

玄海原子力発電所 3号炉及び4号炉

設置許可基準規則への適合性について (高燃焼度燃料の使用)

< 補足説明資料 > 抜粋版

本資料においては、高燃焼度燃料の使用について、「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」（以下「設置許可基準規則」という。）への適合方針を説明する。

<目 次>

- 第 4 条 地震による損傷の防止
- 第 6 条 外部からの衝撃による損傷の防止
- 第 12 条 安全施設
- 第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止
- 第 15 条 炉心等
- 第 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設
- 第 25 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統
- 第 27 条 放射性廃棄物の処理施設
- 第 37 条 重大事故等の拡大の防止等

13 条

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故
の拡大の防止

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性（3号炉）

（1）適合性説明

1.2 要求事項に対する適合性（4号炉）

（1）適合性説明

2. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

2.1 運転時の異常な過渡変化の解析について

2.2 設計基準事故の解析について

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

（別添1） 各事象の説明（運転時の異常な過渡変化の解析）

（別添2） 各事象の説明（設計基準事故の解析）

（別添3） 各評価の説明（設計基準事故時の被ばく評価）

<添付資料目次>

添付資料 1（運転時の異常な過渡変化に係る補足説明）

添付資料 1.1 運転時の異常な過渡変化の個別事象概要図

添付資料 2（設計基準事故に係る補足説明）

添付資料 2.1 設計基準事故の個別事象概要図

添付資料 2.2 原子炉格納容器内温度の評価について

2.2 設計基準事故の解析について

2.2.1 概要

玄海原子力発電所 4 号炉において、燃料集合体最高燃焼度が 55,000MWd/t の高燃焼度燃料（以下「ステップ 2 燃料」という。）の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「設計基準事故」について安全評価を実施し、「安全評価指針」の判断基準を満足することを確認する。

なお、「設計基準事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象である。

評価事象は、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象の中から、代表的な事象を選定している。

解析においては、事象発生前の状態、使用するモデル、ステップ 2 燃料の使用等を考慮した入力条件について、評価の結果が厳しくなるように考慮したものをを用い、さらに事象に対処するために必要な系統及び機器について、安全機能別に結果を厳しくする機器の単一故障を仮定している。

2.2.4 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 燃料エンタルピは制限値 ($791\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$) を超えないこと。
制限値は、「RIE 評価指針」に示された $963\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ (「RIE 評価指針」に示された $230\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。) から、燃焼が最も進んだペレットの融点低下量及びガドリニア添加による融点低下量をエンタルピに換算した値を差し引いた値である。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の 1.2 倍の圧力 $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 $0.392\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下であること。

なお、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」における「原子炉冷却材喪失」においては、「ECCS 性能評価指針」に基づいて以下の判断基準を用いる。

- a. 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、 $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること。
- b. 燃料被覆管のジルコニウム-水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15% 以下であること。
- c. 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。

(「ECCS 性能評価指針」解説 I の 3.2 基準(3)より、炉心の被覆管のジルカロイの全量の 1%の酸化に相当する量以下)

- d. 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

また、反応度投入事象においては、「RIE 評価指針」で定めるとおり浸水燃料の破裂による衝撃圧力等の発生によっても、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。ただし、「RIE 報告書」に従い、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI 破損」という。）による衝撃圧力等の発生を重畳しても、これらにより生じる機械的エネルギーにより、原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認する。

- a. 浸水燃料については、ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「RIE 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当）を超える燃料棒の被覆は破裂したものし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。
- b. ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE 報告書」に示された以下の PCMI 破損しきい値のめやすを超える燃料棒は PCMI 破損を生じたものとし、発生する機械的エネルギーの影響を評価する。

ペレット燃焼度	ピーク出力部燃料エンタルピの増分
25,000MWd/t 未満	$460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($110\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	$356\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	$209\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($50\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)
65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	$167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ ($40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)

上記の PCMI 破損しきい値のめやすは、「RIE 報告書」で示されたものを SI 単位に換算したものである。

2.3 設計基準事故時の被ばく評価について

2.3.1 概要

2.3.1.1 評価すべき範囲と事象

玄海原子力発電所4号炉においては、燃料集合体最高燃焼度が55,000MWd/tの高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）の使用に伴う、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）等に従い、「設計基準事故」について安全評価を実施している。

「設計基準事故」とは、発生頻度が「運転時の異常な過渡変化」より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものである。

評価事象は、発電用原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象の中から、以下に示す代表的な事象を選定している。

- a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- b. 蒸気発生器伝熱管破損
- c. 燃料集合体の落下
- d. 原子炉冷却材喪失
- e. 制御棒飛び出し

2.3.1.2 判断基準

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。）第十三条第二項ホにて、「設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること」が要求されており、設置許可基準規則の解釈に定められるように安全評価指針に基づいて、2.3.1.1で定める5事象に対して評価を行った結果、安全評価指針の判断基準である「周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリ

