

限界温度を下回ることから原子炉格納容器の健全性に問題ない。なお、高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、原子炉格納容器内圧／温度を低下させる方向であるため、原子炉格納容器の健全性に問題ない。

4.6.2.3 可燃性ガスの発生

可燃性ガスの発生では、原子炉冷却材喪失時に、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解(よう素除去薬品としてヒドラジンを採用しているプラントのみ)により発生する水素の蓄積を想定している。

ジルコニウム-水反応については、4.5.1 項に示すジルコニウム-水反応量から、ソフトウェア CCF との重畳時においても添付書類十解析と同等以下になると考えられる。水の放射線分解は、炉心内の残存放射線エネルギーやサンプ水中の放射線エネルギーに依存する。添付書類十解析では炉内の全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により格納容器に放出される放射線エネルギーが増加するものではない。ヒドラジンの放射線分解についても、水の放射線分解と同様、全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により放射線分解に寄与する放射線エネルギーが増加するものではない。一方、ソフトウェア CCF との重畳により、格納容器スプレイ作動までの時間が遅くなり、格納容器スプレイ作動までは格納容器内温度が高く推移する。腐食を想定する金属のうち、図 4.6.2-17 に示すように、アルミニウムは高温ほど腐食が進むため、格納容器スプレイ作動までの間、金属腐食による水素発生量が増加する可能性がある。図 4.6.2-18 に示すように、格納容器スプレイ作動後は雰囲気温度が低下する。格納容器スプレイ作動系列数は、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合と添付書類十解析のどちらも 1 系列であるため、格納容器スプレイ作動後の雰囲気温度は添付書類十解析に近づき、長期的には添付書類十解析と同程度となると考えられる。

添付書類十解析^{*1}において、30 日時点での水素濃度が最も高くなっているのは 4 ループプラントの約 3.5%である。判断基準 4%に対する余裕は約 0.5%程度であり、水素発生量のうち、ジルコニウム-水反応による生成が 10%程度、水の

放射線分解による生成が 80%程度、金属腐食による生成が 10%程度を占めている。ここで、水素濃度は格納容器内ガス成分のうち水素が占める割合であり、格納容器内には事象発生前に存在する空気などが存在するため、格納容器自由体積の 0.5%の体積の水素が生成した場合においても、水素濃度の上昇幅は 0.5%に至らない。

図 4.6.2-18 に示すように、CCF 対策有効性評価における格納容器内雰囲気温度は、1000～3300 秒の約 40 分間、添付書類十解析における水素生成量評価使用値よりも高く推移している。ここでは、保守的に 40 分間、約 140℃の格納容器内雰囲気温度であると仮定する。4 ループプラントでのアルミニウム使用量を想定する場合、添付書類十解析における水素生成量評価使用値よりも格納容器内雰囲気温度が高い期間中にアルミニウムの腐食により生成する水素は 10m³ 程度である。格納容器自由体積は 2 ループプラントが最も小さく、約 41,900m³ である。同じ水素生成量であれば、格納容器自由体積が小さいほど水素濃度は高くなる。仮に、2 ループプラントにおいて 10m³ の水素が生成された場合においても、水素濃度の上昇幅は 0.03%に至らない。

よって、ソフトウェア CCF との重畳により増加する水素生成量が添付書類十解析における水素生成量に加わったとしても、水素濃度の上昇幅は判断基準 4%までの余裕である 0.5%に比べ小さく、水素濃度が 4%を超過することはない。

以上のことから、可燃性ガスの発生の評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

* 1 : 本検討は、2022 年 1 月時点の設置変更許可申請書記載の評価に基づいている。

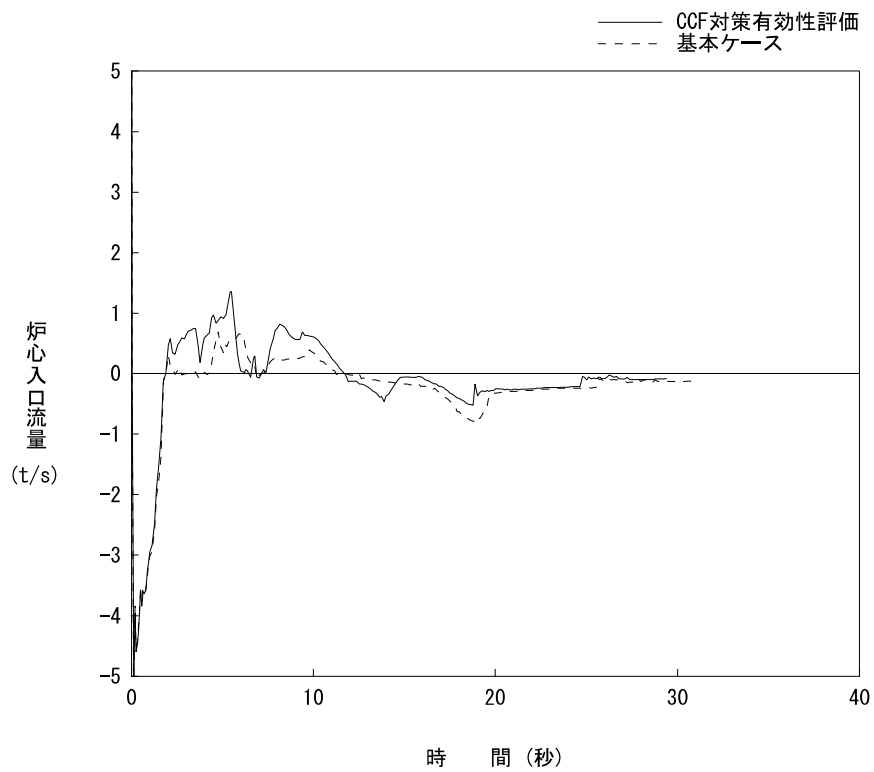


図4. 6. 2-1 代表3ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

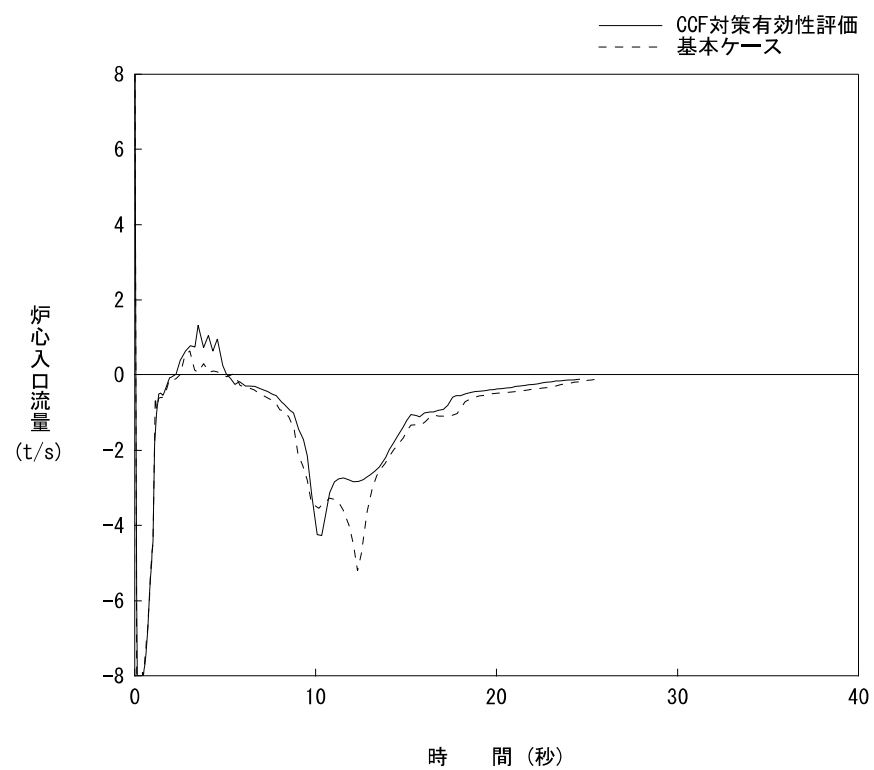


図 4. 6. 2-2 代表4ループプラント 炉心入口流量
(低温側配管スプリット破断 $CD=0.6$)

