

高浜発電所
蒸気発生器取替え、蒸気発生器保管庫設置及び保守点検建屋設置
【設置許可基準規則第十三条及び第二十六条への適合性について】

1. 第十三条(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)

- 1 - 1. 設置許可基準規則に対する設計方針について ⇨ 2
- 1 - 2. SGRによる設計改良点とSG関連データについて ⇨ 3
- 1 - 3. 安全評価への影響について (全体) ⇨ 4
- 1 - 4. 安全評価に使用する計算プログラムの変更と影響について ⇨ 5
- 1 - 5. 安全評価への影響について (個別) ⇨ 6 ~ 22

2. 第二十六条(原子炉制御室等)

- 2 - 1. 設置許可基準規則に対する設計方針について ⇨ 23 ~ 24
- 2 - 2. 中央制御室居住性評価の概要について ⇨ 25 ~ 26

3. まとめ

⇨ 27

第十三条 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

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。
 - イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。
 - ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。
 - ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。
 - ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。
- 二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。
 - イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
 - ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。
 - ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・二倍以下となること。
 - ニ 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。
- ホ 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。

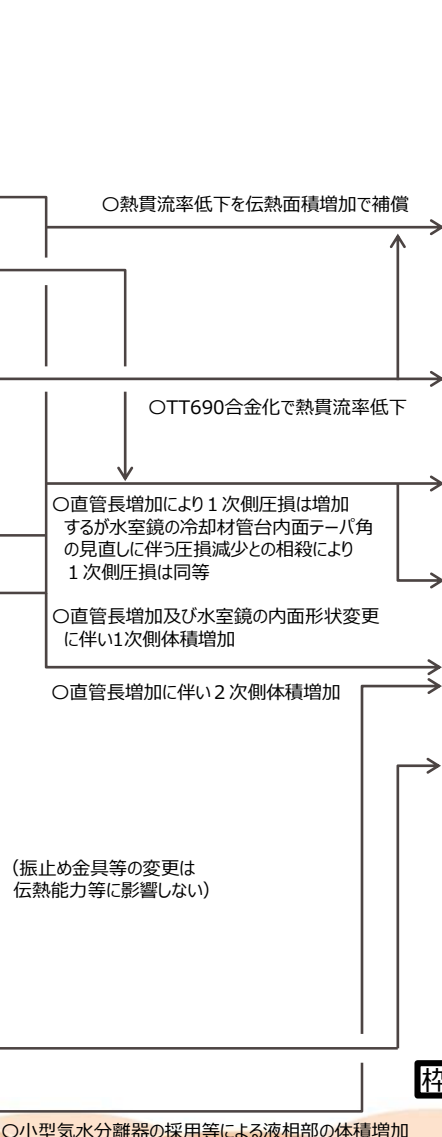
蒸気発生器取替え(以下「SGR」という。)に係る第十三条の適合性は以下の通り。

設計方針	条文適合性の説明	関係性
<p>設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を、「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30日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和57年1月28日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。</p>	<p>設計基準対象施設は、SGRを実施しても<u>運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する要件(判断基準)</u>を満足することを確認した。</p>	<p>●</p>

1 - 2. SGRによる設計改良点とSG関連データについて

➤ SGRによる設計改良点とSG関連データとの関係を以下に示す。

プラント名		高浜3,4号	
		(現 状)	(取替後)
型 式		51F型	54F II 型
伝熱面積		約4,780m ²	約5,060m ²
水室鏡	材料	炭素鋼鋳鋼 (GSC3相当)	低合金鋼鋼板 (SQV2A)
	材料	ニッケル・クロム・鉄合金 (TT600)	ニッケル・クロム・鉄合金 (TT690)
伝熱管	外径×厚さ	約22.2mm ×約1.3mm	約22.2mm ×約1.3mm
	本数	3,382本	3,386本
	直管長		
	拡管方式	液圧 + 全厚ローラ拡管	液圧 + 1ステップローラ拡管
管支持板	管穴形状	四つ葉型	改良四つ葉型
	枚数	7枚	8枚
全高		約21m	約21m
胴部外径	上部	約4.5m	約4.5m
	下部	約3.4m	約3.5m
振止め金具		2本組	3本組
給水方法		Jチューブ	スプレイチューブ
気水/湿分分離器		大型/2段型	小型/1段型

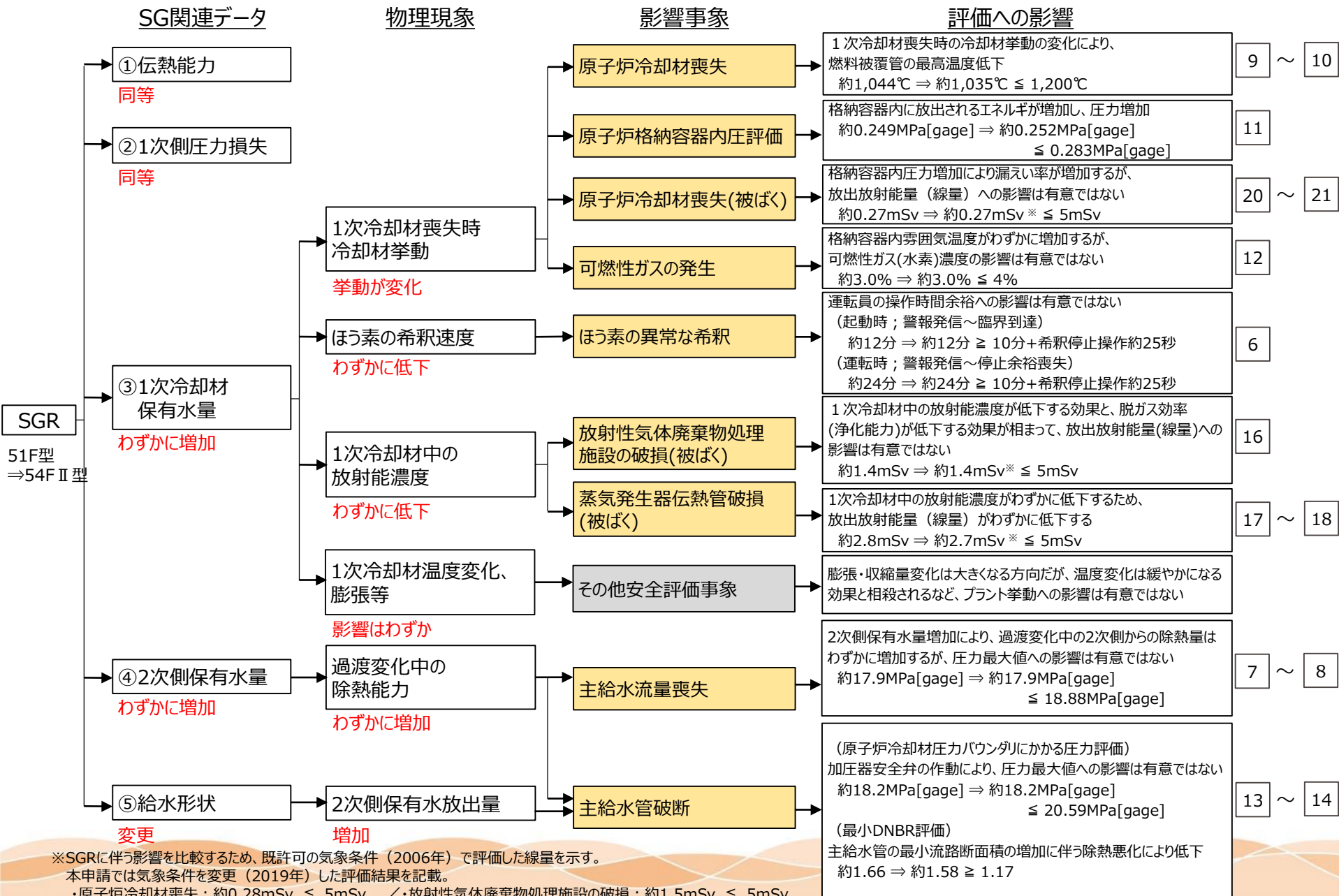


プラント名		高浜3,4号	
		(現 状)	(取替後)
型 式		51F型	54F II 型
①伝熱能力 (伝熱面積 × 熱貫流率)			
熱貫流率			
②1次側圧損			
③1次冷却材体積*1			
④2次側保有水量			
⑤主給水管の最小流路断面面積		Jチューブ部	給水リング部*2

* 1 : 1次冷却材保有水量全体は、現状_263m³、取替後_271m³ (約3%の増加)
 * 2 : スプレイチューブ部は

枠囲みの範囲は機密にかかる事項ですので公開することはできません。

1 - 3. 安全評価への影響について (全体)



※SGRに伴う影響を比較するため、既許可の気象条件(2006年)で評価した線量を示す。

本申請では気象条件を変更(2019年)した評価結果を記載。

・原子炉冷却材喪失: 約0.28mSv ≤ 5mSv / 放射性気体廃棄物処理施設の破損: 約1.5mSv ≤ 5mSv

・蒸気発生器伝熱管破損: 約3.0mSv ≤ 5mSv

1 - 4. 安全評価に使用する計算プログラムの変更と影響について

安全評価に使用する計算プログラムは、「主給水流量喪失」について、「BLKOUT」から当社他プラントで実績のある「MARVEL」に変更している他、既許可から変更はない。

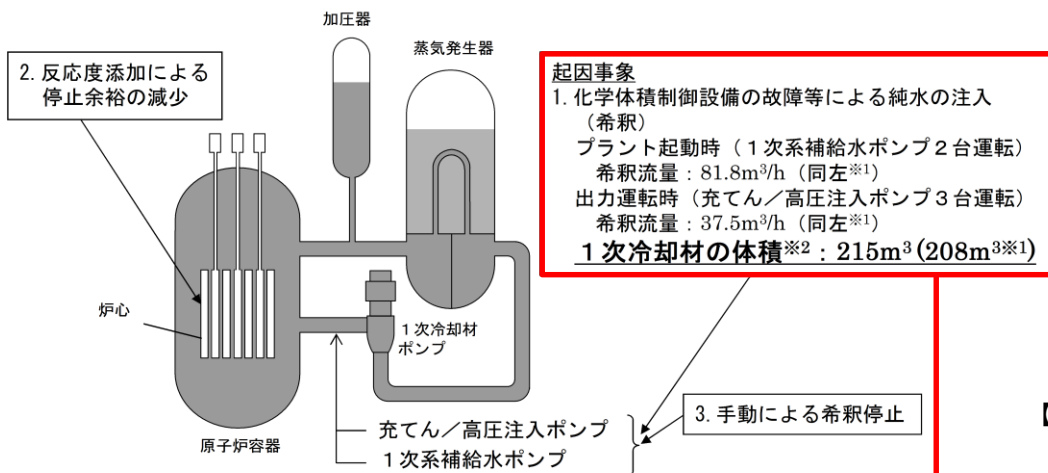
なお、上記変更に係る評価への有意な影響は無い。※

解析事象	使用計算プログラム		評価への影響	至近使用実績
	既許可	本申請		
ほう素の異常な希釈	—	—	—	—
主給水流量喪失	<u>BLKOUT</u>	<u>MARVEL</u>	<u>有意な影響無し</u> ※	<u>高浜1, 2号炉 高燃焼度燃料導入他 に係る変更申請 (2010年4月許可)</u>
原子炉冷却材喪失 (大破断)	SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M	同左	—	同上
原子炉冷却材喪失 (小破断)	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV	同左	—	同上
主給水管破断	MARVEL FACTRAN THINC-III	同左	—	同上
原子炉格納容器 内圧評価	SATAN-VI WREFLOOD COCO	同左	—	同上

※計算プログラム変更前後の評価（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力（ $\leq 18.88\text{MPa}[\text{gage}]$ ））の結果は以下のとおり。
 変更前（BLKOUT）：約 $17.8\text{MPa}[\text{gage}]$ / 変更後（MARVEL）：約 $17.9\text{MPa}[\text{gage}]$

