



JY-74-2

第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書

—ULOF時の敷地境界の実効線量の評価—

2021年6月15日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

高速実験炉部

ULOF時の敷地境界の実効線量の評価

【ULOFの事象推移の概要】

炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は原子炉容器内で安定的に冷却保持される。炉心が損傷する過程で、主に希ガス及び揮発性の核分裂生成物（以下「FP」という。）が1次冷却材中に放出される。放出されたFPの一部は、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいする可能性があるが、大部分のFPは原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に閉じ込め、貯留される。

【評価の保守性】

本評価は基本的に最適評価であるが、以下の条件が保守的であり、これらの条件を取り込めば、さらに実効線量は低減される。

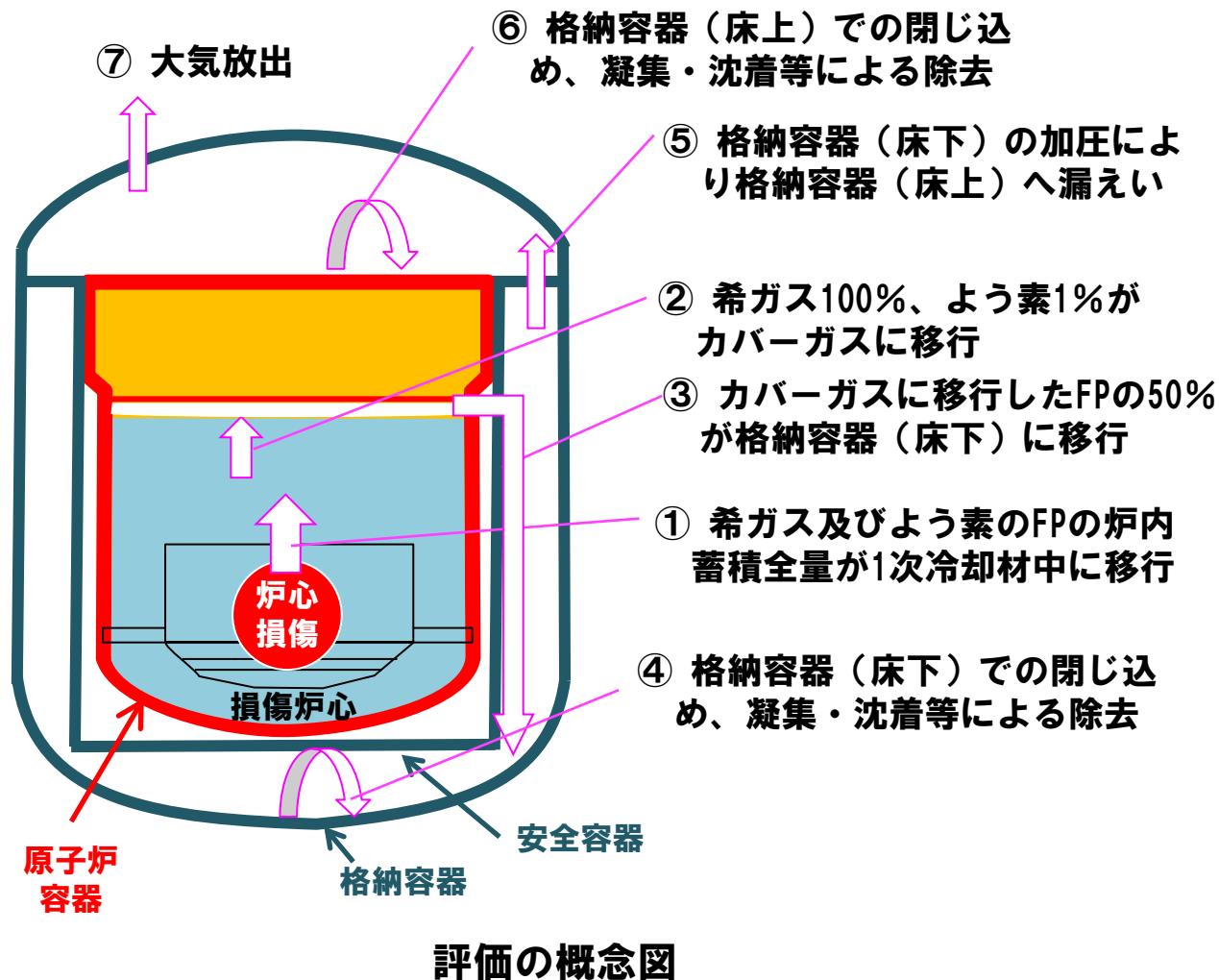
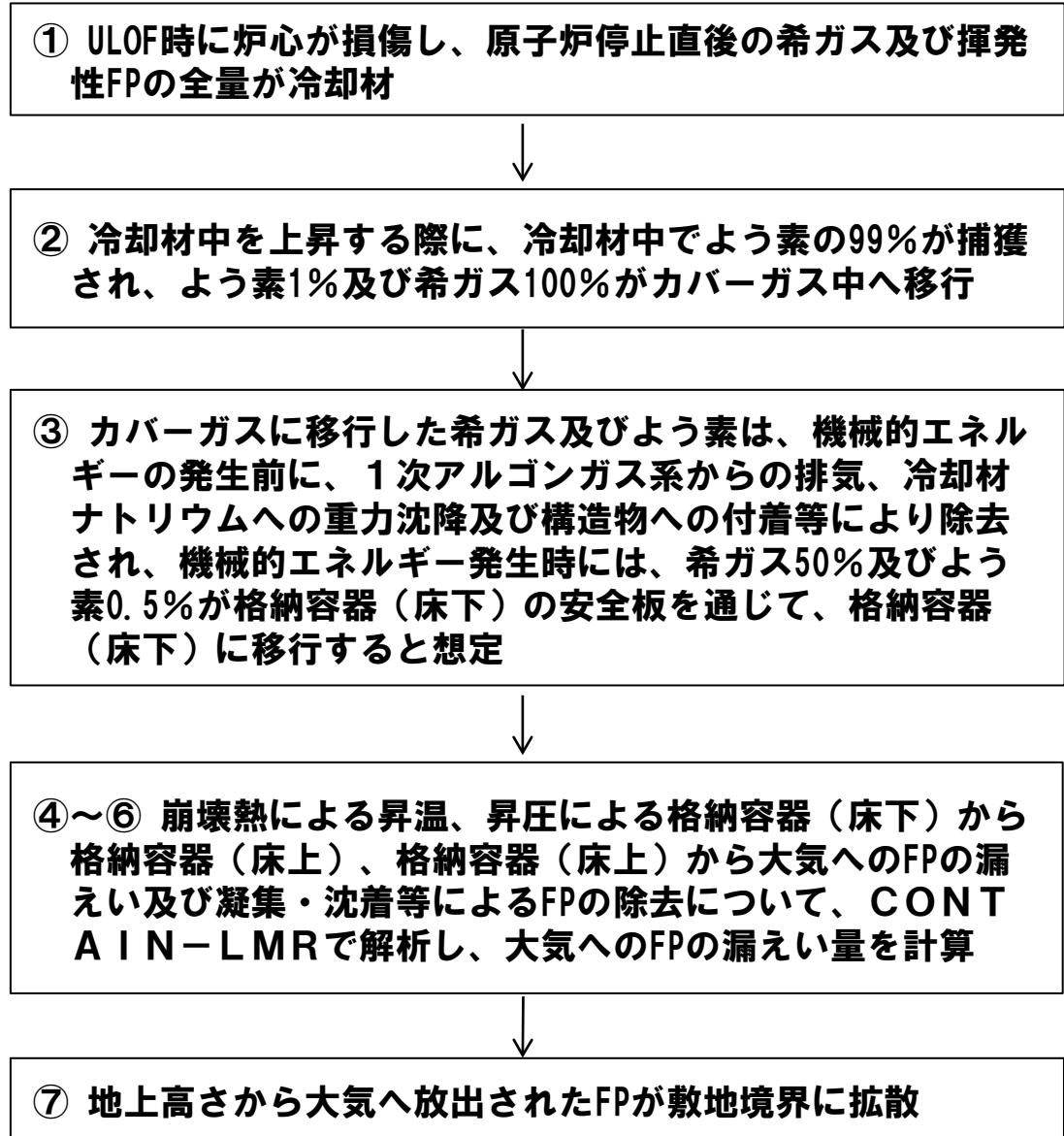
- ・停止機能を喪失するULOFの場合、アニュラス部排気設備（耐震Bクラス）及び主排気筒（耐震Bクラス（Ss機能維持））の機能は維持されるが、これらによる低減効果を見捨てる
- ・アニュラス部及び原子炉附属建物における低減効果を見捨てる
- ・格納容器漏えい率は設計値（実測値の約100倍の漏えい率）を使用

