

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がある事象である。

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。

2.2.5 解析結果

解析結果を表 2.2-8 に示す。

「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」のうち「原子炉冷却材流量の喪失」、「原子炉冷却材ポンプの軸固着」、「主給水管破断」及び「主蒸気管破断」の解析結果は、最小 DNBR が最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても約 1.53 であり、許容限界値 1.42 以上である。したがって、これらの事故時において、いずれも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。また、「原子炉冷却材喪失」の解析結果は、最も厳しいケースにおいても燃料被覆管最高温度、局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は各々約 984℃、約 1%及び 0.3%以下となり、さらに再循環モードの確立によって長期にわたる炉心の冷却が可能であることから、「ECCS 性能評価指針」の判断基準を満足している。

燃料エンタルピの最大値は、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」における「制御棒飛び出し」において、約 358kJ/kg・UO₂であり、「RIE 評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行及びガドリニア添加に伴うペレット融点低下分に相当するエンタルピを差し引いた値である 791kJ/kg・UO₂を超えない。なお、PCMI 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは約 11kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー $9.4 \times 10^3 \text{kJ}$ に対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約 18.4MPa[gage]であり、最高使用圧力(17.16MPa[gage])の 1.2 倍の圧力(20.59MPa[gage])以下である。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」において、約 0.308MPa[gage]であり、最高使用圧力

(0.392MPa[gage])以下である。なお、原子炉格納容器内最高温度は約132℃であり、最高使用温度(144℃)以下である。また、「可燃性ガスの発生」の解析結果は、事故発生後30日時点で約2.7%であり、原子炉格納容器内の水素濃度は4%以下である。

表 2.2-8 設計基準事故の解析結果（玄海4号炉）

項目	炉心損傷・冷却能力の維持		燃料エンタルピー		原子炉圧力（注7）		原子炉格納容器健全性	
	現行	今回	現行	今回	現行	今回	現行	今回
判断基準	燃料被覆管最高温度：≤1,200℃ 局所的な最大Zr-水反応量（注3）：≤15% 全炉心平均Zr-水反応量（注4）： 原子炉格納容器健全性確保の見地から十分低い値であること（1%以下） 最小DNBR：≥1.17（ITDP）、≥1.42（GSTM）（注5） ≥1.30（W-3相関式）		≤963kJ/kg・UO ₂	≤791kJ/kg・UO ₂	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤20.59MPa[gage]		原子炉格納容器圧力： ≤0.392MPa[gage] 原子炉格納容器内温度： ≤144℃ 原子炉格納容器内水素濃度： ≤4%	
1. 原子炉冷却材喪失	大破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約950℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約984℃ / 約979℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.4% / 約0.4%（注6） 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.3% / ≤0.3%	—	—	—	最高圧力： 約0.320MPa[gage] 最高温度： 約133℃ 水素濃度： 約3.5%	最高圧力： 約0.308MPa[gage] 最高温度： 約132℃ 水素濃度： 約2.7%
	小破断	（施栓率0%） 燃料被覆管最高温度： 約719℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.2% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.2%	（施栓率0%/10%） 燃料被覆管最高温度： 約684℃ / 約670℃ 局所的な最大Zr-水反応量： 約0.1% / 約0.1% 全炉心平均Zr-水反応量： ≤0.1% / ≤0.1%	—	—	—	静的機器単一故障 最高圧力： 約0.320MPa[gage] 水素濃度： 約3.6%	静的機器単一故障 最高圧力： 約0.308MPa[gage] 水素濃度： 約2.8%
2. 原子炉冷却材流量の喪失	最小DNBR（ITDP）：約1.47	最小DNBR（GSTM）：約1.77	—	—	圧力上昇幅 約0.7MPa	圧力上昇幅 約0.7MPa	—	—
3. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	最小DNBR（ITDP）：約1.28	最小DNBR（GSTM）：約1.53	—	—	約16.8MPa[gage] 【約17.3MPa[gage]】	約16.8MPa[gage] 【約17.4MPa[gage]】	—	—
4. 主給水管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.37	最小DNBR（GSTM）：約1.63	—	—	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	約17.8MPa[gage] 【約18.4MPa[gage]】	—	—
5. 主蒸気管破断	最小DNBR（W-3）：約1.44	最小DNBR（W-3）：約1.57	—	—	過度に上昇することはない	過度に上昇することはない	—	—
6. 制御棒飛び出し（注1,2）	—		（BOC） 約562kJ/kg・UO ₂	（BOC） 約282kJ/kg・UO ₂	約17.3MPa[gage] 【約17.8MPa[gage]】	約16.9MPa[gage] 【約17.4MPa[gage]】	—	—
	—		（EOC） 約586kJ/kg・UO ₂	（EOC） 約358kJ/kg・UO ₂	—	—	—	—
7. 蒸気発生器伝熱管破断	最小DNBR（ITDP）：約1.45	最小DNBR（GSTM）：約1.75	—	—	—	—	—	—

（注1）燃料エンタルピーは高温零出力時の解析結果、原子炉圧力は高温全出力時の解析結果。

（注2）今回の評価において、PCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギーは約11kJであり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー9.4×10³kJに対して十分小さい。

（注3）燃料被覆管の酸化割合が最大となる位置の酸化割合。

（注4）「炉心の被覆管のジルカロイの全量のうち、原子炉冷却材喪失時に酸化した割合」と同義。全炉心平均ジルコニウム-水反応量は、炉心内燃料棒の出力毎に、燃料棒の軸方向各ノードにおけるジルコニウム-水反応量を求めて平均化することにより、燃料棒1本当たりの燃料棒平均ジルコニウム-水反応量を算出し、それに各出力の燃料棒の存在割合を乗じ、加重平均することにより算出。

（注5）統計的熱設計手法：ITDP（Improved Thermal Design Procedure）、改良統計的熱設計手法：GSTM（Generalized Statistical Thermal-design Method）

（注6）両端破断の場合は、局所的な最大Zr-水反応量は約1%となる。

（注7）【 】内は、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を表す。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力に約0.57MPa加えた値。

□：最も厳しくなる事象の評価結果 —：安全評価指針にて判断基準の適用対象となっていない項目。

各事象の説明
(設計基準事故の解析)