クを与えないこと」を満足していることを確認している。

この確認結果を、設置変更許可申請書本文十号ロ. の評価結果に記載している。

「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」とは、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えないことをいう。本判断基準については、安全評価指針においては具体的な運用が以下のとおり示されている。

「ICRPの1990年勧告によれば、公衆の被ばくに対する年実効線量限度として、1mSvを勧告しているが、特殊な状況においては、5年間にわたる平均が年当たり1mSvを超えなければ、単一年にこれよりも高い実効線量が許されることもありうるとなっている。これは平常時の放射線被ばくについての考え方であるが、これを発生頻度の小さい「事故」の場合にも適用することとし、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。」

2.3.1.3 主な変更内容

今回の変更申請における解析上の取扱いの主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ 2 燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、ステップ 2 燃料の運用に対応した運転時間及びサイクル数を考慮し、変更している。

(2) 蒸気発生器伝熱管施栓率の扱い

蒸気発生器伝熱管施栓率について、10%までを考慮した評価を行っている。

(3) 気象条件の変更

設計基準事故時被ばく評価に用いる気象資料を1981年から、2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

原子炉格納容器内温度の評価について

1. 概要

「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。）第十三条では、設計基準事故時の原子炉格納容器健全性に係る判断基準として「原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること」が要求されている。

ここでは、本要求に対して、原子炉格納容器内温度が最高使用温度を下回ることを確認することにより、判断基準を満足することを示す。

2. 審査指針における判断基準

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、事故時の原子炉格納容器健全性評価に係る判断基準として 4.2(4)にて「原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力以下であること。」を定めており、同指針付録 I の I. の 3.4.1(5)にて「原子炉格納容器内温度が、最高使用温度を超えないことを確認した上で、4.2の(4)を適用する。」と定めている。

このため、設計基準事故である原子炉冷却材喪失時原子炉格納容器健全性評価では、原子炉格納容器内温度が最高使用温度を下回ることを確認した上で原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力以下であることを示すことにより、原子炉格納容器の健全性が確保されることを示している。

3. 原子炉格納容器健全性評価

上記の要求に対して、原子炉格納容器内圧解析コード COCO により原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度を評価しており、コードの概要及び評価結果について示す。

(1) COCO コードの概要^[1]

原子炉格納容器内圧解析コード COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器

[1] 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」MHI-NES-1016、三菱重工業、平成 12 年

内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。COCO コードモデル概要図を図 1 に示す。

(2) 評価結果

原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内温度の過渡応答を図 2 及び図 3 に示す。1 次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器圧力及び温度は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約 17 秒にブローダウンエネルギーによって形成される第 1 ピーク圧力約 0.255MPa [gage]、温度約 126°C が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力及び温度は漸減していくが、約 22 秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの効果により、圧力及び温度は再び緩やかに上昇していく。なお、1 次冷却材管の破断直後は原子炉格納容器内に放出された蒸気量が少ないことから蒸気分圧が飽和蒸気圧を下回るため過熱状態となっているが、その後は蒸気分圧が飽和蒸気圧となり飽和状態となる。また、再冠水期間においては 1 次冷却材管の破断口から過熱蒸気が放出されることがあるが、原子炉格納容器内においては既に大量の飽和蒸気が存在しているため過熱状態に至ることはなく、飽和状態が維持される。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器圧力上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に事故後約 9 秒で到達することにより、約 154 秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約 142 秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器内へのエネルギー放出が減少することにより、第 2 ピーク圧力約 0.308MPa [gage]、温度約 132°C が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降、原子炉格納容器内へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。

再循環モードに移行した後も原子炉格納容器スプレイによる除熱が継続されるが、原子炉格納容器スプレイの水源が燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプルとなり、原子炉格納容器スプレイ水温が上昇することから原子炉格納容器圧力及び温度の低下が緩やかになる。

再循環開始までの 1 次冷却系から原子炉格納容器内に放出された破断流量の積分値及び安全注入（高圧注入、低圧注入）水のスピル量の積分値の合計の変化を図 4、再循環開始までの安全注入流量の積分値、原子炉格納容器スプレイ流量の積分値及びそれらの合計（燃料取替用水ピット消費量）を図 5 に示す。図 4 及び図 5 に示すとおり、再循環開始まで、安全注入及び原子炉格納容器スプレイにより、1 次冷却系及び原子炉格納容器内に継続的に注水されている。

格納容器再循環サンプル水温の変化を図 6 に示す。図 6 に示すとおり、再循環開始後、燃料取替用水ピット水に比べてサブクール度が小さい格納容器再循環サンプル水が炉心注入され炉心を冷却して格納容器再循環サンプルに落水する、また、原子炉格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に散布され原子炉格納容器内の蒸気と熱平衡状態に達して格納容器再循環サンプルに落水するため、格納容器再循環サンプル水温が一時的に上昇する。しかしながら、崩壊熱の低下と相まって、余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器による除熱により格納容器再循環サンプル水温度は低下に転じる。