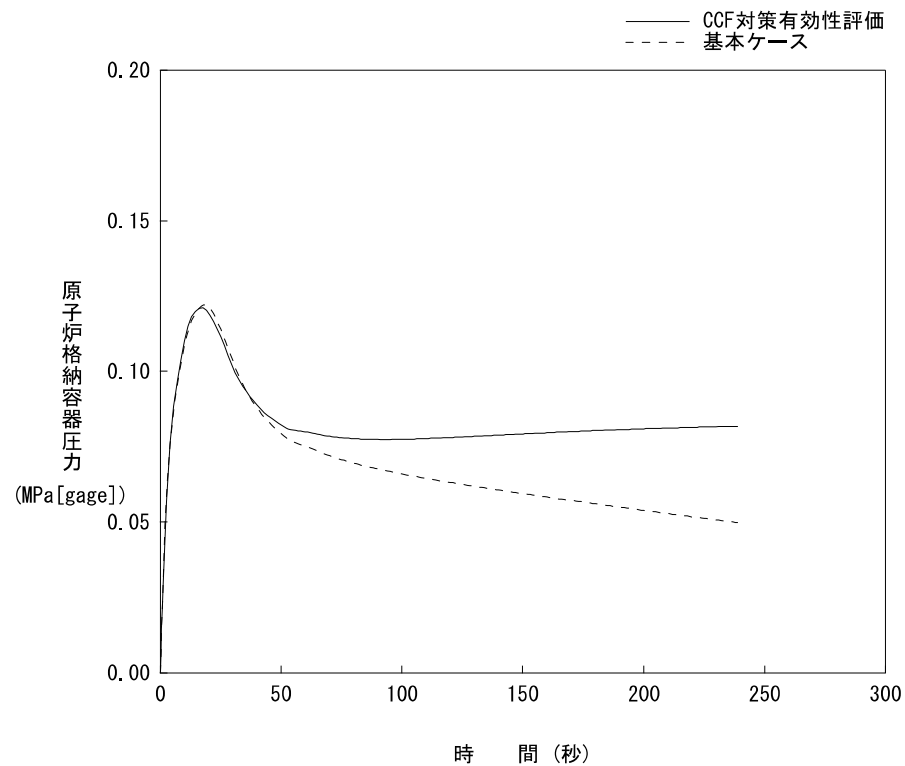


図4. 6. 2-3 代表3ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

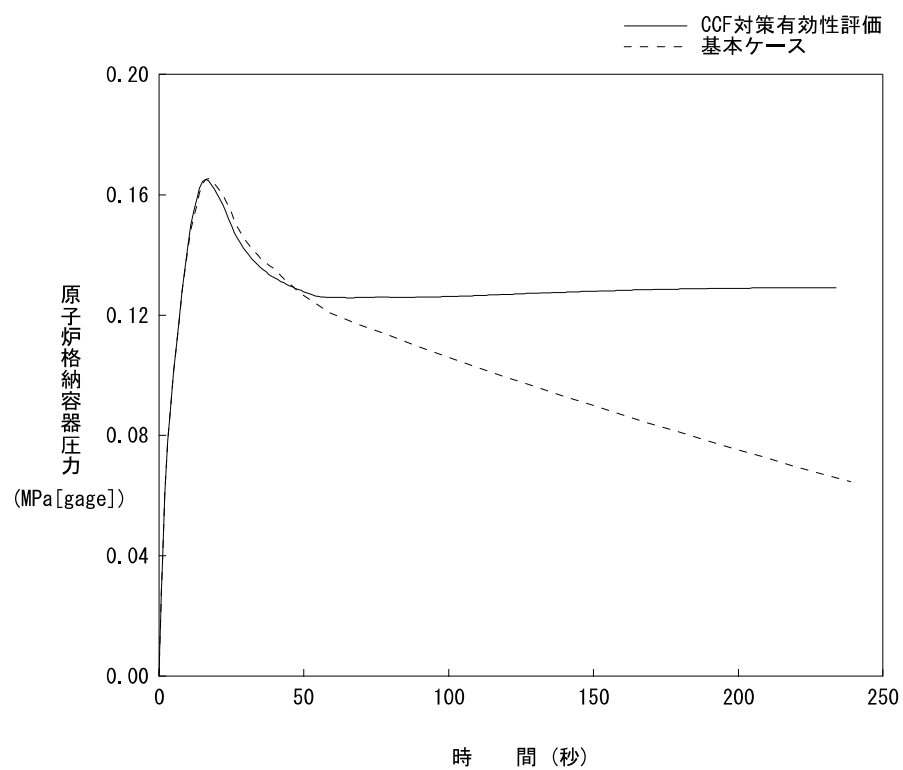


図4. 6. 2-4 代表4ループプラント 原子炉格納容器圧力
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

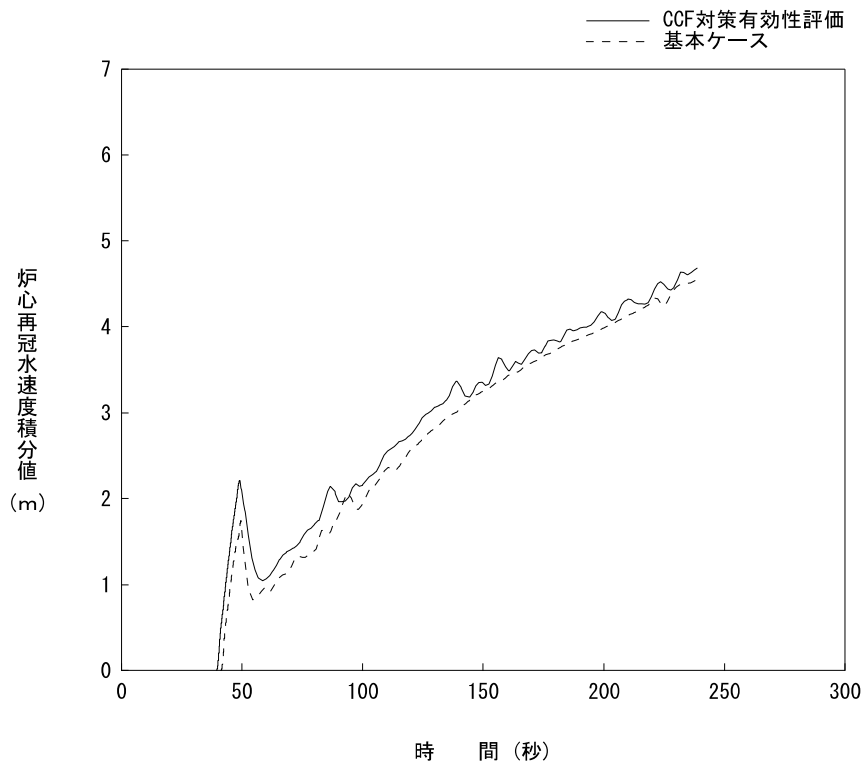


図4. 6. 2-5 代表3ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管両端破断 CD=0.4)

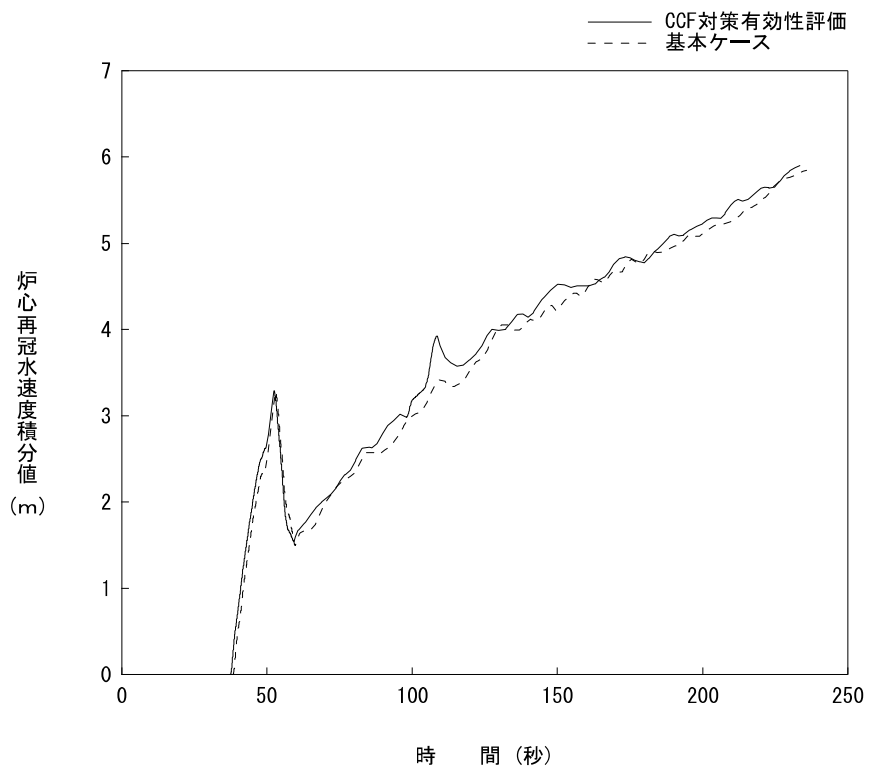


図4. 6. 2-6 代表4ループプラント 炉心再冠水速度積分値
(低温側配管スプリット破断 CD=0.6)

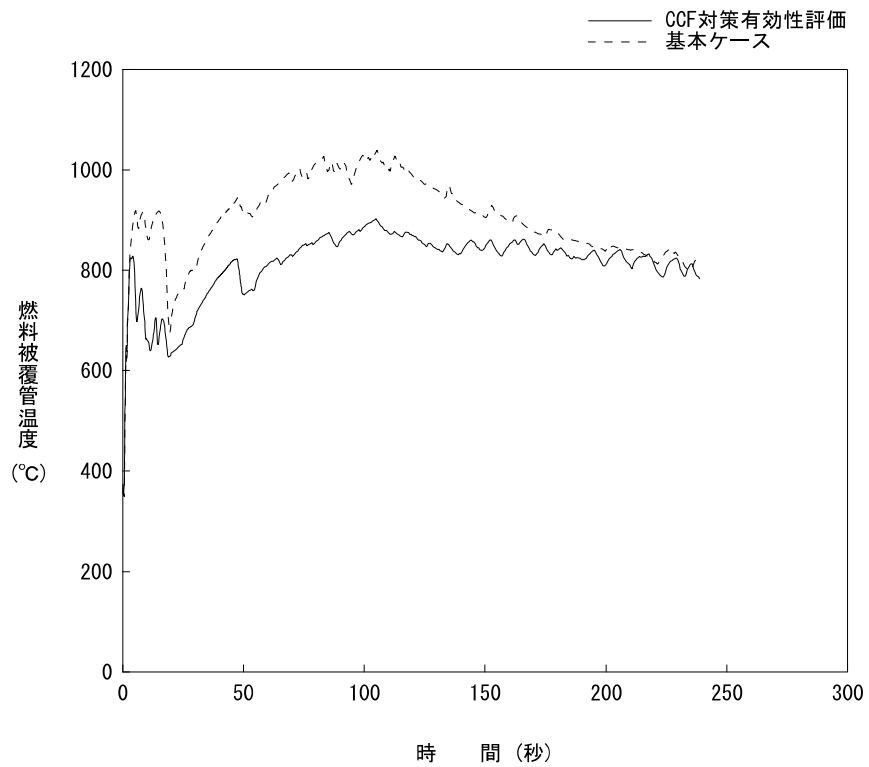


図4. 6. 2-7 代表3ループプラント 燃料被覆管温度
(低温側配管両端破断 $CD=0.4$)

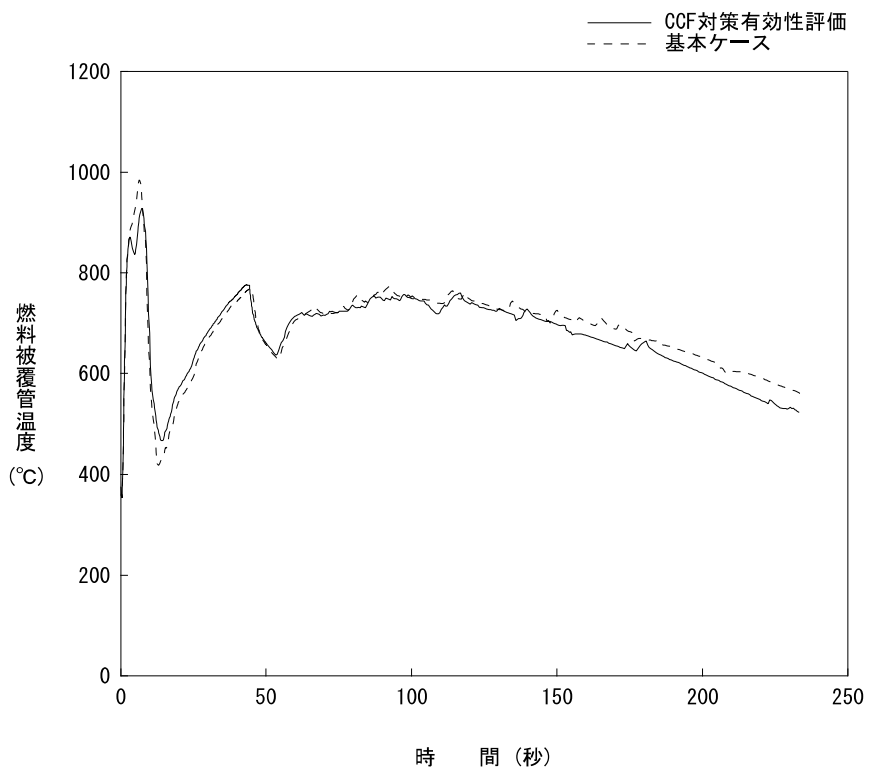


図4. 6. 2-8 代表4ループプラント 燃料被覆管温度
(低温側配管スプリット破断 $CD=0.6$)