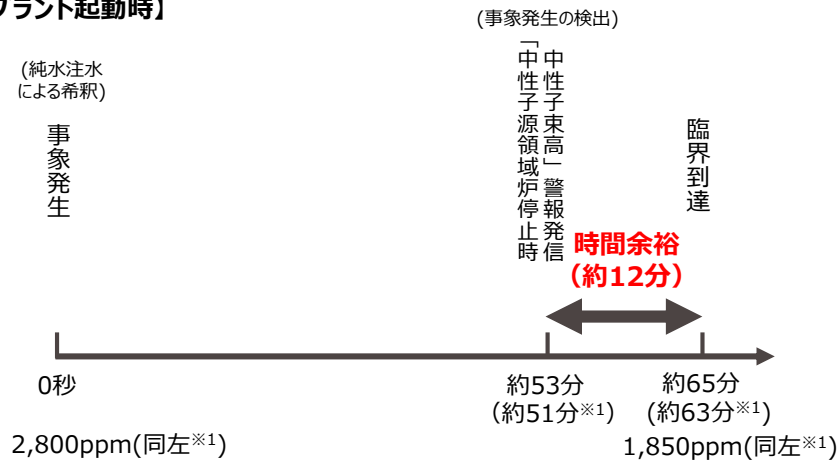
1 - 5. 安全評価への影響について(ほう素の異常な希釈)

— 事象進展、評価条件、評価結果 —

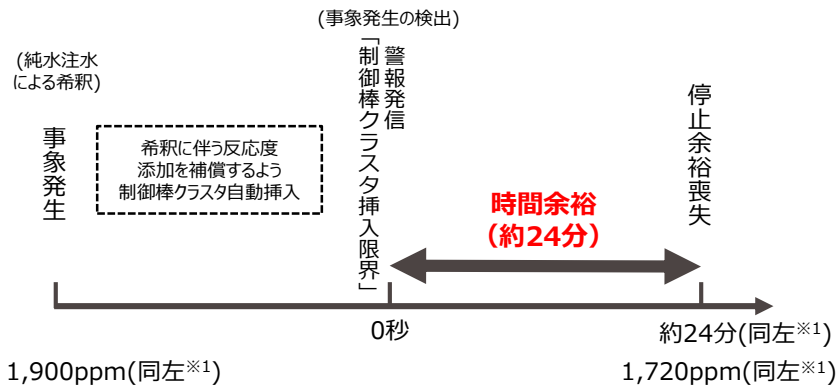


SGRによる1次側保有水量の増加に伴い
 1次冷却材中のほう素の希釈速度は
 SGR前と比べて小さくなる
 ⇒**評価結果は緩和される方向**

【プラント起動時】



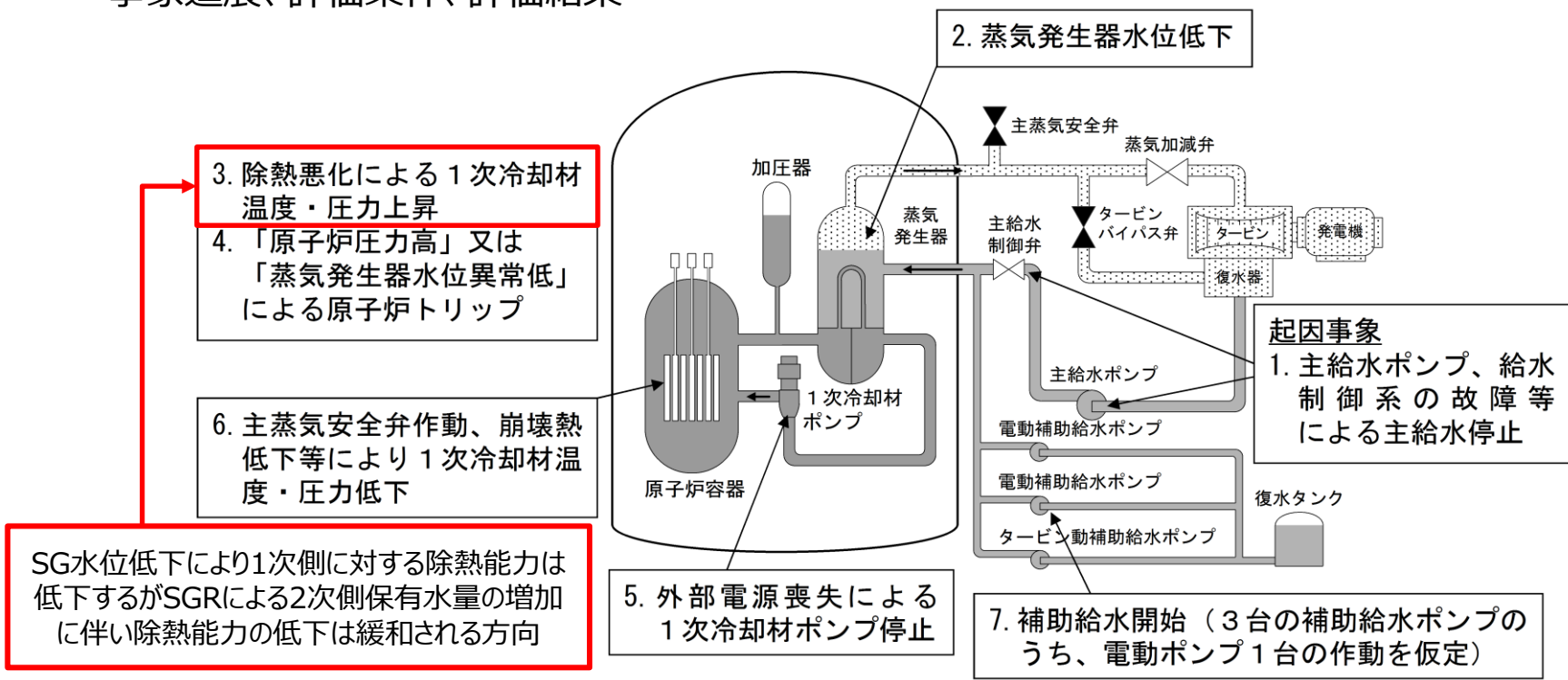
【出力運転時(制御棒クラスタ自動運転)】



【評価結果】
 ○プラント起動時における時間余裕: 約12分(同左※1)
 ○出力運転時における時間余裕: 約24分(同左※1)
 ⇒運転員が異常状態を検知し、これを終結させるのに操作時間を考慮しても十分な時間余裕(10分+約25秒以上)を有する

※1 SGR前の評価条件または評価結果
 ※2 加圧器等を除いた有効体積

— 事象進展、評価条件、評価結果 —

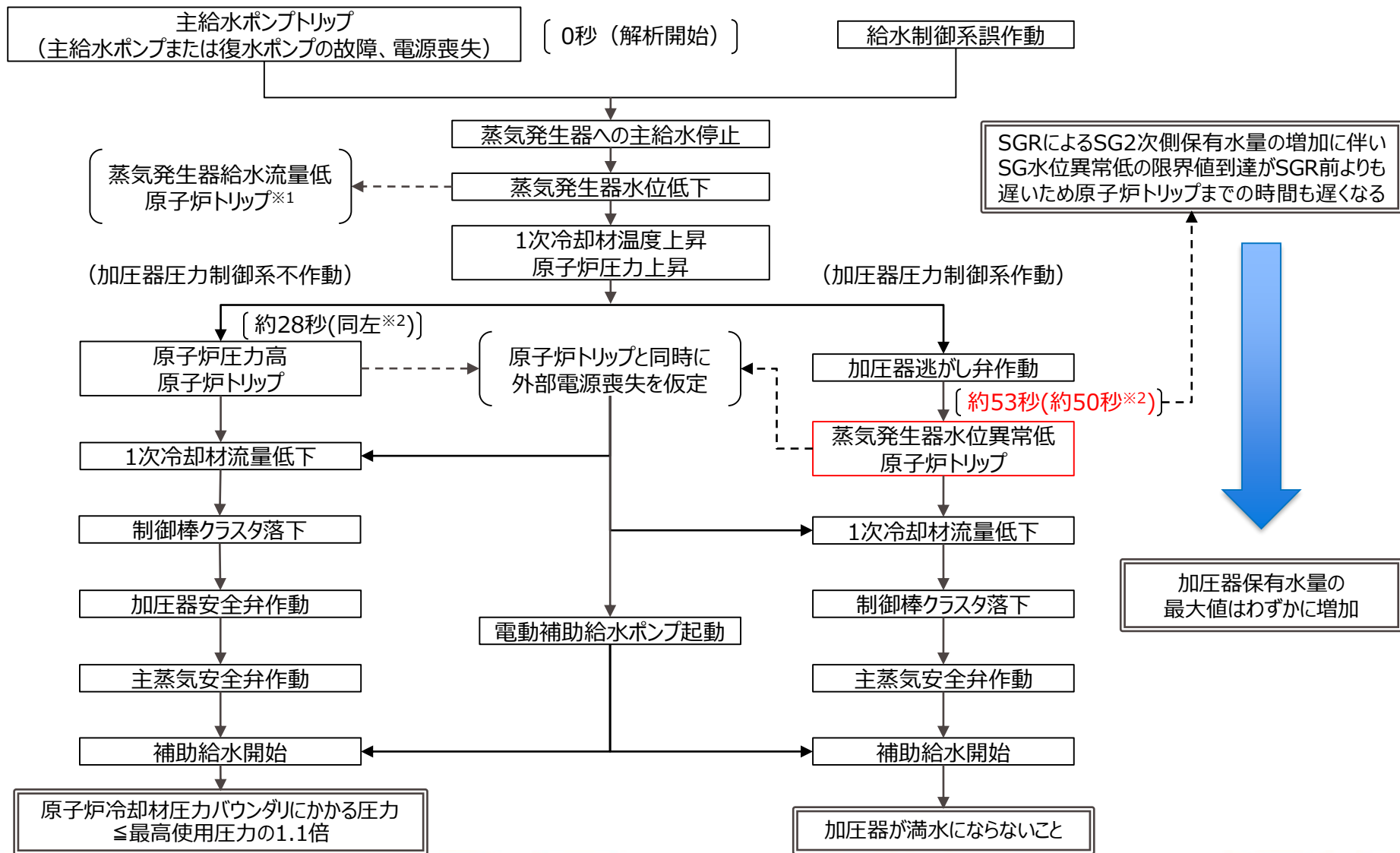


【評価結果】

- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値：約17.9MPa[gage] (同左※1) ≤ 18.88MPa[gage]
⇒SGR前後での原子炉圧力最大値への影響はない
- (参考)
- 加圧器容積に占める保有水量割合の最大値：約82% (約79%※2) ≤ 100%
⇒SG2次側保有水量増加により、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップが遅れるため、加圧器保有水量の最大が加圧器容積の約79%から約82%に増加するものの、加圧器満水(100%)に対して余裕を有する

※1 SGR前(MARVEL)の評価結果、SGR前(BLKOUT)の評価結果は約17.8MPa[gage]
 ※2 SGR前(MARVEL)の評価結果、SGR前(BLKOUT)の評価結果は約77%