以上より、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の最高値は、原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.392MPa [gage]) 及び最高使用温度 (144°C) を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

4. 原子炉格納容器バウンダリにおける温度

原子炉格納容器バウンダリにおける温度については、原子炉格納容器内温度の上昇に伴い上昇するが、熱吸収体の効果により原子炉格納容器バウンダリ付近の温度は低下することから、原子炉格納容器バウンダリにおける温度は、原子炉格納容器内温度より低くなる。

したがって、原子炉格納容器内温度が最高使用温度を下回ることを確認することにより、原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用温度以下となることを確認することができる。

5. まとめ

設置許可基準規則第十三条における設計基準事故時の原子炉格納容器健全性に係る判断基準である「原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用温度以下となること」については、原子炉格納容器内温度が最高使用温度を下回ることを確認することにより、判断基準を満足していることを確認することができる。

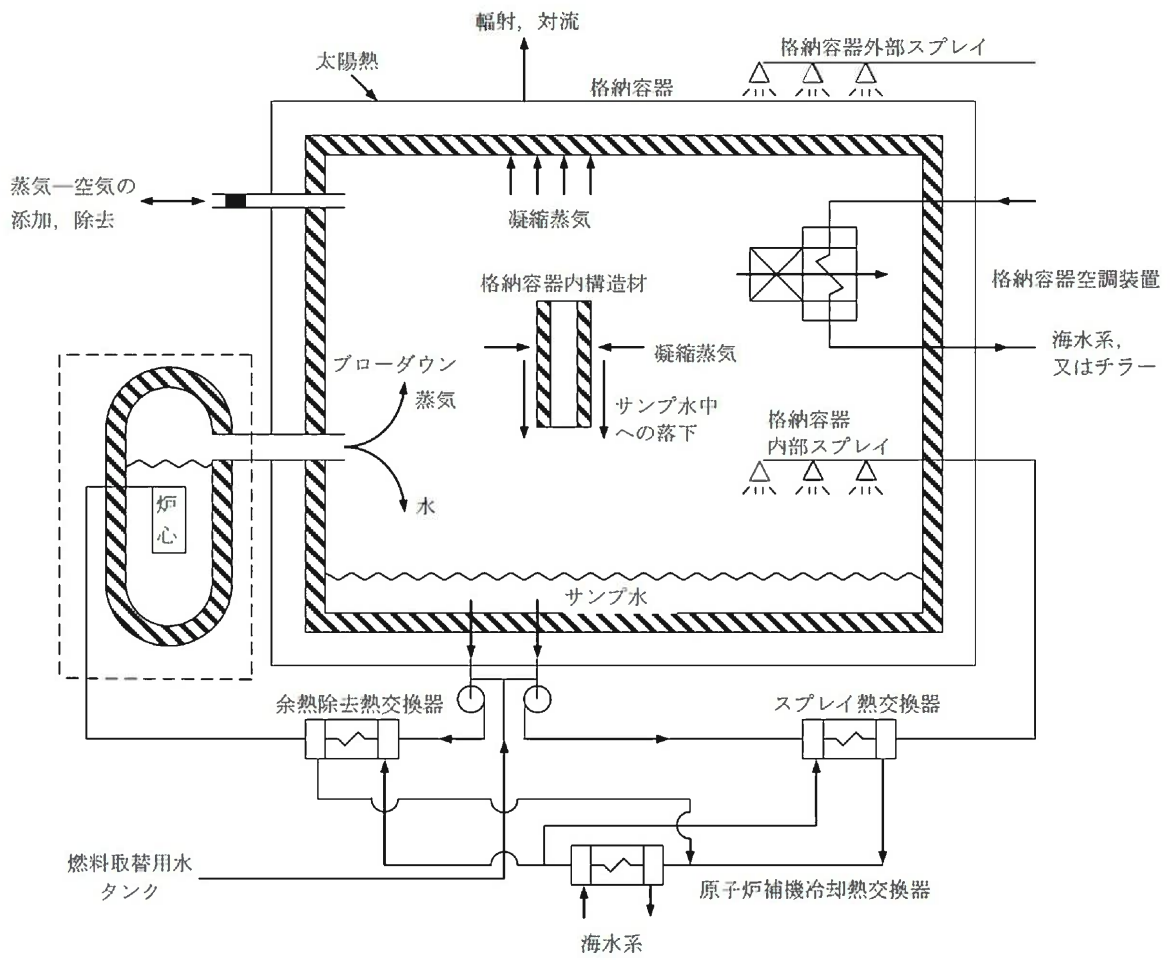


図1 COCOコードモデル概要図

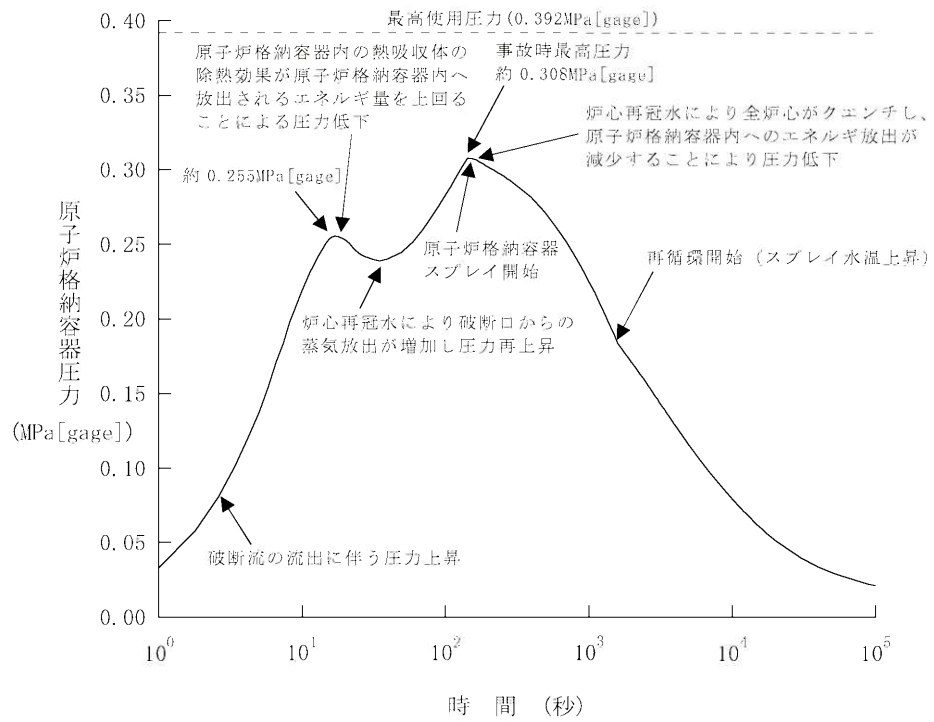


図2 原子炉格納容器圧力

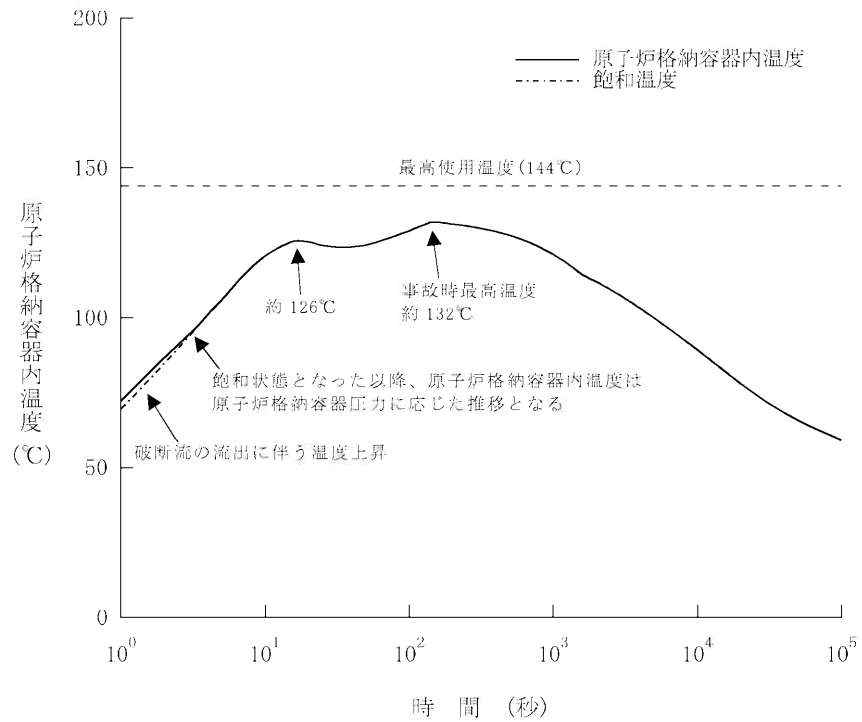


図3 原子炉格納容器内温度

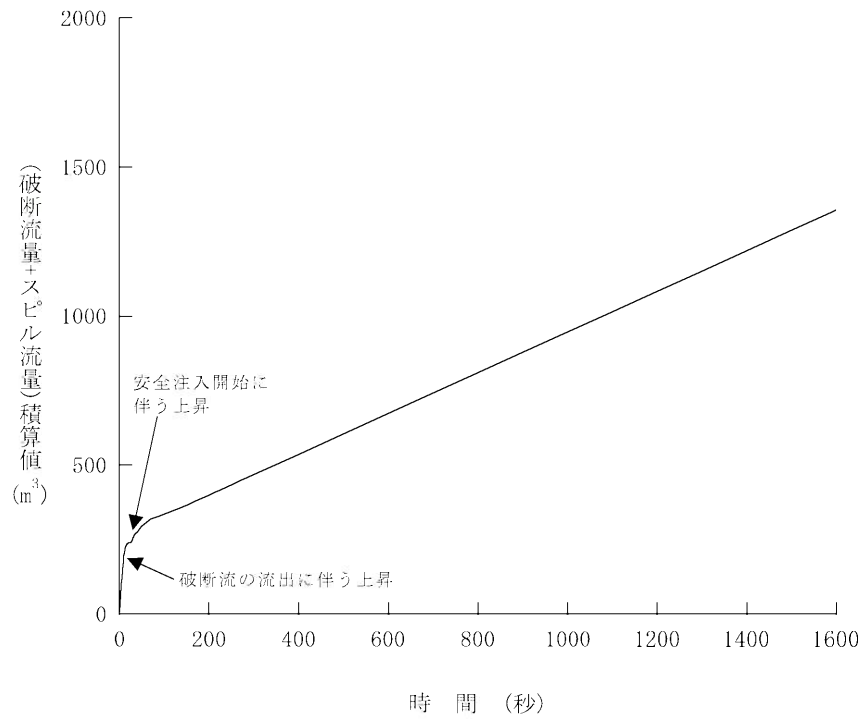


図4 破断流量及び安全注入水のスピル量の積分値

