水	約 2.2×10^4 kg

10(5)-3-55

しかしながら、炉心が露出し始めるためには約 8.1×10^4 kgの冷却材が流出しなければならないので、事故時に炉心が露出することはない。

MCP Rは第3.4.2-3図(2)に示すとおりであり、事故期間を通じて沸騰遷移が生じることはない。

主蒸気隔離弁閉止後は、炉心は原子炉隔離時冷却系等により冷却される。

3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.2.4.1 核分裂生成物の放出量

(1) 解析条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- 事故発生前の冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度である 4.6×10^3 Bq/gに相当するものとし、その組成を拡散組成とする。気相中のハロゲンの濃度は、液相中の濃度の2%とする。各核種の濃度を第3.4.2-1表に示す。
- 事故発生後、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131については先行炉等の実測値の平均値に適切な余裕をみた値である 2.22×10^{14} Bqとし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものとする。各核種の追加放出量を第3.4.2-1表に示す。
- 主蒸気隔離弁閉止前の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例して放出されるものとするが、主蒸気隔離弁までの到達時間を考慮し、追加放出された核分裂生成物が主蒸気隔離弁閉止までに破断口から放出されることはないものとする。

10(5)-3-56

- d. 主蒸気隔離弁閉止後の燃料棒からの核分裂生成物の追加放出に関しては、原子炉圧力の低下に伴い徐々に冷却材中へ放出されるものとする。
- e. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。
- f. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリアーオーバーされる割合は2%とする。
- g. 放射能閉じ込め機能の観点から、主蒸気隔離弁に単一故障を仮定するとして、8個の主蒸気隔離弁のうち1個が閉止しないものとし、閉止した7個の主蒸気隔離弁から蒸気が漏えいするものとする。各主蒸気隔離弁の閉止直後の漏えい率は、設計漏えい率10%/d（逃がし安全弁の最低設定圧力において、圧力容器気相体積に対し、飽和蒸気で）とし、4本の主蒸気管で7個閉止という条件を考慮して全休で30%/dの漏えい率とする。その後の漏えい率は、原子炉の圧力及び温度に依存して変化するものとする。
- h. 主蒸気隔離弁閉止後、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中へ移行するものとし、その蒸気流量は圧力容器気相体積の340倍/dとする。この蒸気に含まれる核分裂生成物は被ばくには寄与しないものとする。
- i. 主蒸気隔離弁閉止後、原子炉圧力は、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって24時間で直線的に大気圧にまで減圧され、主蒸気系からの漏えいは停止するものとする。
- j. タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう

素及びよう素以外のハロゲン等は50%が床、壁等に沈着するものとする。
希ガス及び有機よう素に関してはこの効果は考えないものとする。

- k. 主蒸気隔離弁閉止前に破断口から放出された冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された核分裂生成物を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。

- 1. 主蒸気隔離弁閉止後に主蒸気系から漏えいした核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。

(2) 解析結果

上記の解析条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は第3.4.2-2表のとおりである。

なお、希ガス及びハロゲン等が大気中に放出されるまでの過程を第3.4.2-4図及び第3.4.2-5図に示す。

3.4.2.4.2 線最の評価

(1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、タービン建屋から地上放散するものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として33℃、相対湿度として40%を用いる。
- b. この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に1m/sの速度で移動するものとする。

c. 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による非居住区域境界外での地表空气中濃度は、添付書類六の「5.5.4 想定事故時の線量当量評価に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

d. また、非居住区域境界外での希ガス及びハロゲン等による γ 線空気カーマは、添付書類六の「5.5.4 想定事故時の線量当量評価に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

非居住区域境界外での実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

a. よう素の吸入による内部被ばく

(a) 主蒸気隔離弁閉止前

流出した冷却材が外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲になるものとする。この半球状の蒸気雲が風により地上を移動する際のように素の内部被ばくによる実効線量 H_{I1} (Sv) は (3.4-2) 式で計算する。

$$H_{I1} = \frac{Q_1}{V} \cdot R \cdot H_{\infty} \cdot \frac{\alpha}{u} \dots\dots\dots (3.4-2)$$

ここで、

Q_1 : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131等価量-小児実効線量係数換算)