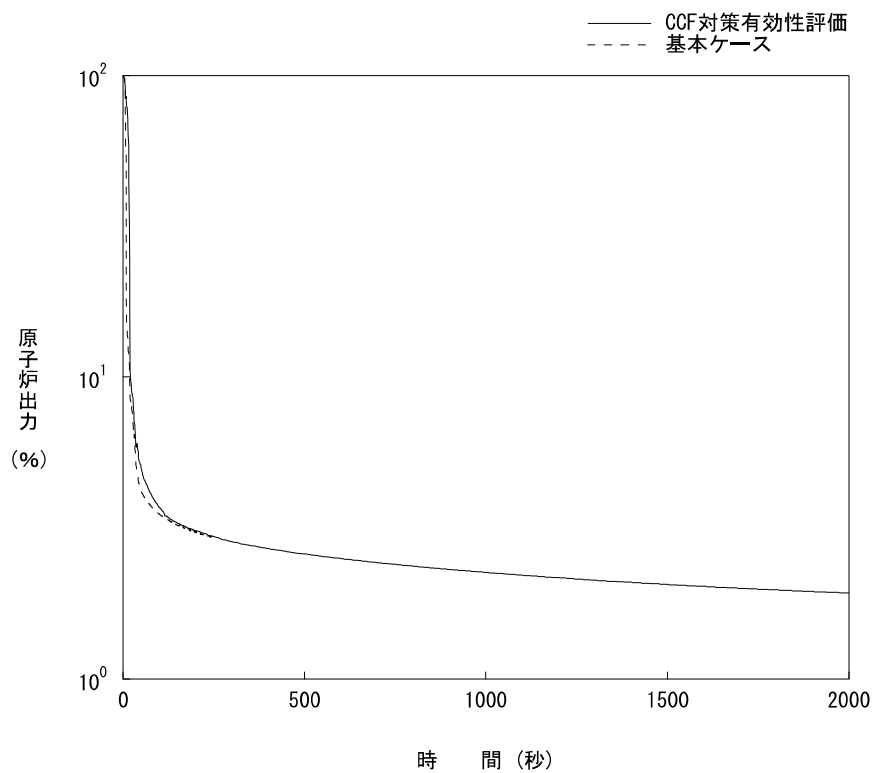


図4. 6. 2-9 代表3ループプラント 原子炉出力
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

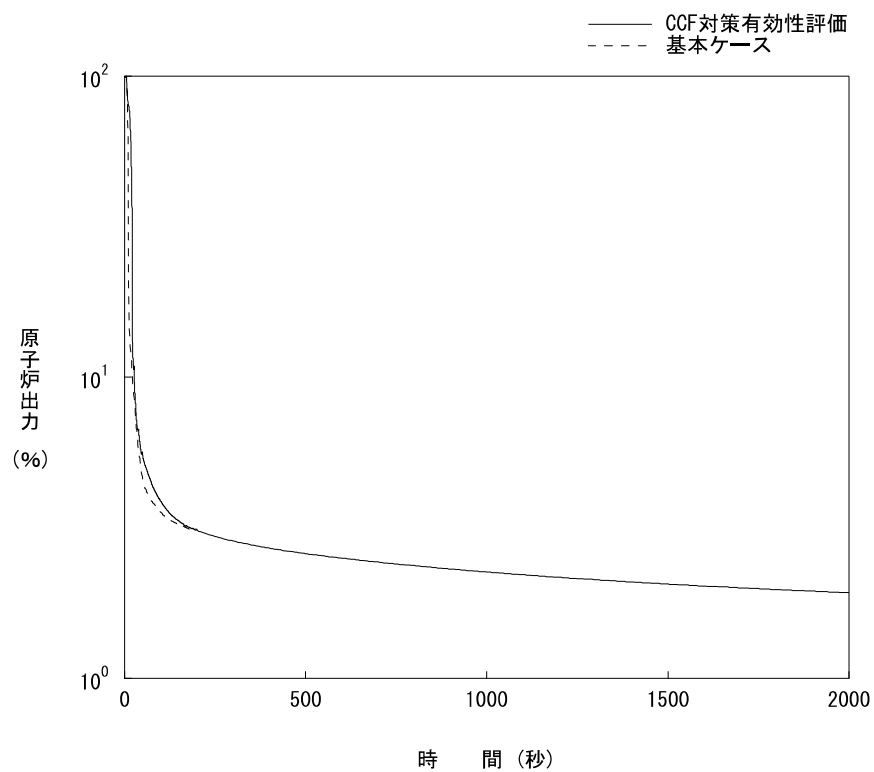


図4. 6. 2-10 代表4ループプラント 原子炉出力
(低温側配管破断 破断口径約25.4cm)

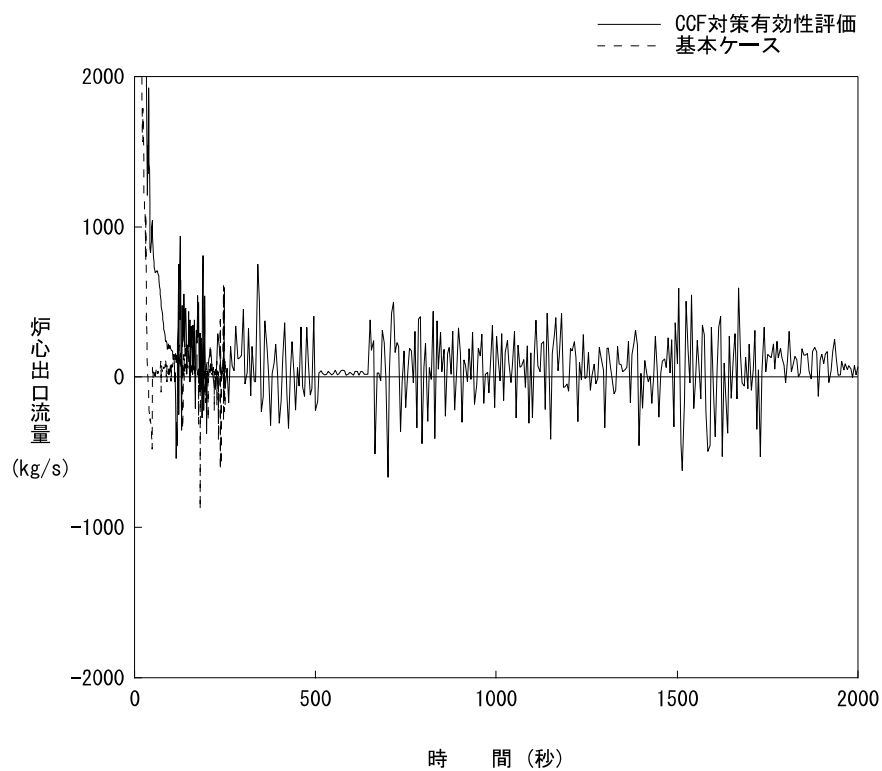


図4. 6. 2-11 代表3ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

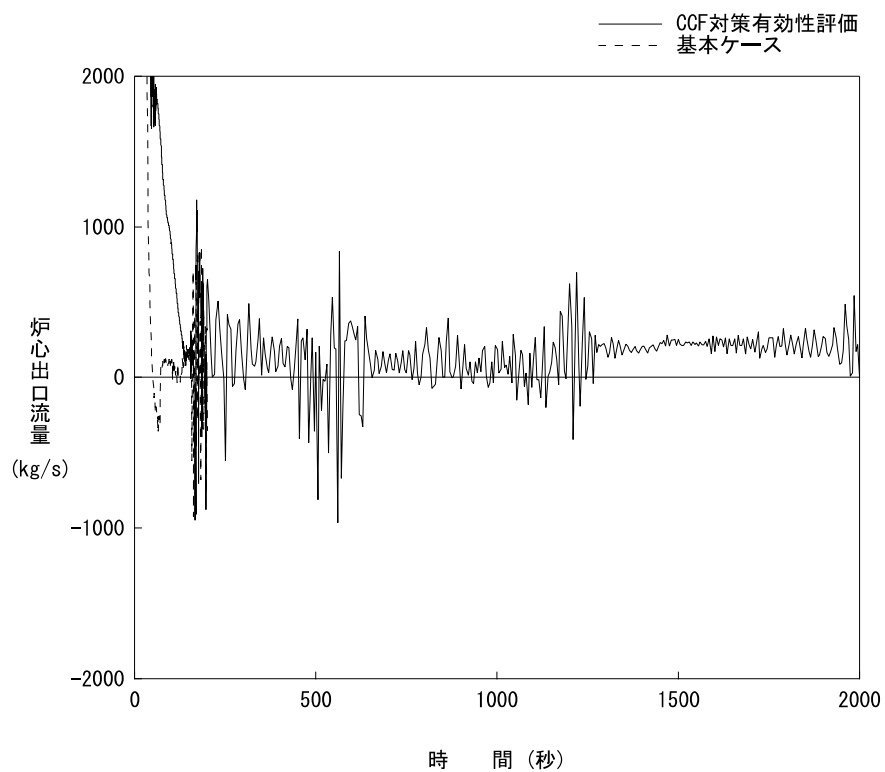


図4. 6. 2-12 代表3ループプラント 炉心出口流量
(低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