	FP移行経路	ナトリウムの噴出	格納容器へのFP移行割合	格納容器から環境へのFP移行割合	敷地境界の実効線量の評価条件
① 基本ケース	格納容器（床下）に移行	無し	希ガス：50% よう素：0.5% （カバーガス移行量の50%） （冷却材中でのDF100）	CONTAIN-LMRで解析 （崩壊熱の発熱による加圧、漏えい）	被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様。
② 不確かさの影響評価ケース1 （FP移行経路の不確かさ）	格納容器（床上）に移行	同上	同上	同上	同上
③ ナトリウム噴出仮想ケース1	同上	有り（230kgスプレイ燃焼）	同上	CONTAIN-LMRで解析 （ナトリウムの燃焼及び崩壊熱の発熱による加圧、漏えい）	同上
④ ナトリウム噴出仮想ケース2 （ナトリウム噴出の仮想に加えて、FP移行割合の不確かさを重畳）	同上	同上	希ガス：100% よう素：10% （カバーガス移行量の100%） （冷却材中でのDF10）	同上	同上

① 基本ケースの実効線量の評価 (1/2)

事象推移及び移行割合の概要

主な事象推移



主な評価条件の設定値等

	燃料→冷却材	冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器(床下)	格納容器(床下)→格納容器(床上)→大気	大気→敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス：100% よう素：100%	希ガス：100% よう素：1%	希ガス：50% よう素：50% [0.5%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散(非常用換気設備等考慮せず)

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

① 基本ケースの実効線量の評価（2/2）

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に、希ガス50%、よう素0.5%が格納容器（床下）に移行すると設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	希ガス：2時間、よう素：10時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q, D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

格納容器外への放出量及び被ばく線量

	炉内蓄積量（Bq）	格納容器移行割合（%）	大気移行割合（%）	大気放出量（Bq）	実効線量（mSv）
希ガス	1.3×10^{18}	50	- （格納容器漏えい率に基づき移行）	1.7×10^{15}	0.82 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 （I-131換算）	1.9×10^{17}	0.5	0.02 [1×10^{-4}]	1.9×10^{11}	0.19

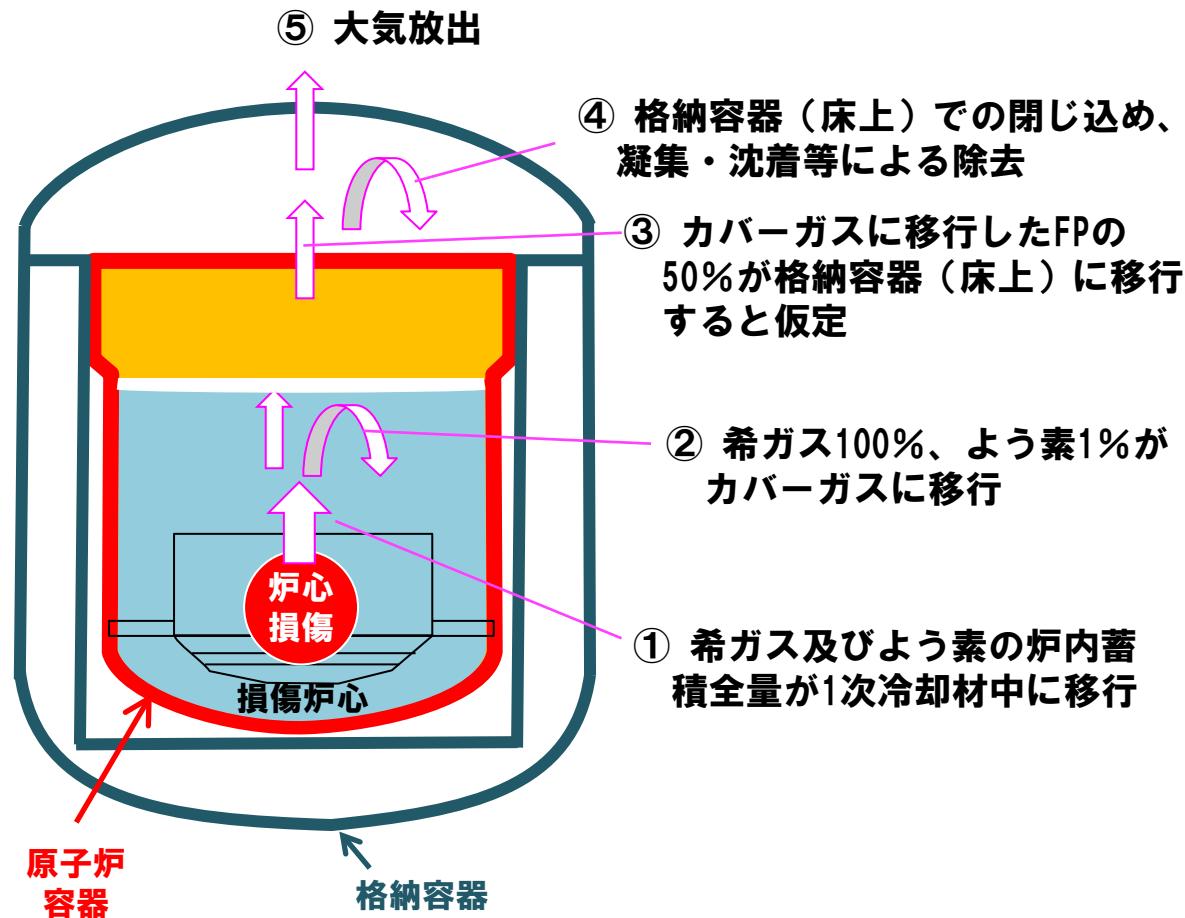
注）[]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

② 不確かさの影響評価ケース1の実効線量の評価 (1/2)

(FP移行経路の不確かさ)

事象推移及び移行割合の概要

主な事象推移



評価の概念図

① ULOF時に炉心が損傷し、原子炉停止直後の希ガス及び揮発性FPの全量が冷却材中に放出

② 冷却材中を上昇する際に、冷却材中でよう素の99%が捕獲され、よう素1%及び希ガス100%がカバーガス中へ移行

③ カバーガスに移行した希ガス及びよう素は、機械的エネルギーの発生前に、1次アルゴンガス系からの排気、冷却材ナトリウムへの重力沈着及び構造物への付着等により除去され、機械的エネルギー発生時には、希ガス50%及びよう素0.5%が回転プラグの浮き上がりにより生じた間隙部を通じて、格納容器（床上）に移行すると仮定