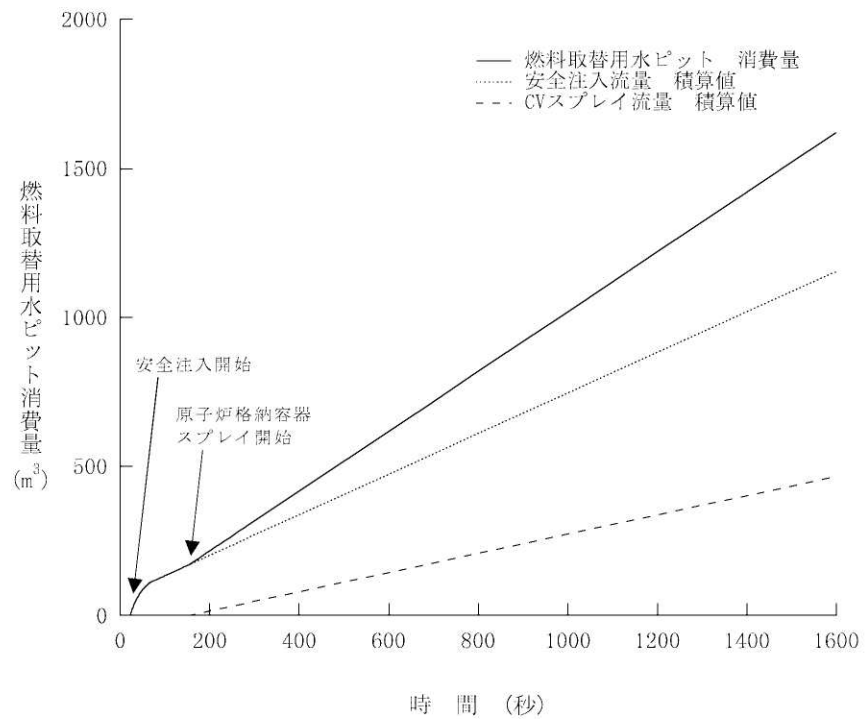


図5 安全注入流量、原子炉格納容器スプレイ流量の積分値及びそれらの合計

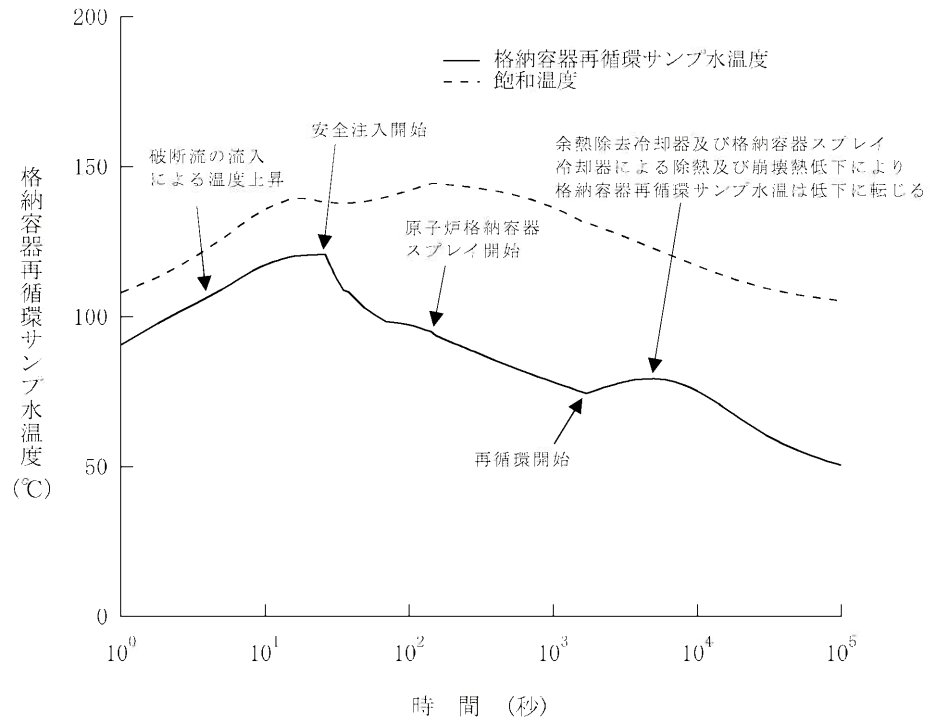


図6 格納容器再循環サンプル水温度の変化

27 条

放射性廃棄物の処理施設

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

2. 放射性廃棄物の処理施設

2.1 平常運転時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価について

(別添1) 放出放射エネルギーについて

(別添2) 一般公衆の受ける実効線量について

(別添3) 安全解析に使用する気象資料等の変更について

別添 1

放出放射エネルギーについて

目 次

1. 放出放射エネルギーについて	27 条-別添 1-1
1.1 気体廃棄物中の放出放射エネルギー	27 条-別添 1-1
1.1.1 1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度	27 条-別添 1-1
1.1.2 希ガス及びよう素の年間放出量	27 条-別添 1-3
(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量	27 条-別添 1-3
(2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量	27 条-別添 1-4
(3) 原子炉格納容器減圧時の排気による放出量	27 条-別添 1-5
(4) 原子炉補助建屋の換気による放出量	27 条-別添 1-6
(5) 定期検査時のよう素の放出量	27 条-別添 1-7
1.2 液体廃棄物中の放出放射エネルギー	27 条-別添 1-10
1.3 トリチウムの放出放射エネルギー	27 条-別添 1-12
(1) トリチウムの年間推定放出量	27 条-別添 1-12