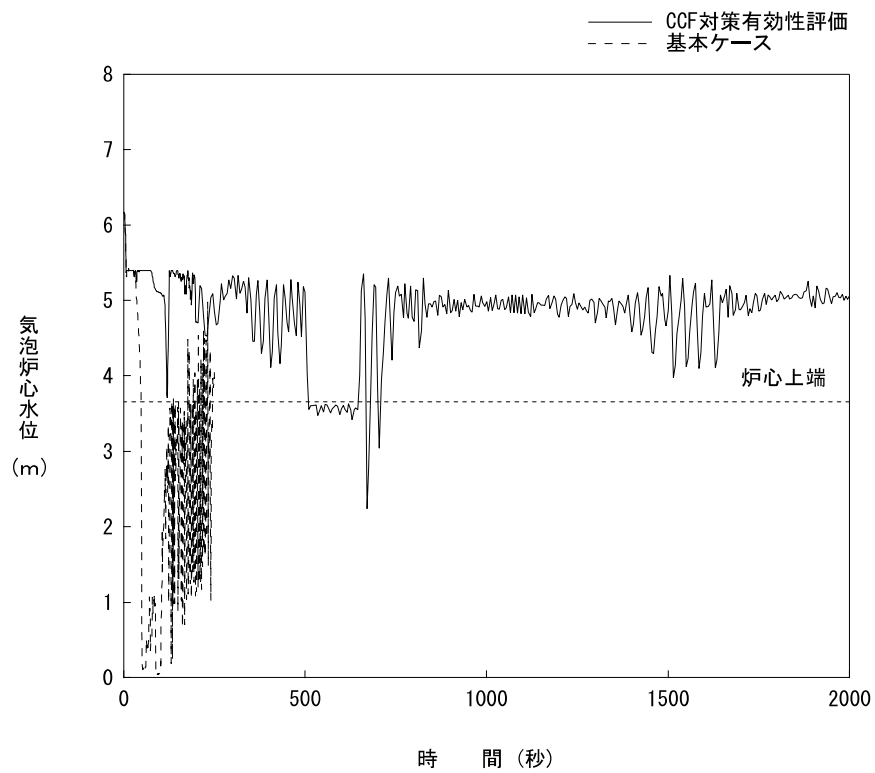


図4. 6. 2-13 代表3ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

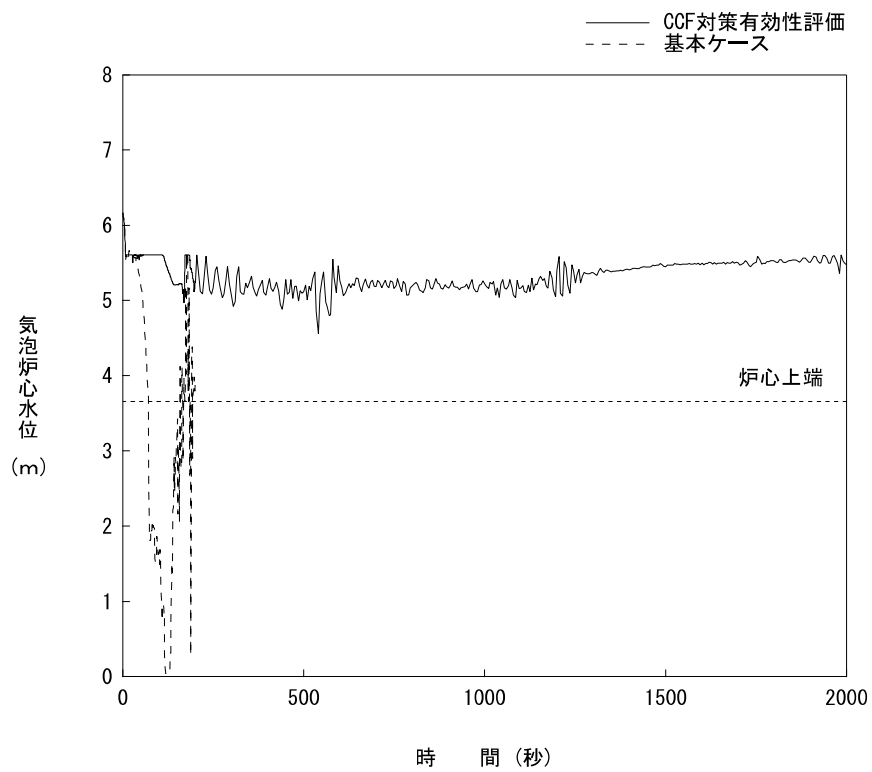


図4. 6. 2-14 代表4ループプラント 気泡炉心水位
(低温側配管破断 破断口径約25. 4cm)

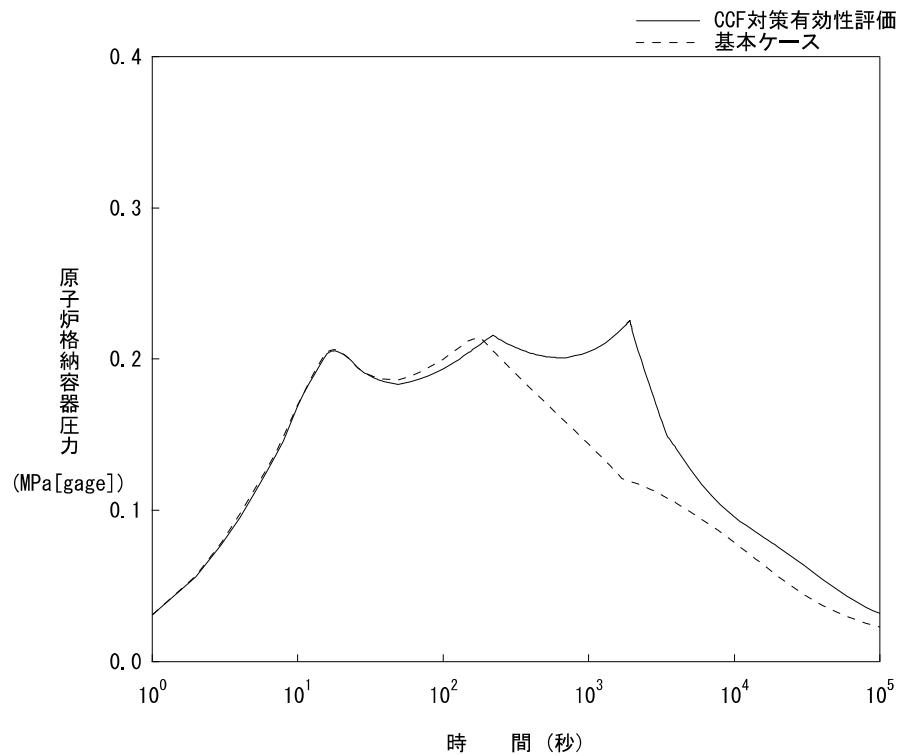


図4. 6. 2-15 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器圧力
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1. 0)

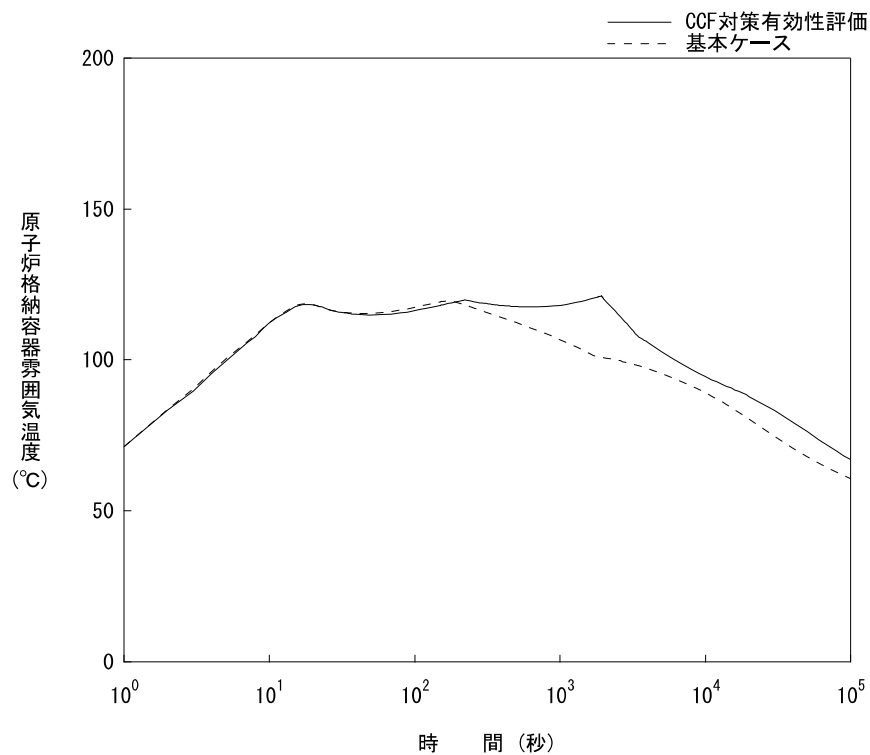
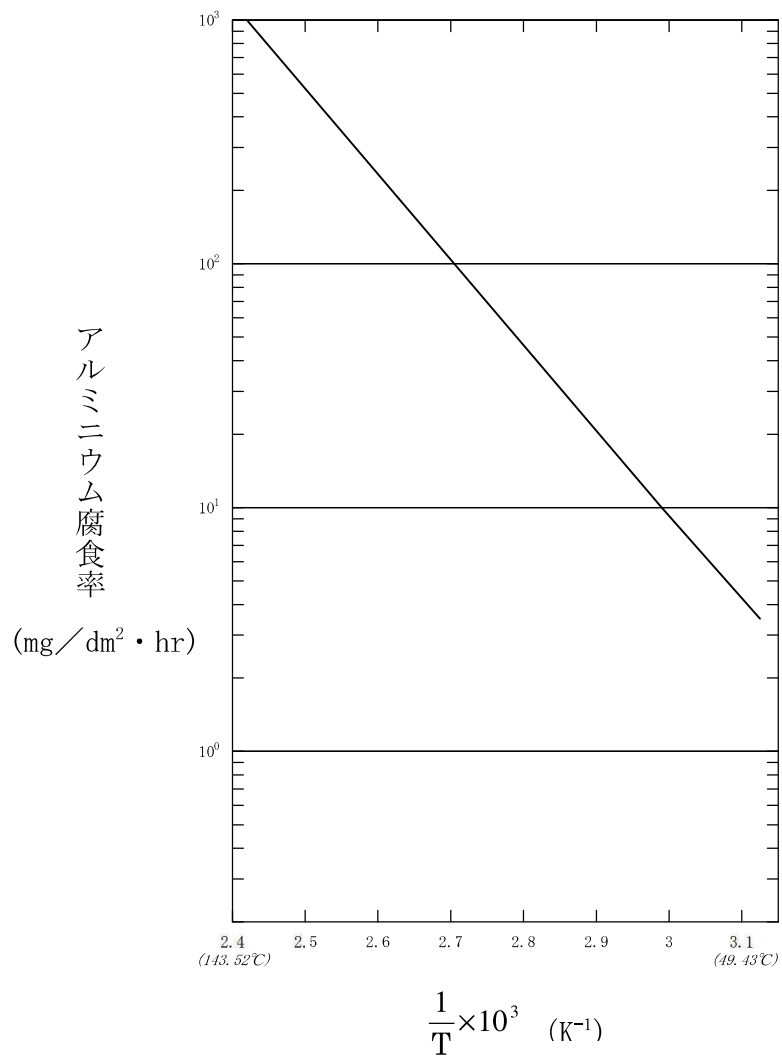


図4. 6. 2-16 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1. 0)



[RESAR-414, Figure15.4-17より引用]

