

設置許可申請における線量評価の概要

独立行政法人
原子力安全基盤機構
JNES

目次

1. 全体概要
2. 安全上の要求事項
 2. 1 立地条件に関する要求事項
 2. 2 通常運転時の被ばく線量評価に関する要求事項
 2. 3 安全評価に関する要求事項
 2. 4 立地評価に関する要求事項
3. 実施すべき評価
 3. 1 通常運転時の被ばく線量評価
 - (1) 線量目標値の適用の指針
 - (2) 放出放射性物質の発生源の計算 (PWR、BWR)
 - (3) 気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による被ばく形態と線量
 3. 2 立地評価
 - (1) 立地評価の目的
 - (2) 重大事故及び仮想事故の具体的な事象
 - 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR)
 - 蒸気発生器伝熱管破損(PWR)
 - 主蒸気管破断(BWR)
 - (3) 重大事故及び仮想事故の評価を行う際の具体的な条件及び判断基準の適用方法

参照文献

- 参考1： 気象指針の概要
参考2： 安全評価で実施する線量評価概要

1. 全体概要

原子力発電所の設置するとき、日本の法律（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律）（第四章 原子炉の設置、運転等に関する規制第二十三条）にて「原子炉を設置しようとする者は、（省略）大臣の許可を受けなければならない。許可を受けようとする者は、申請書を提出しなければならない。」と規定されている。

許可を受ける項目の1つとして、（第二十四条四）「原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物（原子核分裂生成物を含む。）又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること。」の規定がある。

このことから、原子力発電所の設置する予定の電気事業者は、原子炉設置許可申請を行い、国は、安全が確保できていることを確認するために安全審査を行う。

安全審査では、立地条件と安全設計の審査、及び評価（通常運転時の被ばく線量評価、安全評価及び立地評価）の審査があり、それぞれ「**原子炉立地審査指針**」（原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて）及び「**安全設計審査指針**」（発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針）、「**安全評価指針**」（発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針）によって審査される。

「**安全評価指針**」（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、「軽水炉の安全審査においては、設置許可申請の内容が本指針に適合していることを確認する必要があり、本指針に適合していれば、原子炉施設の安全設計の基本方針に関する評価は妥当なものと判断され、また、原子炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価は妥当なものと判断される。」とされる。

原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性は、原子炉施設の幾つかの構築物、系統及び機器が、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが求められている。したがって、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。この中で、線量評価に関しては、安全評価の中で、「事故」解析において「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」の判断が要求されている。

また、“原子炉の立地条件の適否、すなわち立地評価は、「**原子炉立地審査指針**」によって審査される。”としている。さらに原子炉の立地条件の適否を判断する上では、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行い、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように原子炉と周辺公衆との離隔を適正に確保することが求められている。

一方、通常運転時の被ばく線量評価では、その目標値として「**発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針**」にて、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値を定めた。また、「**発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針**」において、原子炉施設の基本的設計段階における平常運転時の原子炉施設周辺の線量を評価するため、放射性物質の放出量とそれによる線量の評価に使用する標準的な計算モデルとパラメータ等を定めた。

これらの事故時及び通常運転時の線量評価に際し、大気中における放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法が「気象指針」（発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針）*1に定められている。

安全審査の評価に関する指針等の関連は、図1-1のようになる。

これらの指針に記載されている内容をもとに、安全審査が行われる。

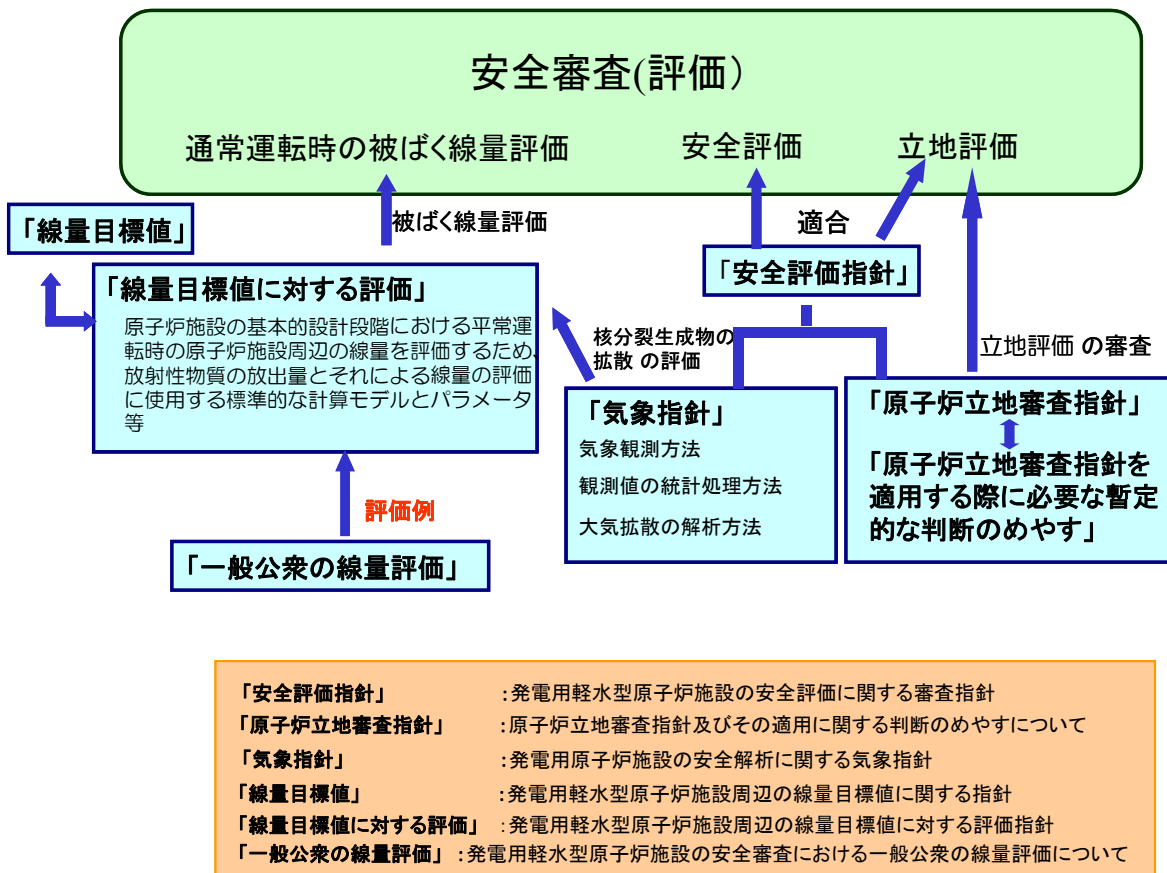


図1-1 安全審査(評価)と関連する指針

*1 : 気象指針の概要を参考1に記述する。

2. 安全上の要求事項

2. 1 立地条件に関する要求事項

立地条件に関しては、「**原子炉立地審査指針**」に基本的な考え方が示されている。これは、国が、原子炉の設置に先立って行う安全審査の際、万一の事故に関連して、その立地条件の適否を判断するものである。

まず、原則的立地条件として、原子炉は、どこに設置されるにしても、事故を起さないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないことは当然のことであるが、なお万一の事故に備え、公衆の安全を確保するためには、原則的に次のような立地条件が必要である。

- (1) 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。
- (2) 原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。
- (3) 原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること。

原子力の立地地点はひとことでいえば、地震、風、津波、地滑りなどにより大きな事故が発生しないところ、また、原子力発電所と公衆の居住する区域との間に適切な距離が確保されているところである。

確認事項

1. 敷地： 原子力発電所の位置、広さ、敷地境界などの調査結果から、周辺公衆との離隔の確保を判断する。
2. 気象： 敷地及び周辺の気象について、原子力発電所を設置する際には、最低気温、最大瞬間風速、積雪などを調査する。また安全解析では風向、風速などを調べて統計処理を行い、大気拡散などを解析する。それらの解析方法が指針に適合しているかを判断する。
3. 地盤： 敷地の地盤について試掘坑調査などを行い、地盤の性状を把握し、これらに基づいて地盤が十分に安定していることを確認する。
4. 水理： 敷地において津波や洪水による影響を受けないことを確認する。
5. 地震： 敷地周辺における過去の地震や活断層の調査結果などにより、耐震設計に考慮する地震を選定する。
6. 社会環境： 周辺の人口分布、産業活動、交通運輸などを調査し、原子力発電所の安全性に影響がないことを判断する。

2. 2 通常運転時の被ばく線量評価に関する要求事項

発電用軽水炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つため、線量目標値を定め、線量の評価することを要求している。また、このための評価指針を定めている。（発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針）

(1) 線量目標値

発電用軽水炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値(線量目標値)を実効線量で年間50マイクロシーベルトとする。

ただし、線量の評価においては、気体廃棄物については放射性希ガスからの γ 線による外部被ばく及び放射性よう素の体内摂取による内部被ばくを、また、液体廃棄物中の放射性物質については、海産物を摂取することによる内部被ばくを実効線量で評価する。

2. 3 安全評価に関する要求事項

「安全評価指針」において、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」を解析し、解析結果と「安全評価指針」に定められた判断基準を照らし合わせて、その結果が判断基準を満足することを評価する。

この安全評価の中で、「事故」に関する線量の評価がある。

「事故」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り、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。

評価する事象は、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、類似の事象ごとに最も厳しいものを選定する。

事故の解析では、事象発生前の状態、使用するモデル、入力条件などについて、評価結果が厳しくなるように考慮したものを使用して、選定した事象についての事故時の核分裂生成物の放出量及び実効線量を評価する。

評価の結果、想定したすべての「事故」に対して、「安全評価指針」に示された判断基準を満足していることで、安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

(1) 判断基準

「安全評価指針」に基づく、環境への放射性物質の異常な放出の評価事象に対する判断基準は、以下のとおりである。

「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」

このため、発生事故当たり 5 mSv を超えなければ、リスクは小さいと判断されている。

安全評価で実施する線量評価概要については、参考2に示す。

2. 4 立地評価に関する要求事項

(1) 基本的考え方

(a) 原則的立地条件

万一の事故に備え、公衆の安全を確保するためには、原則的に次の立地条件が必要である。

- 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったこと及び、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。
- 原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること。
- 原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じうる環境にあること。

(b) 基本的目標

万一の事故時にも、公衆の安全を確保し、かつ原子力開発の健全な発展をはかることを方針として、基本的目標は次の三つである。

- (i) 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故(以下「重大事故」という。)の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。
- (ii) 更に、重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故(以下「仮想事故」という。)(例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想するもの)の発生を仮想しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。
- (iii) なお、仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと。

(2) 立地審査の指針

立地条件の適否を判断する際には、上記の基本的目標を達成するため、少なくとも次の三条件が満たされていることを確認する。

(a) 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。

ここにいう「ある距離の範囲」としては、重大事故の場合、もし、その距離だけ離れた地点に人がいつづけるならば、その人に放射線障害を与えるかもしれないと判断される距離までの範囲をとるものとし、「非居住区域」とは、公衆が原則として居住しない区域をいうものとする。

(b) 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。

ここにいう「ある距離の範囲」としては、仮想事故の場合、何らの措置を講じなければ、範囲内にいる公衆に著しい放射線災害を与えるかもしれないと判断される範囲をとるものとし、「低人口地帯」とは、著しい放射線災害を与えないために、適切な措置を講じうる環境にある地帯(例えば、人口密度の低い地帯)をいうものとする。

- (c) 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。
ここにいう「ある距離」としては、仮想事故の場合、全身線量の積算値が、集団線量の見地から十分受け入れられる程度に小さい値になるような距離をとるものとする。

(3) 判断のめやす

- (a) (2) (a) の「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、次の線量を用いること。

甲状腺(小児)に対して 1.5Sv

全身に対して 0.25Sv

- (b) 「(2) (b) のある距離の範囲」を判断するためのおよそのめやすとして、次の線量を考えること。

甲状腺(成人)に対して 3Sv

全身に対して 0.25Sv

- (c) (2) (c) の「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、外国の例(例えば2万人Sv)を参考とすること。

3. 実施すべき評価

線量評価に関し実施すべき評価には、通常運転時の被ばく線量評価、安全評価における事故時の線量評価、及び立地評価における重大事故、仮想事故時の線量評価がある。

3. 1 通常運転時の被ばく線量評価

発電用軽水炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つため定めた線量目標値を保持するために、実施すべき指針を定めている。（発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針）

(1) 線量目標値の適用の指針

- (a) 発電用軽水炉施設の設計に当たっては、施設周辺における将来の集落の形成を考慮して線量を評価した結果が線量目標値を達成するよう努めること。
- (b) 発電用軽水炉施設の通常運転時における放射性物質の放出の管理に当たっては、(a)と同様な方法で線量を評価した場合において、線量目標値の達成を可能とする範囲内の年間の放出量又は平均放出率を放出管理の目標値として定め、この放出管理目標値を超えることのないように努めること。

万一、管理目標値を超えた放出がなされた場合にあっては次の措置をとること。

- (i) その期間内における気象条件、人の居住状況、環境モニタリング試料の測定結果等、実際の状況を必要に応じ加味した現実的と考えられる計算方法及びパラメータを使用して、施設周辺に実在する集落における食生活の様態等が標準的である人についての線量を評価すること。
- (ii) (i) の評価の結果、標準的な年における気象条件のもとでも線量目標値を超える場合であって、かつ、その後においても繰り返し線量目標値を超えるおそれがある場合にあっては、線量目標値を達成するよう放射性物質の放出方法の改善、設備の改善等に努めること。

これらの実施を評価するための評価指針が定められている。（発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針）

発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針と発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針の関連を図3-1に示す。