④ 格納容器（床上）における崩壊熱による昇温・昇圧による大気へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去について、CONTAIN-LMRで解析し、大気へのFPの漏えい量を計算

⑤ 地上高さから大気へ放出されたFPが敷地境界に拡散

主な評価条件の設定値等

	燃料→ 冷却材	冷却材→ カバーガス	カバーガス→ 格納容器（床上）	格納容器（床上）→ 大気	大気→ 敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス：100% よう素：100%	希ガス：100% よう素：1%	希ガス：50% よう素：50% [0.5%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散（非常用換気設備等考慮せず）

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

② 不確かさの影響評価ケース1の実効線量の評価（2/2） （FP移行経路の不確かさ）

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に希ガス50%、よう素0.5%が格納容器（床上）に移行すると仮定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	希ガス：2時間、よう素：10時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q, D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

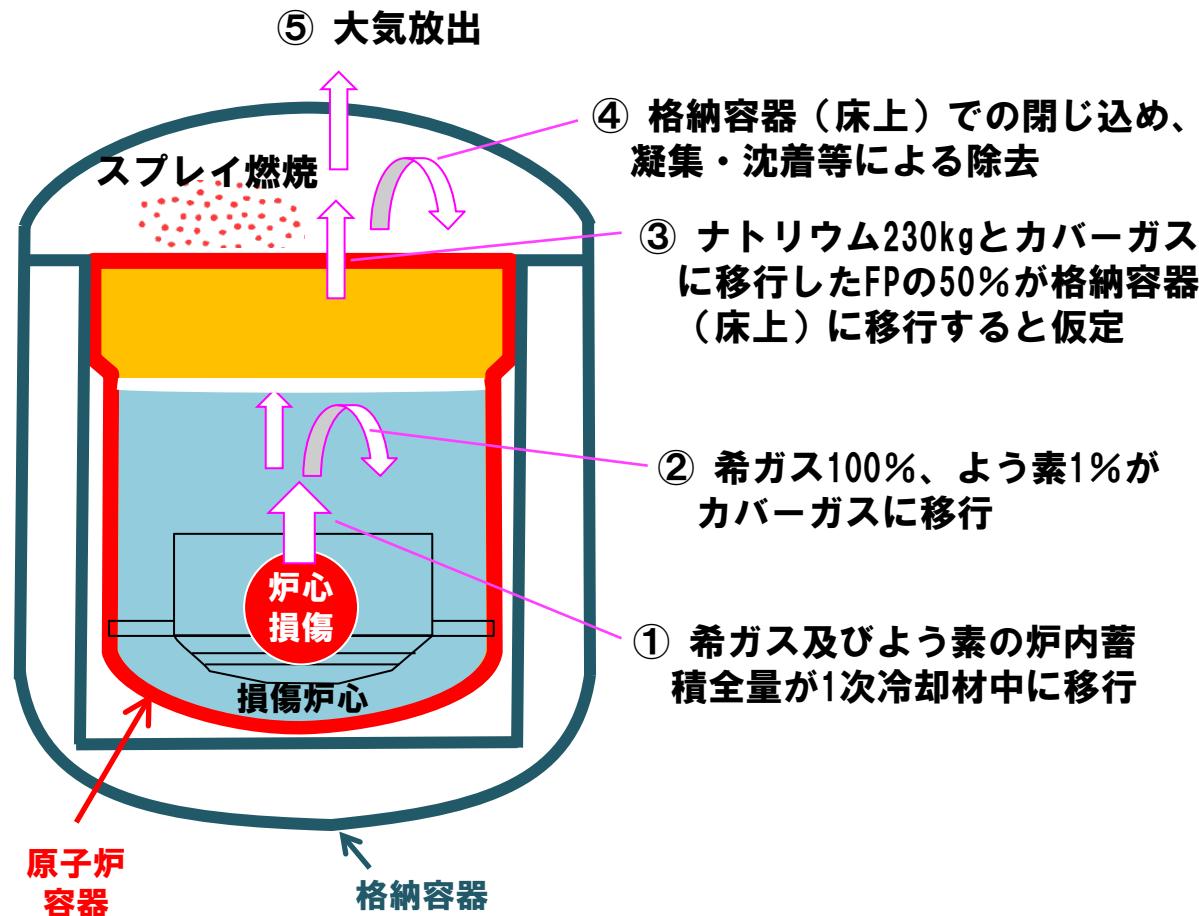
格納容器外への放出量及び被ばく線量

	炉内蓄積量（Bq）	格納容器移行割合（%）	大気移行割合（%）	大気放出量（Bq）	実効線量（mSv）
希ガス	1.3×10^{18}	50	- （格納容器漏えい率に基づき移行）	1.4×10^{15}	1.0 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 （I-131換算）	1.9×10^{17}	0.5	0.75 [3.75×10^{-3}]	6.9×10^{12}	7.1