図 4.6.2-17 アルミニウム腐食率

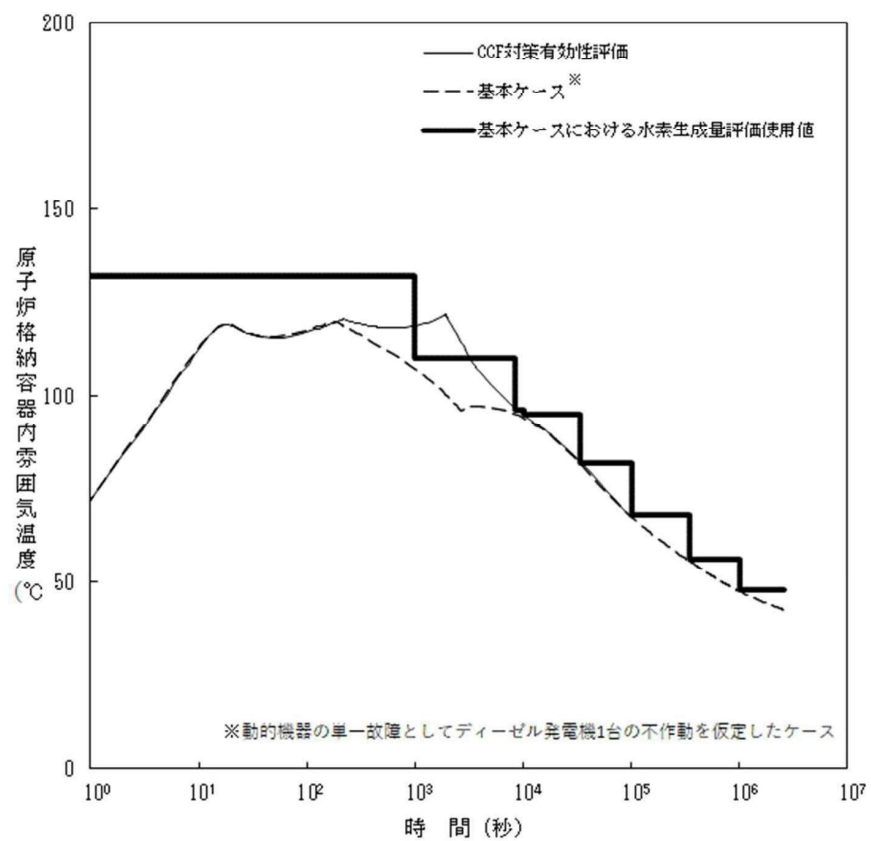


図 4.6.2-18 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器雰囲気温度
(動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

4.6.3 被ばく評価への影響

設計基準事故とデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳する場合でも、新たに放射性物質の放出経路が形成される事象はない。そのため、設計基準事故として被ばく評価対象としている(1)放射性気体廃棄物処理施設の破損、(2)蒸気発生器伝熱管破損、(3)燃料集合体の落下、(4)原子炉冷却材喪失および(5)制御棒飛び出しの5事象について、ソフトウェア CCF との重畳時の影響を以下に述べる。

ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合の判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、周辺公衆の実効線量が5mSvを超えないことである。また、本検討は、2022年1月時点の設置変更許可申請書記載の評価に基づいている。

ここで、炉心内蓄積量は事象発生前に蓄積したものであり、ソフトウェア CCF の影響を受けない。なお、希ガス(γ 線エネルギー0.5MeV換算)やヨウ素(I-131等価量)の炉心内蓄積量は、燃焼度48GWd/tと55GWd/tではほぼ同程度であり、MOX炉心は「発電用軽水型原子炉施設に用いる混合酸化物燃料について(平成7年6月19原子炉安全委員会了承)」に基づきU-235の核分裂収率で炉心内蓄積量を求めているため、ウラン炉心と同等である。

4.6.3.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理施設の破損時の被ばく評価では、1次冷却材中に含まれる希ガスを気体廃棄物処理設備に貯留した状態で当該設備の破損を想定し、原子炉補助建屋に放出された希ガスが地上高さから全量環境へ放出されることを想定している。

一部のプラントを除き、放射性気体廃棄物処理施設の破損時において、緩和操作や緩和設備の起動に期待していない。そのため、緩和操作/設備に期待しないプラントにおいては、ソフトウェア CCF による添付書類十解析への影響はない。例外的に緩和操作に期待しているプラントとしては、気体廃棄物処理設備を、ガスマージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置などで構成するツインプラント(大飯3,4号炉、玄海3,4号炉)である。

大飯3,4号炉や玄海3,4号炉の被ばく評価においては、図4.6.3-1に示すように、排気筒ガスモニタ等により気体廃棄物処理設備の破損を検知後、弁操作

による系統隔離に期待し、系統隔離まで破損箇所から原子炉補助建屋への希ガス放出を想定している。ツインプラントにおいては気体廃棄物処理設備を共用しており、片号炉の1次冷却材中希ガスをガスサージタンクへの貯留が完了し、もう片号炉の1次冷却材中希ガスを活性炭式希ガスホールドアップ装置へ移行中に事象が生じることを想定しており、ガスサージタンク内の希ガス全量、活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンク脱ガスラインからの隔離までの放出を想定している。ソフトウェア CCF との重畳時は、検知及び系統隔離に期待できないため、活性炭式希ガスホールドアップ装置及び体積制御タンク脱ガスラインからの希ガス放出量が増加する。

運転中プラントの1次冷却材中希ガス量はガスサージタンク貯留量の2倍程度である。そのため、系統隔離できず、運転中プラントの1次冷却材中希ガスの全量が追加で放出されたとしても、希ガス放出量の増加は数倍程度である。一方、被ばく評価で想定している燃料欠陥率は1%であるが、現実的には0.1%よりも低いと考えられる。そのため、気体廃棄物処理設備に貯留される希ガスは被ばく評価よりも少なく、漏えいが継続した場合でも大幅な希ガス放出量の増加とならない。さらに、原子炉補助建屋に放出された希ガスは排気筒から放出されと考えられ、敷地境界外での放射能濃度はより低くなる。

以上のことから、大飯3、4号炉や玄海3、4号炉の放射性気体廃棄物処理施設の破損時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.2 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損時の被ばく評価では、伝熱管破損箇所から蒸気発生器2次側に漏えいした1次冷却材中の希ガス・よう素が蒸気に移行し、主蒸気安全弁・逃がし弁等から環境へ放出されることを想定している。ソフトウェア CCF との重畳時には、4.5.7 節に示されるように、破損側蒸気発生器の隔離時間は若干延びるものの、起動する高圧注入系は1系列のみであることから1次冷却材の漏えい量は添付書類十解析に包含される。原子炉トリップ以降の事象進展に大きな差異はないことから、大気蒸気放出量は添付書類十解析と同等である。また、被ばく

評価で想定している燃料欠陥率は 1%であるが、現実的には 0.1%よりも低いと考えられる。

そのため、現実的には環境へ放出される希ガス・よう素放出量は添付書類十解析に包含され、蒸気発生器伝熱管破損時の被ばく評価においてソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.3 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下時の被ばく評価では、使用済燃料ピットで取扱い中の使用済燃料が落下・破損し、破損燃料棒の燃料ギャップ中の希ガス・よう素が使用済燃料ピット水中に放出され、燃料取扱室内に移行したものが環境へ放出されることを想定している。

一部のプラントを除き、燃料集合体の落下時において、緩和操作や緩和設備の起動に期待していない。そのため、緩和操作/設備に期待しないプラントにおいては、ソフトウェア CCF による添付書類十解析への影響はない。

例外的に緩和操作に期待しているプラントとしては、補助建屋排気設備により補助建屋排気筒から放出することに期待する高浜 1, 2 号炉、アニュラス空気浄化設備によりよう素フィルタを通して格納容器排気筒から放出することに期待する高浜 3, 4 号炉、伊方 3 号炉及び敦賀 2 号炉である（図 4.6.3-3 参照）。これらのプラントにおいては、燃料集合体落下信号を受け、上記空調設備を介した放出に期待しているが、ソフトウェア CCF との重畳時は、検知及び空調切替に期待できず、地上高さからの漏えいとなり、高浜 3, 4 号炉、伊方 3 号炉及び敦賀 2 号炉においてはよう素放出量が 20 倍増加する。放出高さが排気筒放出から地上放出となることで相対濃度 (χ/Q) や相対線量 (D/Q) が 10 倍程度大きくなると予想される。添付書類十解析では希ガスの寄与が大きく、線量の 7、8 割程度を占めているため、ソフトウェア CCF との重畳時に被ばく線量が 1 桁程度厳しくなる可能性がある。しかしながら、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は十分大きく、およそ 2 桁ある。

そのため、燃料取扱棟内に放出された希ガス・よう素が地上高さから全量放出された場合においても、判断基準を超過するものではない。また、燃料集合体の

落下時は、燃料取扱操作を実施する作業員が目視にて確認できるため、速やかに対処操作に移行できると考えられる。さらに、燃料集合体取扱時には補助建屋換気空調設備が作動しているため、全てが地上高さから漏えいせず、排気筒からの放出もあると考えられ、敷地境界外での放射能濃度はより低くなる。また、海外燃料を採用し、落下時の燃料棒破損本数を燃料集合体 1 体分としているプラントについては、試験等により落下時の燃料棒破損本数データを拡充できれば、さらなる精緻化も考えられる。

以上のことから、高浜 1, 2 号炉、高浜 3, 4 号炉、伊方 3 号炉及び敦賀 2 号炉の燃料集合体の落下時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.4 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失時の被ばく評価では、格納容器スプレイによる格納容器雰囲気中のよう素除去、アニュラス空気浄化設備による格納容器からの漏えい雰囲気気の浄化、安全補機室空気浄化設備による安全補機室雰囲気中よう素（漏えいした再循環水から雰囲気中へ移行したよう素）の浄化に期待している。

図 4.6.3-3 に示すように、ソフトウェア CCF との重畳時には、これら設備の自動起動には期待できず、現場操作を伴う手動による起動となり、起動に要する時間が長くなる。しかしながら、ソフトウェア CCF との重畳時においても、図 4.6.3-4 に示すように、格納容器スプレイ作動後は格納容器圧力や雰囲気温度が低下していくため、格納容器漏えい率は添付書類十解析と同程度となると考えられる。

ここでは、ソフトウェア CCF との重畳時に、格納容器スプレイやアニュラス空気浄化設備が作動せず、事象発生直後の状態が 30 分間継続し、その間格納容器から漏えいしたものは全て地上高さから放出されるものとする。対象を 4 ループプラントとし、格納容器漏えい率が 0.15%/d で 30 分間継続した場合、放出放射能量は、添付書類十解析に対し、希ガスが約 0.3 倍、よう素が約 2 倍増加する。このとき、PWR プラントにおける最大 γ/Q と D/Q を想定しても、ソフトウェア CCF との重畳により増加する線量は判断基準の半分程度と見込まれる。添付書類十解析において被ばく評価が最大となるプラントにおいても、判断基準に対する余裕

は1桁以上あるため、ソフトウェア CCF との重畳により増加する線量を合算しても判断基準を超過するものではない。

原子炉冷却材喪失時には、放出放射エネルギーによる影響に加え、直接線及びスカイシャイン線による影響を受ける。プレストレストコンクリート製格納容器プラントでは放出放射エネルギーによる影響が支配的であるが、鋼製格納容器プラントでは、直接線及びスカイシャイン線による影響が大きい傾向がある。添付書類十解析では炉内の全燃料の破損を想定しているため、ソフトウェア CCF との重畳により格納容器に放出される放射エネルギーが増加するものではない。

現実的には炉心の全燃料被覆管は破損せず、格納容器内へ放出される希ガス・よう素は添付書類十解析よりも少ないと考えられるため、放出放射エネルギー及び格納容器内線源強度は上記想定よりも小さくなる。