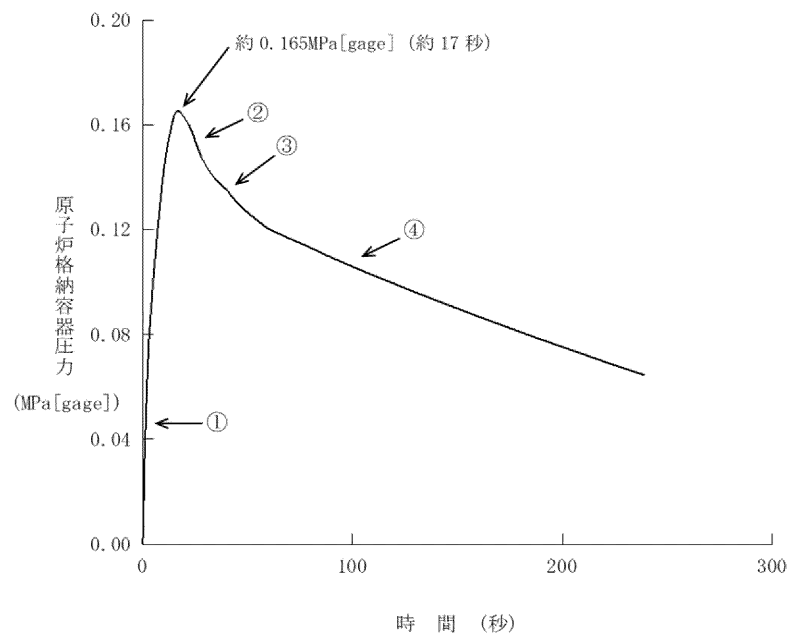


図1.1-6 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断 (3/4)

- 原子炉格納容器圧力
- ① 「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (約 1 秒)。
- ② 破断流減少及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により圧力が低下する。
- ③ 原子炉格納容器スプレイ開始 (約 40 秒)。
- ④ 原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により減圧が継続する。

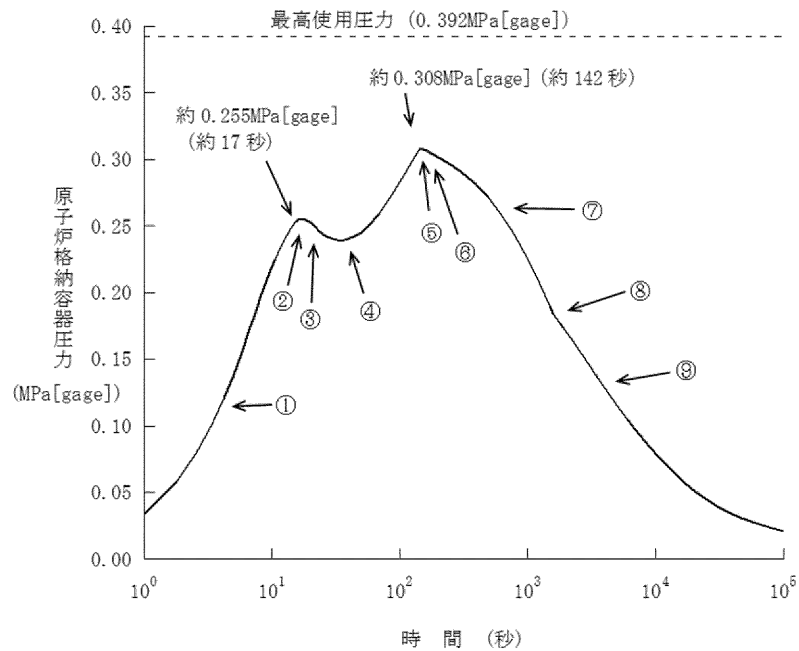


図1.4-2 原子炉冷却材喪失
—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

・原子炉格納容器圧力

- ① 破断流の原子炉格納容器内への流出に伴って圧力が上昇する。
- ② 原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果が破断エネルギー量を上回り、圧力低下に転ずる。
- ③ 炉心再冠水開始 (約 22 秒)。
- ④ 炉心再冠水により破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇する。
- ⑤ 炉心再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転ずる。
- ⑥ 原子炉格納容器スプレイ開始 (約 154 秒)。
- ⑦ 原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により、圧力が低下する。
- ⑧ 再循環開始 (約 [] 秒) によりスプレイ水温が上昇し、減圧が緩やかになる。
- ⑨ 再循環モードでの熱交換器による除熱が進み、減圧が継続する。

[]: 商業機密に係る事項のため公開できません。

各評価の説明
(設計基準事故時の被ばく評価)

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器漏えい率について

玄海 4 号炉の原子炉冷却材喪失時の安全評価に使用する原子炉格納容器漏えい率は、「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。）」に示されている「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」（事故）としており、安全評価指針の条件を満足している。

なお、原子炉冷却材喪失時における原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率を図 1 に示す。

具体的には、公開文献^{*1}に基づき求めた原子炉格納容器漏えい率に対して、その漏えい率を下回らないようにステップ状に設定した漏えい率を用いている。

ステップ状の漏えい率を用いる理由は、原子炉冷却材喪失時の放出量の計算式が次に示すように漏えい率に時間依存が無いものであり、また、指針要求事項である「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」にも適合する必要があるためである。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta}$$

Q_m^d 時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から放出される
よう素及び希ガスの量

Q_{cm} 時刻 T_m に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与する
よう素及び希ガスの量

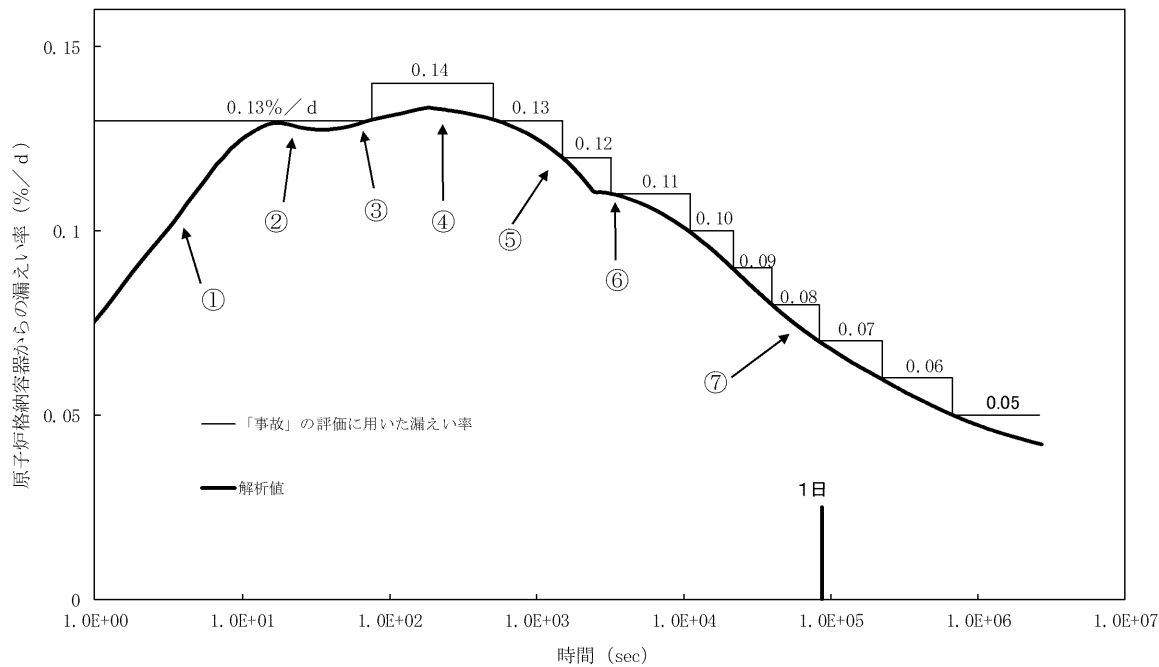
F_d アニュラス部以外からの漏えい割合

L 原子炉格納容器からの漏えい率

β 原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果

このステップ状の漏えい率の設定方法は、公開文献には記載がないものの、指針にも適合した保守的な漏えい率であり、また放出量評価が簡便になることから、PWRプラント共通で用いられている考え方である。