1. 放出放射エネルギーについて

1.1 気体廃棄物中の放出放射エネルギー

気体廃棄物中の主な放射性物質は、1次冷却材中に含まれる核分裂生成物のうちの放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性イソトプ（以下「イソトプ」という。）であるため、これらの放射性物質に着目して年間放出量の計算を行う。

1.1.1 1次冷却材中の希ガス及びイソトプの濃度

1次冷却材中の希ガス及びイソトプの濃度は燃料被覆管欠陥率を1%と想定し、燃料から1次冷却材中に漏出するものとして①式を用いて計算する。

$$A_{wi} = \frac{A_{ci} \cdot v_i}{W_m \cdot \alpha_i \cdot t} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\alpha_i} \cdot (1 - e^{-\alpha_i \cdot t}) \right\} \dots\dots\dots ①$$

ただし、

$$\alpha_i = \lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \cdot \left\{ \frac{(DF_i - 1)}{DF_i} + FS_i \right\} + \frac{W_B}{W_m}$$

$$A_{ci} = \frac{\lambda_i \cdot F \cdot Y_i / 100}{\lambda_i + v_i + \sigma_i \cdot \phi}$$

$$F = 3.2 \times 10^{16} \cdot P \cdot \frac{f}{100} \quad (\text{fissions/s})$$

ここに、

- A_{wi} : 核種 i の 1 次冷却材中の濃度 (Bq/g)
- A_{ci} : 被覆管欠陥燃料棒内の核種 i の量 (Bq)
- v_i : 核種 i の逃散率係数 (s^{-1})