以上のことから、原子炉冷却材喪失時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

4.6.3.5 制御棒飛び出し

制御棒飛び出し時の被ばく評価では、原子炉冷却材喪失時と同様、格納容器スプレイによる格納容器雰囲気中のよう素除去、アニュラス空気浄化設備による格納容器からの漏えい雰囲気の浄化、安全補機室空気浄化設備による安全補機室雰囲気中よう素の浄化に期待している。ただし、格納容器スプレイは手動による起動を想定しており、アニュラス空気浄化設備が起動する非常用炉心冷却設備作動信号の発信までの時間が原子炉冷却材喪失よりも長くなる。そのため、原子炉冷却材喪失に比べ、これら設備による低減効果が有効になるまで時間は長い。

ソフトウェア CCF との重畳時には、これら設備の自動起動には期待できず、現場操作を伴う手動による起動となり、起動に要する時間が長くなる。しかしながら、添付書類十解析でも原子炉冷却材喪失に比べ、これら設備の低減効果有効までの時間が長いため、ソフトウェア CCF との重畳時の起動遅れの影響は、原子炉冷却材喪失に比べ、相対的に小さくなる。

原子炉冷却材喪失と同様、ソフトウェア CCF との重畳時に、格納容器スプレイやアニュラス空気浄化設備が作動せず、事象発生直後の状態が30分継続し、その

間格納容器から漏えいしたものは全て地上高さから放出されるものとする。ここで、炉心の全燃料被覆管破損を想定する原子炉冷却材喪失時よりも、制御棒飛び出しでは燃料被覆管破損本数が少ない。そのため、格納容器内に放出される希ガス及びヨウ素は少なく、原子炉冷却材喪失とソフトウェア CCF との重畳時の数分 1 程度の放出である。また、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は原子炉冷却材喪失時より大きい。

格納容器漏えい率は十分な保守性を有しているため、ソフトウェア CCF との重畳時においても大きな影響はないと考えられる。また、DNB 破損すると考えられる燃料棒本数は、現実的には添付書類十解析に比べ少なくなると考えられ、添付書類十解析での被ばく評価結果の判断基準に対する余裕は十分大きい。

以上のことから、制御棒飛び出し時の被ばく評価において、ソフトウェア CCF との重畳を想定した場合においても、判定基準に対して影響が軽微であり、判断基準を超過するものではないと考えられる。