*1 「事故時の格納容器漏洩率」MAPI-1060 改 1，三菱重工業，平成 12 年



- ① 破断流の原子炉格納容器内への流出に伴って原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率が上昇する
- ② 原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果が破断エネルギーを上回り，原子炉格納容器圧力，温度が低下に転じ，漏えい率が低下する
- ③ 炉心再冠水により破断口からの蒸気放出が増加するため，再び原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率が上昇する
- ④ 炉心再冠水終了により破断流が急減し，原子炉格納容器圧力，温度が低下に転じ，漏えい率が低下する
- ⑤ 原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により，原子炉格納容器圧力，温度が低下し，漏えい率が低下する
- ⑥ 再循環モードが確立し，再循環サンプルが水源となり，スプレイ水温，安全注入水温が上昇するため，原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率の低下が緩やかになる
- ⑦ 時間の経過とともに再循環モードでの熱交換器による除熱が進み，原子炉格納容器圧力，温度が低下し，漏えい率の低下が継続する

図 1 原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器からの漏えい率（玄海 4 号炉）

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、原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果が大きくなるため、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、原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却効果により、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冷却も行われる。

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冷却及び格納容器スプレイ冷却器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度の変化を図 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、原子炉格納容器のヒートシンクによる冷却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。

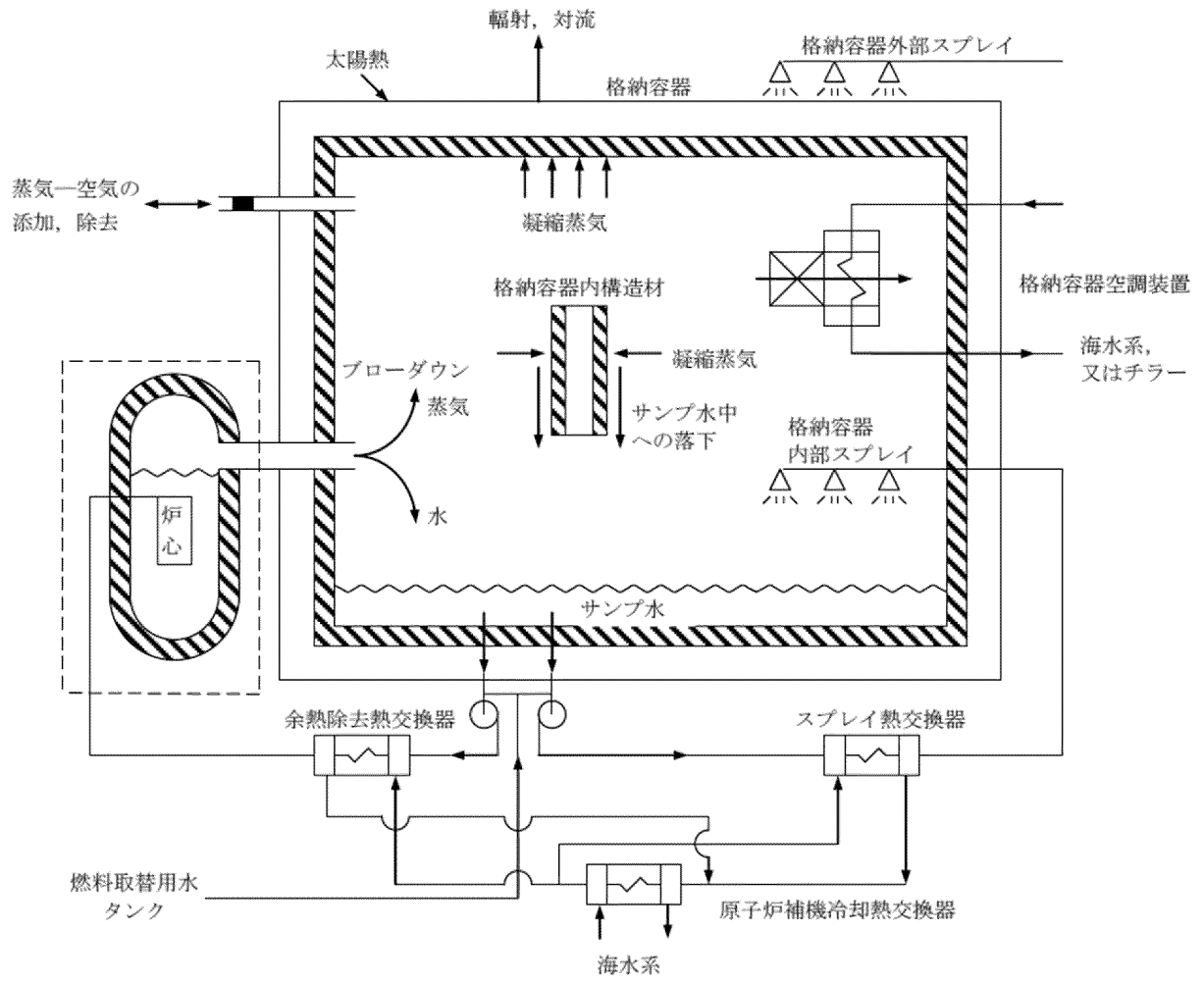


図1 COCOコードモデル概要図

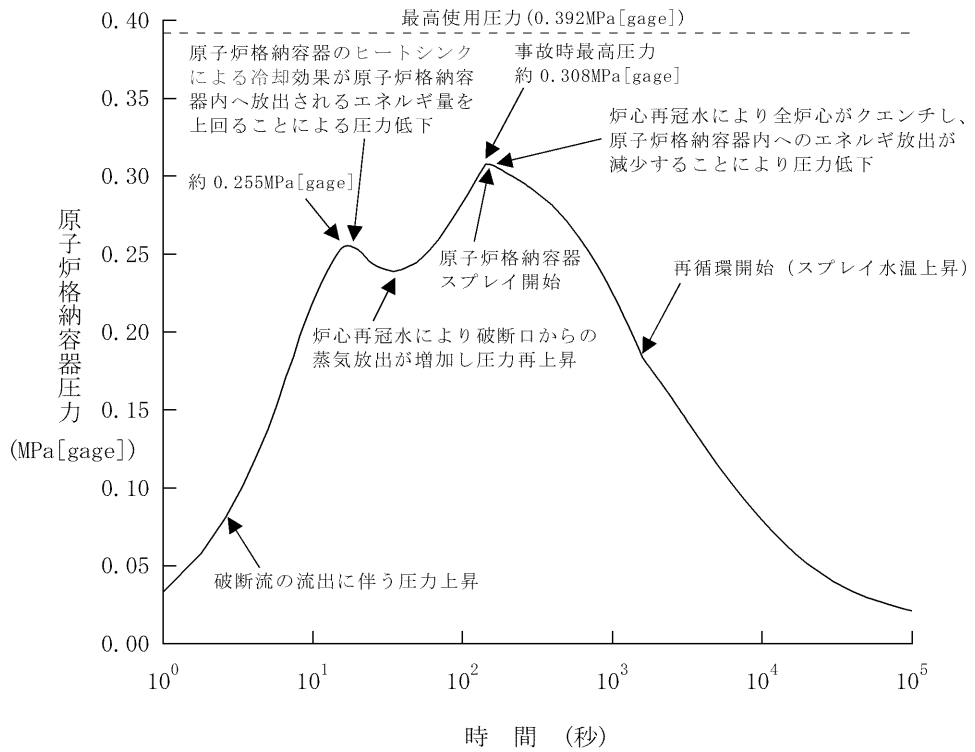


図2 原子炉格納容器圧力

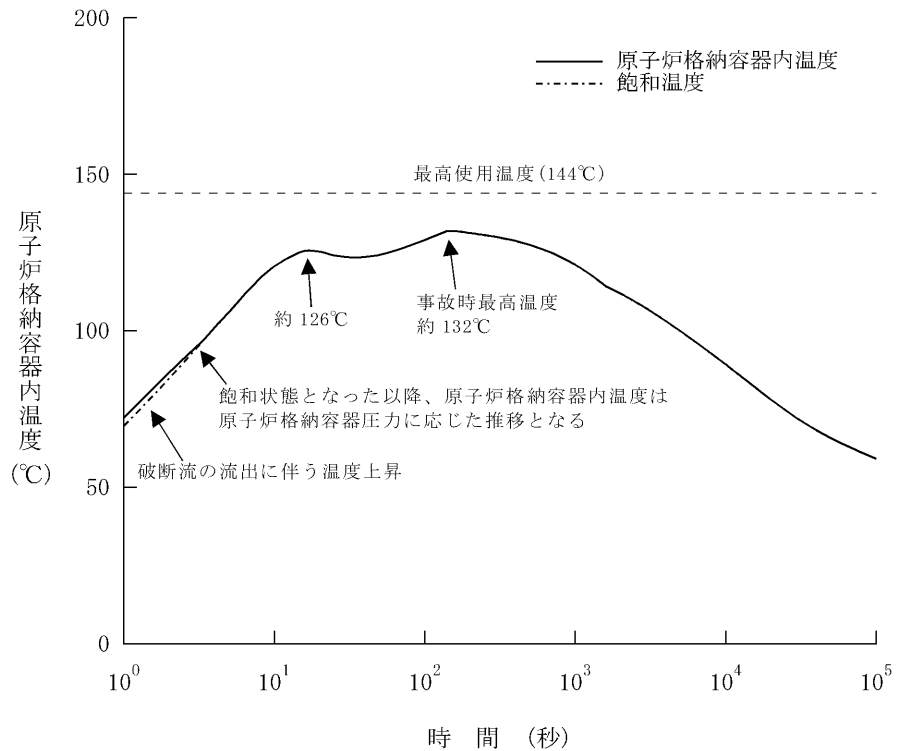


図3 原子炉格納容器内温度

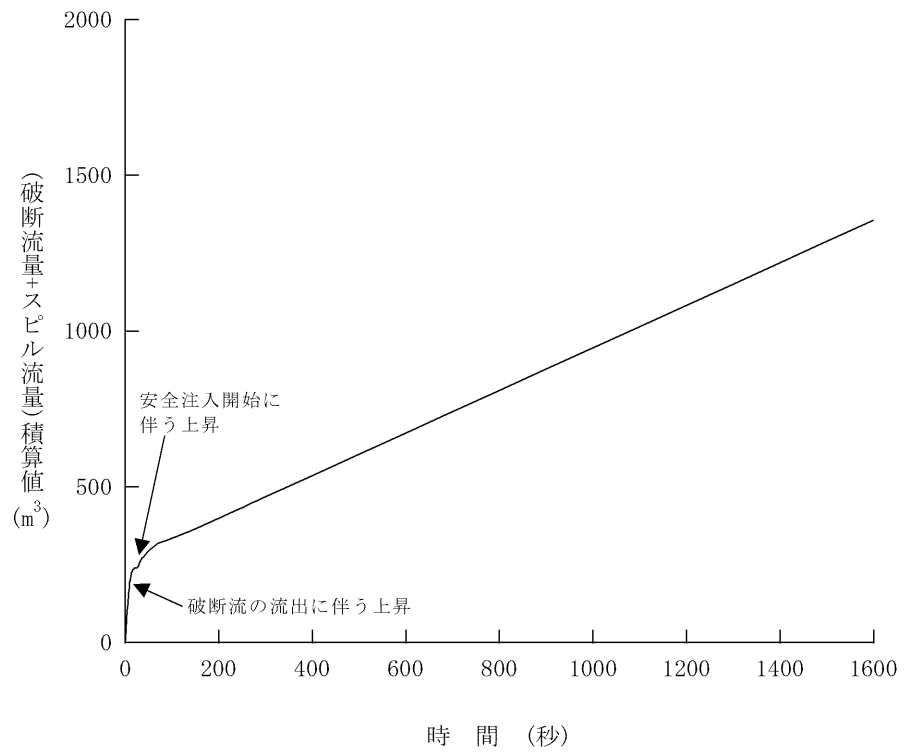