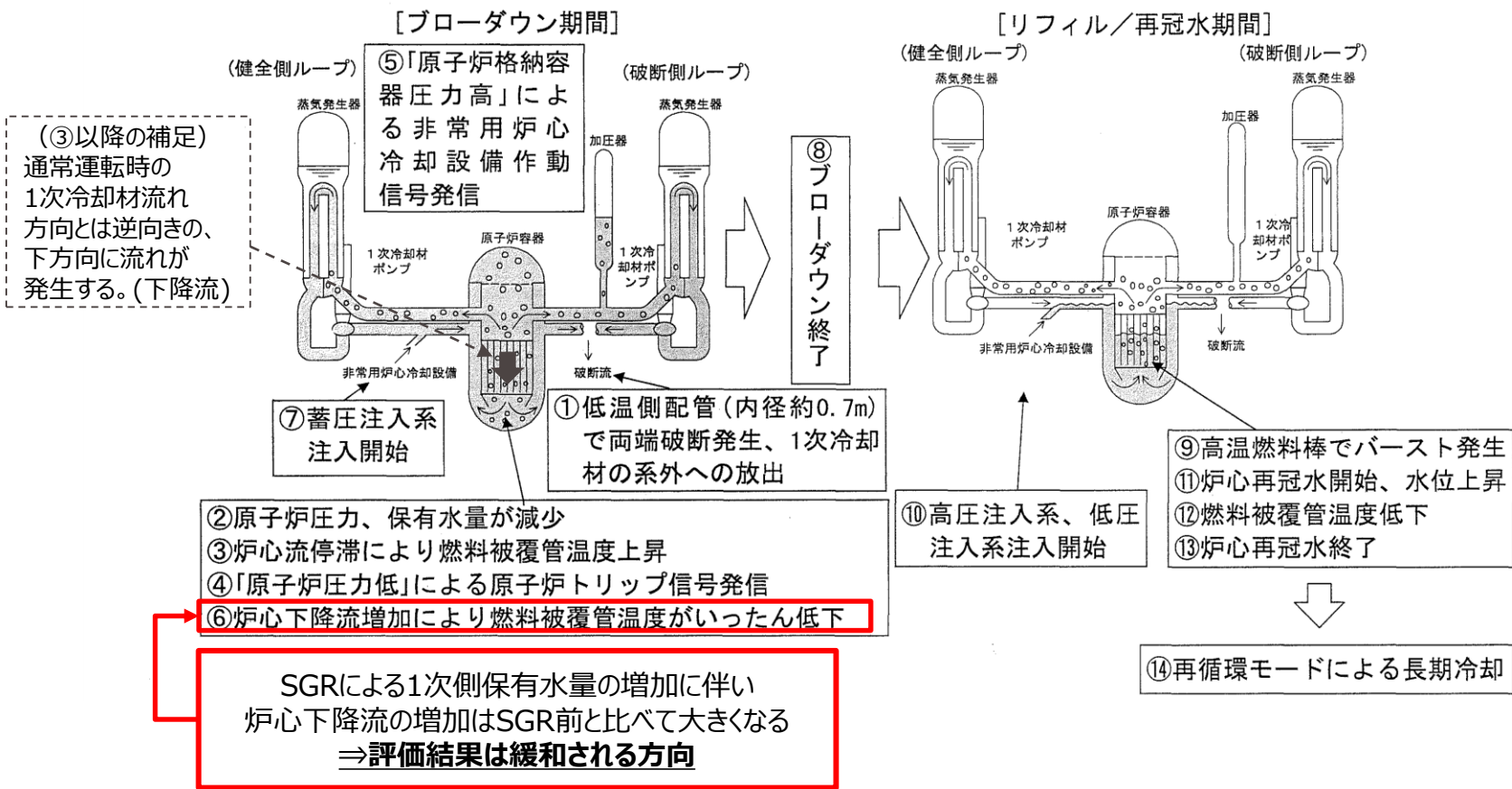
— 事象過程 —



※1 解析結果を厳しくするよう解析上仮定しない
 ※2 SGR前(MARVEL)の評価結果

【大破断LOCA】

— 事象進展、評価条件、評価結果 —

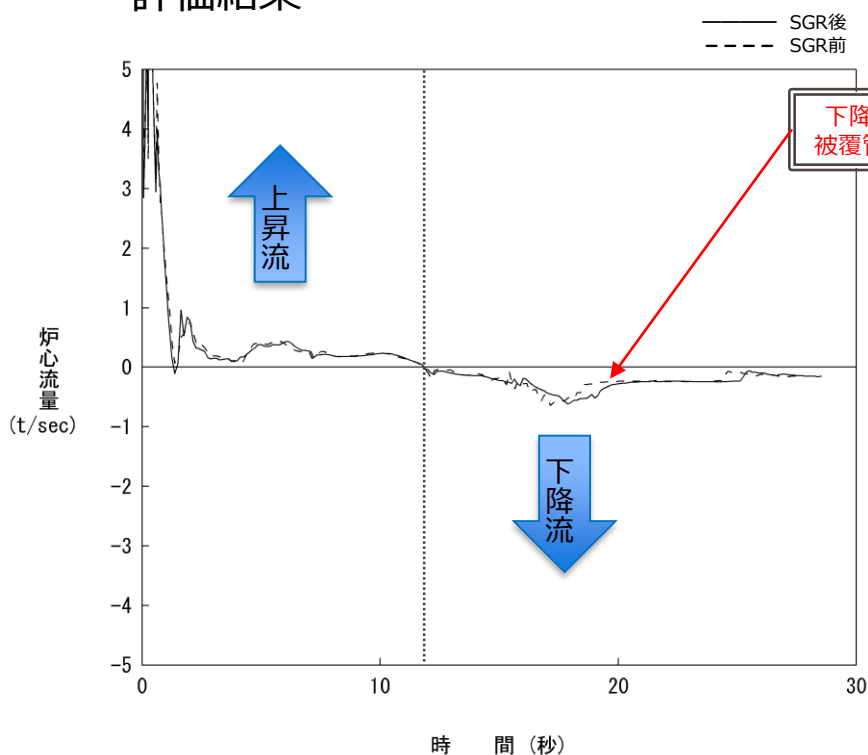


【評価結果】

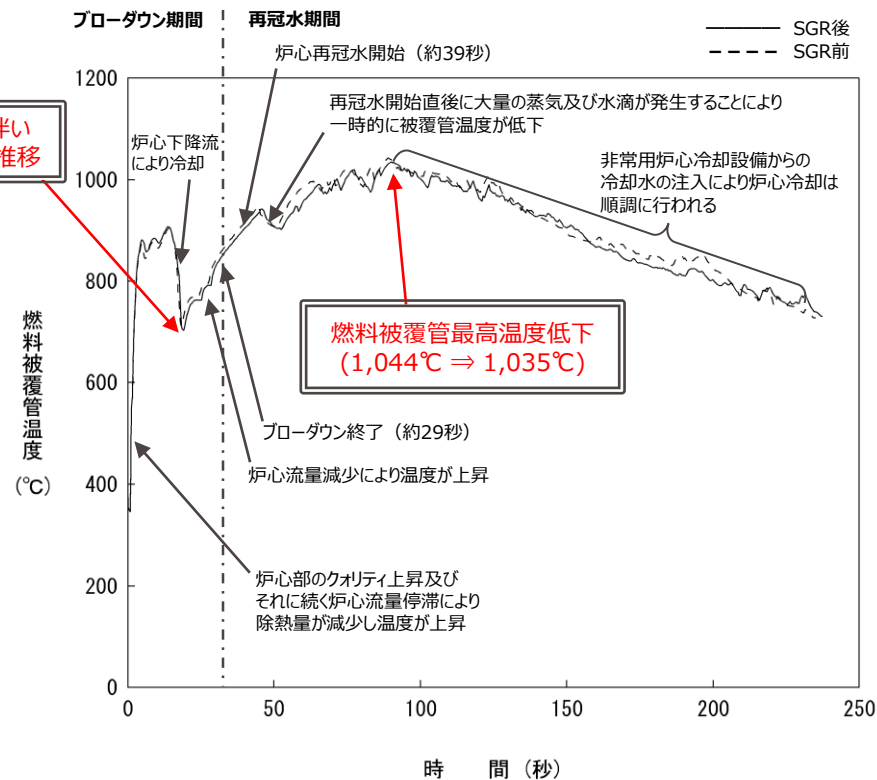
○燃料被覆管最高温度	: 約1,035℃ (約1,044℃※) ≤ 1,200℃
○局所的最大Zr-水反応量	: 約3.6% (約4.0%※) ≤ 15%
○全炉心平均Zr-水反応量	: 0.3%以下 (同左※)

※ SGR前の評価結果

【大破断LOCA】 — 評価結果 —



炉心流量 (炉心頂部) の推移

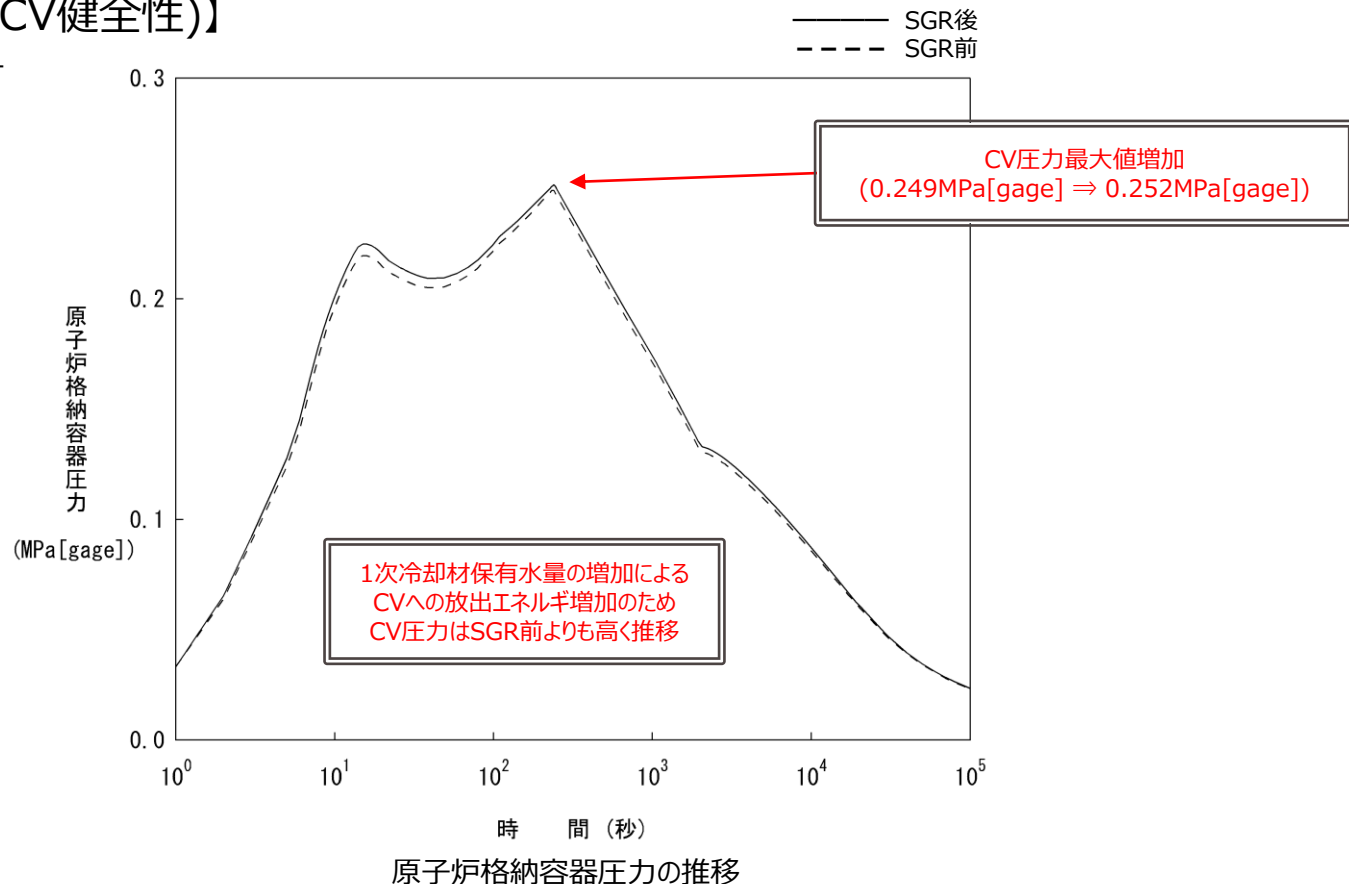


燃料被覆管温度の推移

【評価結果】
 大破断LOCAは、SGRにより1次冷却材保有水量が増加するため、ブローダウン過程後半の炉心部の下降流（健全ループSG⇒高温側配管⇒上部プレナム⇒炉心）が増加することにより、炉心冷却が促進され再冠水開始時の燃料被覆管温度が低下する傾向

【大破断LOCA(CV健全性)】

— 評価結果 —



【評価結果】

- 原子炉格納容器バウンダリ圧力 : 0.252MPa[gage] (0.249MPa[gage]※) ≤ 0.283MPa[gage]
- 原子炉格納容器内温度 : 125℃ (同左※) ≤ 132℃