V : 半球状の蒸気雲の体積 ($3.44 \times 10^6 \text{m}^3$)

R : 呼吸率 (m^3/s)

呼吸率 R は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時

の呼吸率 $0.31 (\text{m}^3/\text{h})$ を秒当たりに換算して用いる。

H_{∞} : よう素 (I-131) を1Bq吸入した場合の小児の実効線量 ($1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$)

また、第3.4.2-3表にはI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響の割合を K_R として示す。

α : 半球状の蒸気雲の直径 (236m)

u : 蒸気雲の移動の評価のための風速 (lm/s)

なお、蒸気雲が非居住区域境界外に達するまでの間に核分裂生成物が崩壊することは考慮しない。

(b) 主蒸気隔離弁閉止後

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_{I2} (Sv) は、(3.4-3) 式で計算する。

$$H_{I2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_1 \dots\dots\dots (3.4-3)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

呼吸率 R は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31 (\text{m}^3/\text{h})$ を秒当たりに換算して用いる。

H_{∞} : よう素 (I-131) を1Bq吸入した場合の小児の実効線量 ($1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$)

また、第3.4.2-3表にはI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響の割合を K_R として示す。

χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)

Q_1 : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131等価量-小児実効線量係数換算)

b. 希ガス及びハロゲン等の γ 線による外部被ばく

(a) 主蒸気隔離弁閉止前

半径 r の半球状の蒸気雲に核分裂生成物が一様に分布している場合、半球底部の中心点における希ガス及びハロゲン等の γ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\gamma 1}$ (Sv) は、(3.4-4) 式で計算する。

$$H_{\gamma 1} = 6.2 \times 10^{-14} \frac{Q_{\gamma}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot \frac{\alpha}{u} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot r}) \dots (3.4-4)$$

ここで、

Q_{γ} : 蒸気雲中の核分裂生成物量 (Bq)

(γ 線実効エネルギー 0.5MeV換算値)

V : 半球状の蒸気雲の体積 ($3.44 \times 10^6 \text{ m}^3$)

E_{γ} : γ 線のエネルギー (0.5MeV)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} / \text{m}$)

α : 半球状の蒸気雲の直径 (236m)

u : 蒸気雲の移動の評価のための風速 (1m/s)

(b) 主蒸気隔離弁閉止後

主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して漏えいしてくる希ガス及びハロゲン等の γ 線外部被ばくによる実効線量 $H_{\gamma 2}$ (Sv) は、「3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損」の3.4.1.3.2の(2)において希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量を求める際に用いた(3.4-1) 式で計算する。

(3) 評価結果

上記の評価方法に基づき非居住区域境界外での実効線量を評価した結果は、第3.4.2-4表のとおり約 $1.8 \times 10^{-1} \text{ mSv}$ である。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

3.4.2.5 判断基準への適合性の検討

本事故に対する判断基準は、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認した上で、「1.1.2.3 判断基準」の(5)を満足することである。

「3.4.2.3 事故経過の解析」で示したように、事故期間を通じて沸騰遷移が生じることはなく、新たに燃料棒の破損は生じない。

さらに、「3.4.2.4.2 線量の評価」で示したように、本事故により周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、「1.1.2.3 判断基準」の(5)は満足される。

第3.4.2-1表 放射性ハロゲン等の冷却材中濃度及び燃料棒から追加放出される核分裂生成物の全量 (1.7) (1.8) (2.0) (3.3)