注）[]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

事象推移及び移行割合の概要

主な事象推移



評価の概念図

- ① ULOF時に炉心が損傷し、原子炉停止直後の希ガス及び揮発性FPの全量が冷却材中に放出
- ② 冷却材中を上昇する際に、冷却材中でよう素の99%が捕獲され、よう素1%及び希ガス100%がカバーガス中へ移行
- ③ カバーガスに移行した希ガス及びよう素は、機械的エネルギーの発生前に、1次アルゴンガス系からの排気、冷却材ナトリウムへの重力沈降及び構造物への付着等により除去され、機械的エネルギー発生時には、希ガス50%及びよう素0.5%が回転プラグの浮き上がりにより生じた間隙部を通じて、ナトリウム230kgとともに、格納容器（床上）に移行すると仮定
- ④ 格納容器（床上）におけるナトリウムの燃焼及び崩壊熱による昇温・昇圧による大気へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去について、CONTAIN-LMRで解析し、大気へのFPの漏えい量を計算
- ⑤ 地上高さから大気へ放出されたFPが敷地境界に拡散

主な評価条件の設定値等

	燃料→ 冷却材	冷却材→ カバーガス	カバーガス→ 格納容器（床上）	格納容器（床上）→ 大気	大気→ 敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス：100% よう素：100%	希ガス：100% よう素：1%	希ガス：50% よう素：50% [0.5%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散（非常用換気設備等考慮せず）

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

③ ナトリウム噴出仮想ケース1の実効線量の評価（2/2）

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は1%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時に希ガス50%、よう素0.5%が格納容器（床上）に移行すると設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧力を用いて、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析の結果から移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	2時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界 X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q、D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

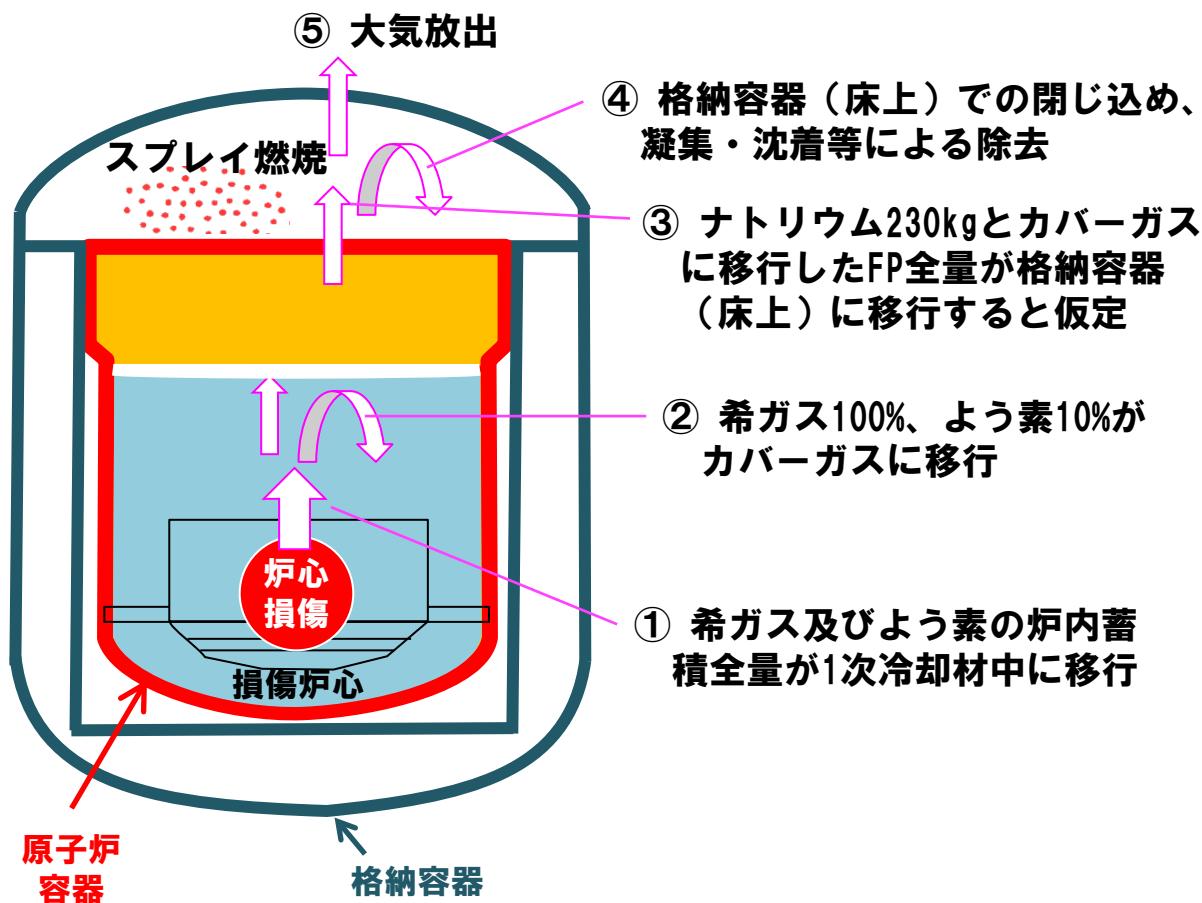
格納容器外への放出量及び被ばく線量

	炉内蓄積量（Bq）	格納容器移行割合（%）	大気移行割合（%）	大気放出量（Bq）	実効線量（mSv）
希ガス	1.3×10^{18}	50	- （格納容器漏えい率に基づき移行）	6.3×10^{15}	3.5 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 （I-131換算）	1.9×10^{17}	0.5	0.1 [5×10^{-4}]	9.2×10^{11}	4.2