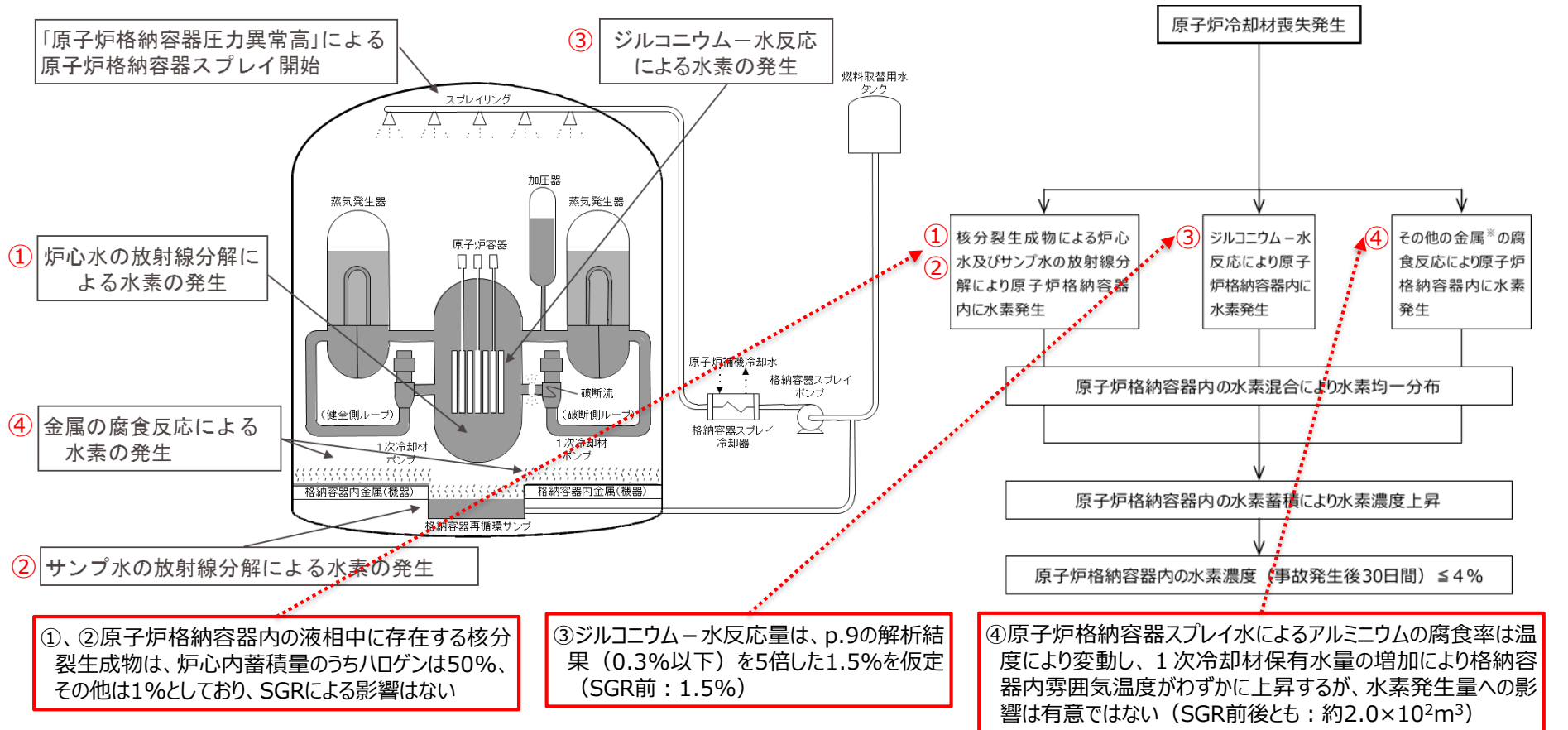
⇒SGR により 1次冷却材保有水量が増加するため、RCSからCVへの放出エネルギーは増加し、圧力評価は厳しくなる傾向

※ SGR前の評価結果

1 - 5. 安全評価への影響について(可燃性ガスの発生)

— 事象進展、評価条件、評価結果 —

○原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウン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、原子炉冷却材喪失が発生した際、可燃性ガスが発生する事象を想定

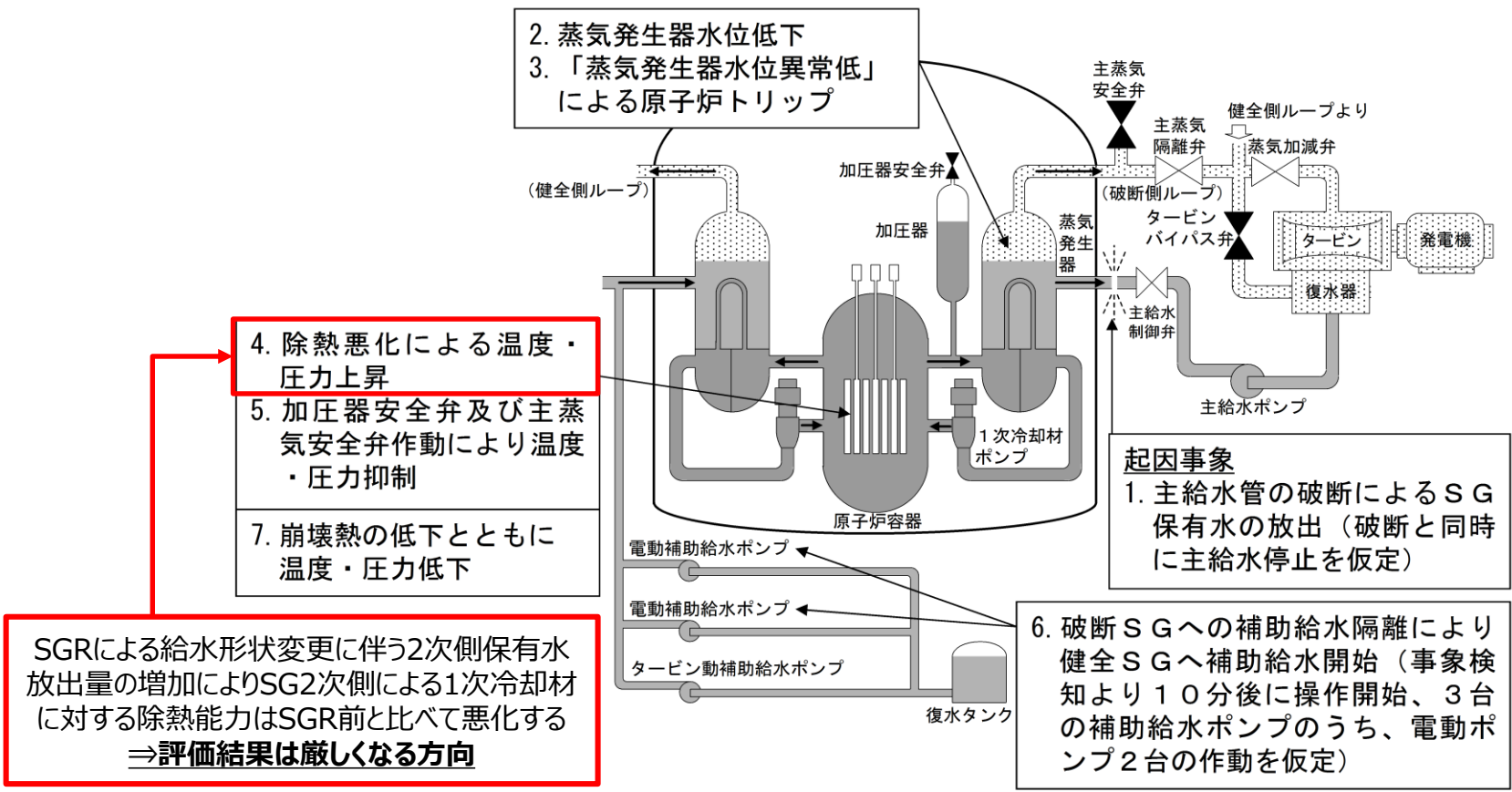


※腐食反応により水素を発生する金属としてアルミニウム、亜鉛を評価。亜鉛は酸化被膜を形成し腐食が抑制されるため、一定の腐食率を設定しており、SGRによる影響はない。

【評価結果】

○原子炉格納容器内水素濃度 : 約3.0% ≒ 4% (SGR前:約3.0%)

— 事象進展、評価条件、評価結果 —

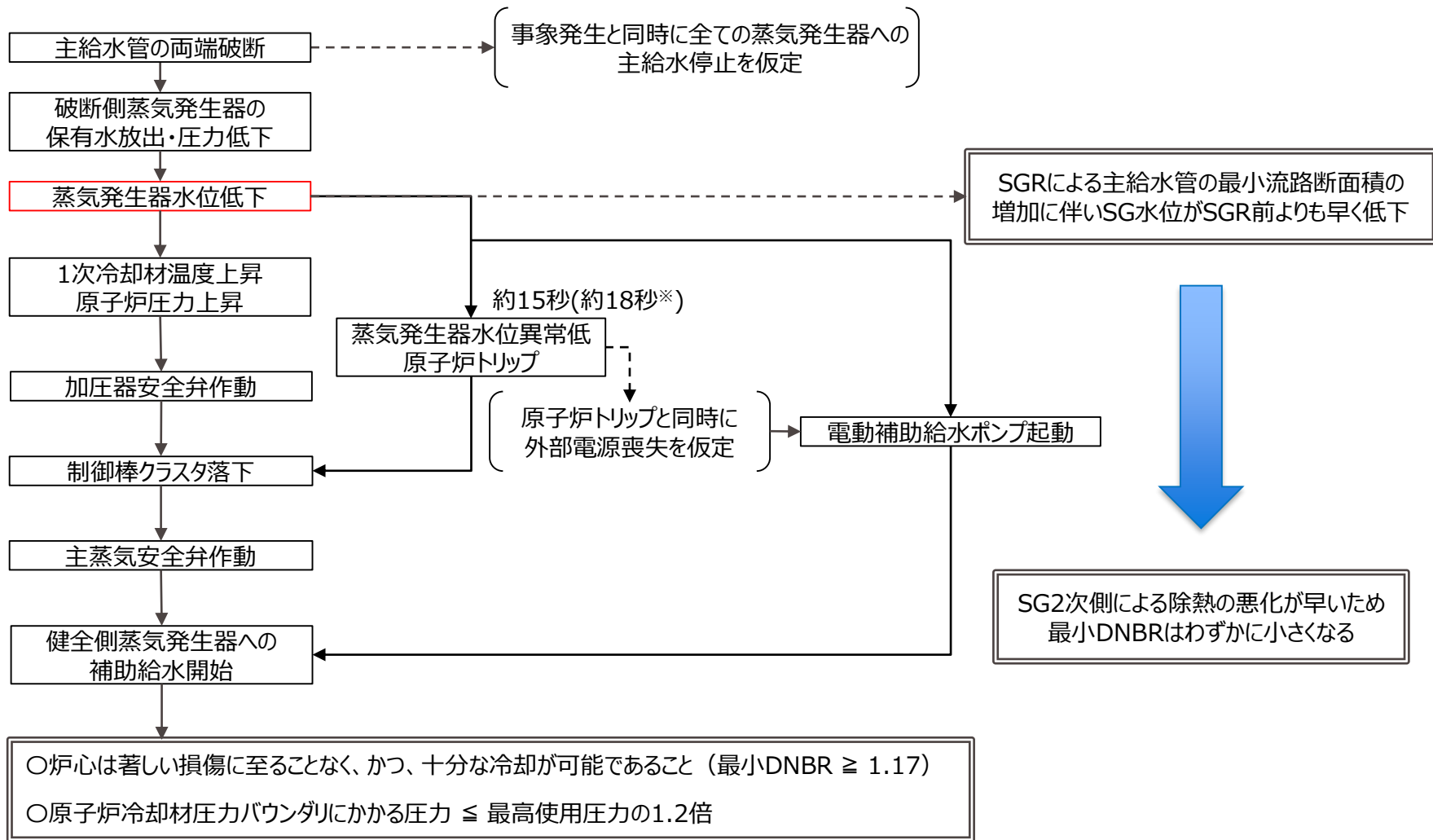


【評価結果】

- 最小DNBR：約1.58(約1.66^{*}) ≥ 1.17
 ⇒SGRによる主給水管の最小流路断面積の増加に伴い、SG2次側による除熱が悪化するものの、判断基準に対して余裕を有する
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値：約18.2MPa[gage]（同左^{*}） ≤ 20.59MPa[gage]
 ⇒原子炉圧力最大値についてはSGRによる影響はない