図4 破断流量及び安全注入水のスプール量の積分値

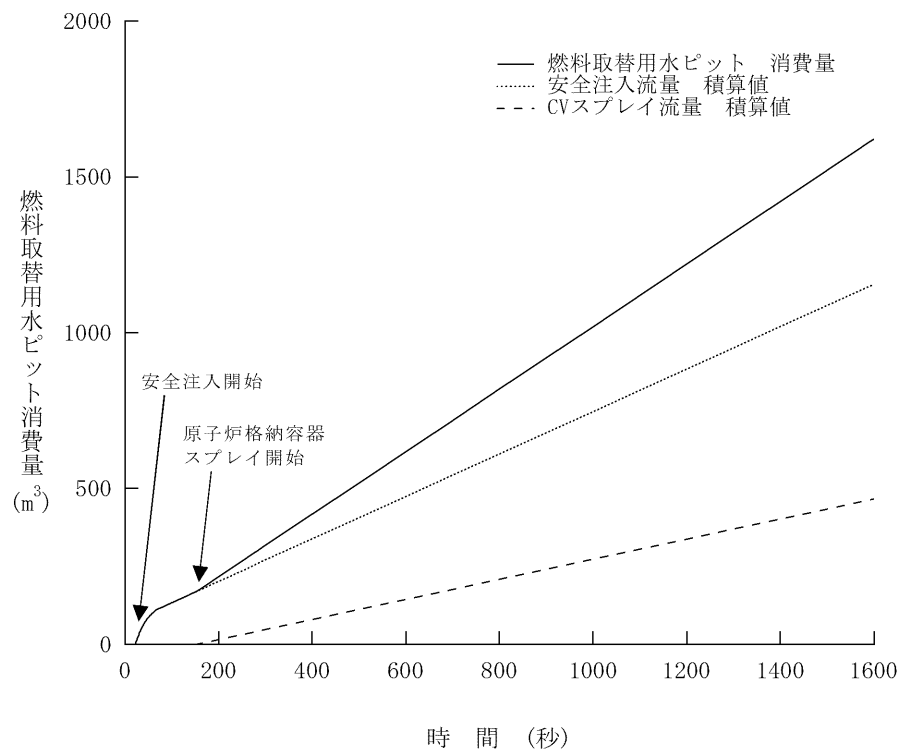


図5 安全注入流量、原子炉格納容器スプレー流量の積分値及びそれらの合計

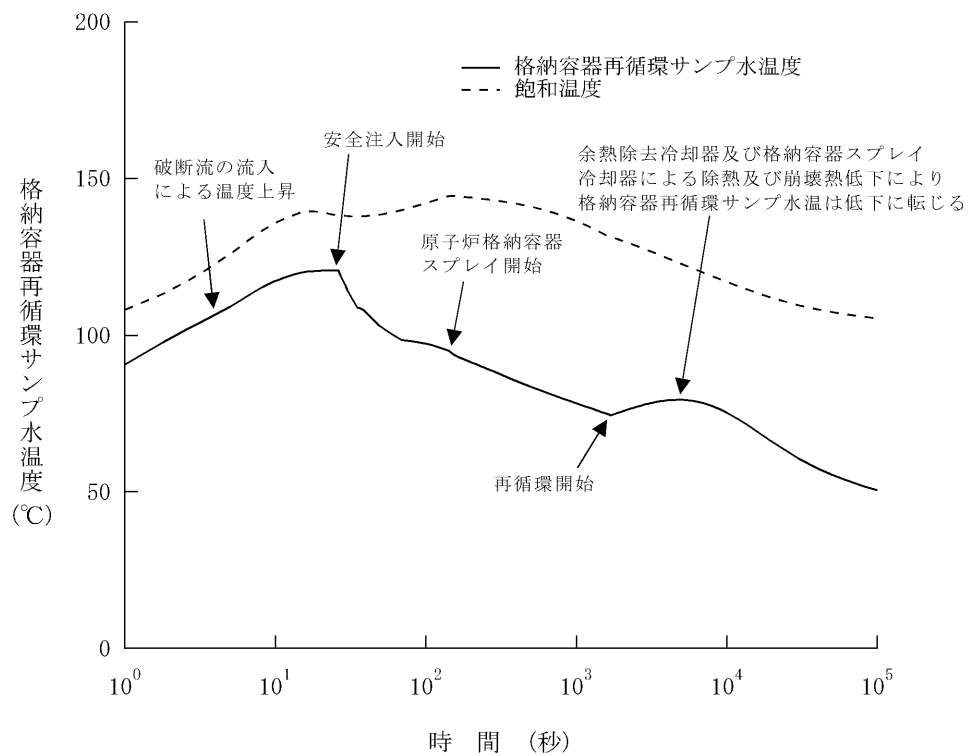


図6 格納容器再循環サンプル水温度の変化

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

周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度について

「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 27 条 1 項一号の要求に適合する放射性廃棄物の処理施設の設計とすることで、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定める周辺監視区域外の空気中及び水中の濃度限度を下回ることを示す。

1 周辺監視区域外での放射性気体廃棄物の濃度の評価

1.1 評価方法

1.1.1 評価条件

(1) 気体廃棄物の放出放射能量

気体廃棄物の核種毎の放出放射能量は第 1.1 表(1)、(2)、(3)及び第 1.2 表(1)、(2)、(3)のとおりである。

(2) 放出源の有効高さ

放出源の有効高さは第 1.3 表のとおりである。

(3) 気象条件

敷地において 2016 年 1 月から 2016 年 12 月までの 1 年間に観測された気象資料を使用する。

間欠放出については、着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように、着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数を求め、放射性物質の地上空気中濃度を計算する。また、風速については、方位別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

連続放出については、方位別大気安定度別風速逆数の総和を用いての放射性物質の地上空気中濃度を計算する。

なお、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている場合は、着目方位にも地上空気中濃度への寄与があるので、これも加算する。

着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数 n_T を第 1.4 表に、気象資料を統計処理した結果を第 1.5 表(1)、(2)に示す。

(4) 計算地点

放射性物質の地上空気中濃度の計算は、3 号炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 7 方位の周辺監視区域外について行う。

1.1.2 計算式

(1) 地上濃度の計算式

排気筒から放出される放射性物質による計算地点における地上濃度を求める計算式は①による。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \dots\dots\dots ①$$

ここに、

- $\chi(x, y, z)$: 放射性雲中の点 (x, y, z) における放射性物質の濃度 (Bq/cm³)
- Q : 放出率 (Bq/s)
- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- h : 放出源の有効高さ (m)
- σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ (m)
- σ_z : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ (m)

(2) 年平均地上空気中濃度の計算式

年平均地上空気中濃度を求める計算式は②による。

$$\chi_a = \chi_{in} + \chi_{cont} \dots\dots\dots ②$$

ここに、

- χ_a : 気体廃棄物中の放射性物質の年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{in} : 間欠放出分による年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)
- χ_{cont} : 連続放出分による年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)

a. 間欠放出分による年平均地上空気中濃度

間欠放出される気体廃棄物中の放射性物質の年平均地上空気中濃度は③式を用いて計算する。

$$\chi_{in} = \sum_{s=A}^F (\chi_{ins} + \chi'_{ins} + \chi''_{ins}) \dots\dots\dots ③$$

ただし、

$$\chi_{ins} = \frac{Q_{in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi_s} \cdot \frac{N_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S_{LS}}$$

$$\chi'_{ins} = \frac{Q_{in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi'_s} \cdot \frac{N'_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S'_{LS}}$$

$$\chi''_{ins} = \frac{Q_{in} \cdot n_T}{8,760 \times N \cdot f_{LT}} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{N''_{LS}}{Nt} \cdot \overline{S''_{LS}}$$

ここに、

χ_{ins} : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が s である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)

χ'_{ins} 、 χ''_{ins} : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度が s である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)

Q_{in} : 間欠放出される気体廃棄物中の放射性物質の年間放出量 (Bq/y)