注）[]内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

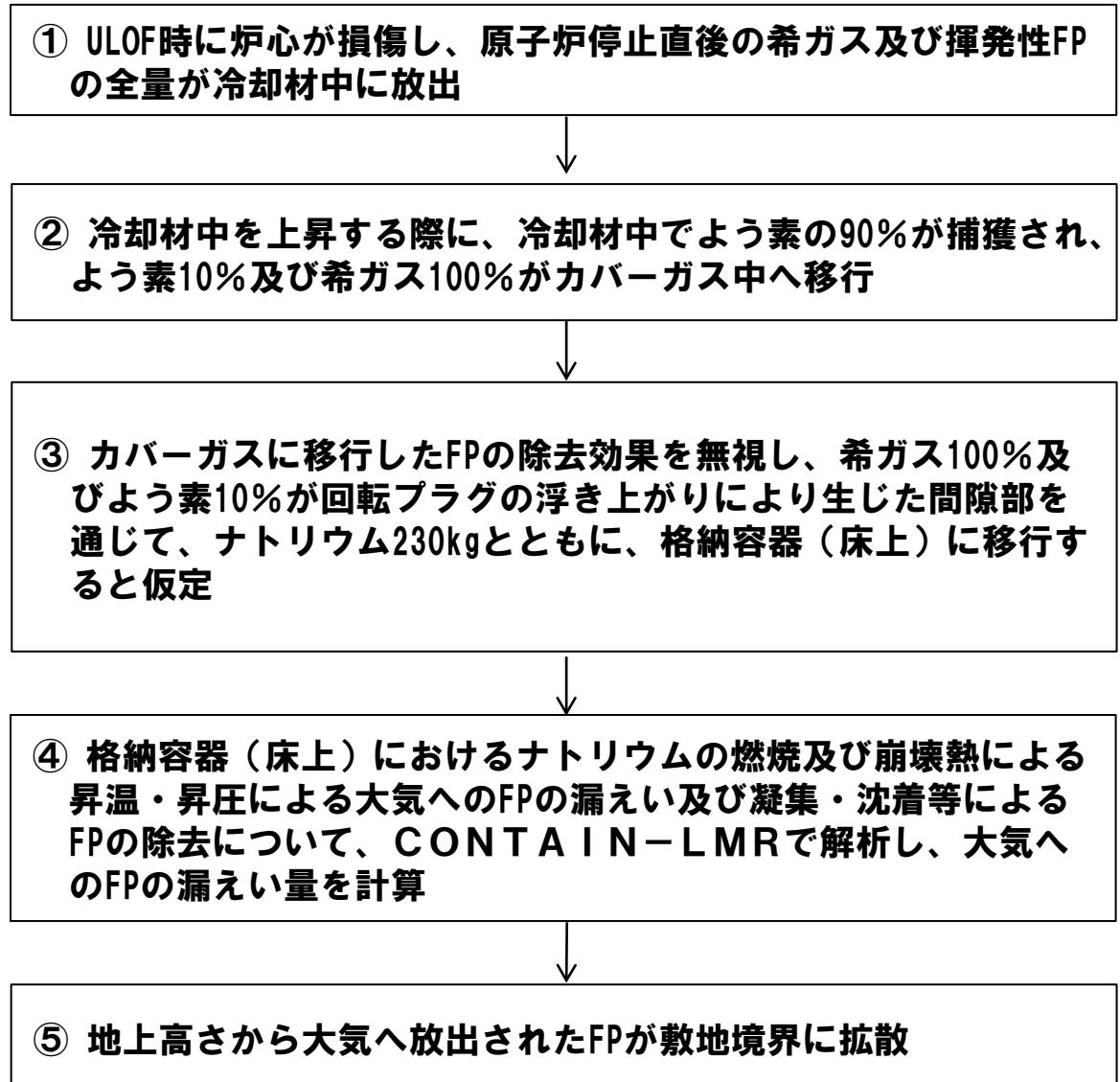
④ ナトリウム噴出仮想ケース2の実効線量の評価（1/2） （ナトリウム噴出の仮想に加えてFP移行割合の不確かさを重畳）

事象推移及び移行割合の概要



評価の概念図

主な事象推移



主な評価条件の設定値等

	燃料→冷却材	冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器（床上）	格納容器（床上）→大気	大気→敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス：100% よう素：100%	希ガス：100% よう素：10%	希ガス：100% よう素：100% [10%]	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散（非常用換気設備等考慮せず）