※ SGR前の評価結果

— 事象過程 —



※ SGR前の評価結果

1 - 5. 安全評価への影響について(事故時被ばく) 【まとめ】

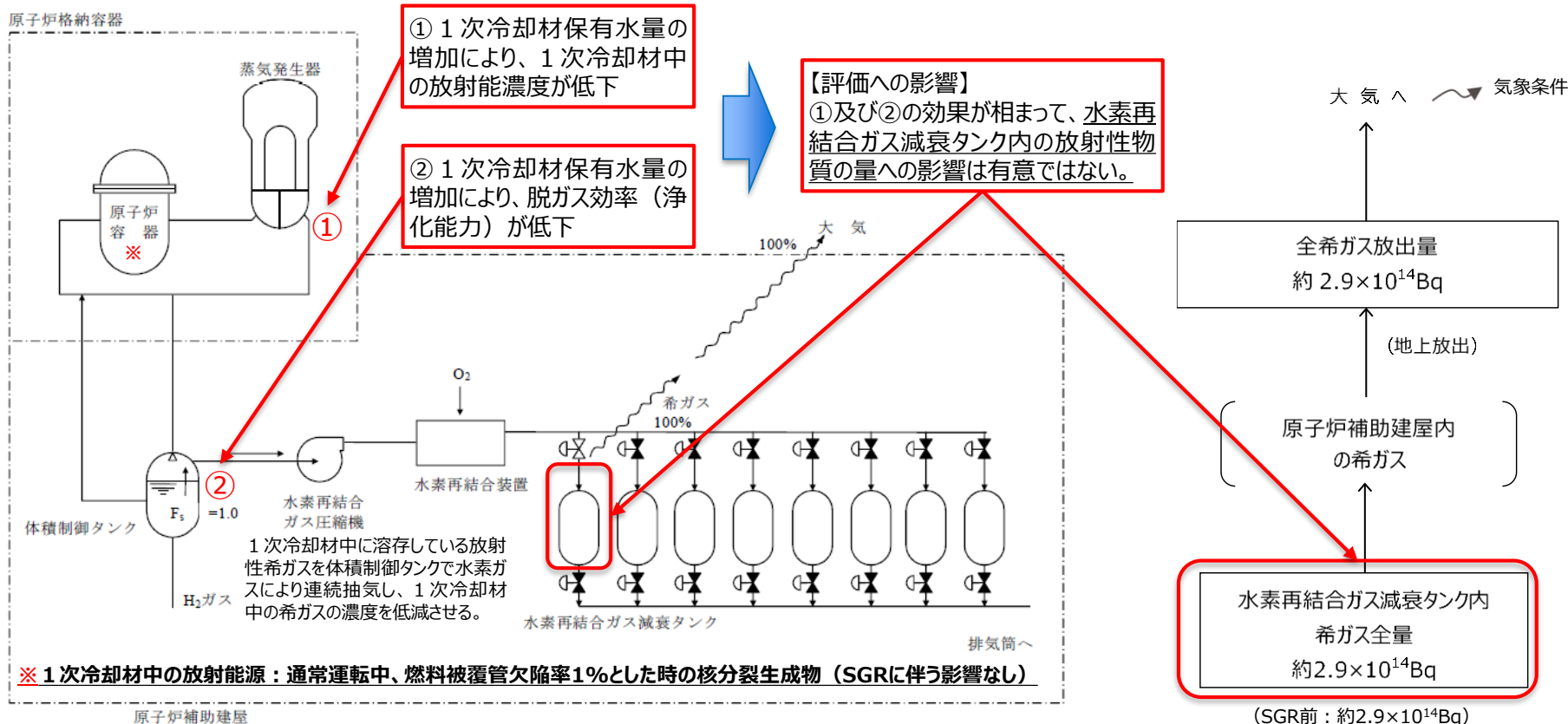
○以下に示すとおり、SGRによる影響は軽微であり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

評価事象	評価への影響	放出放射エネルギー (Bq) 注1		実効線量 (mSv) (判断基準 ≤ 5mSv)		
		SGR前	SGR後	SGR前	SGR後注2 (2006年気象)	SGR後注3 (2019年気象)
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	→1次冷却材保有水量が増加 →1次冷却材中の放射能濃度がわずかに低下する 影響と、脱ガス効率（浄化能力）がわずかに低下する 影響が相殺	希ガス 約2.9×10 ¹⁴	希ガス 同左	約1.4	約1.4	約1.5
蒸気発生器 伝熱管破損	→1次冷却材保有水量が増加 →1次冷却材中の放射能濃度がわずかに低下	希ガス 約4.9×10 ¹⁴ よう素 約1.2×10 ¹¹	希ガス 約4.7×10 ¹⁴ よう素 同左	約2.8	約2.7	約3.0
燃料集合体の落下	影響なし	希ガス 約3.9×10 ¹³ よう素 約2.7×10 ¹⁰	—	約0.030	—	約0.038
原子炉冷却材喪失	→1次冷却材保有水量が増加 →RCSからCVへの放出エネルギーが増加 →原子炉格納容器内圧が僅かに上昇 →原子炉格納容器からの漏えい率がわずかに増加	希ガス 約5.2×10 ¹³ よう素 約2.3×10 ¹¹	希ガス 同左 よう素 同左	約0.27	約0.27	約0.28
制御棒飛び出し	影響なし	希ガス 約1.5×10 ¹³ よう素 約7.5×10 ¹⁰	—	約0.079	—	約0.084

注1：希ガスはガンマ線エネルギー0.5MeV換算、よう素はI-131等価量（小児）
 注2：発電所気象データ（2006年）での評価結果
 注3：発電所気象データ（2019年）での評価結果（放出源の有効高さの更新含む）

【評価の概要】(SGRに伴う影響あり)

- 放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、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
- 評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となる水素再結合ガス減衰タンク1基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える



【評価結果】

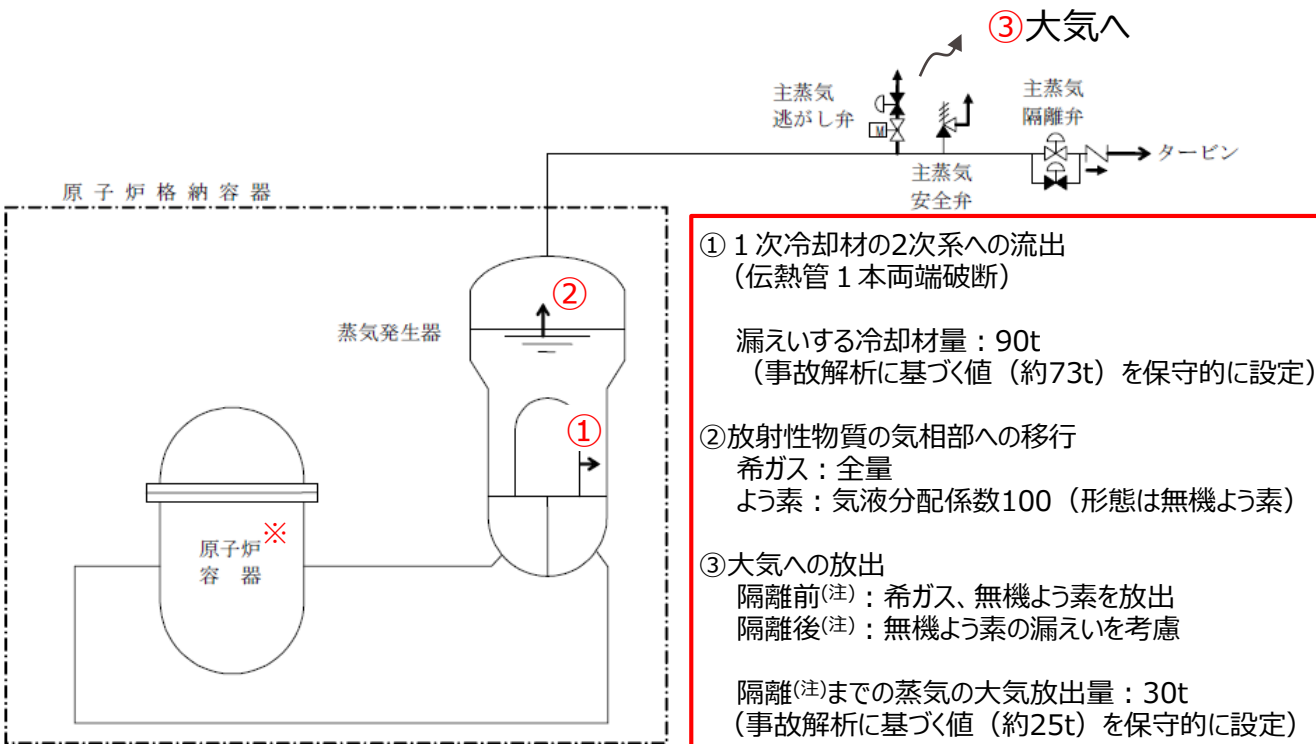
ケース	実効線量 (判断基準 ≤ 5mSv)
SGR前 (2006年気象)	約1.4mSv
SGR後 (2006年気象)	約1.4mSv
SGR後 (2019年気象)	約1.5mSv

放射性気体廃棄物処理施設の破損時の
大気放出過程 (希ガス)
(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)

1 - 5. 安全評価への影響について(蒸気発生器伝熱管破損(被ばく)(1/2))

【評価の概要】(SGRに伴う影響あり)

- 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
- 1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。このとき、放射性物質が主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される事象を考える



時刻(分)	事象・操作等
0	蒸気発生器伝熱管破損発生
5	原子炉トリップ、外部電源喪失
7	非常用炉心冷却設備作動
15 (トリップ後10分)	破損側蒸気発生器隔離操作開始
25 (トリップ後20分)	破損側主蒸気隔離弁閉止完了
30 (トリップ後25分)	健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁手動開による1次冷却系の除熱開始
40	加圧器逃がし弁手動開による1次冷却系の減圧開始
45	加圧器逃がし弁閉止後、非常用炉心冷却設備停止
48	1, 2次系の均圧により、1次冷却材の2次系への流出停止

※1次冷却材中の放射線源 (SGRに伴う影響なし)

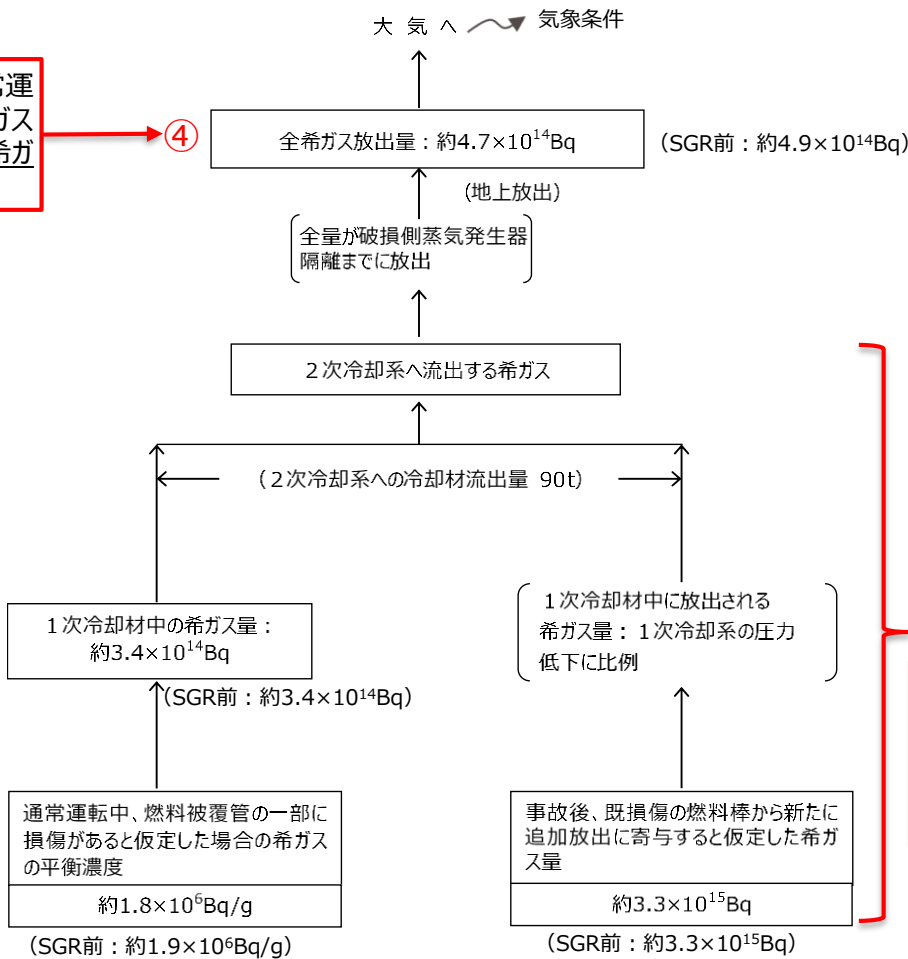
- (1)通常運転中、燃料被覆管欠陥率1%とした時の核分裂生成物
- (2)1次系圧力低下により、(1)で欠陥が存在すると仮定した燃料棒から追加放出される核分裂生成物