N : ガス減衰タンク排気又は原子炉停止時の原子炉格納容器換気の回数
(ガス減衰タンク排気) 20 (回/y)
(原子炉停止時の原子炉格納容器換気) 4 (回/y)

f_{LT} : 着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和 (回/y)

$\overline{\chi_s}$: 放出率 1 Bq/h、風速 1 m/s で着目方位へ放出した場合、大気安定度が s である時の着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

$\overline{\chi'_s}$ 、 $\overline{\chi''_s}$: それぞれ、放出率 1 Bq/h、風速 1 m/s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度が s である時の着目方位の当該距離における地上空気中濃度の方位内平均値 (Bq/cm³)

N_{LS} : 風が着目方位へ向かっている時の大気安定度別観測回数 (回/y)

Nt : 総観測回数 (回/y)

$\overline{S_{LS}}$: 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が s である時の風速逆数の平均 (s/m)

$\overline{S'_{LS}}, \overline{S''_{LS}}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度が s である時の風速逆数の平均 (s/m)

添字 : \underline{L} : 16 方位 (計算方位) を示す。

$\chi_s, \chi'_s, \chi''_s$ は①式を基本式として求める。

b. 連続放出分による年平均地上空気中濃度

連続放出される気体廃棄物中の放射性物質の年平均地上空気中濃度は④式を用いて計算する。

$$\chi_{cont} = \sum_{s=A}^F (\chi_{conts} + \chi'_{conts} + \chi''_{conts}) \dots\dots\dots ③$$

ただし、

$$\chi_{conts} = \frac{Q_{cont}}{8,760} \cdot \overline{\chi_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{conts} = \frac{Q_{cont}}{8,760} \cdot \overline{\chi'_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{conts} = \frac{Q_{cont}}{8,760} \cdot \overline{\chi''_s} \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS}$$

ここに、

χ_{conts} : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が s である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)

$\chi'_{conts}, \chi''_{conts}$: それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度が s である時の着目地点における年平均地上空気中濃度 (Bq/cm³)

Q_{cont} : 連続放出される気体廃棄物中の放射性物質の年間放出量 (Bq/y)

S_{LS} : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が s である時の風速逆数の総和 (s/m)

S'_{LS}, S''_{LS} : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度が s である時の風速逆数の総和 (s/m)

1.2 評価結果

気体廃棄物中の放射性物質の陸側 7 方位における周辺監視区域外の最大地上濃度及び評価地点を第 1.6 表及び第 1.1 図に示す。各核種の周辺監視区域外での最大地上濃度は、それぞれ濃度限度を 2 桁以上下回っており、

「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回る。

2 周辺監視区域外での放射性液体廃棄物の濃度の評価

2.1 評価方法

2.1.1 評価条件

(1) 液体廃棄物の放出放射エネルギー

液体廃棄物の年間放出量はトリチウムを除き、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉それぞれ $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムは3号炉及び4号炉それぞれ $7.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

(2) 復水器冷却水量

希釈水となる年間復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）は、3号炉及び4号炉それぞれ $2.06 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ 、1号炉及び2号炉それぞれ $9.41 \times 10^8 \text{m}^3/\text{y}$ である。

2.1.2 計算方法

海水中の放射性物質の濃度は、年間の放出量を復水器冷却水量で除した値とする。

2.2 評価結果

液体廃棄物中の放射性物質の周辺監視区域外の濃度を第2.1表に示す。各核種の周辺監視区域外での濃度は、それぞれ濃度限度を2桁以上下回っており、「線量限度等を定める告示」に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を下回る。

第 1.1 表(1) 希ガスの放出量 (1号及び2号炉各炉)

(単位 : Bq/y)

項目 核種	ガス減衰タンクからの排気	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	原子炉補助建屋等の換気
Kr-85m	~ 0	7.9×10^9	5.8×10^9	1.7×10^{12}
Kr-85	8.1×10^{13}	1.4×10^{12}	5.2×10^{11}	1.1×10^{12}
Kr-87	~ 0	1.3×10^9	9.7×10^8	9.9×10^{11}
Kr-88	~ 0	8.4×10^9	6.3×10^9	2.9×10^{12}
Xe-131m	2.1×10^{13}	4.9×10^{11}	2.8×10^{11}	1.7×10^{12}
Xe-133m	1.7×10^{10}	1.4×10^{11}	9.7×10^{10}	2.5×10^{12}
Xe-133	2.5×10^{14}	2.3×10^{13}	1.5×10^{13}	1.8×10^{14}
Xe-135m	~ 0	2.4×10^7	1.8×10^7	9.1×10^{10}
Xe-135	~ 0	3.0×10^{10}	2.2×10^{10}	3.2×10^{12}
Xe-138	~ 0	1.2×10^8	8.8×10^7	4.8×10^{11}

第 1.2 表(1) よう素の放出量 (1号及び2号炉各炉)

(単位 : Bq/y)

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	原子炉補助建屋等の換気	定期検査時のよう素131
I-131	8.7×10^8	2.1×10^9	8.3×10^9	2.8×10^9
I-133	7.3×10^8	4.6×10^8	1.5×10^{10}	—

第 1.1 表(2) 希ガスの放出量 (3号炉)

(単位 : Bq/y)

項目 核種	活性炭式希ガス ホールドアップ 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 屋等の換気
Kr-85m	2.2×10^{10}	8.3×10^9	3.7×10^9	1.8×10^{12}
Kr-85	1.8×10^{14}	1.4×10^{12}	3.1×10^{11}	1.1×10^{12}
Kr-87	~ 0	1.4×10^9	6.0×10^8	1.0×10^{12}
Kr-88	1.3×10^8	8.9×10^9	3.9×10^9	3.1×10^{12}
Xe-131m	2.1×10^{13}	5.1×10^{11}	1.8×10^{11}	1.8×10^{12}
Xe-133m	4.0×10^8	1.4×10^{11}	6.2×10^{10}	2.6×10^{12}
Xe-133	8.3×10^{13}	2.4×10^{13}	9.6×10^{12}	1.8×10^{14}
Xe-135m	~ 0	2.5×10^7	1.1×10^7	9.4×10^{10}
Xe-135	~ 0	2.9×10^{10}	1.3×10^{10}	3.1×10^{12}
Xe-138	~ 0	1.2×10^8	5.4×10^7	5.0×10^{11}

第 1.2 表(2) よう素の放出量 (3号炉)

(単位 : Bq/y)

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 屋等の換気	定期検査時の よう素131
I-131	5.4×10^8	1.5×10^9	1.0×10^{10}	3.0×10^9
I-133	6.4×10^8	3.2×10^8	1.7×10^{10}	—

第 1.1 表(3) 希ガスの放出量 (4号炉)

(単位 : Bq/y)