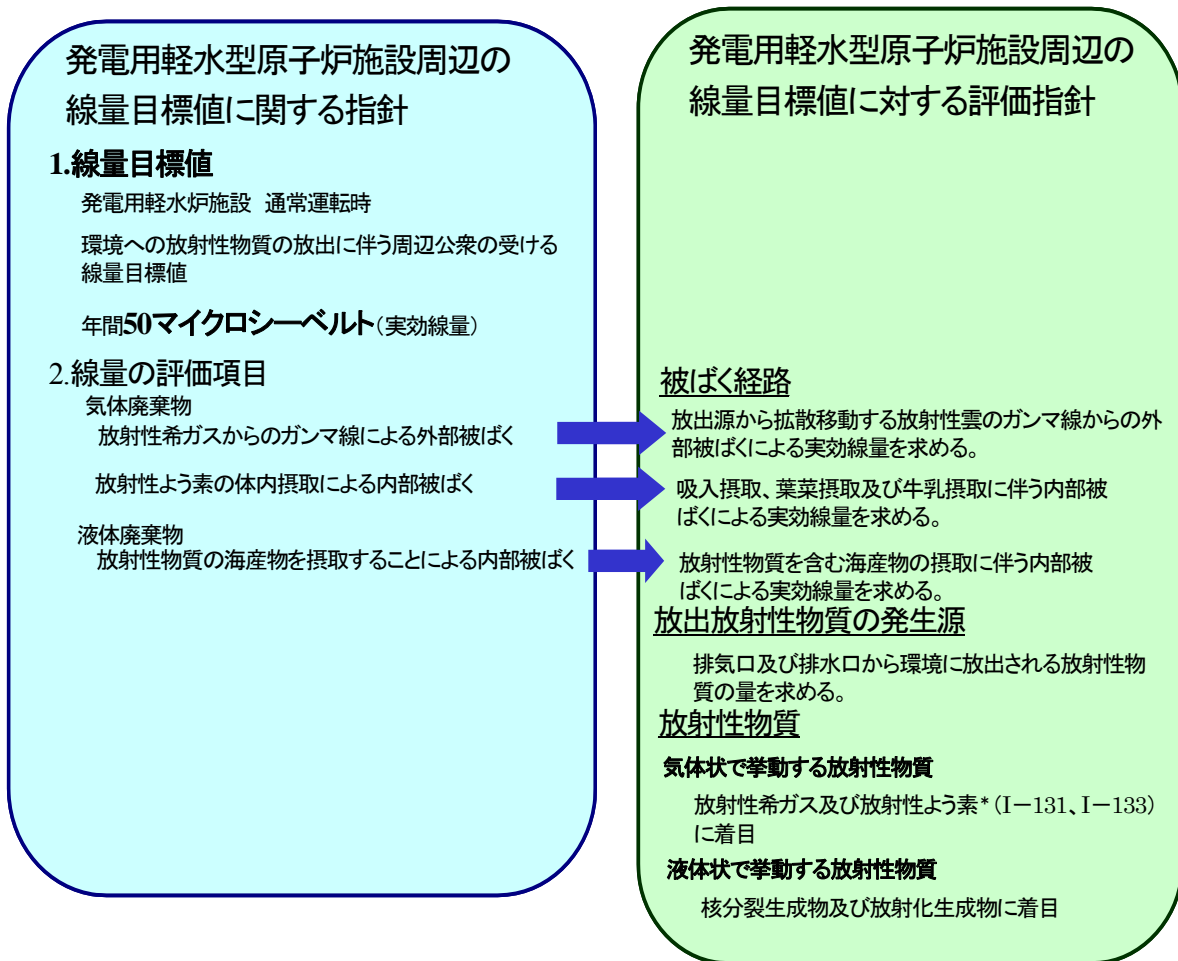


図3-1 線量目標値と評価指針の関係

(2) 放出放射性物質の発生源の計算

放出放射性物質の発生源の計算は、放射性物質処理系等の機能及び性能を考慮して、排気口及び排水口から環境に放出される放射性物質の量を求める。

発生源の計算にあたっては、気体状で挙動する放射性物質については、核分裂生成物である放射性希ガス及び放射性よう素（よう素-131、よう素-133）に着目し、液体状で挙動する放射性物質については、核分裂生成物及び放射化生成物に着目して行う。

● 気体廃棄物中の放射性物質

PWRでは、以下の項目の算出条件を定め、計算式により放射性物質の量を算定する。

<算定の項目>

- ・ 原子炉施設の稼働率 年間 80%
- ・ 1次冷却材中の希ガス及びよう素濃度
- ・ ガス減衰タンク系排ガス中の希ガス及びよう素
- ・ 換気系から放出される希ガス及びよう素
- ・ 定期検査時に放出されるよう素-131

PWR原子炉施設建屋の気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出経路は、図3-2 a及び図3-2 bのとおりである。

(ガス減衰タンク系)

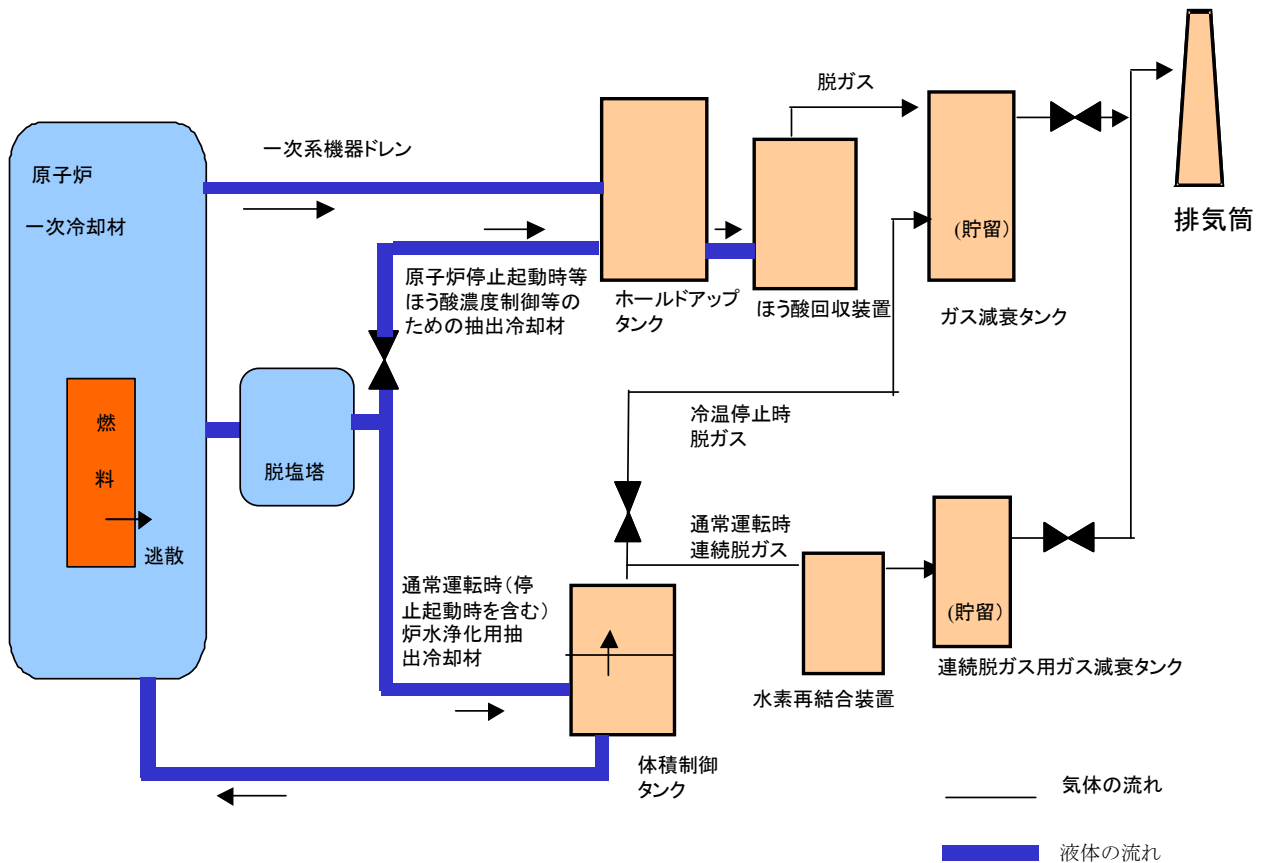


図3-2a PWR原子炉施設の気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出経路(その1)

(換気系)

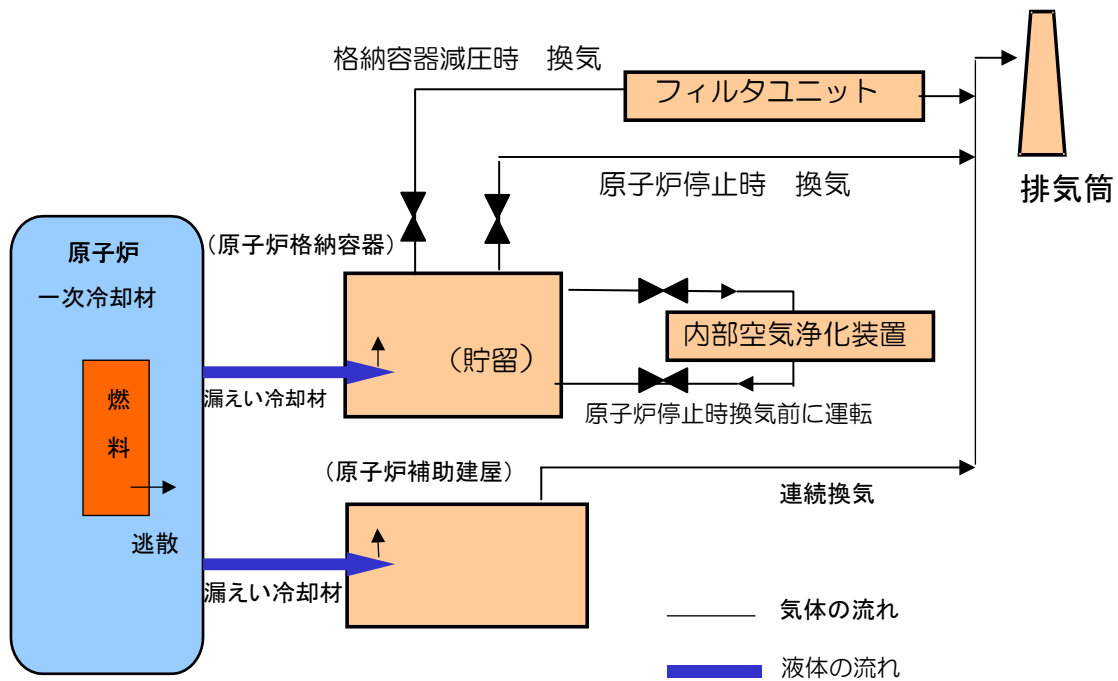


図3-2b PWR原子炉施設の気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出経路（その2）

BWRでは、以下の項目の算出条件を定め、計算式により放射性物質の量を算定する。

<算定の項目>

- ・ 原子炉施設の稼働率 年間 80%
- ・ 冷却材及び主蒸気中の希ガス及びよう素濃度
- ・ 主復水器空気抽出器系排ガス中の希ガス及びよう素
- ・ タービン軸封蒸気系排ガス中の希ガス及びよう素
- ・ 主復水器真空ポンプの運転による排ガス中の希ガス及びよう素
- ・ 換気系から放出される希ガス及びよう素
- ・ 定期検査時に放出されるよう素-131

BWR原子炉施設建屋の気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出経路は、図3-2c及び図3-2dのとおりである。

●液体廃棄物中の放射性物質

以下の項目の算出条件を定め、計算式により放射性物質の量を算定する。

<算定の項目>

- ・液体廃棄物中の放射性物質質量
- ・放射性物質の環境放出量

(3) 気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による被ばく経路と線量

一般公衆への主要な被ばく経路として、気体廃棄物中の放射性物質に対しては、放射性プルームからの放射線による外部被ばく、地表に沈着した放射性物質からの放射線による外部被ばく並びに呼吸及び葉菜、牛乳の摂取により体内に取り込まれる放射性物質による内部被ばくが対象となる。また、液体廃棄物中の放射性物質に対しては、海洋及び海浜中に拡散した放射性物質から放出される放射線による外部被ばく並びに海産物の摂取により体内に取り込まれる放射性物質による内部被ばくが対象となる。

原子炉施設の場合、放出される放射性物質質量から判断して、施設周辺の一般公衆の被ばくは、放射性希ガスの γ 線による外部被ばく、海産物を介して摂取した放射性物質による内部被ばく及び放射性よう素の摂取による内部被ばくが最も重要な被ばく形態となる。

従って、線量目標値の対象となる被ばく経路と線量は以下ようになる。

- 1) 放射性希ガスからの γ 線による実効線量は、放出源から拡散移動する放射性雲の γ 線からの外部被ばくによる実効線量を求める。
- 2) 液体廃棄物中の放射性物質に起因する実効線量は、放射性物質を含む海産物の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を求める。
- 3) 気体廃棄物中に含まれる放射性よう素に起因する実効線量は、吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取に伴う内部被ばくによる実効線量を求める。

3. 2 立地評価

(1.) 立地評価の目的

原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」によって審査される。「万一重大事故や仮想事故が発生したとき、公衆の安全を確保するため、周辺公衆に放射線障害を与えないこと及び集団線量に対する影響が十分に小さいことを達成するため、原子炉からある距離の範囲あるいはある距離を確保するよう定めている。その中で達成するためのめやすとしての線量値示している。「重大事故」及び「仮想事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、周囲の非居住区域及び低人口地帯の距離の範囲並びに人口密集地帯からの距離を確保すべきことが、上記指針において求められている。したがって、原子炉の立地条件の適否を判断する上では、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行うことが必要である。

以下には、立地評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

(2) 重大事故及び仮想事故の具体的な事象

評価すべき重大事故及び仮想事故についての具体的な事象は、以下のとおりとする。

- 原子炉冷却材喪失(PWR、BWR)
- 蒸気発生器伝熱管破損(PWR)
- 主蒸気管破断(BWR)

(3) 重大事故及び仮想事故の評価を行う際の具体的な条件及び判断基準の適用方法

(a) 原子炉冷却材喪失(PWR)

● 重大事故の場合

- (i) 「安全設計評価」において想定した原子炉冷却材喪失において、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (ii) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (iii) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス 2%、よう素 1%の割合とする。
- (iv) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。
- (v) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見ないものとする。
- (vi) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計により評価された等価半減期が 50 秒以下の場合において等価半減期を 100 秒と評価することは妥当なもの認められる。有機よう素及び希ガスについては、この効果を見ないものとする。
- (vii) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮するものとする。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び「安全設計評価」の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ

値を仮定して、評価するものとする。

原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残りの3%はアニュラス部外で生ずるものとする。

- (viii)アニュラス空気再循環設備(フィルタを含む。)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。なお、フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計よう素除去効率が95%以上の場合において、よう素除去効率を90%とすることは妥当なものと認められる。
- (ix) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
- (x) ECCSの再循環系が設置される補助建屋内換気系によるよう素用フィルタが設備される場合には、その除去効率は設計値に余裕を持った値とする。例えば、設計よう素除去効率が95%以上の場合に、よう素除去効率を90%とすることは妥当なものと認められる。
- (x i)原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%と仮定する。
- (x ii)事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とするが、30日間を下回らない期間とする。
- (x iii)環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (x iv)判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

●仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (iii)事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス100%、よう素50%の割合とする。
- (ix) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するものとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
- (x i)原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%と仮定する。

(b) 原子炉冷却材喪失(BWR)

●重大事故の場合

- (i) 「安全設計評価」において想定した原子炉冷却材喪失において、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (ii) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (iii) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス 2%、よう素 1%の割合とする。
- (iv) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は 10%とし、残りの 90%は無機よう素とする。
- (v) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについては、この効果は無視するものとする。
- (vi) サプレッションプール水に無機よう素が溶解する割合は、分配係数で 100 とする。有機よう素及び希ガスについては、この効果は無視するものとする。
- (vii) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮するものとする。原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び「I.安全設計評価」の 3.4.1 の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を仮定して、評価するものとする。
- (viii) 原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
非常用換気系等の容量は、設計で定められた値とする。なお、フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計よう素除去効率が 99%以上の場合において、よう素除去効率を 95%とすることは妥当なものと認められる。原子炉建屋における沈着による核分裂生成物の除去効果は無視し、自然崩壊のみを考えるものとする。
- (ix) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 1%が溶解するものとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。
- (x) 原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした核分裂生成物は、原子炉建屋内非常用ガス処理系で処理された後、排気筒より環境に放出されるものとする。
- (x i) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 2%、ハロゲン 1%、その他 0.02%と仮定する。
- (x ii) 事故の評価期間は、原子炉格納容器内の圧力が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とするが、30 日間を下回らない期間とする。
- (x iii) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- (x iv) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