(注)ここでは1, 2次系が均圧となり、1次冷却材の2次系への流出が停止したことを「破損側蒸気発生器の隔離」と定義

④ 1次冷却材保有水量の増加により、通常運転中及び事故後の追加放出に寄与する希ガスの1次冷却材中の濃度が低下するため、全希ガス放出量はわずかに低下。

② 1次冷却材保有水量が増加し、浄化効率が低下するが、1次冷却材中の希ガス量に対する影響は有意ではない。

① 1次冷却材保有水量の増加により、希ガスの平衡濃度はわずかに低下。



③ 追加放出に寄与する希ガス量は変わらないが、1次冷却材保有水量の増加により、1次冷却材中の希ガスの濃度が低下する側となり、2次冷却系へ流出する希ガス量は低下。

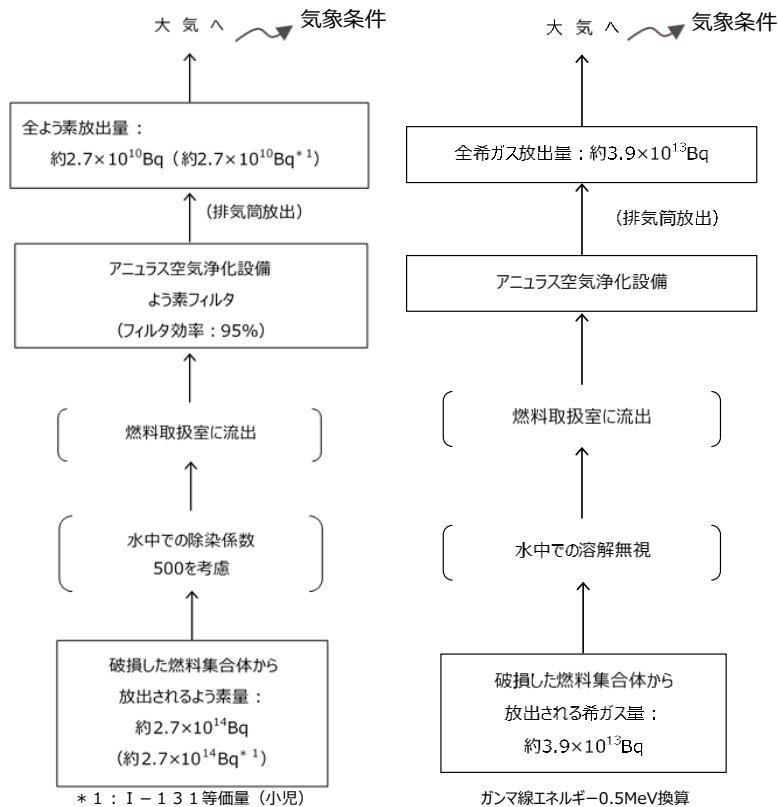
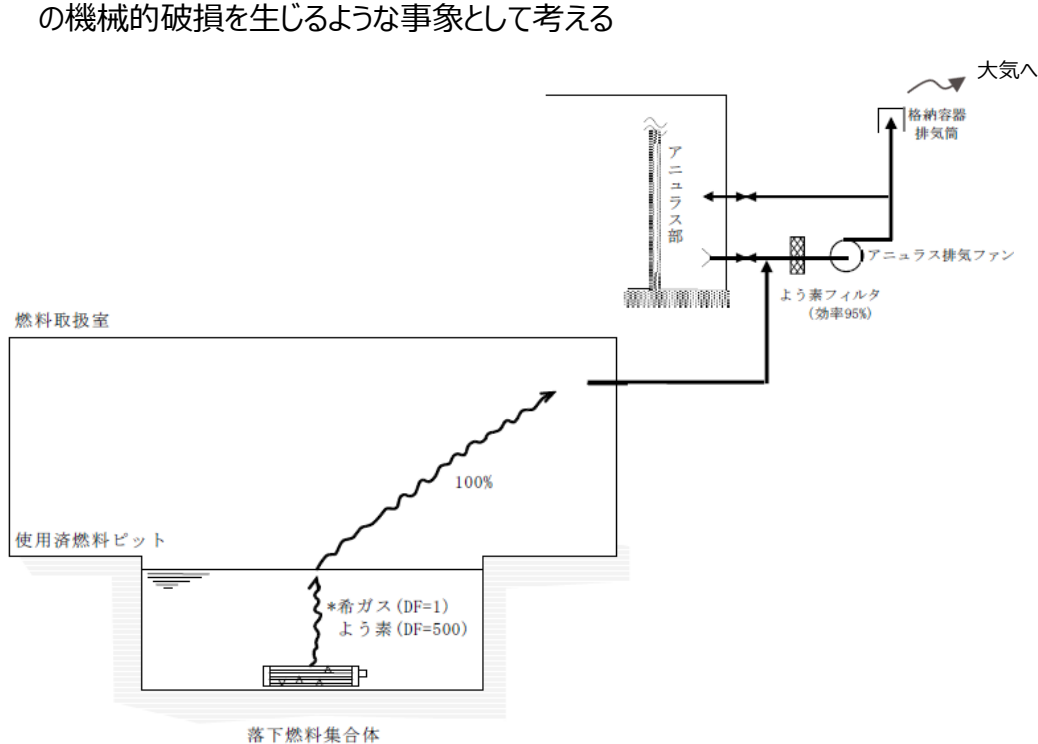
蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の大気放出過程
(希ガスの例、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)

【評価結果】

ケース	実効線量 (判断基準 ≤ 5 mSv)
SGR前 (2006年気象)	約2.8mSv
SGR後 (2006年気象)	約2.7mSv
SGR後 (2019年気象)	約3.0mSv

【評価の概要】(SGRに伴う影響なし)

- 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
- 具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体を使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える



※使用済燃料ピット水中に放出される希ガス及びよう素の量 (SGRに伴う影響なし)
 最高出力燃料集合体 1 体中のギャップ内蔵量全量とする (ただし、100時間の自然崩壊を考慮)

燃料集合体の落下時の大気放出過程

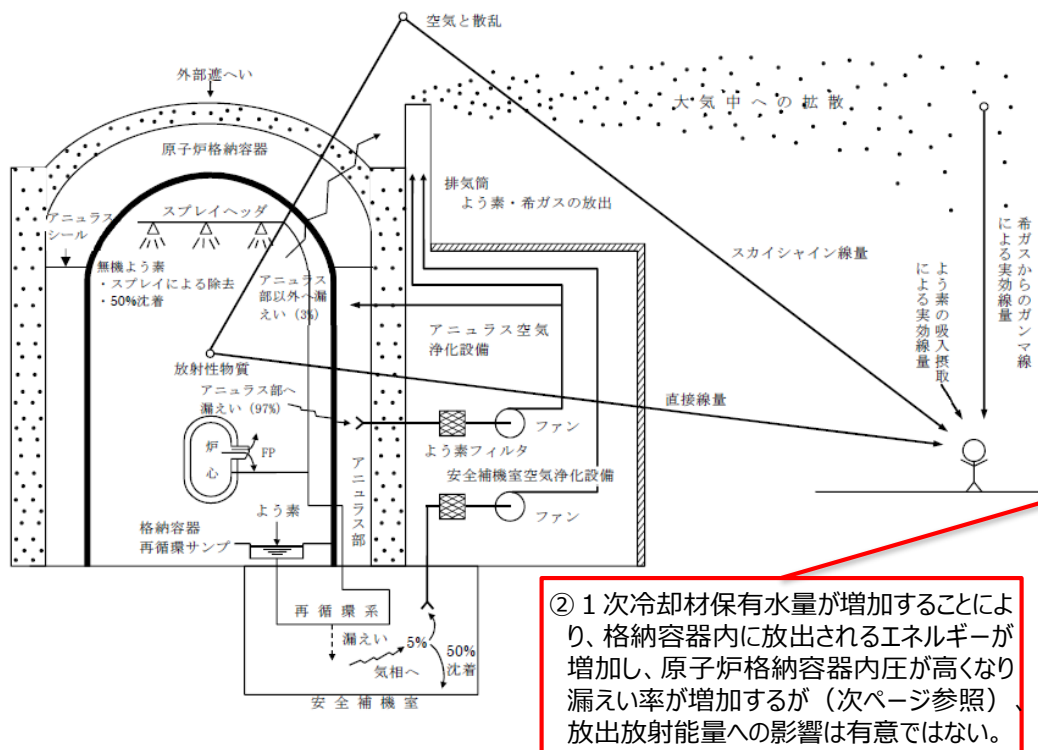
【評価結果】

ケース	実効線量 (判断基準 ≤ 5mSv)
SGR前 (2006年気象)	約0.030mSv
SGR後 (2006年気象)	(影響なし)
SGR後 (2019年気象) (放出源の有効高さの更新含む)	約0.038mSv

1 - 5. 安全評価への影響について(原子炉冷却材喪失(被ばく)(1/2))

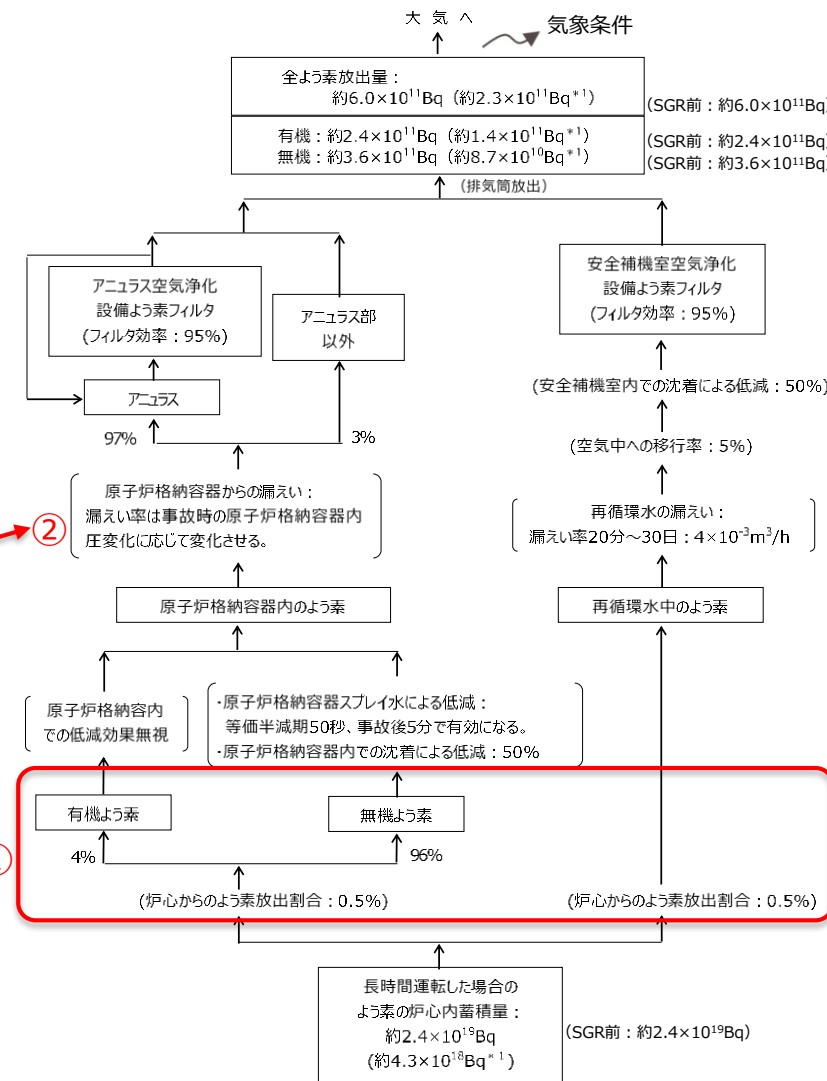
【評価の概要】(SGRに伴う影響あり)