- W_m : 1 次冷却材保有量 (g)
- α_i : 核種 i の除去定数 (s^{-1})
- t : 年間原子炉運転時間 (s)
- λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})
- W_p : 浄化系流量 (g/s)
- DF_i : 核種 i の浄化系の除染係数
- FS_i : 核種 i のストリッピング係数
- W_B : ほう酸回収装置で処理される抽出 1 次冷却材の年間平均流量 (g/s)
- Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

σ_i	: 核種 i の熱中性子断面積 (Xe-135についての み考慮する。)	(cm^2)
ϕ	: 炉心平均熱中性子束	($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)
P	: 炉心熱出力	(MWt)
f	: 燃料被覆管欠陥率	(%)

1次冷却材中の希ガス及びよう素の濃度を表 1.1-1 に示す。

ステップ2燃料の使用に伴うほう素価値の低下により、燃料取替停止時等のほう素濃度が上昇するため、起動・停止時のほう素濃度調整に伴う1次冷却材抽出水量が増加する。(W_B : $1.06 \times 10^2 \rightarrow 1.25 \times 10^2 \text{g/s}$)

また、燃料の濃縮度が高くなるため炉心平均熱中性子束は減少する。(ϕ : $4.70 \times 10^{13} \rightarrow 3.80 \times 10^{13} \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

1次冷却材中の希ガス及びよう素の放射能濃度は、1次冷却材抽出水量が増加するため若干減少するが、Xe-135の放射能濃度は炉心平均熱中性子束が減少したことにより、中性子吸収による消滅効果が低減されるため増加する。