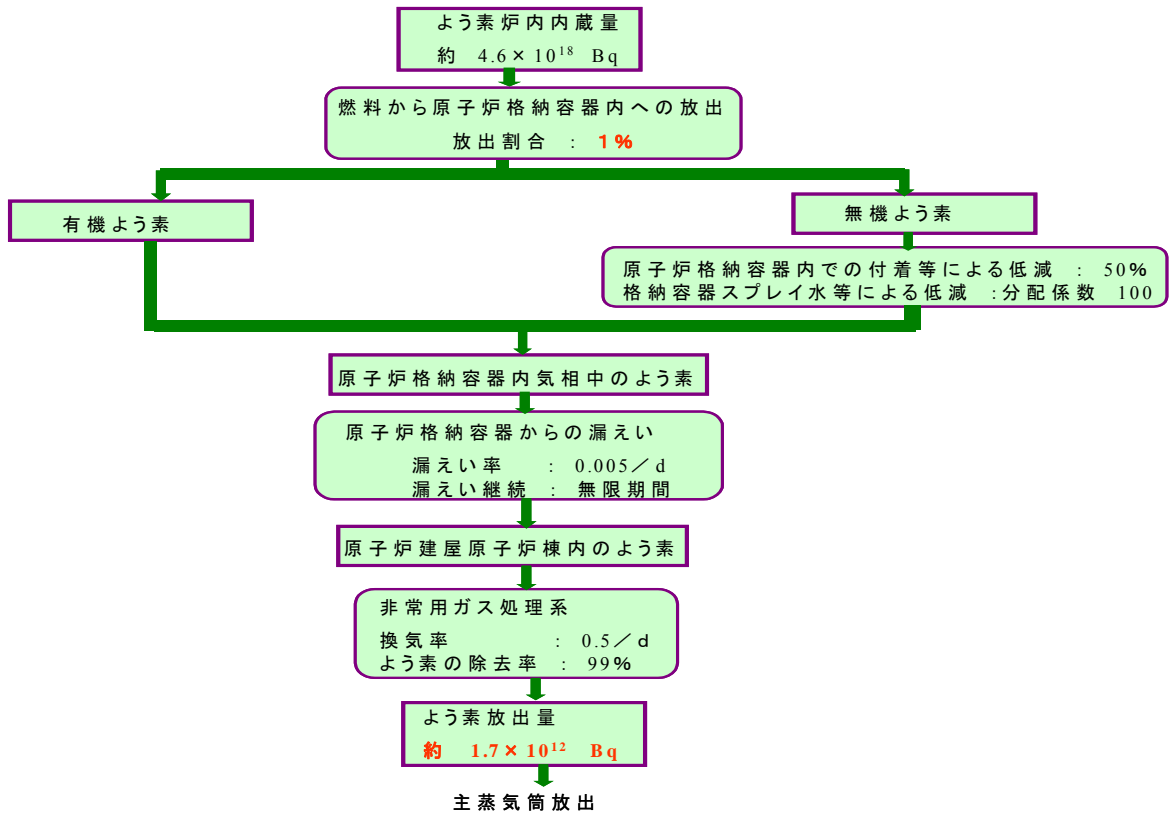


図3-3 冷却材喪失事故(重大事故)時のよう素の大気放出過程の例 (I-131 等価量)

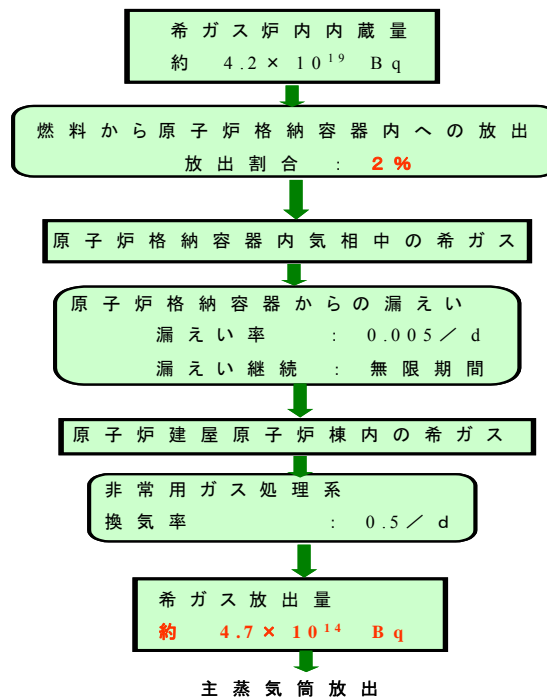


図3-4 冷却材喪失事故(重大事故)時の希ガスの大気放出過程の例 (γ 線 0.5MeV 換算量)

●仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (iii) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、希ガス 100%、よう素 50%の割合とする。
- (ix) ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の 50%が溶解するものとし、ECCS の再循環系から原子炉建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は 5%、原子炉建屋内でのよう素の沈着率は 50%と仮定する。
- (x i) 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器等の遮へいを考慮して評価するものとする。なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 100%、ハロゲン 50%、その他 1%と仮定する。

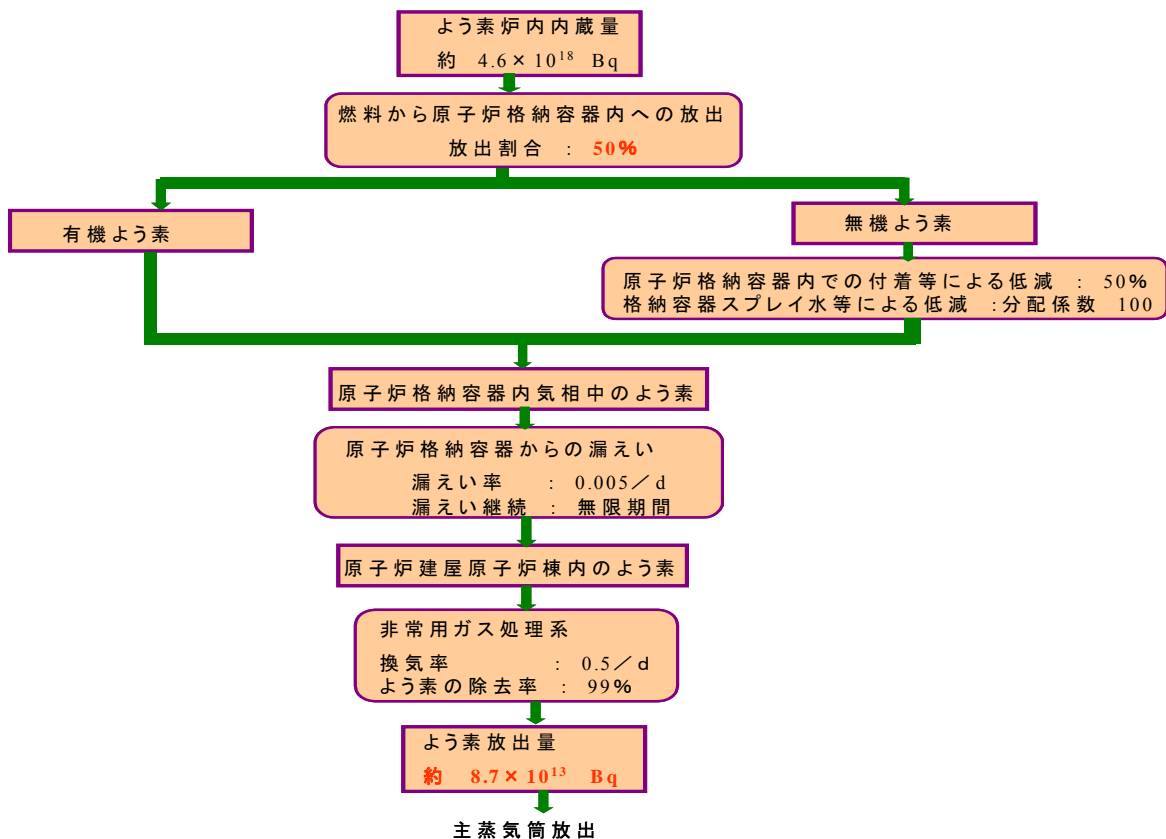
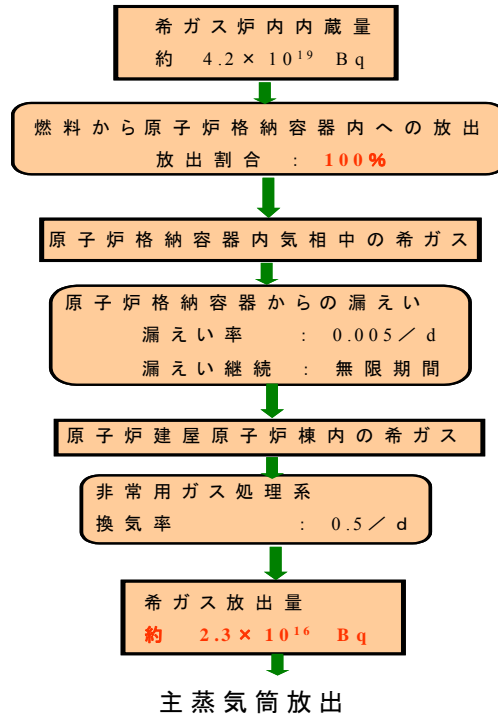


図3-5 冷却材喪失事故(仮想事故)時のよう素の大気放出過程の例 (I-131 等価量)

図3-6 冷却材喪失事故(仮想事故)時の希ガスの大気放出過程の例 (γ 線 0.5MeV 換算量)

(c) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR)

●重大事故の場合

- (i) 原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。
- (ii) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- (iii) 蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。
- (iv) 外部電源については、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。また、ECCSが自動起動する場合には、その動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように仮定するものとする。
- (v) 事象発生前の1次冷却材中の核分裂生成物の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。
- (vi) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が原子炉の圧力低下割合に比例して追加放出されるものと仮定する。
- (vii) この1次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- (viii) 2次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は、全量が大気中に放出されるものとする。無機よう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されるものとする。
- (ix) 破損した蒸気発生器の隔離後は、核分裂生成物の大気中放出はないと考えられるが、評価上は、2次側弁からの蒸気の漏えいにより、無機よう素が大気中へ放出されるも

のとする。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値とし、隔離後は、原子炉圧力が、運転可能な冷却系によって大気圧まで低下する時間又は 24 時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとし、この圧力に対応して、弁から設計漏えい率で蒸気が漏えいするものとする。

(x) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。

(x i) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

●仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

(vi) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後 1 次冷却系に追加放出されるものと仮定する。

(vii) この 1 次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に 1 次冷却系から 2 次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する 1 次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じであるものとする。

(ix) 破損した蒸気発生器の隔離後は、2 次側弁からの蒸気の漏えいにより、無機よう素が大気中へ放出されるものとする。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で 30 日間続くものとする。

(d) 主蒸気管破断(BWR)

●重大事故の場合

(i) 原子炉の出力運転中に、原子炉格納容器外で主蒸気管が破断し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。

(iii) 主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断するものと仮定する。

(iv) 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するものとする。

(v) 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。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。

(vi) 事象発生と同時に、外部電源は喪失するものと仮定する。

(vii) 事象発生前の原子炉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 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 1/50 とする。

(viii) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 については先行炉等での実測データに基づく値に安全余裕を見込んだ値とし、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仮定する。

(ix) 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割合は、主蒸気隔離弁閉止前の原子炉圧力の低下割合に比例するものとし、追加放出された核分裂生成物の 1% が破断口から放出されるものとする。

(x) 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割合は、原子炉圧力の低下割合に伴い、徐々に原子炉冷却材中へ放出されるものとする。

(x i) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 10% とし、残りの 90% は無機よう素とする。有機よう素のうち 10% は瞬時に気相部に移行するものとする。残りのよう素及びその他のハロゲンが気相部にキャリーオーバーさ

- れる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。
- (x ii) 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、完全蒸発し、同時に放出された放射性物質を均一に含む蒸気雲になるものと仮定する。隔離弁閉止後に放出された放射性物質は、大気中に地上放散されるものとする。
 - (x iii) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするものとする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、その値は温度、圧力に依存して変化するものとする。
 - (x iv) 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとする。
 - (x v) 主蒸気隔離弁閉止後は、原子炉圧力は、原子炉隔離時冷却系等によって大気圧まで低下する時間又は24時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとする。
 - (x vi) 蒸気雲の形成及び移行については、適切なパラメータを用いて評価するとともに、隔離弁閉止後に環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
 - (x vii) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。