○出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損により、原子炉冷却材喪失が発生した際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定



② 1次冷却材保有水量が増加することにより、格納容器内に放出されるエネルギーが増加し、原子炉格納容器内圧が高くなり漏れ率が増加するが（次ページ参照）、放出放射線量への影響は有意ではない。

① 燃料棒の破損率を100%と仮定し、炉心内蓄積量のうち希ガスは1%、よう素は0.5%が原子炉格納容器内に放出されると想定（SGRに伴う影響なし）



【評価結果】

ケース	実効線量 (判断基準 ≤ 5mSv)
SGR前 (2006年気象)	約0.27mSv
SGR後 (2006年気象)	約0.27mSv
SGR後 (2019年気象) (放出源の有効高さの更新含む)	約0.28mSv

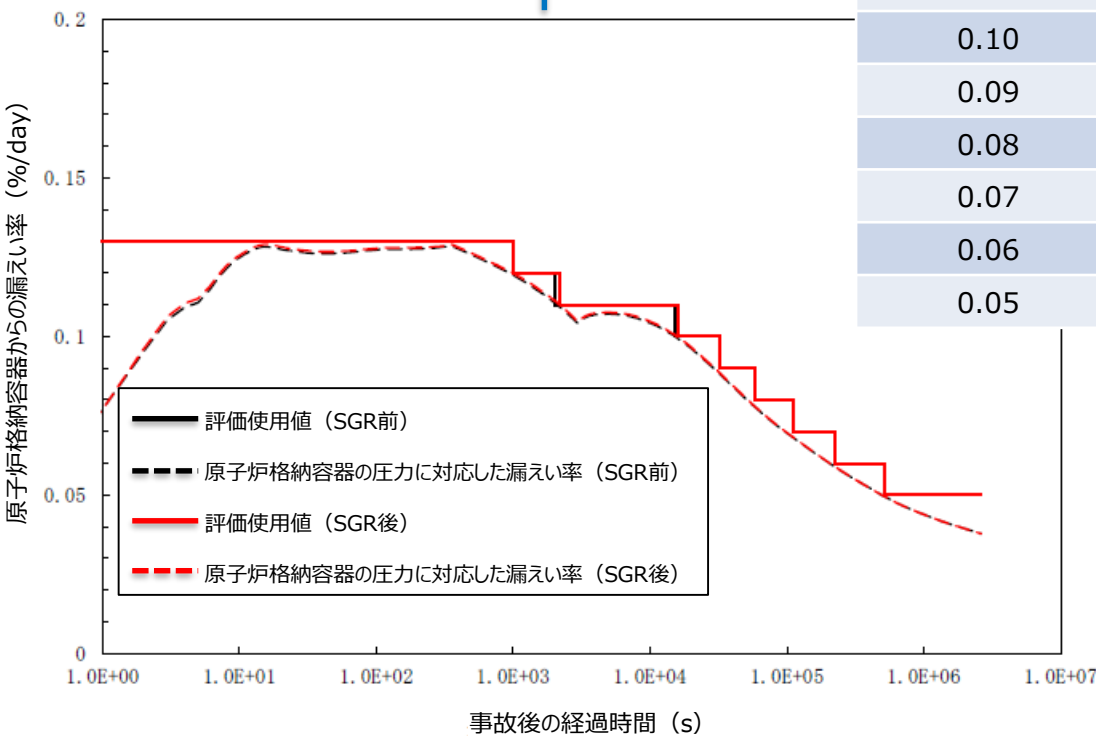
原子炉冷却材喪失（事故）時の大気放出過程（よう素の例、*1 : I-131等価量（小児））

1 - 5. 安全評価への影響について(原子炉冷却材喪失(被ばく)(2/2))

【原子炉冷却材喪失(事故)時の線量評価に使用する原子炉格納容器からの漏えい率について】

○SGRに伴い1次冷却材保有水量が増加することにより、格納容器内に放出されるエネルギーが増加し、原子炉格納容器内圧が高くなり漏えい率が増加するが、環境への放出される放射エネルギーへの影響は有意ではない。

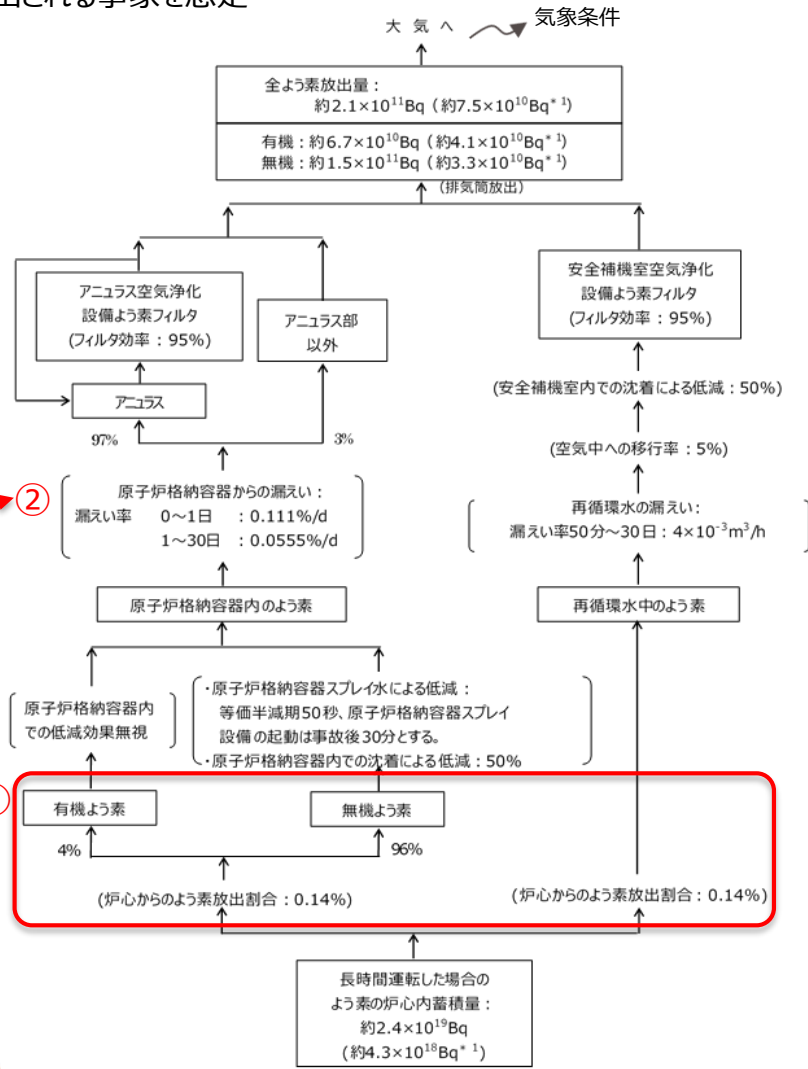
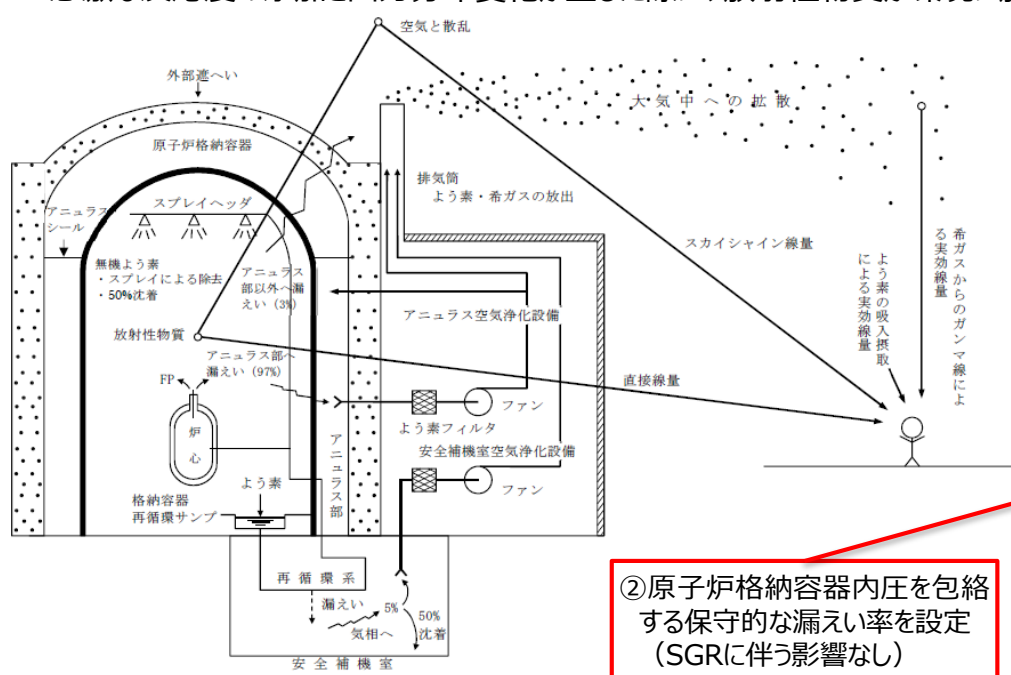
格納容器漏えい率 (%/d)	時間区分 (秒)	
	SGR前	SGR後
0.13	0 ~ 1,000	同左
0.12	1,000 ~ 2,000	1,000 ~ 2,200
0.11	2,000 ~ 15,000	2,200 ~ 16,000
0.10	15,000 ~ 32,000	16,000 ~ 32,000
0.09	32,000 ~ 58,000	同左
0.08	58,000 ~ 110,000	同左
0.07	110,000 ~ 220,000	同左
0.06	220,000 ~ 520,000	同左
0.05	520,000 ~ 2,592,000	同左



1 - 5. 安全評価への影響について(制御棒飛び出し(被ばく))

【評価の概要】(SGRに伴う影響なし)

○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圧力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、急激な反応度の添加と出力分布変化が生じた際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定



①通常運転中の燃料被覆管欠陥率1%に相当する放射能と、事故時の破損燃料棒中のギャップ放射能の和に対し、希ガス100%、よう素50%が原子炉格納容器内に放出されると想定 (SGRに伴う影響なし)

②原子炉格納容器内圧を包絡する保守的な漏えい率を設定 (SGRに伴う影響なし)

【評価結果】

ケース	実効線量 (判断基準 ≤ 5mSv)
SGR前 (2006年気象)	約0.079mSv
SGR後 (2006年気象)	(影響なし)
SGR後 (2019年気象) (放出源の有効高さの更新含む)	約0.084mSv

制御棒飛び出し時の大気放出過程 (よう素の例、* 1 : I-131等価量 (小児))

○設置許可基準規則第二十六条

(原子炉制御室等)

第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする事。
 - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする事。
 - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする事。
- 2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。
- 3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。
- 一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置
 - 二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備

SGRに係る第二十六条 (原子炉制御室等) の適合性は以下の通り。

条文	設計方針	条文適合性の説明	関係性
1項	(省略)	<ul style="list-style-type: none"> パラメータの監視、施設外の状況把握、安全性を確保するために必要な操作が行える原子炉制御室の設置要求 SGRに伴う新たな設備の設置、変更はない 	×
2項	(省略)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御室の使用不可時に、原子炉制御室以外の場所から停止状態に移行させ、停止状態を維持するための装置の設置要求 SGRに伴う新たな設備の設置、変更はない 	×
3項1号	(省略)	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室等における有毒ガスを検出する装置、警報する装置の設置要求 SGRに伴う新たな設備の設置、変更はない 	×
3項2号	<ul style="list-style-type: none"> 万一事故が発生した際には、次のような対策により中央制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。 <ol style="list-style-type: none"> 想定される最も過酷な事故時においても、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた緊急作業に係る許容被ばく線量を十分下回るように遮蔽を設けた設計とする。 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護するように設計する。 (以下省略) 本文五号では具体的に以下のとおり記載。 <p>中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に入出入りするための区域は、<u>運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあわせて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮蔽を設ける。</u></p> 	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室等における遮蔽壁その他放射線防護の設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備の設置要求 SGRに伴う新たな設備の設置、変更はない なお、放射線防護に関して、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」に基づき、設計基準事故時に運転員の実効線量が100mSvを超えないことを確認し、設計方針に影響しないことを確認した。 	○