項目 核種	活性炭式希ガス ホールドアップ 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 屋等の換気
Kr-85m	2.3×10^{10}	8.3×10^9	3.7×10^9	1.8×10^{12}
Kr-85	1.8×10^{14}	1.3×10^{12}	3.0×10^{11}	1.1×10^{12}
Kr-87	~ 0	1.4×10^9	6.0×10^8	1.0×10^{12}
Kr-88	1.4×10^8	8.9×10^9	3.9×10^9	3.1×10^{12}
Xe-131m	2.1×10^{13}	5.0×10^{11}	1.7×10^{11}	1.7×10^{12}
Xe-133m	4.2×10^8	1.4×10^{11}	6.1×10^{10}	2.6×10^{12}
Xe-133	8.5×10^{13}	2.4×10^{13}	9.5×10^{12}	1.8×10^{14}
Xe-135m	~ 0	2.5×10^7	1.1×10^7	9.4×10^{10}
Xe-135	~ 0	2.9×10^{10}	1.3×10^{10}	3.1×10^{12}
Xe-138	~ 0	1.2×10^8	5.4×10^7	5.0×10^{11}

第 1.2 表(3) よう素の放出量 (4号炉)

(単位 : Bq/y)

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 屋等の換気	定期検査時の よう素131
I-131	5.4×10^8	1.5×10^9	1.0×10^{10}	3.0×10^9
I-133	6.4×10^8	3.2×10^8	1.7×10^{10}	—

第 1.3 表 周辺監視区域外の排気筒有効高さ

計算地点 の 方位	ユニット	排気筒有効高さ (m)
N N E	1	50
	2	45
N E	1	55
	2	45
	3	50
	4	45
E N E	1	50
	2	30
	3	45
	4	50
E	1	25
	2	25
	3	40
	4	55
E S E	1	25
	2	25
	3	50
	4	40
S E	1	25
	2	25
	3	70
	4	65
S S E	1	40
	2	30
	3	55
	4	55
S	1	35
	2	35
	3	60
	4	65
S S W	1	45
	2	35

第 1.4 表 着目方位及び隣接 2 方位への最大放出回数

着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから二項確率分布の信頼度が 67%となるように求めた着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数

(単位：回/y)

計算地点の方位	着目方位を中心とした 3 方位への最大放出回数 n_T	
	ガス減衰タンク排気	原子炉停止時の原子炉格納容器換気
N	4	1
NNE	5	1
NE	4	1
ENE	4	1
E	5	1
ESE	4	1
SE	3	1
SSE	2	1
S	3	1
SSW	6	1
SW	8	2
WSW	8	2
W	5	1
WNW	3	1
NW	3	1
NNW	4	1

第 1.5 表(1) 年平均地上空気中濃度評価に用いる気象条件

玄海観測所 A (E L + 37m) 玄海観測所 B (E L + 70m) [注 1]

自 2016年 1月 至 2016年12月

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の出現頻度(%)		方位 L へ向かう風の大気安定度別出現回数 N_{LS} (回/y)					
	f_L	f_{LT} [注 2]	A	B	C	D	E	F [注 3]
N	8.3	18.8	20	128	7	268	10	292
NNE	5.9	20.1	11	68	10	162	6	263
NE	5.9	16.6	3	72	40	219	14	170
ENE	4.8	18.4	7	57	58	258	3	35
E	7.7	19.4	6	88	101	446	6	23
ESE	7.0	17.2	3	51	47	471	19	19
SE	2.6	13.2	9	33	10	102	16	60
SSE	3.6	10.2	25	57	4	106	7	116
S	3.9	13.6	64	82	2	106	6	86
SSW	6.1	26.6	93	127	9	194	7	101
SW	16.6	34.1	39	367	137	589	96	230
WSW	11.4	33.9	1	76	101	511	84	225
W	5.8	20.4	1	27	14	252	35	181
WNW	3.2	11.6	0	23	1	104	16	132
NW	2.6	10.4	0	10	4	111	6	98
NNW	4.6	15.5	1	22	14	211	14	144

[注 1] 風向は玄海観測所 B、大気安定度決定のための風速は玄海観測所 A のデータを使用した。

[注 2] 着目方位及びその隣接 2 方位へ向かう風の出現頻度の和。

[注 3] 大気安定度 F には G を含む。

第 1.5 表(2) 年平均地上空气中濃度評価に用いる気象条件

玄海観測所 A (E L + 37m) 玄海観測所 B (E L + 70m) [注 1]

自 2016年 1月 至 2016年12月

計算地点の 方位 L	方位 L へ向かう風の大気安定度別風速逆数の総和 S_{LS} 及び平均 \overline{S}_{LS} (s/m)											
	A		B		C		D		E		F [注2]	
	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}	S_{LS}	\overline{S}_{LS}
N	4.99	0.26	48.66	0.38	1.13	0.16	87.12	0.33	1.63	0.16	126.85	0.43
NNE	3.56	0.31	27.77	0.41	1.26	0.12	65.73	0.41	0.76	0.12	111.23	0.42
NE	1.51	0.48	31.65	0.44	6.09	0.15	73.24	0.33	2.22	0.15	88.18	0.52
ENE	5.15	0.71	34.35	0.60	9.73	0.17	64.27	0.25	0.55	0.18	27.94	0.79
E	4.97	0.80	45.41	0.52	22.48	0.22	76.85	0.17	1.48	0.24	27.00	1.16
ESE	3.02	0.97	28.58	0.56	12.54	0.27	69.59	0.15	3.78	0.21	10.55	0.56
SE	7.74	0.84	18.11	0.55	2.34	0.23	23.54	0.23	3.16	0.19	19.53	0.33
SSE	11.23	0.46	29.04	0.51	0.64	0.16	36.68	0.35	0.94	0.13	31.70	0.27
S	32.97	0.52	37.17	0.45	0.26	0.13	39.01	0.37	0.81	0.13	30.53	0.36
SSW	26.46	0.28	47.03	0.37	1.06	0.12	53.55	0.28	0.95	0.13	40.70	0.40
SW	10.15	0.26	96.67	0.26	17.67	0.13	112.42	0.19	12.24	0.13	78.77	0.34
WSW	0.45	0.41	24.92	0.33	18.06	0.18	140.39	0.28	15.74	0.19	89.49	0.40
W	1.10	0.99	17.71	0.65	4.06	0.28	97.10	0.39	8.25	0.24	86.60	0.48
WNW	0.15	2.00	18.16	0.80	0.37	0.36	48.99	0.47	4.06	0.25	77.85	0.59
NW	0.11	2.00	8.29	0.82	0.99	0.24	54.71	0.50	1.34	0.22	55.59	0.57
NNW	0.47	0.43	11.43	0.53	2.44	0.17	69.67	0.33	2.31	0.16	68.29	0.47