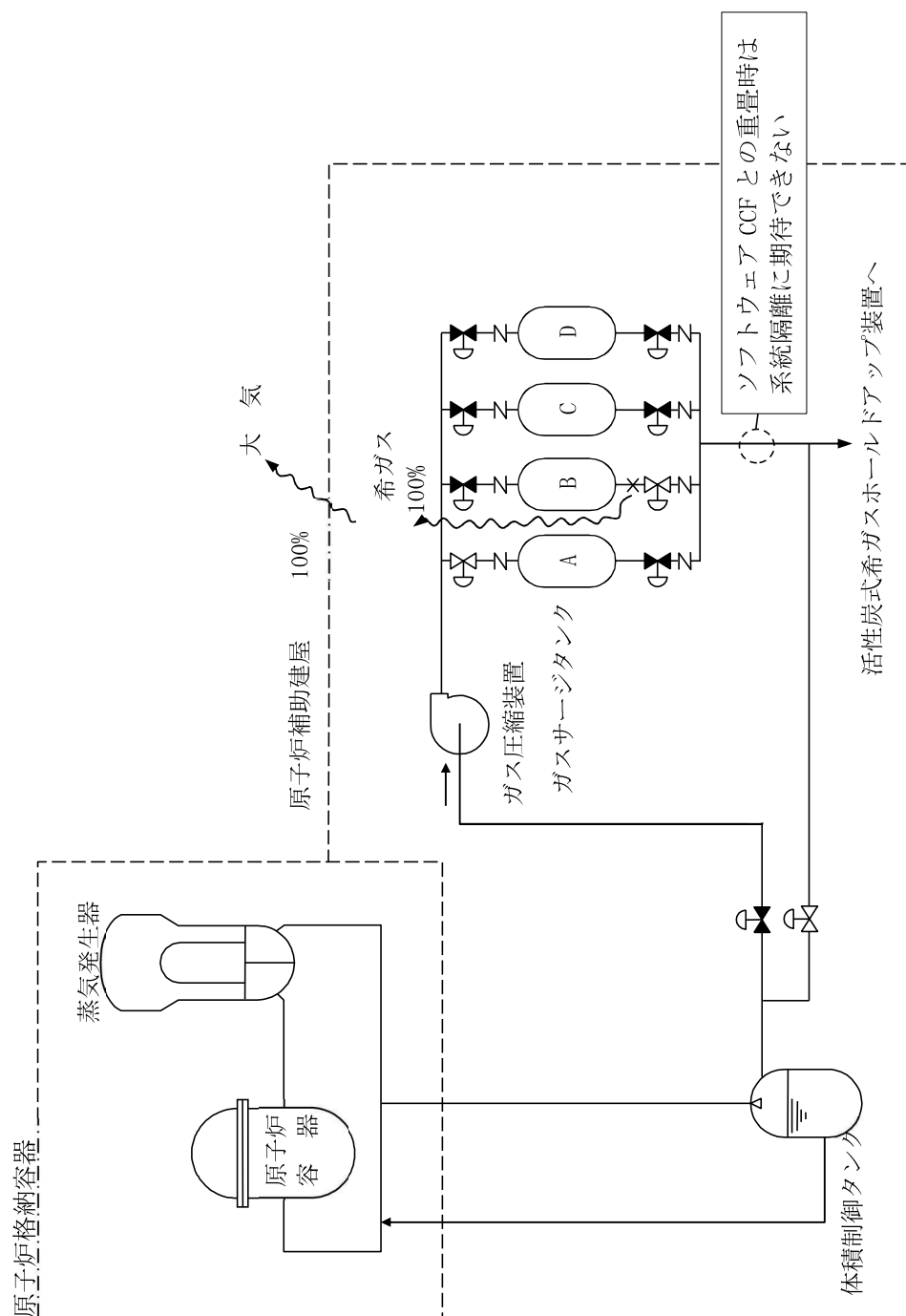


図 4. 6. 3-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

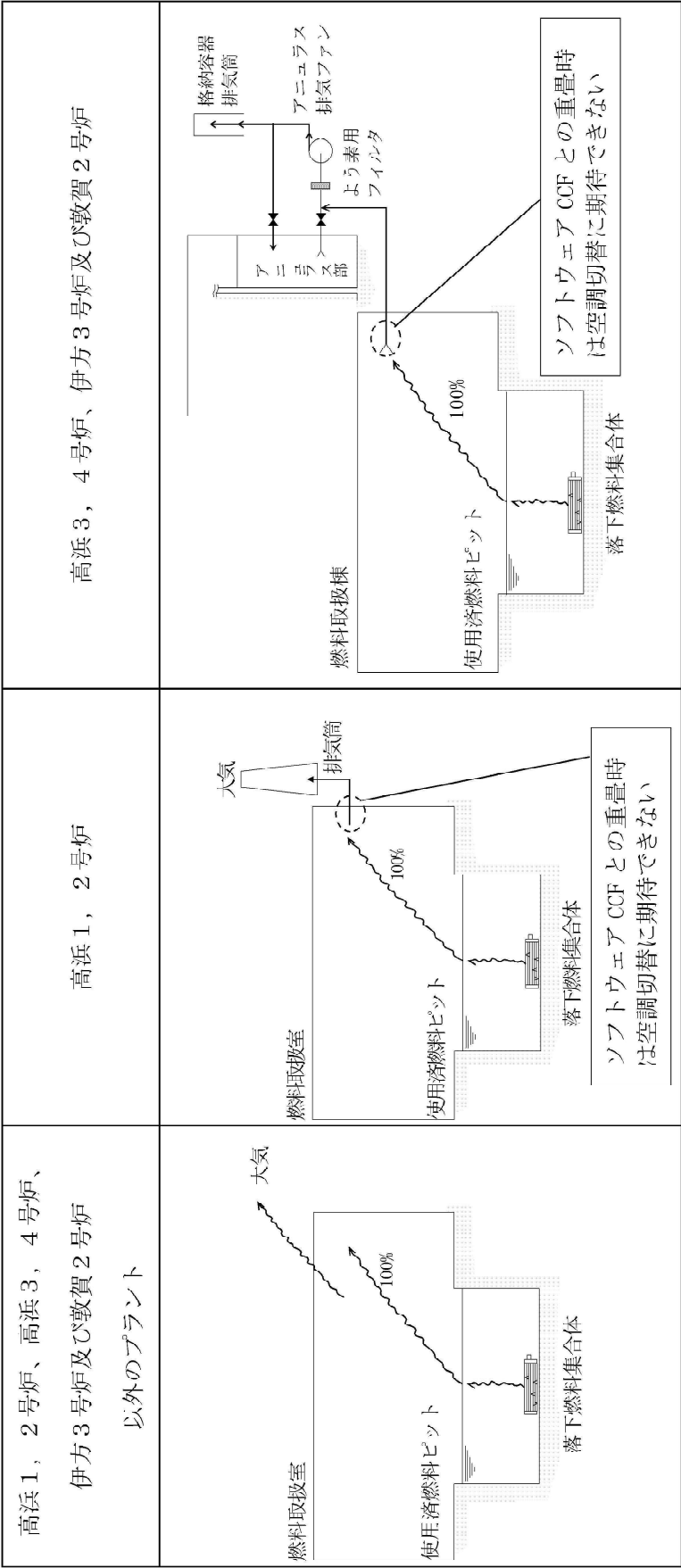


図 4.6.3-2 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

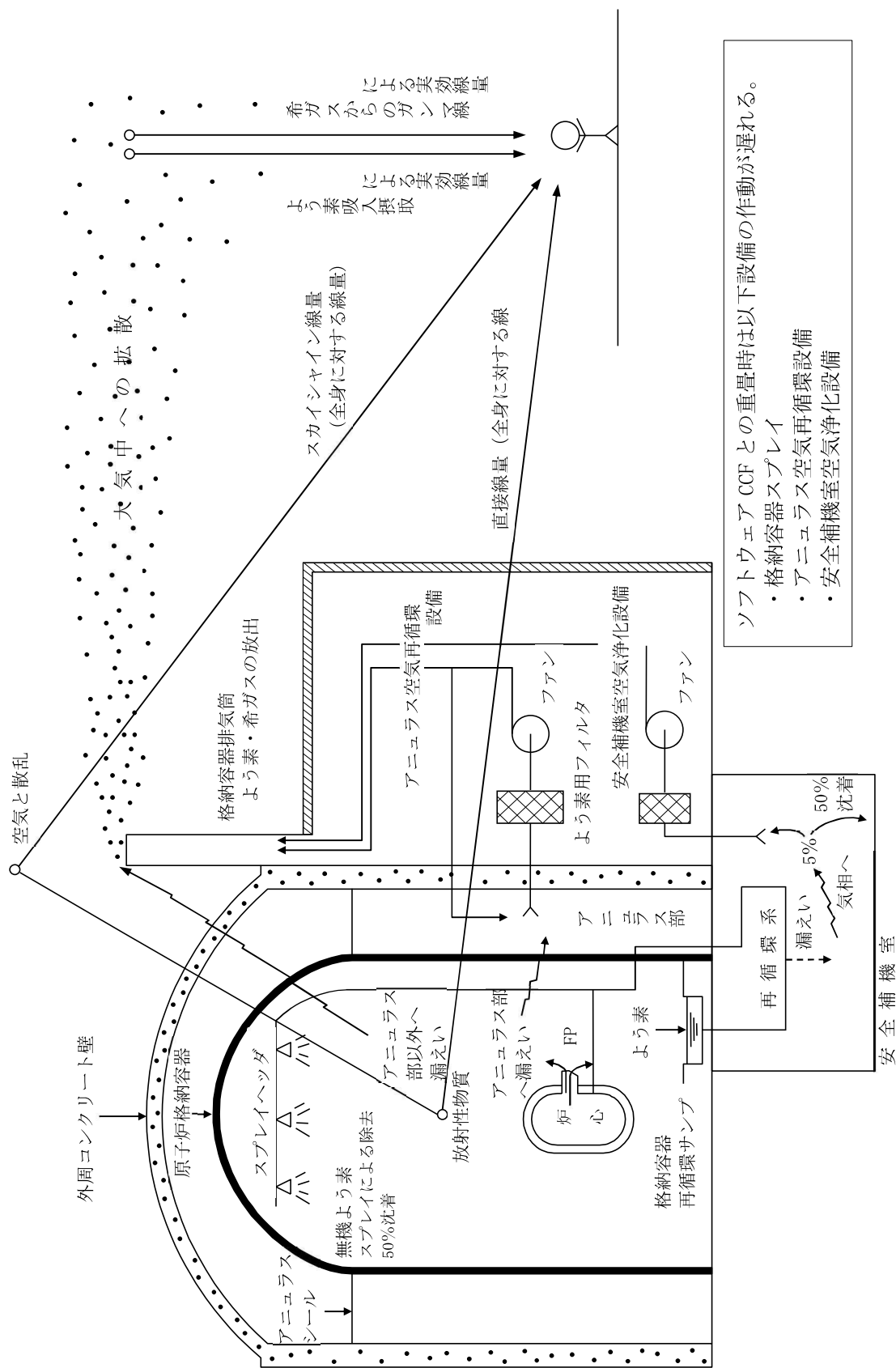
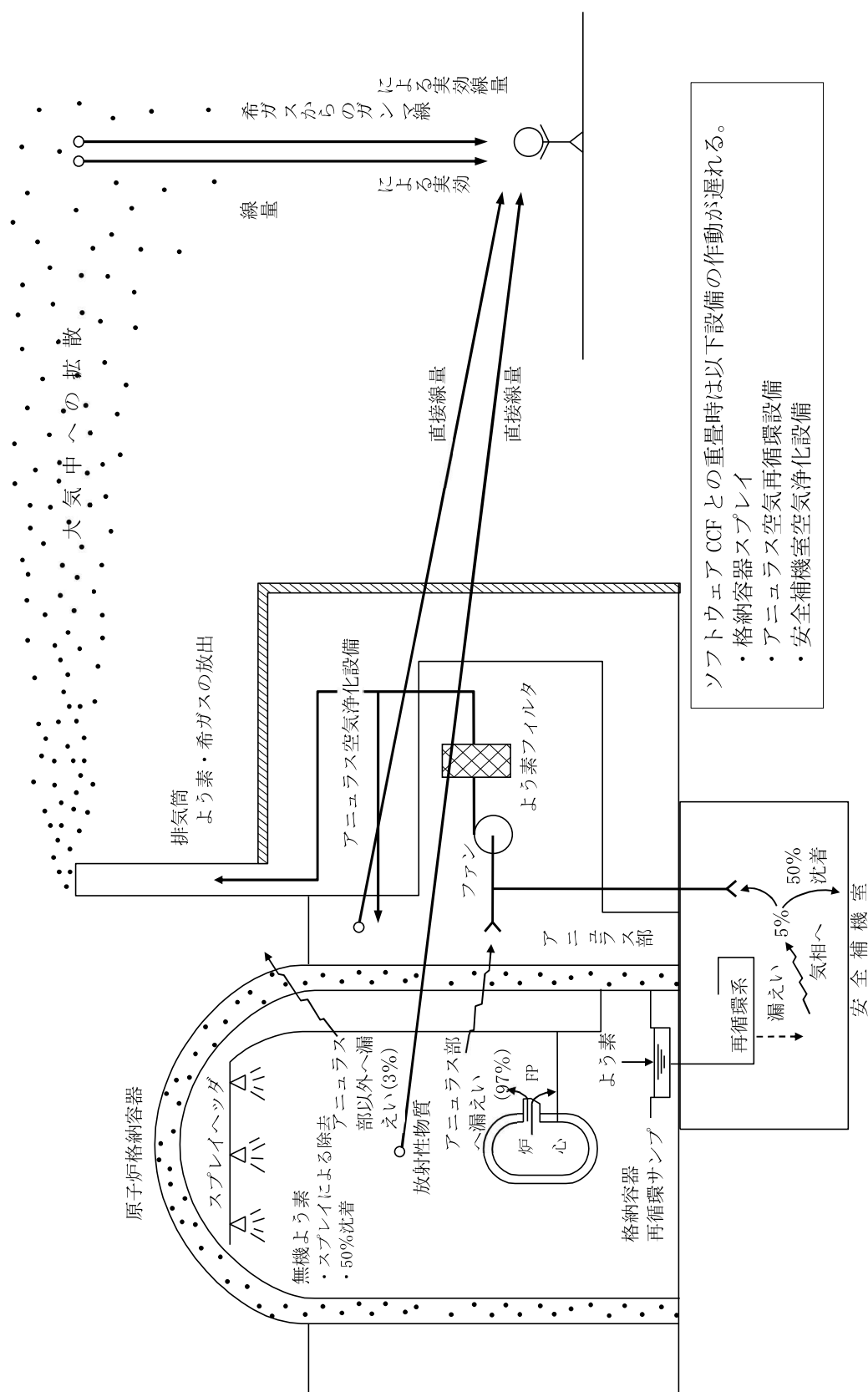


図 4.6.3-3 (1/2) 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路 (鋼製格納容器の例)



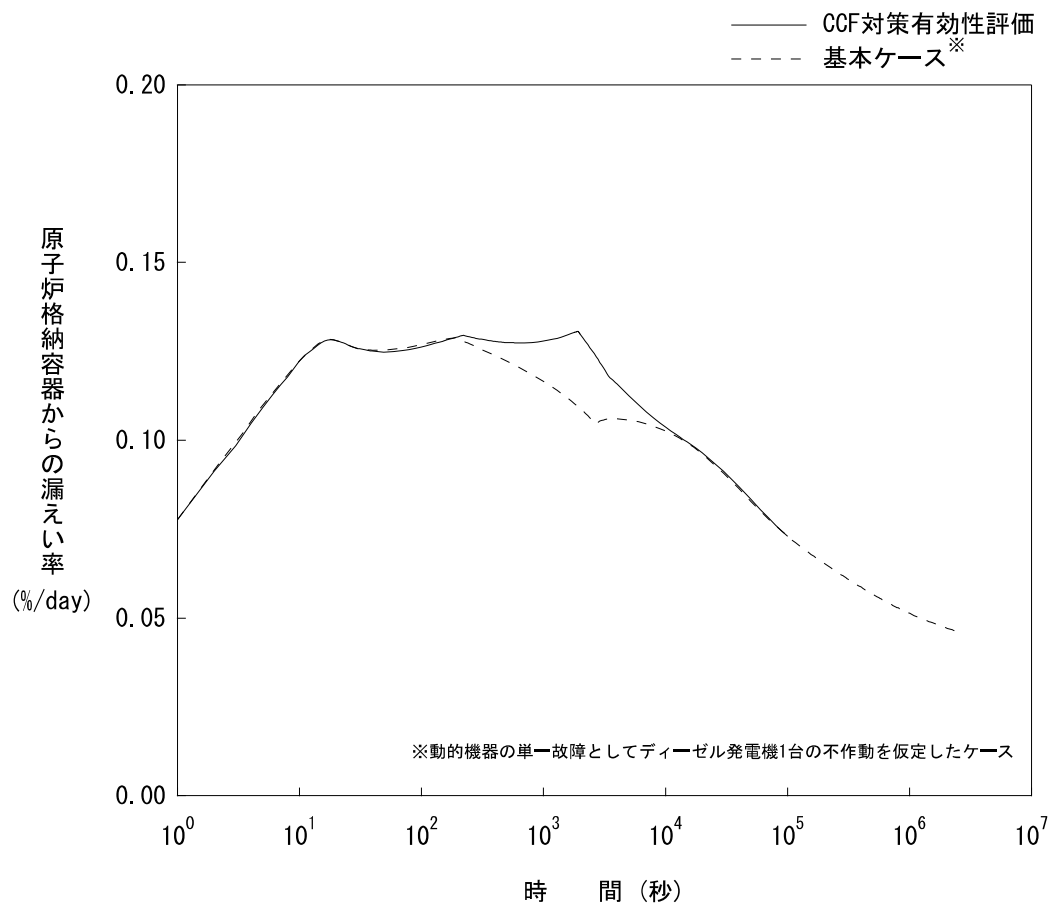


図 4. 6. 3-4 代表 3 ループプラント 原子炉格納容器からの漏えい率
(動的機器の単一故障としてディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定したケースとの比較)

5. まとめ

「運転時の異常な過渡変化」または「設計基準事故」とソフトウェア CCF が重畳する可能性は極めて低いものの、ソフトウェア CCF 影響緩和対策としてさらなる自主対策を検討した結果、「設計基準事故」の大中破断 LOCA 対策として高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動機能、及び原子炉圧力（異常）低の警報機能を追加設置することとした。

また、ATENA ガイドの「解析に当たって考慮すべき事項」に従って、「運転時の異常な過渡変化」および「設計基準事故」を対象として、想定した事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、バックアップとして設けた多様化設備等により、判断基準を概ね満足し、かつ、事象が収束することを確認した。

6. 参考文献

- (1) 「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」 ATENA20 ME05, 原子力エネルギー協議会, 2020 年
- (2) 「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について（解析モデル、検証・妥当性確認編）」 MHI-NES-1072, 三菱重工業, 令和 2 年
- (3) 「三菱 PWR 設計基準事象への SPARKLE-2 コードの適用性について（解析適用例編）」 MHI-NES-1073, 三菱重工業, 令和 2 年
- (4) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」 MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成 25 年
- (5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」 MAPI-1035 改 8, 三菱重工業, 平成 11 年
- (6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」 MAPI-1041 改 7, 三菱重工業, 平成 11 年
- (7) 「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
- (8) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成 2 年 8 月 20 日原子力安全委員会決定（一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）
- (9) 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定（一部改訂 平成 4 年 6 月 11 日）
- (10) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改 4, 三菱重工業, 平成 25 年