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

④ ナトリウム噴出仮想ケース2の実効線量の評価（2/2） （ナトリウム噴出の仮想に加えてFP移行割合の不確かさを重畳）

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	炉内蓄積量に対して希ガスは100%、よう素は10%がカバーガスに移行し、機械的エネルギー発生時にカバーガス中に存在するFP全量が格納容器（床上）に移行すると設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析で求めた格納容器内圧を用いて、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析より移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	0時間
○環境中への実効放出継続時間	2時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界 X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q、D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

格納容器外への放出量及び被ばく線量

	炉内蓄積量 (Bq)	格納容器移行割合 (%)	大気移行割合 (%)	大気放出量 (Bq)	実効線量 (mSv)
希ガス	1.3×10^{18}	100	- (格納容器漏えい率に基づき移行)	1.3×10^{16}	7.0 ガンマ線による全身への実効線量
よう素 (I-131換算)	1.9×10^{17}	10	0.1 [0.01]	1.9×10^{13}	8.4×10^1

注) []内は炉内蓄積量に対する移行割合の累積値を示す。

ULOF時の実効線量の評価結果

【評価の保守性】

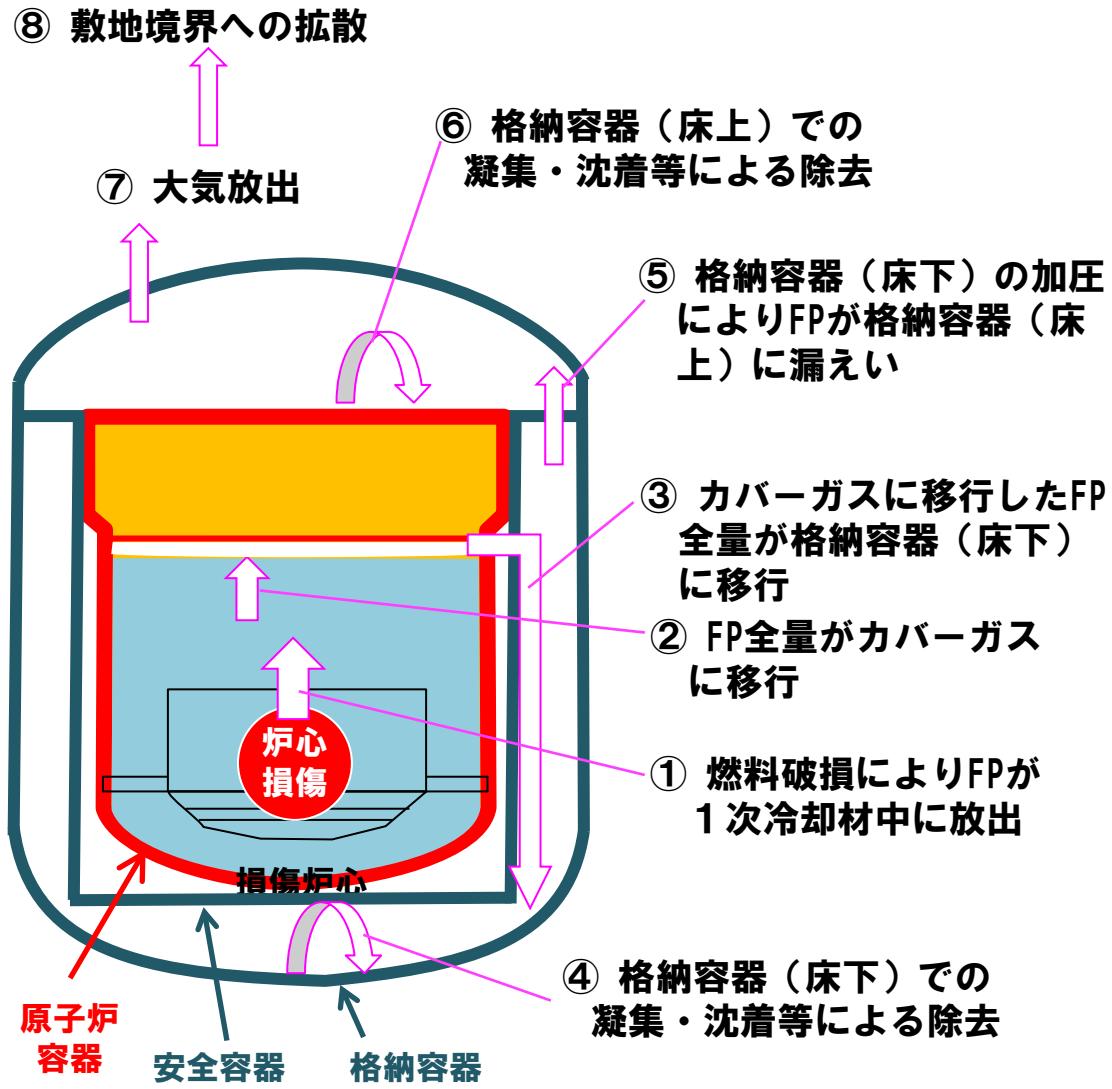
本評価は基本的に最適評価であるが、以下の条件が保守的であり、これらの条件を取り込めば、さらに実効線量は低減される。