[注1] 風向、風速はともに玄海観測所 B、大気安定度決定のための風速は玄海観測所 A のデータを使用した。

[注2] 大気安定度 F には G を含む。

第 1.6 表 気体廃棄物中の放射性物質の周辺監視区域外における
最大地上濃度（1号、2号、3号及び4号炉合算）

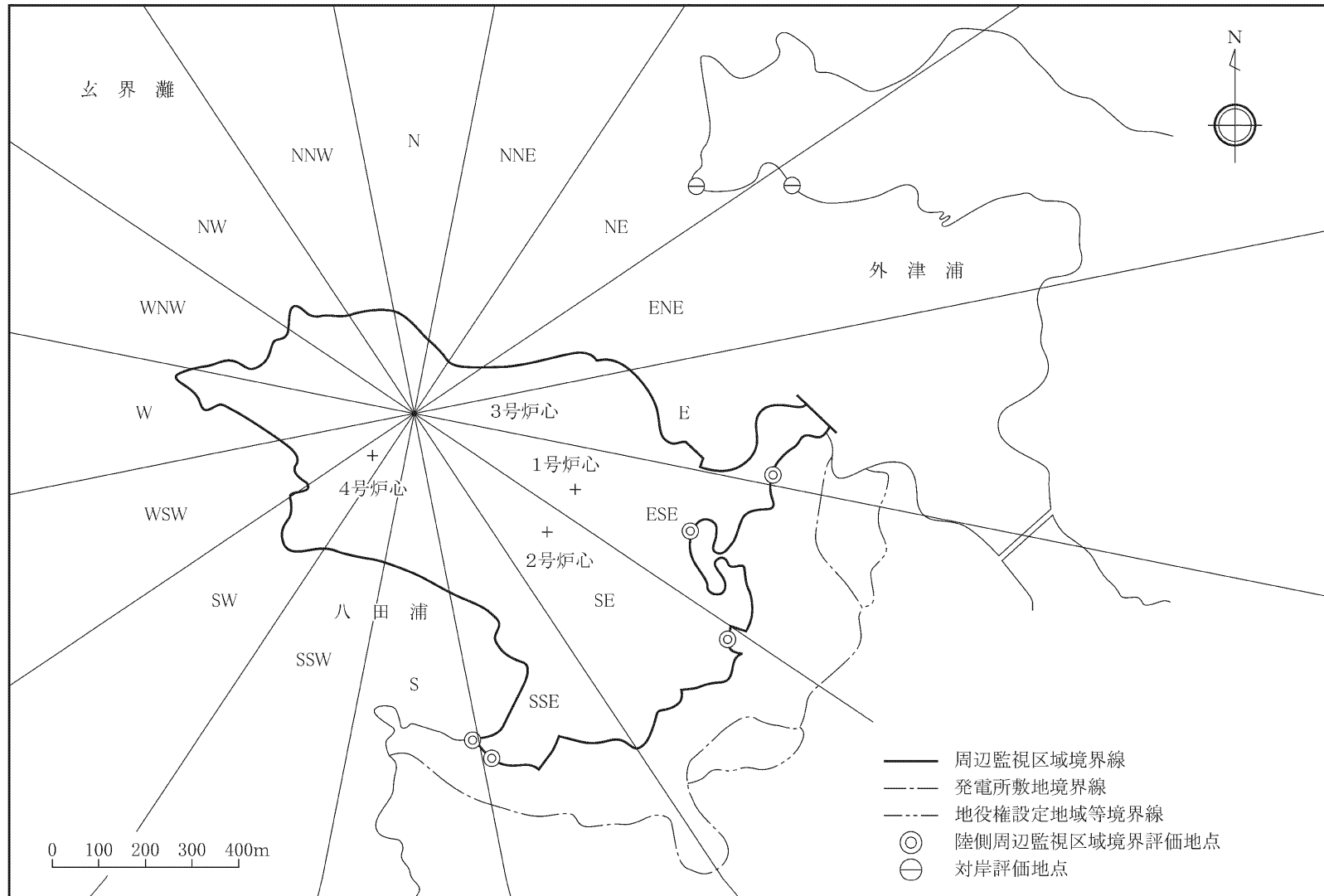
核種	評価地点	地上濃度 (Bq/cm ³)	濃度限度〔注〕 (Bq/cm ³)
Kr-85m	3号炉心から東南東方向640m地点	2.33×10^{-7}	5×10^{-3}
Kr-85	”	1.61×10^{-5}	1×10^{-1}
Kr-87	”	1.34×10^{-7}	8×10^{-4}
Kr-88	”	3.98×10^{-7}	3×10^{-4}
Xe-131m	”	3.84×10^{-6}	9×10^{-2}
Xe-133m	”	3.71×10^{-7}	2×10^{-2}
Xe-133	”	6.74×10^{-5}	2×10^{-2}
Xe-135m	”	1.22×10^{-8}	2×10^{-3}
Xe-135	”	4.30×10^{-7}	3×10^{-3}
Xe-138	”	6.52×10^{-8}	6×10^{-4}
I-131	”	1.94×10^{-9}	5×10^{-6}
I-133	”	2.18×10^{-9}	3×10^{-5}

〔注〕「線量限度等を定める告示」別表第一第五欄より抜粋

第 2.1 表 液体廃棄物中の放射性物質の周辺監視区域外における濃度

核種	核種構成 (%)	年間放出量 (Bq/y)		放水口濃度 C _{wi} (Bq/cm ³)		濃度限度 [注] (Bq/cm ³)
		1号及び 2号炉各炉	3号及び 4号炉各炉	1号及び 2号炉各炉	3号及び 4号炉各炉	
C r -51	2	7.4×10^8	7.4×10^8	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}	2×10^1
M n -54	3	1.11×10^9	1.11×10^9	1.18×10^{-6}	5.39×10^{-7}	1×10^0
F e -59	2	7.4×10^8	7.4×10^8	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}	4×10^{-1}
C o -58	10	3.7×10^9	3.7×10^9	3.93×10^{-6}	1.80×10^{-6}	1×10^0
C o -60	15	5.55×10^9	5.55×10^9	5.90×10^{-6}	2.69×10^{-6}	2×10^{-1}
S r -89	2	7.4×10^8	7.4×10^8	7.86×10^{-7}	3.59×10^{-7}	3×10^{-1}
S r -90	1	3.7×10^8	3.7×10^8	3.93×10^{-7}	1.80×10^{-7}	3×10^{-2}
I -131	15	5.55×10^9	5.55×10^9	5.90×10^{-6}	2.69×10^{-6}	4×10^{-2}
C s -134	20	7.4×10^9	7.4×10^9	7.86×10^{-6}	3.59×10^{-6}	6×10^{-2}
C s -137	30	1.11×10^{10}	1.11×10^{10}	1.18×10^{-5}	5.39×10^{-6}	9×10^{-2}
H -3	—	3.7×10^{13}	7.4×10^{13}	3.93×10^{-2}	3.59×10^{-2}	2×10^1

[注] 「線量限度等を定める告示」別表第一第六欄より抜粋



第 1.1 図 評価地点