1.1.2 希ガス及びよう素の年間放出量

(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量

活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される希ガスの放出量は、ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水及び1次系機器ドレンに含まれる希ガス並びに低温停止時における脱ガス操作中の1次冷却材に含まれる希ガスが、活性炭式希ガスホールドアップ装置に移行し、活性炭式希ガスホールドアップ装置で減衰された後に放出されるものとして②式を用いて計算する。

$$Q_{GDTi} = A_{wi} \cdot (k \cdot W_e + W_d + n_d \cdot W_m) \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_g} \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

ここに、

- Q_{GDTi} : ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置から放出される核種 i の量 (Bq/y)
- t_g : ガス減衰タンク又は活性炭式希ガスホールドアップ装置の保持時間 (s)
- k : 抽出操作に伴う1次冷却材濃度の平均希釈率
- W_e : ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水量 (g/y)
- W_d : ほう酸回収装置で処理される1次系機器ドレン量 (g/y)
- n_d : 低温停止時における1次冷却材の脱ガス回数 (y^{-1})

(2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、機器、弁等から原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材中の希ガス及びよう素が空気中に移行し、換気系から放出されるものとして、1次冷却材の漏えい率、漏えい1次冷却材中に含まれる希ガス及びよう素が空気中に移行する割合等を考慮して③式を用いて計算する。

$$Q_{cvi} = n \cdot \frac{\beta_i}{\lambda_i + \gamma_i} \cdot \{1 - e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} + \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot \{(1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \cdot e^{-(\lambda_i + \gamma_i) \cdot t_f}\} \dots\dots\dots \textcircled{3}$$

ただし、

$$\beta_i = A_{wi} \cdot L_1 \cdot P_{1i}$$

$$\gamma_i = \frac{V_R}{V_{CV}} \cdot \eta_i \cdot M$$

ここに、

- Q_{cvi} : 核種 i の原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量 (Bq/y)
- n : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気回数 (y^{-1})
- t_f : 格納容器空気浄化装置運転時間 (s)
- T : 原子炉停止時の原子炉格納容器換気の間隔 (s)
- L_1 : 原子炉格納容器内1次冷却材漏えい率 (g/s)
- P_{1i} : 原子炉格納容器内で漏えい1次冷却材中の核種 i が空気中に移行する割合
- V_R : 格納容器空気浄化装置容量 (m^3/s)
- V_{CV} : 原子炉格納容器自由体積 (m^3)
- η_i : 格納容器空気浄化装置の核種 i に対するよう素フィルタの捕集効率
- M : 格納容器空気浄化装置の混合効率

(3) 原子炉格納容器減圧時の排気による放出量

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、(2)と同様の考え方で、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材中の希ガス及びよう素が空気中に移行し、減圧時に放出されるものとして④式を用いて計算する。

$$Q_{CVDi} = \frac{\beta_i \cdot V_p}{\lambda_i \cdot T \cdot V_{cv}} \cdot (1 - \eta_{Di}) \cdot \left\{ T - \frac{1}{\lambda_i} (1 - e^{-\lambda_i \cdot T}) \right\} \dots\dots\dots ④$$

ここに、

- Q_{CVDi} : 核種 i の原子炉格納容器減圧時の排気による放出量 (Bq/y)
- V_p : 原子炉格納容器減圧時の排気量 (m^3/y)
- η_{Di} : 原子炉格納容器減圧時排気ラインの核種 i に対するよう素フィルタの捕集効率

(4) 原子炉補助建屋の換気による放出量

原子炉補助建屋の換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、(2)と同様の考え方で、原子炉補助建屋に漏えいした1次冷却材中の希ガス及びよう素が空気中に移行し、換気系より放出されるものとして⑤式を用いて計算する。

$$Q_{ABi} = A_{wi} \cdot L_2 \cdot P_{2i} \cdot t \dots\dots\dots ⑤$$

ここに、

- Q_{ABi} : 核種 i の原子炉補助建屋等の換気による放出量 (Bq/y)
- L_2 : 原子炉補助建屋等への1次冷却材漏えい率 (g/s)
- P_{2i} : 原子炉補助建屋等で漏えい1次冷却材中の核種 i が空気中に移行する割合

(5) 定期検査時のよう素の放出量

定期検査時に放出されるよう素の放出量は、1次冷却材中に含まれるよう素のうち、I-131が機器の補修に伴って放出されるものと考え、(2)、(3)及び(4)で求めたI-131の年間放出量の4分の1が定期検査時に放出されるものとして⑥式を用いて計算する。

$$Q_{I-131} = (Q_{CVI-131} + Q_{CVDI-131} + Q_{ABI-131}) \times \frac{1}{4}$$

..... ⑥

ここに、

- Q_{I-131} : 定期検査時に放出されるよう素131の量 (Bq/y)
- $Q_{CVI-131}$: 原子炉停止時に原子炉格納容器換気により放出されるよう素131の量 (Bq/y)
- $Q_{CVDI-131}$: 原子炉格納容器減圧時の排気により放出されるよう素131の量 (Bq/y)
- $Q_{ABI-131}$: 原子炉補助建屋等の換気により放出されるよう素131の量 (Bq/y)