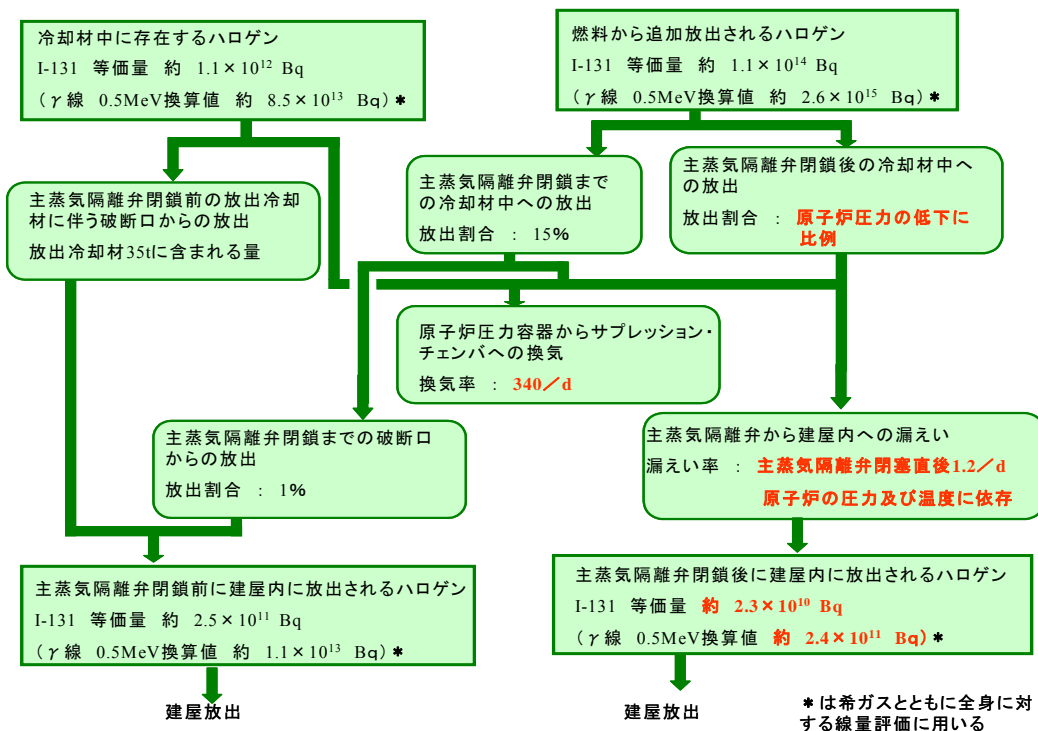


図3-7 主蒸気管破断事故（重大事故）時のハロゲンの大気放出過程の例

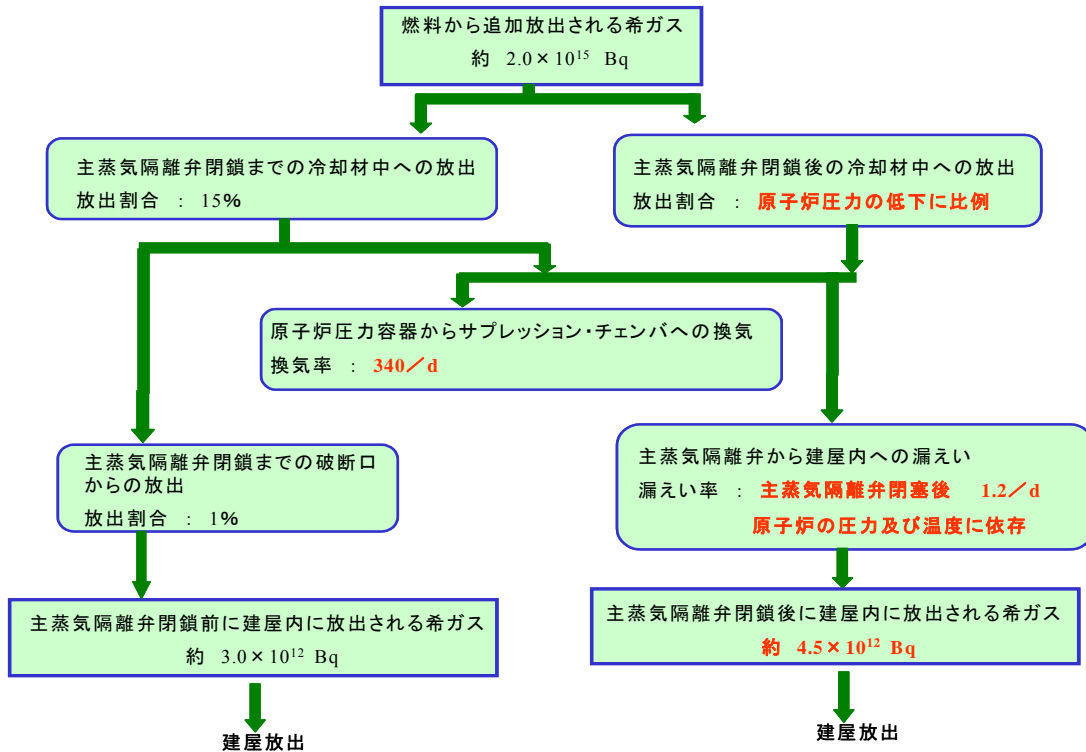


図3-8 主蒸気管破断事故(重大事故)時の希ガスの大気放出過程の例(γ線 0.5MeV 換算量)

●仮想事故の場合

仮想事故の場合には、以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

- (x) 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、主蒸気隔離弁閉止直後に、これらすべての核分裂生成物が瞬時に原子炉冷却材中へ放出されるものとする。
- (x iii) 主蒸気隔離弁は、1個が閉止しないものとする。なお、閉止した隔離弁からは、蒸気が漏えいするものとする。閉止した主蒸気隔離弁の漏えい率は設計値に余裕を見込んだ値とし、この漏えい率は一定とする。
- (x v) 事故発生後、原子炉圧力は、長時間、逃がし安全弁の設定圧に保たれるものとし、主蒸気系からの漏えいは無限時間続くものとする。

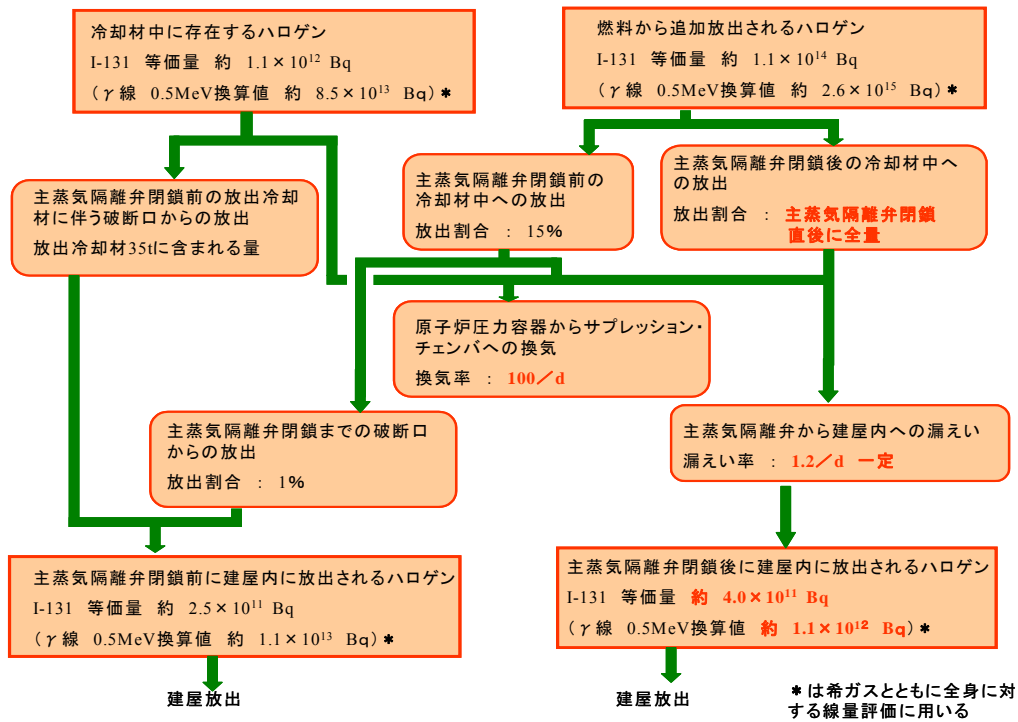


図3-9 主蒸気管破断事故(仮想事故)時のハロゲンの大気放出過程の例

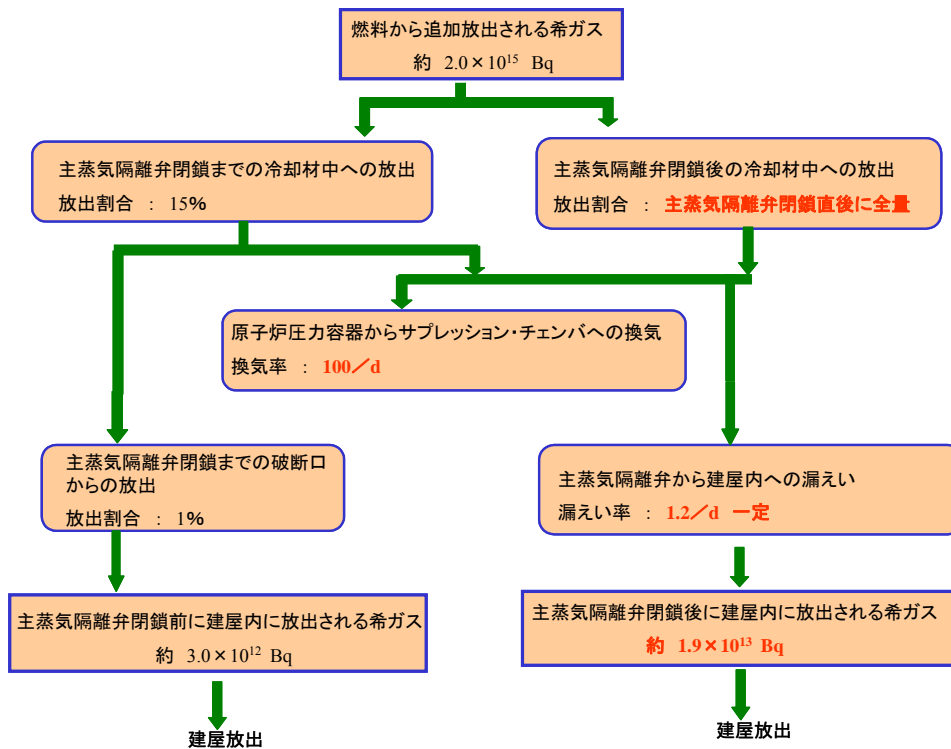


図3-10 主蒸気管破断事故(仮想事故)時の希ガスの大気放出過程(γ 線 0.5MeV 換算量)の例

(4) 重大事故及び仮想事故の評価

立地評価としての「重大事故」及び「仮想事故」について線量評価上参考とすべき事項を、以下に示す。

(a) 「重大事故」及び「仮想事故」における線量評価

(i) 全身に対しての線量の評価

・大気中に放出された放射性物質による線量

大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による全身に対しての線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。

なお、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。

(ii) 原子炉施設建屋内の放射性物質による線量

原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による全身に対しての線量は、施設の位置、遮へい構造、地形条件等を適切に考慮して評価する。空気カーマから全身に対しての線量への換算係数は、1 Sv/Gy とする。

なお、直接線量及びスカイシャイン線量が当該事故による全身に対しての線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

(b) 甲状腺に対しての線量の評価

大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対しての線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びI-131 等価放出量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、表-3に示す値のうち、「重大事故」の場合は小児（1才）、「仮想事故」の場合は成人の値とする。

なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。

また、この場合のI-131 等価量 Q_e とは、I-131 による甲状腺の等価線量に係る線量係数に対するよう素各同位体の線量係数の比を各同位体の量に乗じて合算したものをいい、次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i (K_{Ti}/K_{Te}) \cdot Q_i$$

K_{Ti} ：核種 i の吸入摂取による甲状腺の等価線量に係る線量係数

Q_i ：核種 i の放出量

(c) 全身線量の積算値の評価

全身線量の人口積算値は、原子炉施設を中心として水平方向に 30° の角度を成す範囲について評価するものとする。原子炉施設を中心とする 30° の範囲は、全身線量の人口積算値が最大となるものを選定する必要がある。

表一三 よう素による甲状腺に対する線量の評価に使用するパラメータ等

パラメータ等	記号	単位	数 値	
核種 i の吸入摂取による甲状腺の等価線量に係る線量係数 ¹⁾	K _{Ti}	Sv/Bq	小児	I-131 : 3.2×10^{-6} I-132 : 3.8×10^{-8} I-133 : 8.0×10^{-7} I-134 : 7.3×10^{-9} I-135 : 1.6×10^{-7}
			成人	I-131 : 3.9×10^{-7} I-132 : 3.6×10^{-9} I-133 : 7.6×10^{-8} I-134 : 7.0×10^{-10} I-135 : 1.5×10^{-8}
呼吸率 ¹⁾	M	m ³ /h	0.31 (小児活動時) 1.2 (成人活動時)	
		m ³ /d	5.16 (小児 1 日平均) 22.2 (成人 1 日平均)	

(5) 判断基準への適応性の検討

重大事故として、各種の工学的安全施設との関連において線量の評価を行い、敷地境界外における線量、甲状腺(小児)に対して 1.5Sv、全身に対して 0.25Sv) を十分下回るものであることを確認する。

仮想事故として、各種の工学的安全施設との関連において線量の評価を行う

敷地境界外における線量は、判断基準のめやすとしての線量(甲状腺(成人)に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv) を十分下回るものであることを確認する。更に、全身線量の積算値は、判断基準にしめす 2 万人 Sv を十分下回ることを確認する。

したがって、立地に設置する原子力施設は、「原子炉立地審査指針」の立地条件を十分満足していることになる。

参照文献

1. 原子力発電所の安全審査 財団法人 原子力発電技術機構発行カタログ
2. 原子力安全・保安院ホームページ安全審査の安全指針等に掲載の以下の指針
発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
原子炉立地審査指針を適用する際に必要な暫定的な判断のめやす
原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて
発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について
発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針
発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針
発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
3. 東京電力株式会社 柏崎・刈羽原子力発電所設置許可申請書

参考 1： 気象指針の概要

I. 目的

この指針は、発電用原子炉施設の平常運転時及び想定事故(重大事故及び仮想事故)時における線量評価に際し、大気中における放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法を定めている。

II. 気象観測方法

区分：

通常観測：原子炉施設設置前及び運転開始後において、線量評価に直接関連する気象資料を得るため、原子炉施設の設置前から原子炉施設の廃止までの間継続して実施する。

特別観測：原子炉施設設置前の安全解析に際し、敷地及びその周辺の気象特性に関する気象資料を得るため、特定の期間実施する。

観測項目

通常観測の観測項目：風向、風速、日射量、放射収支量

特別観測の観測項目：風向、風速、上層風、気温差

観測方法

測定値(大気安定度を含む)の欠測率は、連続した 12 か月において、原則として 10% 以下とする。

観測期間

通常観測：原子炉施設の設置許可申請前の少なくとも 1 年前から開始し、原子炉施設が廃止されるまで連続して行う。

特別観測：風向及び風速は、原子炉施設の設置許可申請前において、少なくとも 1 年間連続して観測し、上層風及び気温差は、この期間の適切な時期に観測する。

III. 観測値の統計処理方法

(1) 毎時の気象資料

以下に定める毎時の気象資料を統計の基礎として使用する。

(a) 風向、風速、日射量及び放射収支量

風向、風速、日射量及び放射収支量は、それぞれの観測値の正時前 10 分間の平均値をもって当該時刻の値とする。

(b) 大気安定度

大気安定度は、「敷地を代表する地上風」の当該時刻の風速並びに日射量及び放射収支量をもとに分類し、これを当該時刻の大気安定度とする。

(c) 風向、風速及び大気安定度のいずれかの気象要素が欠測の場合には、当該時刻の気象資料は欠測扱いとする。

欠測を除いた観測資料から得られた統計は、1 年間で代表するものとする。

(2) 気象資料の統計整理

(a) 平常運転時の場合

毎時の気象資料は、次の項目について統計整理する。

- ① 風向別大気安定度別風速逆数の総和
- ② 風向別大気安定度別風速逆数の平均
- ③ 風向別風速逆数の平均
- ④ 風向出現頻度
- ⑤ 風速 0.5~2.0m/s の風向出現頻度

上記の①②及び③の統計整理に当たっては、有風時(風速 0.5m/s 以上)の観測資料はそのまま使用するが、静穏時(風速 0.5m/s 未満)の場合には、風速は 0.5m/s、風向は風速 0.5~2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分する。

(b) 想定事故時の場合

毎時の気象資料は、風向、風速及び大気安定度について毎時刻ごとに整理する。

IV. 基本拡散式

平常運転時及び想定事故時における放射性物質の空气中濃度は、風向、風速、その他の気象条件が全て一様に定常であって、放射性物質が放出源から定常的に放出され、かつ、地形が平坦であるとした場合に、放射性物質の空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定された拡散式を基礎として計算する。

この場合、拡散式の座標は、放出源直下の地表を原点に、風下方向を x 軸、その直角方向を y 軸、鉛直方向を z 軸とする直角座標である。

V. 平常運転時の大気拡散の解析方法

(1) 線量計算に用いる地表空气中濃度

平常運転時の線量計算に用いる地表空气中濃度の計算。

ただし、風洞実験の結果等により地表空气中濃度の補正が必要なときは、適切な補正を行う。

(2) 年間平均濃度の計算

(a) 放射性物質の年間平均濃度の計算に当たっては、風が放出点からみて着目地点を含む方位(着目方位)に向かう場合及びその隣接方位に向かう場合の寄与を合算する。

(b) 着目方位の年間平均濃度の計算は、連続放出の場合には、風向別大気安定度別風速逆数の総和を用いる。

間欠放出の場合には、着目方位及びその隣接方位に対する風向出現頻度(3 方位の出現頻度の合計)と年間放出回数をもとに、その 3 方位に向かう合計回数を二項確率分布の信頼度を 67%として求め、これを 3 方位の風向出現頻度で比例配分する。また、風速については、風向別大気安定度別風速逆数の平均を用いる。