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γエネルギー (MeV)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中濃度 (γ線0.5MeV換算値) (Bq/g)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (γ線0.5MeV換算値) (Bq)
I-131	2.84	8.60×10 ⁻²	0.381	約4.6×10 ³	約3.5×10 ³	2.22×10 ¹⁴	約1.09×10 ¹⁴
I-132	4.21	7.30	2.253	約4.2×10 ⁴	約1.9×10 ⁵	約3.29×10 ¹⁴	約1.48×10 ¹⁵
I-133	6.77	8.00×10 ⁻¹	0.608	約3.2×10 ⁴	約3.8×10 ⁴	約5.29×10 ¹⁴	約6.44×10 ¹⁴
I-134	7.61	1.90×10 ¹	2.750	約8.1×10 ⁴	約4.5×10 ⁵	約5.95×10 ¹⁴	約3.27×10 ¹⁵
I-135	6.41	2.52	1.045	約4.8×10 ⁴	約1.6×10 ⁵	約5.01×10 ¹⁴	約1.65×10 ¹⁵
Br-83	0.53	6.96	0.0075	約5.3×10 ³	約7.9×10 ¹	約4.14×10 ¹³	約6.21×10 ¹¹
Br-84	0.97	3.14×10 ¹	1.742	約9.8×10 ³	約3.4×10 ⁴	約7.58×10 ¹³	約2.64×10 ¹⁴
Mo-99	6.13	2.49×10 ⁻¹	0.16	約7.4×10 ³	約2.4×10 ³	約4.79×10 ¹⁴	約1.63×10 ¹⁴
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	約2.7×10 ⁴	約7.0×10 ³	約4.22×10 ¹⁴	約1.10×10 ¹⁴
ハロゲン等合計	—	—	—	—	約8.8×10 ⁵	約3.19×10 ¹⁵	約7.74×10 ¹⁵
Kr-85m	0.53	9.09	0.0025	—	—	約8.29×10 ¹³	約4.14×10 ¹¹
Kr-85	1.31	3.71	0.159	—	—	約2.05×10 ¹⁴	約6.51×10 ¹³
Kr-87	0.29	1.77×10 ⁻⁴	0.0022	—	—	約1.35×10 ¹³	約5.95×10 ¹⁰
Kr-88	2.54	1.31×10 ¹	0.793	—	—	約3.97×10 ¹⁴	約6.30×10 ¹⁴
Kr-91	3.58	5.94	1.950	—	—	約5.60×10 ¹⁴	約2.18×10 ¹⁵
Xe-131m	0.040	5.82×10 ⁻²	0.020	—	—	約6.25×10 ¹²	約2.50×10 ¹¹
Xe-133m	0.19	3.08×10 ⁻¹	0.042	—	—	約2.97×10 ¹³	約2.50×10 ¹²
Xe-133	6.77	1.31×10 ⁻¹	0.432	—	—	約1.06×10 ¹⁵	約9.55×10 ¹³
Xe-135m	1.06	6.38×10 ¹	0.432	—	—	約1.66×10 ¹⁴	約1.43×10 ¹⁴
Xe-135	6.63	1.83	0.250	—	—	約1.04×10 ¹⁵	約5.18×10 ¹⁴
Xe-138	6.28	7.04×10 ¹	1.183	—	—	約9.82×10 ¹⁴	約2.32×10 ¹⁵
希ガス合計	—	—	—	—	—	約4.54×10 ¹⁵	約5.96×10 ¹⁵
ハロゲン等+希ガス合計	—	—	—	—	約8.8×10 ⁵	約7.73×10 ¹⁵	約1.37×10 ¹⁶

第3.4.2-2表 主蒸気管破断時の核分裂生成物放出量 (事故)

核分裂生成物	放出量 (Bq)		
	主蒸気隔離弁閉止前	主蒸気隔離弁閉止後	合計
希ガス及びハロゲン等* (γ線エネルギー0.5MeV換算値)	約9.9×10 ¹²	約3.4×10 ¹²	約1.3×10 ¹³
よう素 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	約2.3×10 ¹² (約1.8×10 ¹¹)	約3.6×10 ¹⁰ (約1.1×10 ¹⁰)	約2.4×10 ¹² (約1.9×10 ¹¹)

* よう素も含み、外部被ばくによる実効線量評価の観点から取り扱っている。

第3.4.2-3表 I-131等価量への換算係数

核種	K _R (換算係数)*
I-131	1
I-132	1.44×10 ⁻²
I-133	2.56×10 ⁻¹
I-134	4.31×10 ⁻³
I-135	5.31×10 ⁻²

* I-131の小児の実効線量係数に対する各よう素核種の小児の実効線量係数の比

第3.4.2-4表 主蒸気管破断時の実効線量 (事故)