希ガス及びよう素の年間放出量を表 1.1-2 に示す。

(1) 活性炭式希ガスホールドアップ装置からの放出量については、1次冷却材中放射能濃度の減少よりも、1次冷却材抽出水量が増加した効果が大いことによって増加する。

その他の経路((2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気による放出量、(3) 原子炉格納容器減圧時の排気による放出量、(4) 原子炉補助建屋の換気による放出量、(5) 定期検査時のよう素の放出量)からの放出放射エネルギーは1次冷却材中放射能濃度に比例して減少する。

表 1.1-1 1次冷却材中の希ガス及びヨウ素の濃度（4号炉）

(単位：Bq/g)

核種	現行	今回
Kr-85m	7.68×10^4	7.67×10^4
Kr-85	5.34×10^4	4.60×10^4
Kr-87	4.43×10^4	4.43×10^4
Kr-88	1.32×10^5	1.32×10^5
Xe-131m	7.82×10^4	7.39×10^4
Xe-133m	1.12×10^5	1.11×10^5
Xe-133	8.09×10^6	7.83×10^6
Xe-135m	4.01×10^3	4.01×10^3
Xe-135	1.10×10^5	1.31×10^5
Xe-138	2.14×10^4	2.14×10^4
I-131	8.67×10^4	8.63×10^4
I-133	1.44×10^5	1.44×10^5

表 1.1-2 希ガス及びよう素の放出量（4号炉）（Bq/y）

項目 核種	活性炭式希ガスホルド アップ装置からの排気		原子炉停止時の 原子炉格納容器換気		原子炉格納容器 減圧時の排気		原子炉補助建屋 の換気		合計	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
Kr-85m	2.1×10^{10}	2.3×10^{10}	8.3×10^9	8.3×10^9	3.7×10^9	3.7×10^9	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}	1.8×10^{12}
Kr-85	1.9×10^{14}	1.8×10^{14}	1.6×10^{12}	1.3×10^{12}	3.5×10^{11}	3.0×10^{11}	1.2×10^{12}	1.1×10^{12}	1.9×10^{14}	1.8×10^{14}
Kr-87	～ 0	～ 0	1.4×10^9	1.4×10^9	6.0×10^8	6.0×10^8	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}	1.0×10^{12}
Kr-88	1.2×10^8	1.4×10^8	8.9×10^9	8.9×10^9	3.9×10^9	3.9×10^9	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-131m	2.0×10^{13}	2.1×10^{13}	5.3×10^{11}	5.0×10^{11}	1.8×10^{11}	1.7×10^{11}	1.8×10^{12}	1.7×10^{12}	2.2×10^{13}	2.4×10^{13}
Xe-133m	3.7×10^8	4.2×10^8	1.5×10^{11}	1.4×10^{11}	6.2×10^{10}	6.1×10^{10}	2.6×10^{12}	2.6×10^{12}	2.8×10^{12}	2.8×10^{12}
Xe-133	7.7×10^{13}	8.5×10^{13}	2.5×10^{13}	2.4×10^{13}	9.9×10^{12}	9.5×10^{12}	1.9×10^{14}	1.8×10^{14}	3.0×10^{14}	3.0×10^{14}
Xe-135m	～ 0	～ 0	2.5×10^7	2.5×10^7	1.1×10^7	1.1×10^7	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}	9.4×10^{10}
Xe-135	～ 0	～ 0	2.4×10^{10}	2.9×10^{10}	1.1×10^{10}	1.3×10^{10}	2.6×10^{12}	3.1×10^{12}	2.6×10^{12}	3.1×10^{12}
Xe-138	～ 0	～ 0	1.2×10^8	1.2×10^8	5.4×10^7	5.4×10^7	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}	5.0×10^{11}
放出量合計	2.8×10^{14}	2.9×10^{14}	2.7×10^{13}	2.6×10^{13}	1.0×10^{13}	1.0×10^{13}	2.0×10^{14}	2.0×10^{14}	5.2×10^{14}	5.2×10^{14}

項目 核種	原子炉停止時の 原子炉格納容器換気		原子炉格納容器 減圧時の排気		原子炉補助建屋 の換気		定期検査時の よう素 131		合計	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
I-131	5.4×10^8	5.4×10^8	1.5×10^9	1.5×10^9	1.0×10^{10}	1.0×10^{10}	3.0×10^9	3.0×10^9	1.5×10^{10}	1.5×10^{10}
I-133	6.4×10^8	6.4×10^8	3.2×10^8	3.2×10^8	1.7×10^{10}	1.7×10^{10}	—	—	1.8×10^{10}	1.8×10^{10}