ただし、放出回数が多く、放出時間が長い場合には、各方位への放出回数は風向出現頻度に比例するものとする。

(c) 着目方位の年間平均濃度の計算に当たっては、風向が 1 方位内で一様に変動するとして濃度の平均化を行う。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

想定事故時の線量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度(相対濃度と定義する)に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。

(1) 線量計算に用いる相対濃度

- (a) 相対濃度は、毎時刻の気象資料と実効的な放出継続時間(放射性物質の放出率の時間的变化を考慮して定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに方位別の着目地点について求める。
- (b) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
- (c) 線量計算に用いる相対濃度は、上記2で求めた相対濃度のうち最大の値を使用する。

(2.) 相対濃度の計算

- (a) 短時間放出の場合
- (b) 長時間放出の場合

VII.放出源の有効高さ

放出源の有効高さは、排気筒の地上高さ、排気筒の吹上げ高さ、建屋及び地形による影響等を総合的に検討して定める。

VIII.風洞実験

敷地の地形が複雑な場合又は放出源に対する建屋等の影響が著しいと予想される場合には、放出源の有効高さ等の妥当性を検討するため、それぞれの幾何学的条件を取り入れた模型を用いて風洞実験を実施する。

参考2： 安全評価で実施する線量評価概要

(1.) 安全評価の中の線量評価

原子力発電所の設計が、安全確保の観点から妥当であるかを判断するために、「安全評価指針」(発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針)に基づき、安全評価が行われる。安全評価では、原子炉施設の構造物、機器などが、通常運転の状態だけではなく、異常な状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすことを確認する。この異常な状態を、運転時の異常な過渡変化と事故に別けて解析し、評価を行う。

この中で、線量評価は、事故時に行う確認事項の判断基準として、「安全評価指針」に定められた「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」ことを評価するものである。

(a) 線量評価の具体的な「事故」事象

「安全評価指針」に基づき、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を「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」、「反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化」、「環境への放射性物質の異常な放出」、及び「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」に分類している。

この中で、周辺公衆に対する実効線量を評価する観点から「環境への放射性物質の異常な放出」の事象を選定する。

環境への放射性物質の異常な放出に関する事故解析を行う具体的な事象は、以下のとおりとする。

- 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (PWR, BWR)
- 蒸気発生器伝熱管破損 (PWR)
- 主蒸気管破断 (BWR)
- 燃料集合体の落下 (PWR, BWR)
- 原子炉冷却材喪失 (PWR, BWR)
- 制御棒飛び出し (PWR)
- 制御棒落下 (BWR)

(b) 評価

(i) 評価方法

発電所周辺の気象条件から求めた相対濃度及び相対線量並びに核分裂生成物の放出から実効線量を計算する。また、原子炉冷却材喪失及びPWRの制御棒飛び出しについては、直接線及びスカイシャイン線に起因した実効線量も合算する。

(ii) 評価条件

評価を行うに当たっては、判断基準に照らして最も厳しくなる初期運転条件を選定する。

(iii) 「事故」における線量評価

a. 外部被ばくによる実効線量の評価

- ・ 大気中に放出された放射性物質による実効線量

大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による実効線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。

また、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。

なお、ベータ線の外部被ばくによる実効線量は、ガンマ線による実効線量に比べ有意な値とはならないことから評価対象としない。

- ・ 原子炉施設建屋内の放射性物質による実効線量

原子炉施設の建屋内に放出された放射性物質に起因する直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、施設の位置、遮へい構造、地形条件等を適切に考慮して評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。

なお、直接線量及びスカイシャイン線量が当該事故による実効線量に対し明らかに有意な寄与とならない場合には、その評価を省略することができる。

b. 内部被ばくによる実効線量の評価

大気中に放出されたよう素の吸入摂取による実効線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びよう素 131 等価量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、第 1 表に示す小児（1 才）の値とする。

$$\text{実効線量} = K_{\text{He}} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

K_{He} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数

M : 小児の呼吸率

Q_e : よう素の放出量 (I-131 等価量)

(χ / Q) : 相対濃度

なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。

また、この場合の I-131 等価量 Q_e とは、I-131 の実効線量係数に対するよう素各同位体の実効線量係数の比を各同位体の量に乗じて合算したものをいい、次式により計算する。

$$Q_e = \sum_i (K_{\text{Hi}} / K_{\text{He}}) \cdot Q_i$$

K_{Hi} : 核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数

Q_i : 核種 i の放出量

(b) 判断基準

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ために、「安全評価指針」では、「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。」とされている。

(2) 各事象の実施事項

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損（PWR、BWR）

(i) 想定

原子炉施設内には、各種の放射性物質が存在するが、その中でも環境に放出される可能性が比較的高いものとして、放射性気体廃棄物があり、放射性気体廃棄物処理施設の損傷等によっては、そこに貯留中あるいは処理中の気体状の放射性物質が環境に放出される可能性がある。すなわち放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉の通常運転時(起動、高温待機、出力運転、停止を含む。)に、放射性気体廃棄物処理施設の貯槽、ホールドアップ塔等に、原子炉施設の設計上考えられる最大量の気体状の放射性物質が貯留されているものとする。
- b. 放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損し、貯留されている気体状の放射性物質が放出されるものとする。なお、破損箇所は、放射性物質の貯留量、隔離時間等を考慮して、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように選定する。
- c. 破損部に接続されている機器等で、気体状の放射性物質の放出量を増加させる可能性のあるものについては、設計上許容される範囲内で、結果を最も厳しくするような動作状態にあるものと仮定する。破損部を隔離することが可能な弁等がある場合には、操作に要する時間等に十分な余裕を見込んだ上で、その機能を期待することができる。
- d. 破損箇所が屋内にある場合には、補助建屋又はタービン建屋の換気系等は、結果を最も厳しくするように動作状態を仮定する。
- e. 環境に放出された放射性物質の拡散は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(以下「気象指針」という。)に従って評価する。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-1及び図3-3に示す。PWRでは、ガスサージタンク出口、BWRでは隔離弁下流を破損箇所とする。

(iv) 放出過程

希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-2及び図3-4に示す。

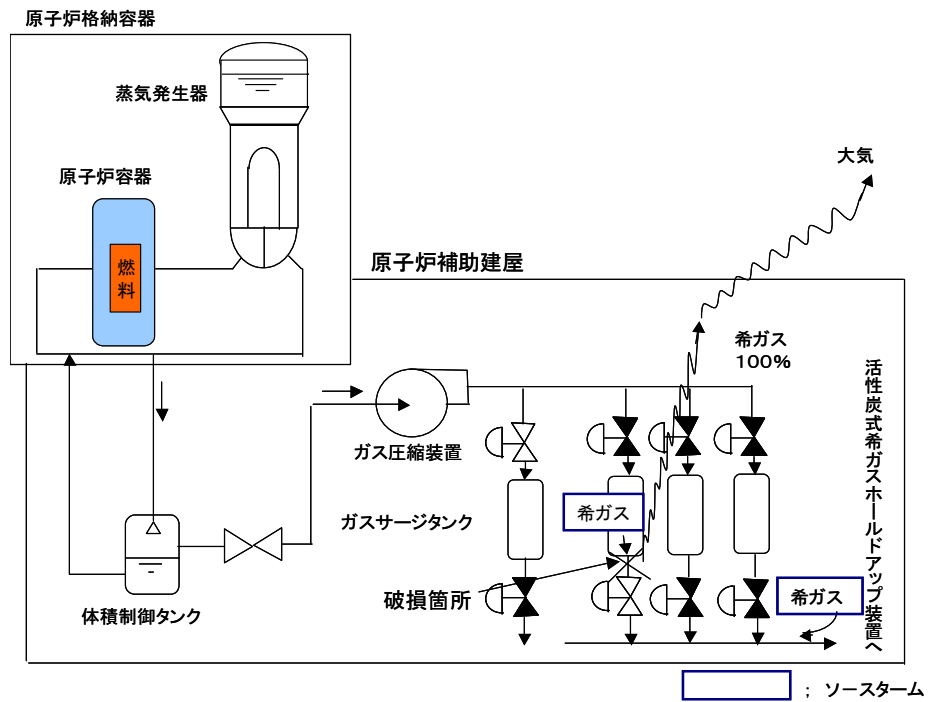


図3-1 放射性気体廃棄物処理装置の破損時の核分裂生成物の放出経路の例(PWR)

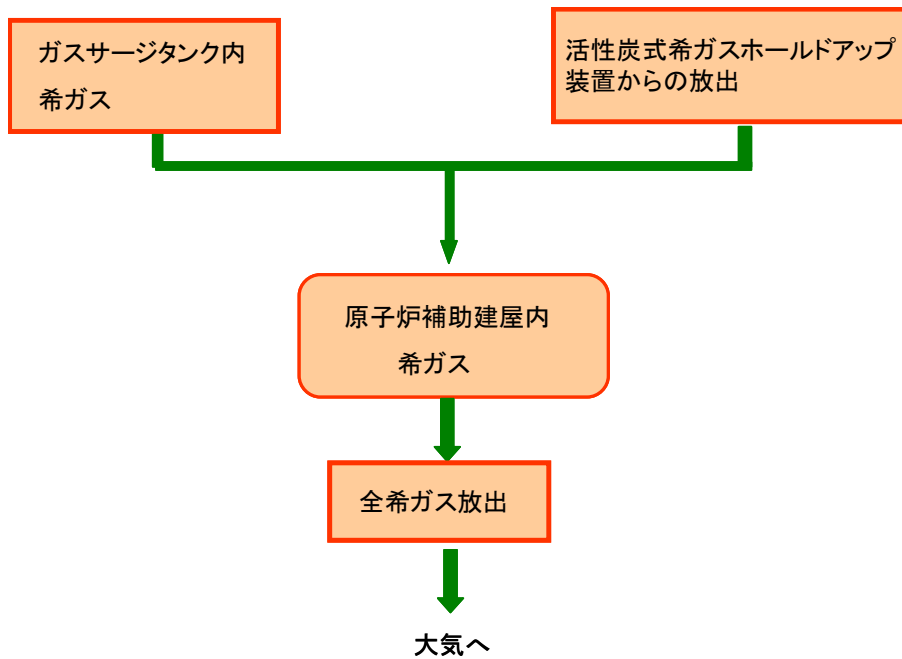


図3-2 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気への放出過程の例 (PWR)

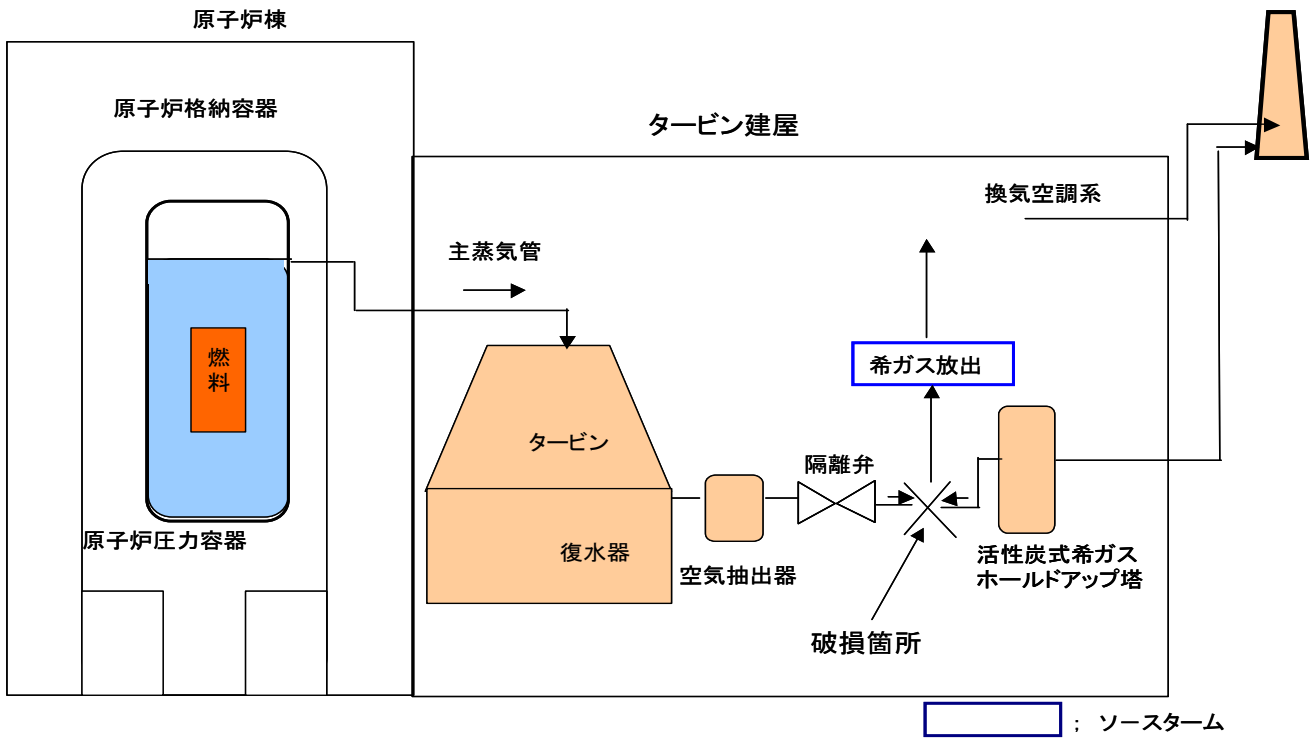


図3-3 放射性気体廃棄物処理装置の破損時の核分裂生成物の放出経路の例(BWR)

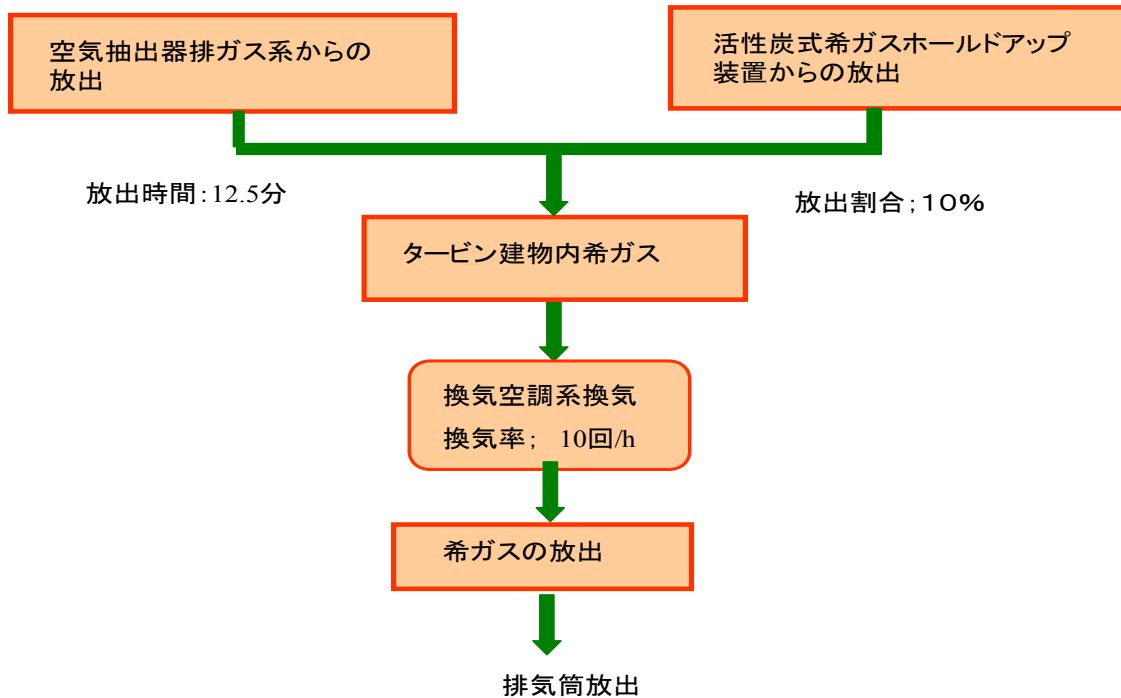


図3-4 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気への放出過程の例(BWR)