実効線量 (mSv)
約1.8×10 ⁻¹

電気技術規程

原子力編

原子力発電所耐震設計技術規程

JEAC 4601-2008

 社団法人 日本電気協会
原子力規格委員会



電気技術指針

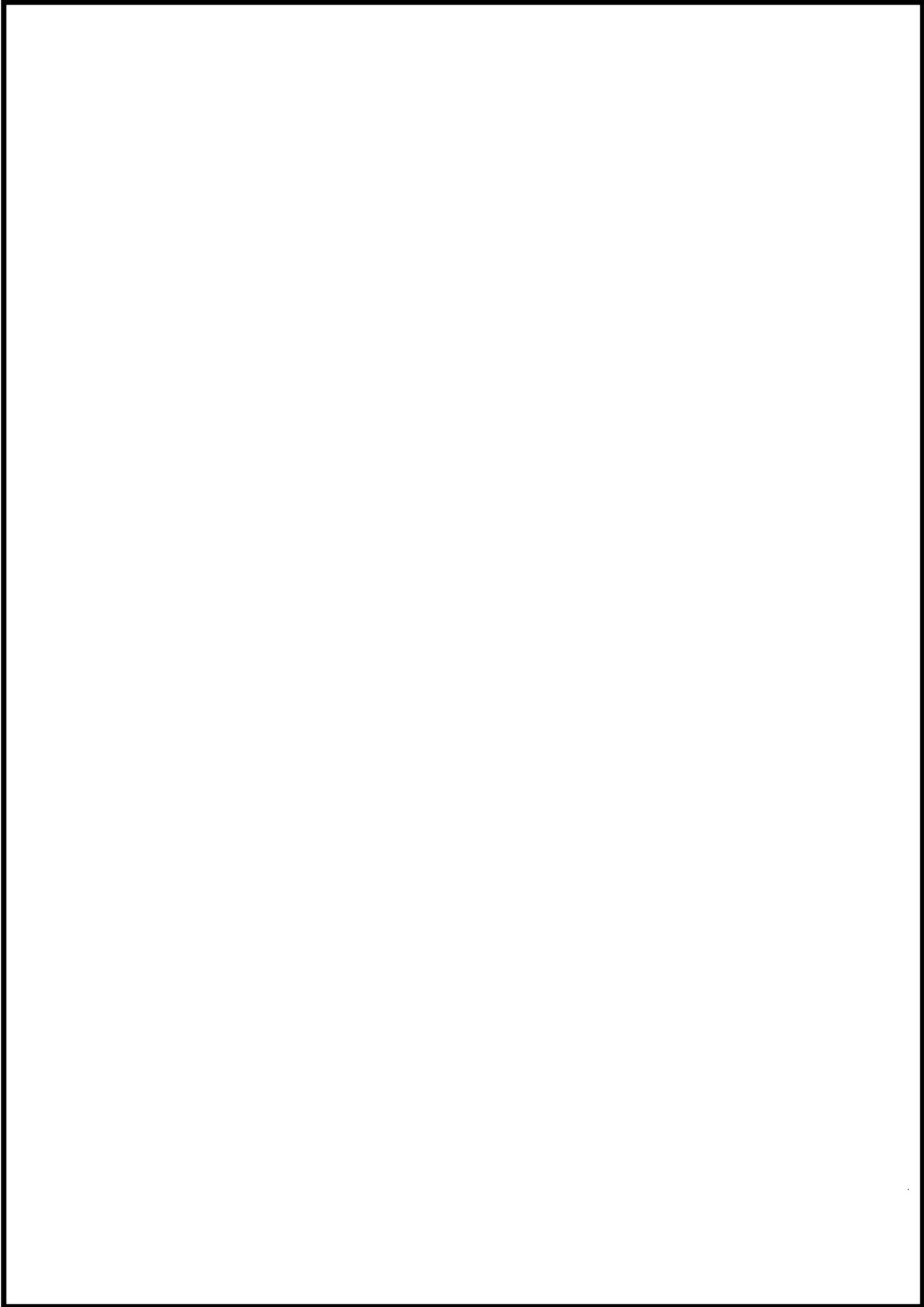
原子力編

安全機能を有する電気・機械装置の 重要度分類指針

JEAG 4612-2010

 社団法人 日本電気協会