- ・ 停止機能を喪失するULOFの場合、アニュラス部排気設備（耐震Bクラス）及び主排気筒（耐震Bクラス（Ss機能維持））の機能は維持されるが、これらによる低減効果を見捨てる
- ・ アニュラス部及び原子炉附属建物における低減効果を見捨てる
- ・ 格納容器漏えい率は設計値（実測値の約100倍の漏えい率）を使用

	FP移行経路	ナトリウムの噴出	格納容器へのFP移行割合	格納容器から環境へのFP移行割合	敷地境界の実効線量の評価条件	実効線量の評価結果
① 基本ケース	格納容器（床下）に移行	無し	希ガス：50% よう素：0.5% （カバーガス移行量の50%） （冷却材中でのDF100）	CONTAIN-LMRで解析 （崩壊熱の発熱による加圧、漏えい）	被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様。	希ガス：0.82 mSv よう素：0.19 mSv
② 不確かさの影響評価ケース1（FP移行経路の不確かさ）	格納容器（床上）に移行	同上	同上	同上	同上	希ガス：1.0 mSv よう素：7.1 mSv
③ ナトリウム噴出仮想ケース1	同上	有り （230kgスプレイ燃焼）	同上	CONTAIN-LMRで解析 （ナトリウムの燃焼及び崩壊熱の発熱による加圧、漏えい）	同上	希ガス：3.5 mSv よう素：4.2 mSv
④ ナトリウム噴出仮想ケース2（ナトリウム噴出の仮想に加えて、FP移行割合の不確かさを重畳）	同上	同上	希ガス：100% よう素：10% （カバーガス移行量の100%） （冷却材中でのDF10）	同上	同上	希ガス：7.0 mSv よう素：8.4×10 ¹ mSv

参考

事象推移及び移行割合の概要



主な事象推移

- ① 原子炉停止後に崩壊熱除去機能を喪失し、冷却材温度が上昇
被覆管温度が上昇し、被覆管が破損し、1次冷却材中にFPが放出
- ②、③ 冷却材からカバーガスへFP全量が移行
1次アルゴンガス系に設置した安全板を通じて窒素雰囲気格納容器(床下)にFP全量が移行
- ④、⑤ 格納容器(床下)の昇温、昇圧による格納容器(床上)へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去
- ⑥、⑦ 格納容器(床上)の昇温、昇圧による大気へのFPの漏えい及び凝集・沈着等によるFPの除去
- ⑧ 地上高さから大気へ放出されたFPが敷地境界に拡散

主な評価条件

- 原子炉停止後10時間後に燃料被覆管が破損すると想定し、その時点のFPインベントリの全量が1次冷却材中に移行すると想定
- 上記の過程で想定したFP全量が格納容器(床下)に瞬時に放出
- 格納容器応答過程解析 (CONTAIN-LMR)を用いた解析より、格納容器(床下)圧力及びFP移行割合を設定
- 格納容器応答過程解析 (CONTAIN-LMR)を用いた解析より、格納容器(床上)圧力及びFP移行割合を設定
- 非常用換気設備によるよう素の除去やスタックによる高所放出は考慮しない

主な評価条件の設定値等

	燃料→1次冷却材	1次冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器(床下)	格納容器(床下)→格納容器(床上)	格納容器(床上)→大気	大気→敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス:100% よう素:100%	希ガス:100% よう素:100%	希ガス:100% よう素:100%	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散(非常用換気設備等考慮せず)

主な評価条件及び評価結果

炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、敷地境界における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様とした。

なお、PLOHSに至った場合、敷地境界においては、被ばく低減の観点から屋内退避等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000MWd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	希ガス及びよう素100%（放出開始までの減衰は考慮）がカバーガスに移行し、その全量が格納容器（床下）に移行するものとして設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析より格納容器内圧を0.032kg/cm ² g（一定、7日間）とし、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析より移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	10時間（熱的制限値到達時点）
○環境中への実効放出継続時間	10時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の長時間滞在が想定される方位に限るものとし、X/Q, D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

格納容器外への放出量及び敷地境界における実効線量

	炉内蓄積量	格納容器内移行 （炉心→格納容器内）	大気移行 （格納容器内→格納容器外）	大気放出量	実効線量
希ガス	$1.3 \times 10^{18} \text{Bq}$	約25% $3.3 \times 10^{17} \text{Bq}$ （10h減衰後100%）	約2.4% $7.7 \times 10^{15} \text{Bq}$	約0.6% $7.7 \times 10^{15} \text{Bq}$	約1.6mSv
よう素 （I-131換算）	$1.9 \times 10^{17} \text{Bq}$	約84% $1.6 \times 10^{17} \text{Bq}$ （10h減衰後100%）	$2.0 \times 10^{-4} \%$ $3.1 \times 10^{11} \text{Bq}$	約 $1.7 \times 10^{-4} \%$ $3.1 \times 10^{11} \text{Bq}$	約0.32mSv