(b) 蒸気発生器伝熱管破損(PWR)

(i) 想定

蒸気発生器の伝熱管が破損すると、1次冷却材が2次冷却系に流入し、2次冷却系の主蒸気逃がし弁等を通して原子炉格納容器外に放出され、それに伴って、1次冷却材中の放射性物質が環境に放出される可能性がある。そこで、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転中であり、原子炉圧力は、通常運転時の最高圧力であるものとする。
- b. 蒸気発生器の伝熱管1本が、瞬時に両端破断するものと仮定する。
- c. 外部電源については、喪失する場合と喪失しない場合の双方について考慮するものとする。また、ECCSが自動起動する場合には、その動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように仮定するものとする。
- d. 事象発生前の1次冷却材中の核分裂生成物の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。
- e. 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が原子炉の圧力低下割合に比例して追加放出されるものと仮定する。
- f. 2次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出されるものとする。また、よう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 破損した蒸気発生器の隔離に運転員の操作を要する場合には、操作に要する時間に十分な余裕を見込まなければならない。隔離後は、原子炉圧力は、運転可能な冷却系によって大気圧まで低下する時間又は24時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとし、隔離後の弁からは、設計漏えい率と温度、圧力によって定まる漏えいがあるものとする。
- h. 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- i. 判断基準としては、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認する。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、図3-5に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、図3-6に示す。

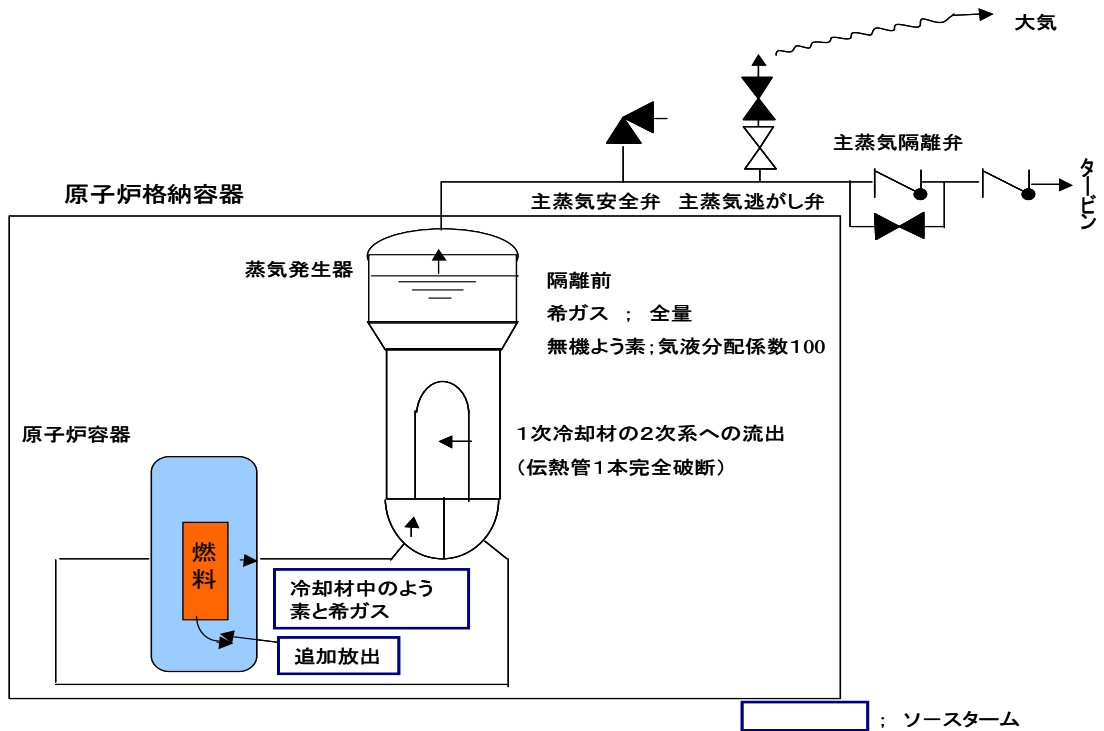


図3-5 蒸気発生器伝熱管破損(事故)時の放出経路の例(PWR)

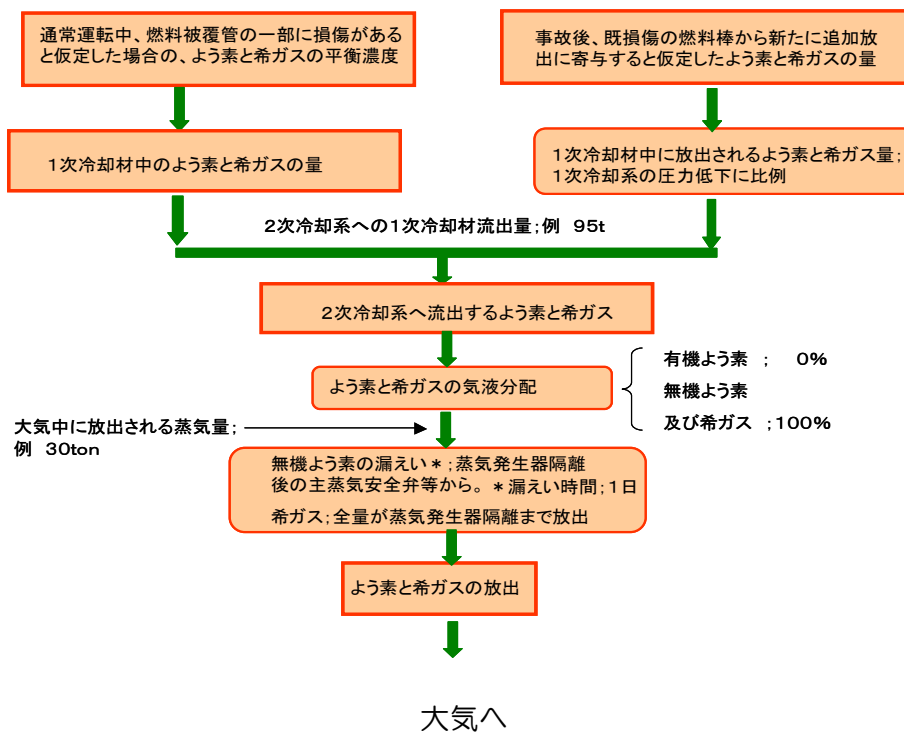


図3-6 蒸気発生器伝熱管破損(事故)時のよう素と希ガスの大気放出過程の例(PWR)

(c) 主蒸気管破断(BWR)

(i) 想定

BWR においては、原子炉冷却材の一部が直接蒸気となり、これが主蒸気管を通して原子炉格納容器外のタービンに導かれる。この主蒸気管が原子炉格納容器外で損傷するなどして蒸気が放出されると、それに伴って、蒸気中の放射性物質が原子炉格納容器外に直接放出されることとなる。そこで、原子炉の出力運転中に、原子炉格納容器外で主蒸気管が破断し、破断口から原子炉冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- b. 主蒸気管 1 本が、原子炉格納容器外で瞬時に両端破断するものとする。
- c. 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で全閉するものとする。
- d. 原子炉冷却材の流出流量の計算に当たっては、流量制限器の機能を考慮することができる。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. 事象発生と同時に、外部電源は喪失するものとする。
- f. 事象発生前の原子炉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 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 2%とする。
- g. 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値とし、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。核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。
- h. 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。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が気相部にキャリアオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。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は、50%が床、壁等に沈着するものとする。
- i. 主蒸気隔離弁閉止前に放出された原子炉冷却材は、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。隔離弁閉止後に放出された核分裂生成物は、大気中に地上放散されるものとする。
- j. 主蒸気隔離弁は、1 個が閉止しないものと仮定する。なお、閉止した隔離弁からは、設計漏えい率と温度、圧力によって定まる漏えいがあるものとする。
- k. 主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サプレッションプールに移行するものとする。

- l. 主蒸気隔離弁閉止後は、原子炉圧力は、原子炉隔離時冷却系等によって大気圧まで低下する時間又は 24 時間のいずれか長い方の時間で、直線的に大気圧まで低下するものとする。
- m. 蒸気雲の形成及び移動については、適切なパラメータを用いて評価するとともに、隔離弁閉止後に環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。
- n. 判断基準としては、新たに燃料棒の破損が生じないことを確認する。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、図3-7に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、図3-8に示す。

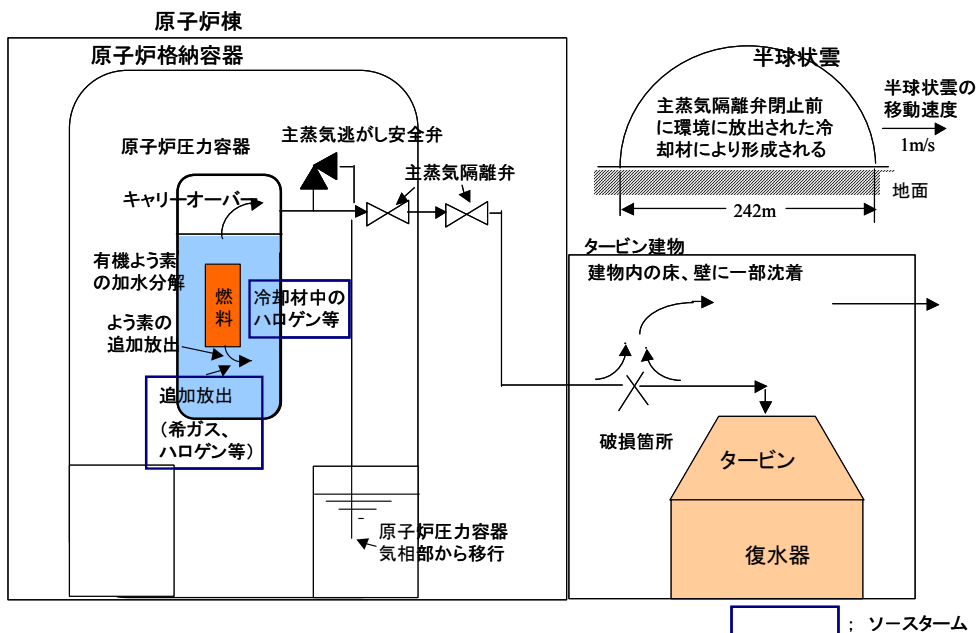


図3-7 主蒸気管破断(事故)時の核分裂生成物の放出経路の例(BWR)

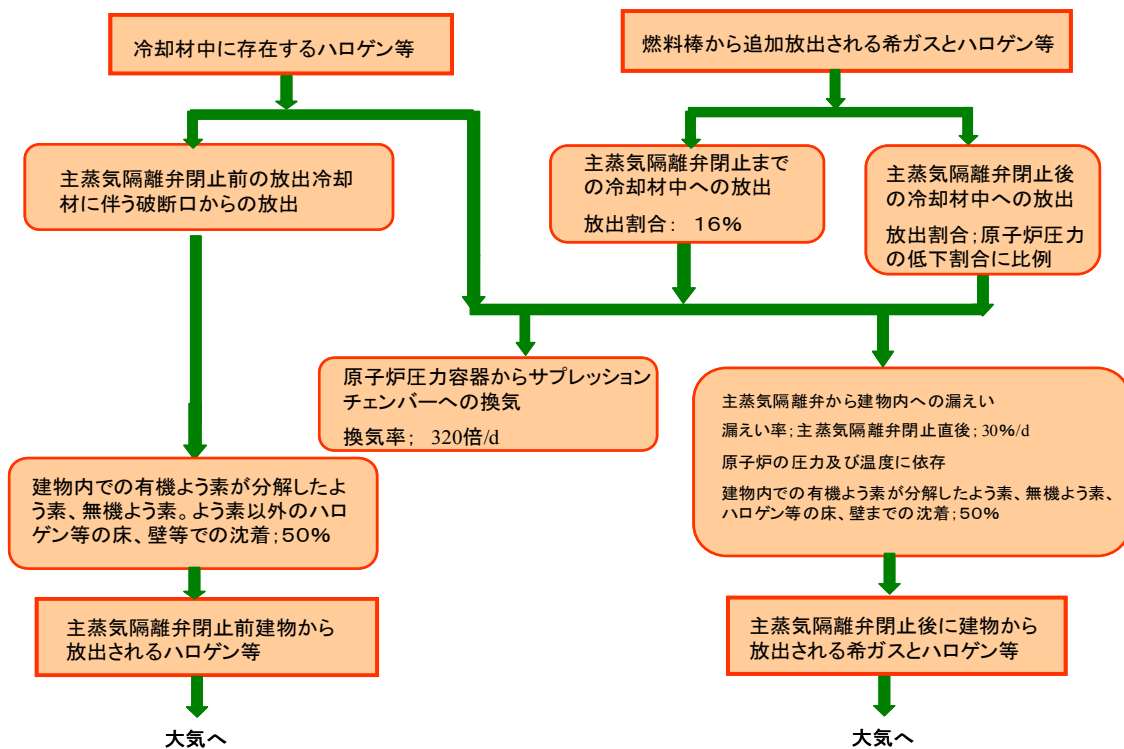


図3-8 主蒸気管破断(事故)時の希ガスとハロゲン等の大気放出過程の例(BWR)

(d) 燃料集合体の落下 (PWR, BWR)

(i) 想定

原子炉施設内で、炉心以外に無視できない量の放射性物質が存在する場所の一つとして、使用済燃料の取扱施設がある。原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. PWR にあっては、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体 1 体が、操作上の最高の位置から落下するものとする。
- b. BWR にあっては、炉心上で取扱い中の燃料集合体 1 体が、操作上の最高の位置から炉心に落下するものとする。
- c. 落下する燃料集合体は、原子炉が定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転された最大出力集合体とし、原子炉停止後適切な冷却及び所要作業期間後に、事象が発生するものとする。なお、この間の放射能の減衰は、適切に考慮することができる。
- d. 落下による燃料棒の破損本数は、実験的な裏付けがない限り、最大限の数を見込まなければならない。
- e. 破損した燃料棒のギャップから、核分裂生成物が水中に放出されるものとする。このうち、希ガスは、全量が気相に移行するものとする。よう素については、水中の除染係数を 500 とする。
- f. 補助建屋又は原子炉建屋の換気系、非常用換気系等は、設計どおりの動作を期待することができる。
- g. 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-9と、図3-11に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-10と図3-12に示す。