ソフトウェア CCF 対策の有効性評価 基本データ

添付 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ

添付 1-2 代表 4 ループプラント 基本データ

添付 1-3 ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件

表 1-1 代表 3 ループプラント 基本データ (1/2)

項	目	数値	数値根拠
一 般			
熱 出 力	(MWt)	2,652×1.02	設計値×定常誤差
ル ー プ 数		3	設計値
ループ全流量	(kg/h)	45.7×10 ⁶	設計値
1 次冷却系圧力	(MPa[gage])	15.41±0.21	設計値±定常誤差
1 次冷却系温度	(°C)	302.3±2.2	設計値±定常誤差
1 次冷却材体積 (含加圧器)	(m ³)		設計値
SG伝熱管0%プラグ時		271	
SG伝熱管10%プラグ時		264	
ループ流路面積			
低温側配管	(m ²)	0.383	設計値
ポンプ吸込側配管	(m ²)	0.487	設計値
高温側配管	(m ²)	0.426	設計値
炉 心			
熱流束熱水路係数		2.32	設計値
高温炉心半径方向ヒート・キング係数		1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向ヒート・キング係数		1.68	解析使用値
最大線出力密度	(kW/m)	39.6×1.02	設計値×定常誤差
冷却材炉心流量	(kg/h)	45.4×10 ⁶	解析使用値
炉心熱伝達面積	(m ²)	4.52×10 ³	設計値
即発中性子寿命	(s)	2.1×10 ⁻⁵ ／0.6×10 ⁻⁵	最大／最小評価値
遅発中性子割合	(%)	0.75／0.4	最大／最小評価値
燃 料			
燃料集合体数		157	設計値
集合体当りの燃料棒数		264	設計値
燃料棒配列		17×17	設計値
燃料棒ピッチ	(cm)	1.260	設計値
燃料棒発熱長	(cm)	366	設計値
被覆管外径	(cm)	0.950	設計値
被覆管肉厚	(cm)	0.057	設計値
ペレット直径	(cm)	0.819	設計値

表1-1 代表3ループプラント 基本データ (2/2)

項 目	数 値	数値根拠
蒸気発生器（1基あたり）		
伝熱管本数		設計値
SG伝熱管0%プラグ時	3,382	
SG伝熱管10%プラグ時	3,044	
伝熱面積 (m ²)		設計値
SG伝熱管0%プラグ時	4.87×10^3	
SG伝熱管10%プラグ時	4.38×10^3	
伝熱管内径 (cm)	1.97	設計値
1次冷却材ポンプ		
ポンプ回転数 (rpm)	1.19×10^3	設計値
ポンプ慣性モーメント (kg-m ²)	3.46×10^3	設計値
加 圧 器		
全 容 量 (m ³)	39.6	設計値
原子炉格納容器		
原子炉格納容器自由体積 (m ³)	68,400/67,400	最大/最小評価値
原子炉格納容器初期圧力 (MPa[gage])	0.0	最小値（大気圧）
非常用炉心冷却設備		
蓄圧タンク全基数 (基)	3	設計値
蓄圧タンク全容量 (m ³ /基)	41.1	設計値
蓄圧タンク保有水量 (m ³ /基)	29.0	最低保有水量
蓄圧タンク圧力 (MPa[gage])	4.04	最低保持圧力
高圧注入ポンプ運転台数	1	CCF時:1系列起動
余熱除去ポンプ運転台数	1	CCF時:1系列起動

表 1-1 代表 4 ループプラント 基本データ (1/2)

項 目	数値	数値根拠
一 般		
熱 出 力 (MWt)	3,411×1.02	設計値×1.02
ル ー プ 数	4	設計値
ループ全流量 (kg/h)	60.1×10 ⁶	設計値
1 次冷却系圧力 (MPa[gage])	15.41±0.21	設計値±定常誤差
1 次冷却系温度 (°C)	307.1±2.2	設計値±定常誤差
1 次冷却材体積 (含加圧器) (m ³) SG伝熱管0%プラグ時	351	設計値
ループ流路面積		
低温側配管 (m ²)	0.383	設計値
ポンプ吸込側配管 (m ²)	0.487	設計値
高温側配管 (m ²)	0.426	設計値
炉 心		
熱流束熱水路係数	2.32	設計値
高温炉心半径方向ヒートンク係数	1.52	解析使用値
高温燃料棒半径方向ヒートンク係数	1.68	解析使用値
最大線出力密度 (kW/m)	41.5×1.02	設計値×定常誤差
冷却材炉心流量 (kg/h)	59.1×10 ⁶	解析使用値
炉心熱伝達面積 (m ²)	5.55×10 ³	設計値
即発中性子寿命 (s)	2.0×10 ⁻⁵ ／0.9×10 ⁻⁵	最大／最小評価値
遅発中性子割合 (%)	0.75／0.48	最大／最小評価値
燃 料		
燃料集合体数	193	設計値
集合体当りの燃料棒数	264	設計値
燃料棒配列	17×17	設計値
燃料棒ピッチ (cm)	1.260	設計値
燃料棒発熱長 (cm)	366	設計値
被覆管外径 (cm)	0.950	設計値
被覆管肉厚 (cm)	0.057	設計値
ペレット直径 (cm)	0.819	設計値

表1-1 代表4ループプラント 基本データ (2/2)

項 目	数 値	数値根拠
蒸気発生器（1基あたり）		
伝熱管本数	3,382	設計値
SG伝熱管0%プラグ時 伝熱面積 (m ²)	4.87×10 ³	設計値
SG伝熱管0%プラグ時 伝熱管内径 (cm)	1.97	設計値
1次冷却材ポンプ		
ポンプ回転数 (rpm)	1.19×10 ³	設計値
ポンプ慣性モーメント (kg-m ²)	3.46×10 ³	設計値
加 圧 器		
全 容 量 (m ³)	51	設計値
原子炉格納容器		
原子炉格納容器自由体積 (m ³)	74,500	最大評価値
原子炉格納容器初期圧力 (MPa[gage])	0.0	最小値（大気圧）
非常用炉心冷却設備		
蓄圧タンク全基数 (基)	4	設計値
蓄圧タンク全容量 (m ³ /基)	38.2	設計値
蓄圧タンク保有水量 (m ³ /基)	26.9	最低保有水量
蓄圧タンク圧力 (MPa[gage])	4.04	最低保持圧力
高圧注入ポンプ運転台数	1	CCF時:1系列起動
余熱除去ポンプ運転台数	1	CCF時:1系列起動

ソフトウェア CCF 対策有効性評価で仮定する運転員操作条件

ソフトウェア CCF 対策有効性評価のうち、「原子炉冷却材喪失」を対象とした評価においては、以下に示す運転員操作及び操作所要時間を仮定している。

- RCP 手動停止操作（ECCS 性能評価[小破断 LOCA]で使用）
- CV スプレー手動起動操作（原子炉格納容器健全性評価で使用）

上記の各操作の所要時間は以下のように算定している。

- ソフトウェア CCF 対策として整備される手順書に基づき、事象認知から機器操作に必要な項目として、多様化設備作動確認、計器確認、事象判断、操作する場所までの移動等を選定する。
- 各事業者の原子力プラントにおいて、各操作に必要な項目に対して、運転員による模擬操作時間を計測する。
- 各計測結果をもとに、全 PWR プラントを包絡させる時間として算定する。

1. RCP 手動停止操作（ECCS 性能評価[小破断 LOCA]で使用）

操作内容	所要時間	備考
(1) 多様化設備作動～事象判断	10 分 ^{※1}	異常検知含む
(2) 中央制御室から移動～現場操作	10 分	
合計	20 分^{※2}	全 PWR プラントを包絡する値

2. CV スプレー手動起動操作（原子炉格納容器健全性評価で使用）

操作内容	所要時間	備考
(1) 多様化設備作動～事象判断	10 分 ^{※1}	異常検知含む
(2) 中央制御室から移動～現場操作	20 分	CV スプレー弁開操作時間を含む
合計	30 分	全 PWR プラントを包絡する値

※1：ソフトウェア CCF 対策有効性評価では、計測結果をもとに事象判断までの所要時間を安全側に切り上げた 10 分を設定。

※2：国内 PWR は、外部電源が利用可能で RCP 運転を継続できる場合においても、原子炉トリップし、かつ、S 信号が発信した場合には、RCP が自動停止する設計としている。この設計を踏まえ、ソフトウェア CCF 発生時においても「原子炉トリップ+S 信号発信」の条件を満たした場合には速やかに RCP を停止することが望ましく、全プラントを包絡する 20 分程度の RCP 停止が望ましい。

多様化設備が作動させる設備に対するサポート系の有効性

ソフトウェア CCF 対策有効性評価においては、多様化設備が作動させる設備についてはそのサポート系が使用できない場合には利用できないものとして扱っている。サポート系が使用可能とは、起因事象との従属性がなくソフトウェア CCF の影響を受けない場合であり、特定の起因事象を除けば、いずれの事象においても必要なサポート系は期待できる。また、特定のサポート系が期待できなくなる起因事象についても、事象収束に必要な対処設備は確保される。

以下に、CCF 状態におけるサポート系の状態を示す。

サポート系	説明
電源系	起因事象として外部電源の喪失が生じる事象以外は、外部電源は利用可能である。そのため、多様化設備により作動させる工学的安全施設等の各設備のサポート系に必要な電源が供給可能であり、期待できる。 起因事象として外部電源の喪失が生じる事象については、電源系が期待できなくなるものの、対処設備となる原子炉停止系統、タービン動補助給水、及び、主蒸気安全弁は、電源系に依らずその動作が期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。
冷却系、空調系	添付書類十解析では、起因事象との従属性がなく起因事象の影響を受けないサポート系が利用可能であることに基づき、安全保護系により作動する原子炉停止系、工学的安全施設等の各設備に期待している。CCF 対策有効性評価においてソフトウェア CCF による安全保護系の機能喪失を想定するものの、起因事象発生前に作動していたサポート系はソフトウェア CCF の影響を受けることはない。したがって、添付書類十解析が対象とする事象にソフトウェア CCF が重畳しても、添付書類十解析と同じく、各々の起因事象との従属性がなく起因事象の影響を受けないサポート系は、各々の起因事象においても利用可能であり、期待できる。 なお、工学的安全施設の誤作動を起因とする事象（非常用炉心冷却系の誤起動）については、対処設備となる原子炉停止系統は冷却系、空調系に依らずその動作が期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。 また、起因事象としての外部電源の喪失が生じた場合については、対処設備となる原子炉停止系統、タービン動補助給水、及び、主蒸気安全弁は、冷却系、空調系等に依らず期待できるものであり、事象収束の機能を果たすことができる。