原子力規格委員会



電気技術指針

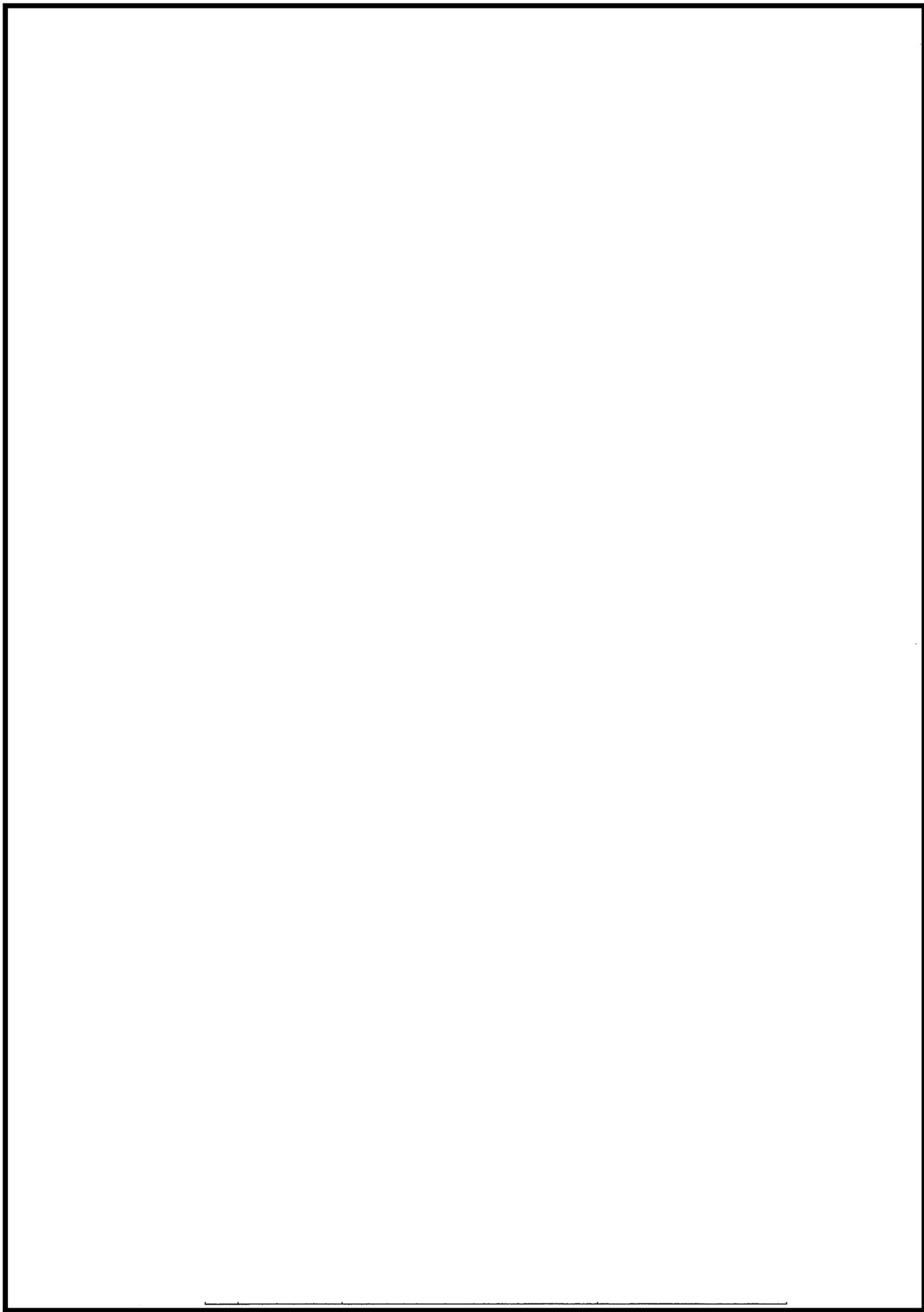
原子力編

安全機能を有する計測制御装置の設計指針

JEAG 4611-2009

 社団法人 日本電気協会

原子力規格委員会



〔解 説〕

本指針を適用するに当たって運用上の注意を必要とし、又は記載内容そのものの意義、解釈をより明確に補足しておく必要があると考えられる事項についてまとめた。