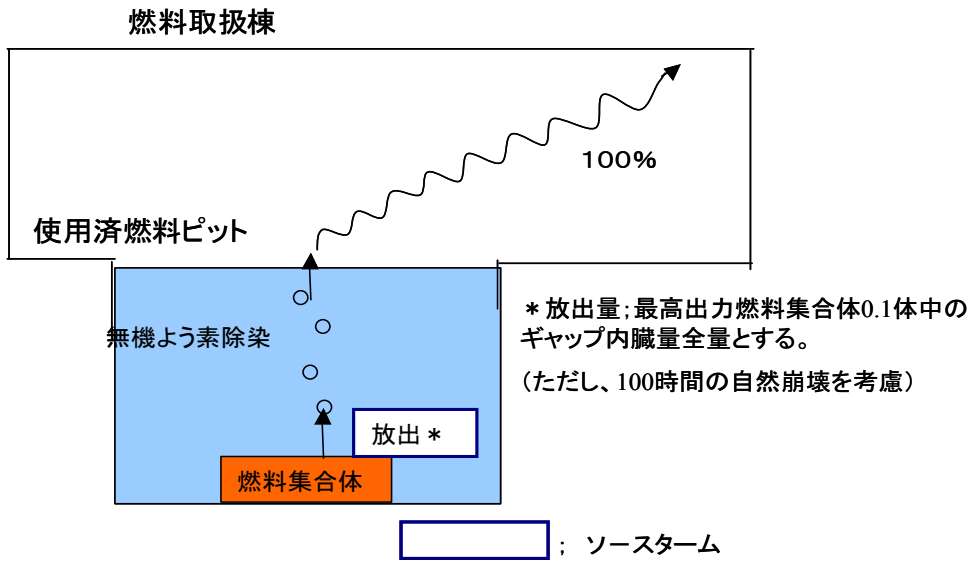


図3-9 燃料集合体の落下時の放出経路の例(PWR)

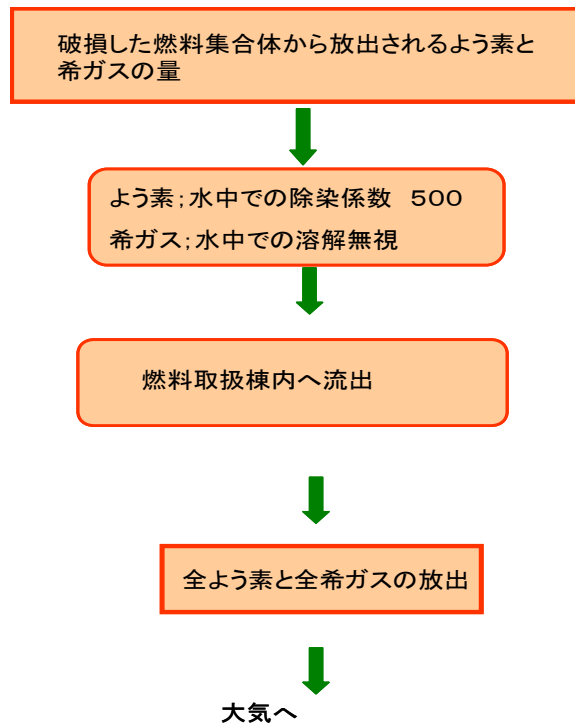


図3-10 燃料集合体の落下時のよう素と希ガスの大気放出過程の例(PWR)

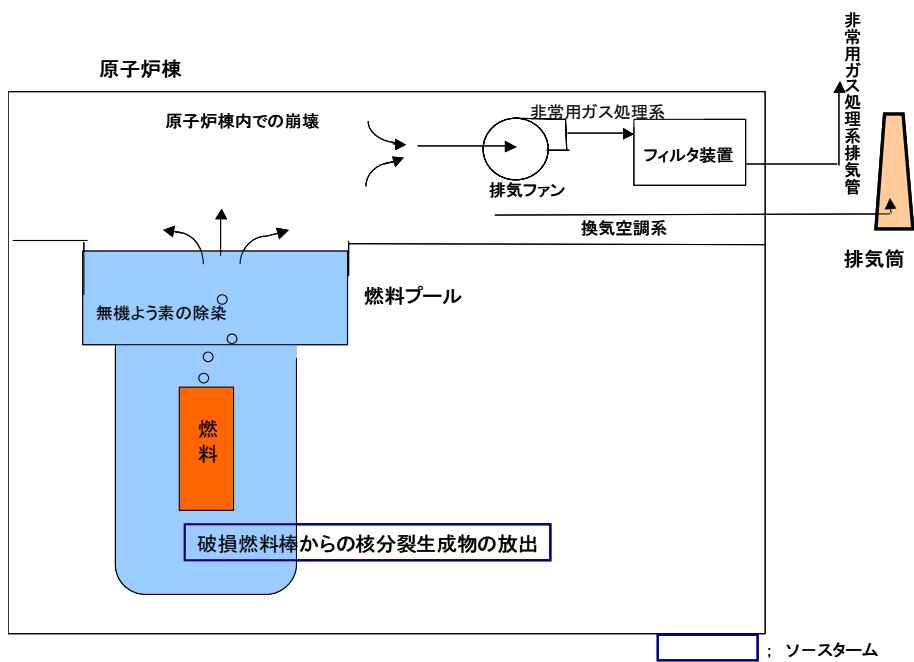


図3-11 燃料集合体の落下時の放出経路の例(BWR)

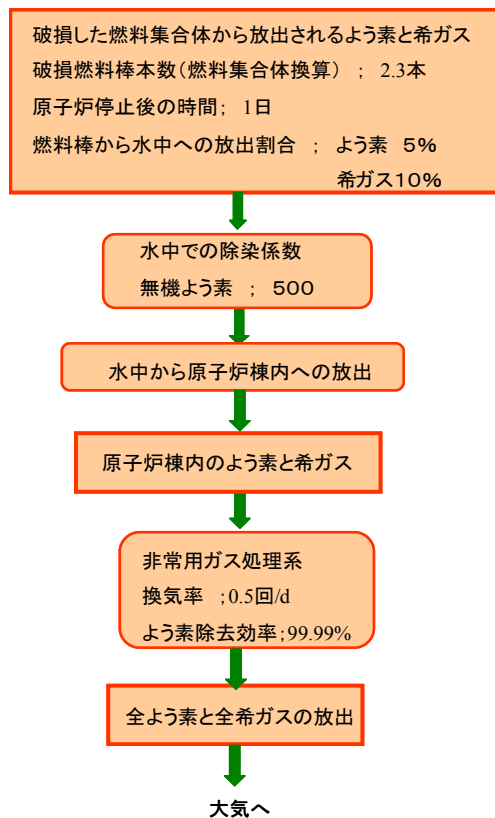


図3-12 燃料集合体の落下時のよう素と希ガスの大気放出過程の例(BWR)

(e) 原子炉冷却材喪失 (PWR, BWR)

(i) 想定

原子炉冷却材系の破損等による原子炉冷却材喪失は、炉心の冷却状態の著しい変化という観点から軽水炉の代表的な事故であるが、環境への放射性物質の放出という観点からも極めて重要な事象である。原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により原子炉冷却材が形骸に流出し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- b. 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気管破断の場合と同様に仮定する。
- c. この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気管破断の場合と同様に評価する。
- d. この事象により、希ガス及びよう素は、原子炉格納容器内に放出されるものとする。燃料棒から原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が、原子炉格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサブプレッションプール水に溶解する効果を考慮することができる。この場合、除染率、気液分配係数等は、実験に基づく値とするか、あるいは十分な安全余裕を見込んだ値とする。有機よう素及び希ガスについては、これらの効果を無視するものとする。
- e. 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉冷却材喪失事故の解析結果に基づき、原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率を仮定して、評価するものとする。PWR にあっては、漏えいは97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定する。漏えいしてきた核分裂生成物のアニュラス又は原子炉建屋内での沈着は、考慮しないものとする。
- f. アニュラス又は原子炉建屋の非常用換気系等(フィルタを含む。)は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
- g. ECCS が再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率での再循環水の漏えいがあるものと仮定する。再循環水中には、b. 及びc. と同量のよう素が無機よう素として溶解しているものとし、漏えいした場合のよう素の気相への移行率は5%、補助建屋又は原子炉建屋内での沈着率は50%と仮定する。
- h. 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、原子炉格納容器内の核分裂生成物の存在位置及び原子炉格納容器等

の遮へいを考慮して評価する。

- i. 事故の評価期間は、原子炉格納容器内圧が、原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とする。
- j. 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-13と、図3-15に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、PWRとBWRについて、それぞれ図3-14と図3-16に示す。

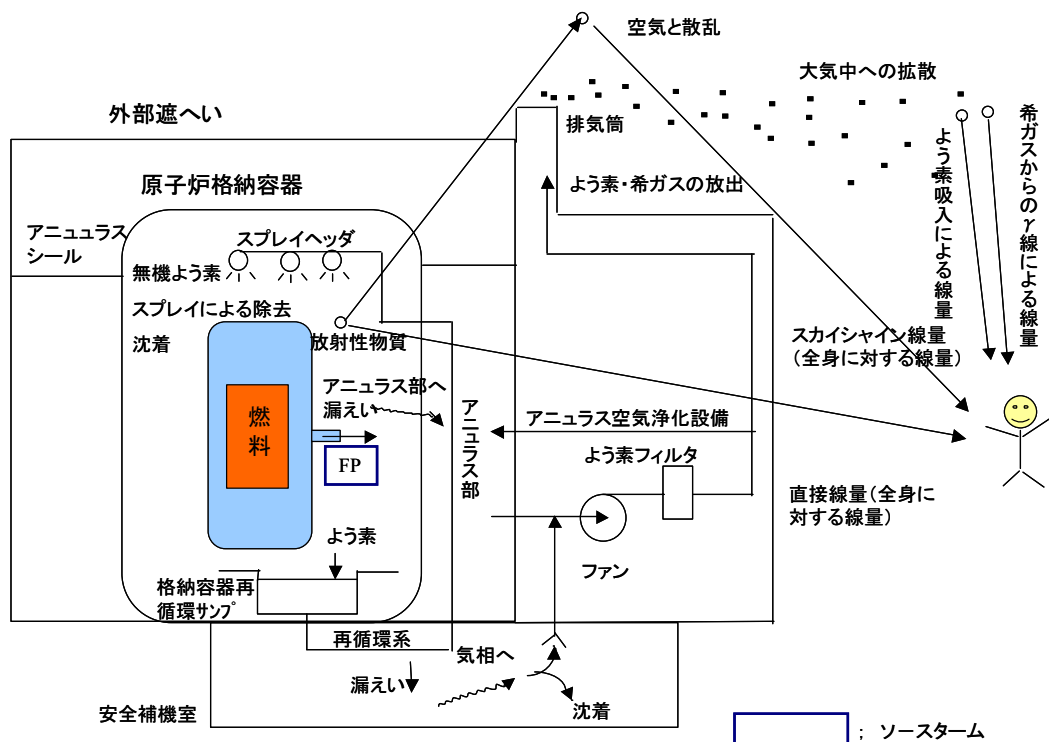


図3-13 原子炉冷却材喪失(事故)時の放出経路の例(PWR)

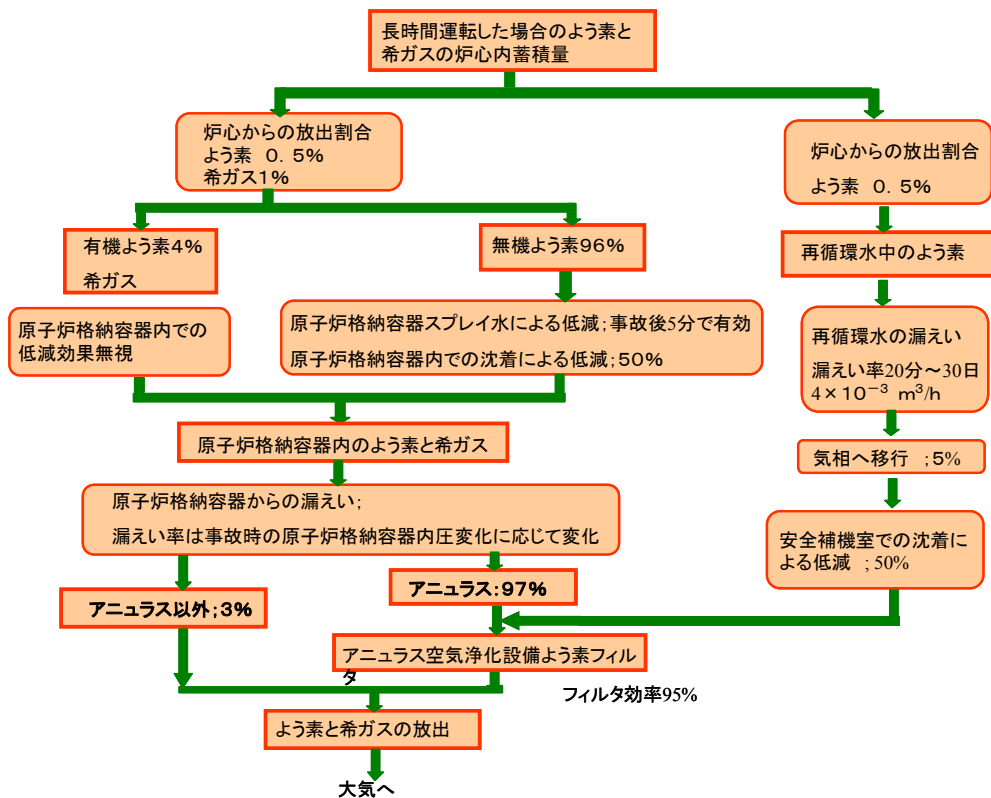


図3-14 原子炉冷却材喪失(事故)時のよう素と希ガスの大気放出過程の例(PWR)

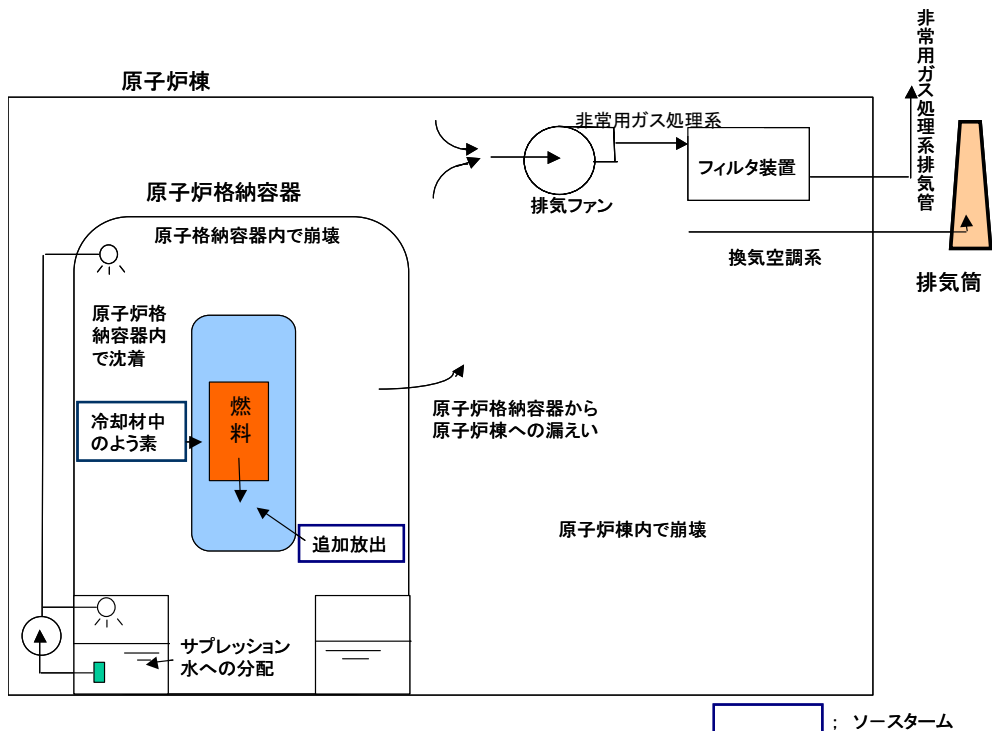


図3-15 原子炉冷却材喪失(事故)時の放出経路の例(BWR)

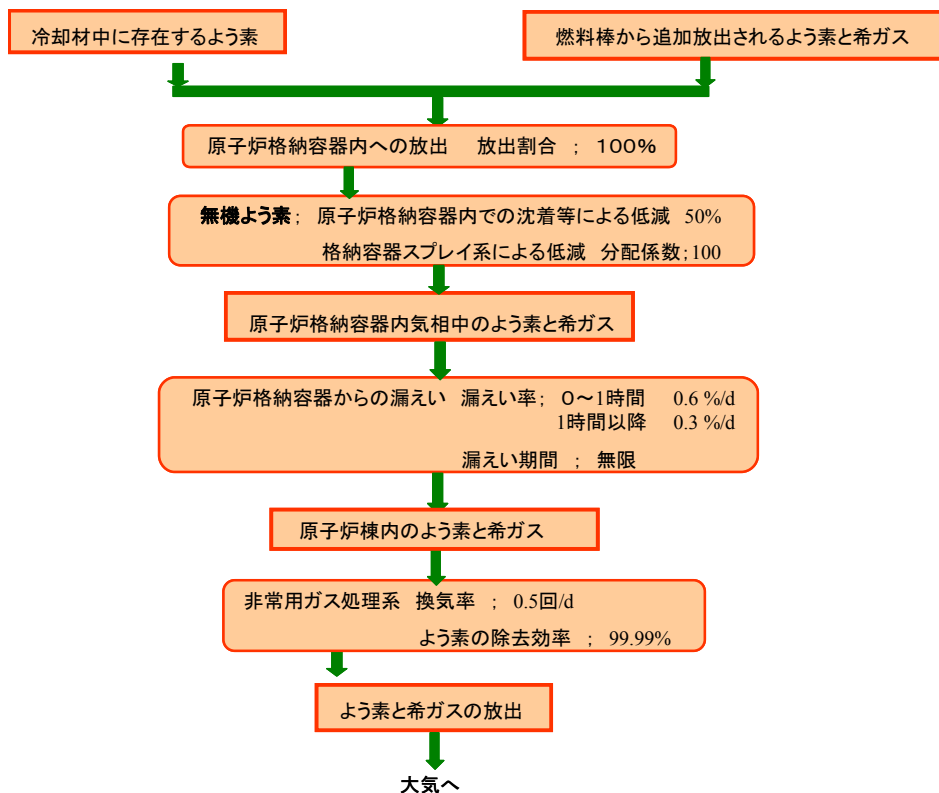


図3-16原子炉冷却材喪失(事故)時のよう素と希ガスの大気放出過程の例(BWR)

(f) 制御棒飛び出し(PWR)

(i) 想定

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により、制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出した際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- b. 1 次冷却材の流出に伴う実効線量の評価は、原子炉冷却材喪失の場合に準じて行う。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、図 3-17 に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、図 3-18 に示す。

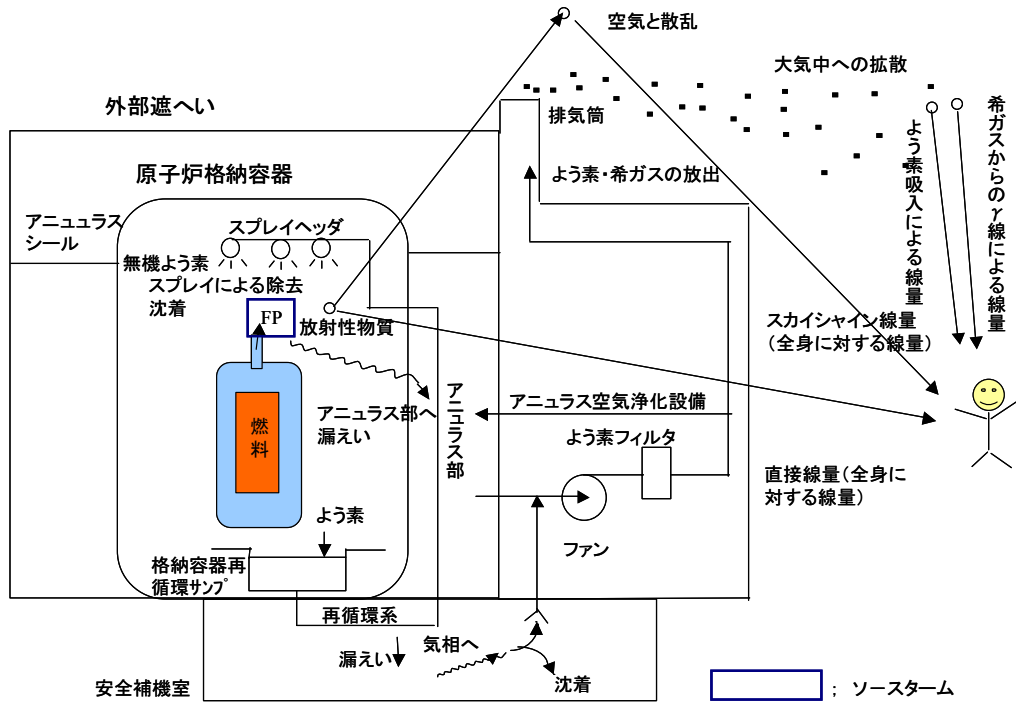


図3-17 制御棒飛び出し時の放出経路の例 (PWR)

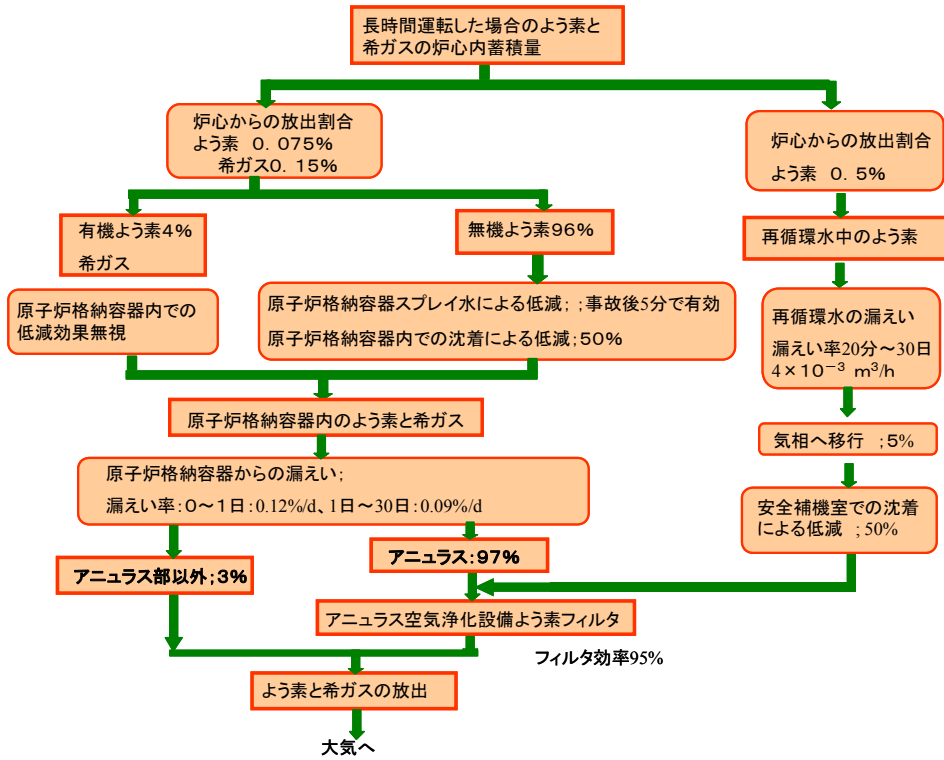


図3-18 制御棒飛び出し時のよう素と希ガスの大気放出過程の例 (PWR)

(g) 制御棒脱落(BWR)

(i) 想定

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化を生じ、燃料棒が破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ii) 条件

- a. 原子炉が高温待機又は部分出力で運転中に事象が発生するとした場合には、事象発生前の30分前まで、原子炉は定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。また、冷態時に事象が発生するとした場合には、事象発生前の24時間前まで、原子炉は定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたものとする。
- b. 破損した燃料棒のギャップから、核分裂生成物が原子炉冷却材中に放出されるものとする。燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。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。有機よう素が分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。希ガスは全て瞬時に気相部に移行するものとする。
- c. 主蒸気隔離弁は、設計上の最大の動作遅れ時間及び閉止時間で閉止するものとする。復水器へ移行した核分裂生成物のうち、無機よう素の50%は沈着するものとし、気相中の残りの核分裂生成物は、復水器及びタービンの自由空間に対し0.5%/日の漏えい率でタービン建屋内へ漏えいするものとする。
- d. タービン建屋内の換気系等は、それが動作中であれば、その機能を考慮するものとする。
- e. 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。

(iii) 放出経路

核分裂生成物の放出経路の例を、図3-19に示す。

(iv) 放出過程

よう素と希ガスが大気中に放出されるまでの過程の例を、図3-20に示す。

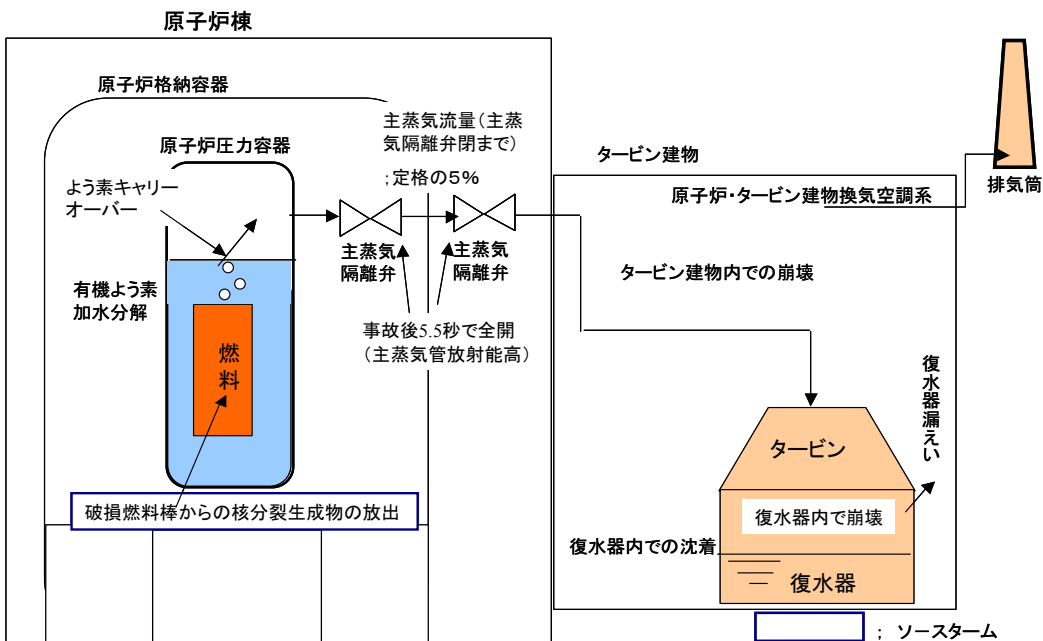


図3-19 制御棒落下時の核分裂生成物の放出経路の例(BWR)

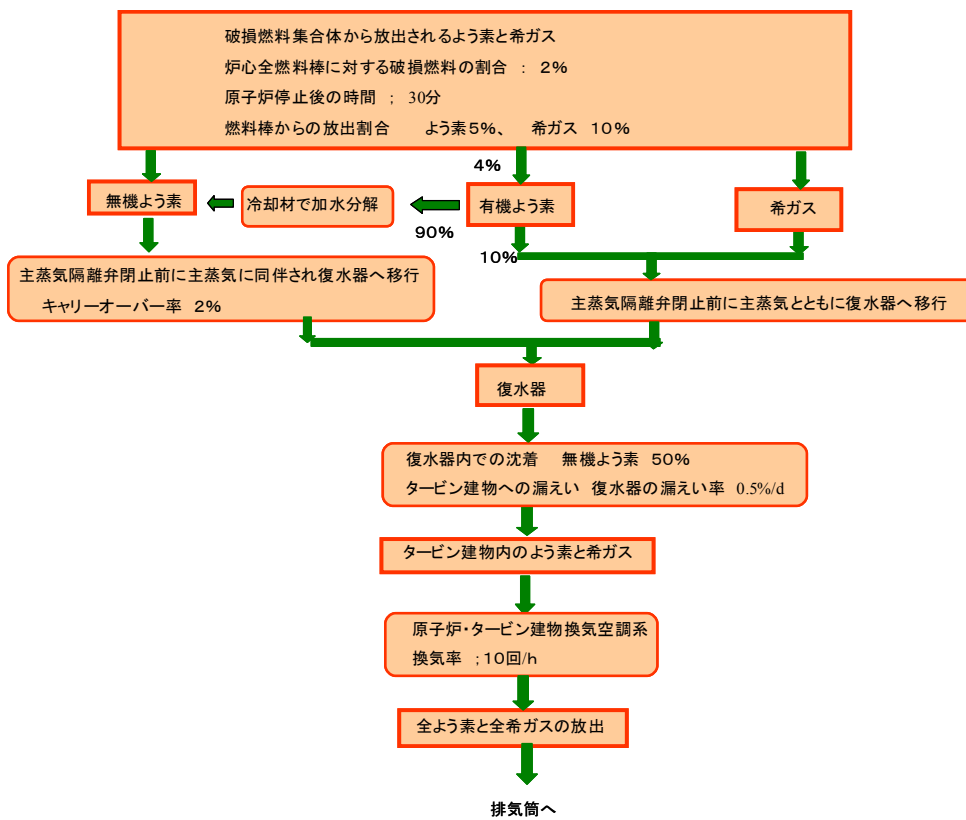


図3-20 制御棒落下時のよう素と希ガスの大気への放出過程の例(BWR)