【居住性評価（被ばく）の概要】

設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」に基づき、評価を行った。

【評価事象】

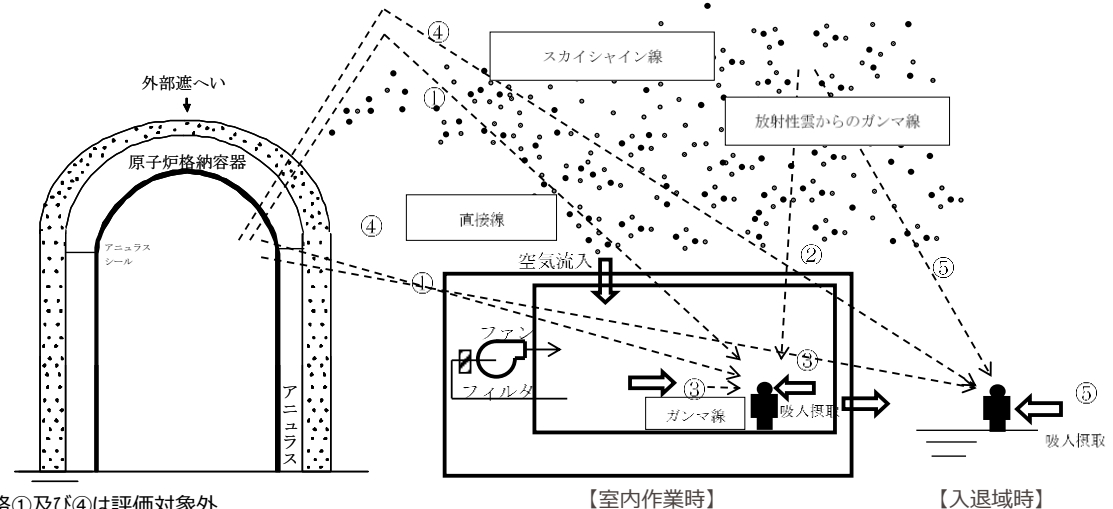
評価事象	SGRに伴う評価への影響
LOCA (仮想事故相当)	1次冷却材保有水量が増加することにより、格納容器内に放出されるエネルギーが増加し、原子炉格納容器内圧が高くなるが、内規に従って原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値（0～1日：0.15%/day、1～30日：0.075%/day）を設定しているため、SGRの影響を受けない。
SGTR (仮想事故相当)	1次冷却材保有水量が増加することにより、1次冷却材中の放射能濃度がわずかに低下するため（2次系に流出する1次冷却材の量に変わりはなく、2次系に流出する放射エネルギーがわずかに低下すること同意）、環境への放出放射エネルギーがわずかに低下する。

→以下、SGRに伴い影響を受けるSGTR時の被ばく評価について説明する。

【被ばく経路】

居住性評価では、運転員の直交代体制を考慮しており、室内作業時及び入退域時について被ばく経路ごとの線量を計算（下図参照）

評価事象	被ばく経路
室内作業時の被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく※
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退域時の被ばく	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく※
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく



※SGTRでは原子炉格納容器内への放射性物質の放出がないため、被ばく経路①及び④は評価対象外

【判断基準】

運転員の実効線量が30日間で100mSvを超えないこと

【主要な評価条件】

項目		SGR前	SGR後
評価事象に係る条件	評価期間	30日間	←
	評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 (仮想事故相当) 注2	←
炉心内蓄積量評価条件	炉心熱出力	定格出力(2,652MWt)の102%	←
	原子炉運転時間	最高30,000時間	←
放出放射線量評価条件	放出放射線量注1	希ガス：約 3.4×10^{15} Bq よう素：約 3.8×10^{12} Bq	希ガス：約 3.3×10^{15} Bq よう素：約 3.7×10^{12} Bq
大気拡散計算条件	気象資料	2006年1月～12月	2019年1月～12月
	累積出現頻度	小さいほうから97%	←
	着目方位	3号、4号とも対象は5方位（中央制御室）	←
	実効放出継続時間	1時間	←
中央制御室内放射性物質濃度計算条件	中央制御室非常用循環設備 よう素除去効率	90%	←
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h	←
運転員交代考慮条件	交代要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定	←

注1：希ガスはガンマ線エネルギー0.5MeV換算、よう素はI-131等価量（成人実効線量係数換算）

注2：仮想事故と設計基準事故時の被ばく評価（第十三条）の評価条件の差異は、放出放射線量をより大きく見積もるための設定の違い（※）であり、SGRに伴い1次冷却材保有水量が増加することにより、環境への放出放射線量がわずかに低下することの影響は共通。

※：仮想事故では、追加放出に寄与する放射線量を2倍（全量が事故発生直後に1次冷却系へ放出）、2次冷却系の弁からの蒸気漏えいを2倍、蒸気漏えい期間を1日間から30日間、有機よう素の形態を考慮。

【評価結果】

中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果は以下のとおり。

3号炉被災時、4号炉被災時ともに判断基準を満足し、中央制御室に係る既許可の設計方針に対する影響がないことを確認した。

蒸気発生器伝熱管破損	実効線量（判断基準≤100mSv）	
	3号炉被災時	4号炉被災時
SGR前（2006年気象）	約12mSv	約7.8mSv
SGR後（2006年気象）	約12mSv	約7.6mSv
SGR後（2019年気象）	約12mSv	約8.1mSv
（参考）LOCA（2019年気象）	約12mSv (SGR前：約11mSv)	約7.3mSv (SGR前：約7.1mSv)

- 設置許可基準規則第十三条及び第二十六条において要求されている、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び中央制御室の居住性評価に係る各評価項目に対して評価を行った。
- 結果、今回のSGRを踏まえても各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

設置許可基準規則	規則への適合性
第十三条 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	運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び中央制御室の居住性に係る各評価項目に対して評価を行い、各評価項目の判断基準を満足することが要求されている。 評価の結果、SGRによる影響は軽微であり、設置許可基準規則にて要求されている各評価項目の判断基準を満足することを確認した。
第二十六条 原子炉制御室等	

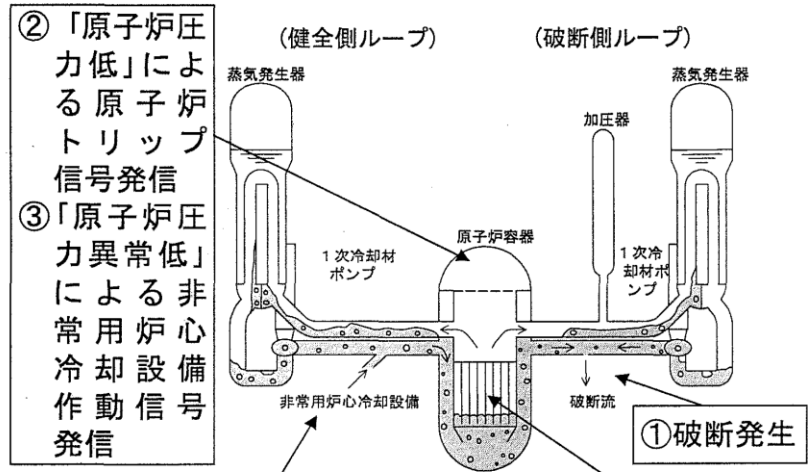
以下参考

【小破断LOCA】

— 事象進展、評価条件、評価結果概要 —

(液相部破断：低温側配管約0.25m径スプリット破断)

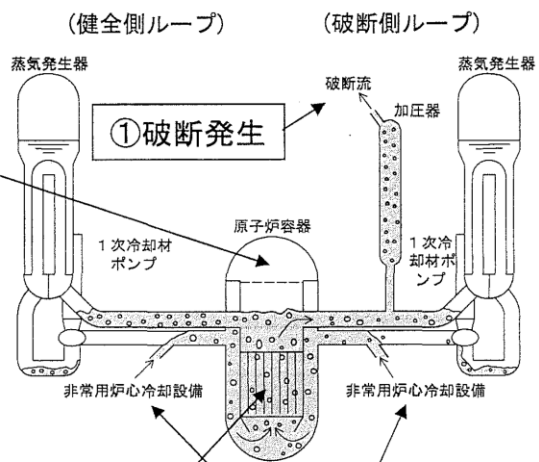
(気相部破断：加圧器気相部約0.13m径破断)



- ②「原子炉圧力低」による原子炉トリップ信号発信
- ③「原子炉圧力異常低」による非常用炉心冷却設備作動信号発信

- ④高圧注入系注入開始
- ⑥蓄圧注入系注入開始

- ⑤炉心露出開始、燃料被覆管温度上昇
- ⑦炉心水位上昇
- ⑧燃料被覆管温度低下
- ⑨炉心上部再冠水
- ⑩再循環モードによる長期冷却



- ②「原子炉圧力低」による原子炉トリップ信号発信
- ③「原子炉圧力異常低」による非常用炉心冷却設備作動信号発信

- ⑥再循環モードによる長期冷却

- ④高圧注入系注入開始
- ⑤蓄圧注入系注入開始

SGRによる1次側保有水量の増加に伴いRCS減圧が遅くなることに伴い蓄圧注入開始も遅くなり炉心再冠水が遅れる
⇒評価結果は厳しくなる方向

【評価結果】

液相部破断

- 燃料被覆管最高温度 : 約752℃ (約742℃※) ≤ 1,200℃
- 局所的最大Zr-水反応量 : 約0.1% (同左※) ≤ 15%
- 全炉心平均Zr-水反応量 : 0.1%以下

気相部破断

- 炉心は露出しない (同左※)

※ 既許可の評価結果

参考：安全評価の評価結果まとめ（事故時被ばく除く）

以下に示すとおり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

【運転時の異常な過渡変化（1 / 2）】

事象		(イ) 最小DNBR	(ロ) 燃料中心温度 (ハ) 燃料エンタルピ	(ニ)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き		-	燃料エンタルピの最大値：約346kJ/kg ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値：約80kJ/kg	約17.9MPa[gage]
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	速い引き抜き	約1.62	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：約2,140℃ 燃料中心温度(MOX燃料)：約2,130℃	約0.5MPa上昇※1
	遅い引き抜き	約1.45	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：約2,320℃ 燃料中心温度(MOX燃料)：約2,320℃	約0.7MPa上昇※1
制御棒の落下及び不整合	落下(自動)	約1.48	溶融点未満	約0.2MPa上昇※1
	落下(手動)	初期値より上昇		初期値より低下
	不整合	約1.55		初期値から変化なし
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	プラント起動時	警報発信から臨界となるまでの時間は約12分(現行約12分)であり、運転員が異常状態を検知しこれを終結させるのに操作時間(約25秒)を考慮しても十分な時間余裕(10分以上)がある。		
	出力運転時	<p>【制御棒クラスタ自動運転時】 制御棒クラスタ自動挿入後、挿入限界到達から停止余裕を失うまでの時間は約24分(現行約24分)であり、運転員が異常状態を検知しこれを終結させるのに操作時間(約25秒)を考慮しても十分な時間余裕(10分以上)がある。</p> <p>【制御棒クラスタ手動運転時】 「過大温度ΔT高」信号により原子炉は自動停止する。この時の反応度添加率は約$1.3 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/秒$であり、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」事象にて想定している反応度添加率の範囲内($0.5 \times 10^{-5} \sim 86 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/秒$)となるため、各評価項目(イ)(ロ)(ニ)の値もこの事象の範囲内に収まり、判断基準を超えない。</p>		
判断基準	≥ 1.17	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：< 2,590℃ 燃料中心温度(MOX燃料)：< 2,520℃ 燃料エンタルピの最大値：≤ 712kJ/kg ピーク出力部燃料エンタルピ増分：< 209kJ/kg※2	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力：≤ 18.88MPa[gage]	

注：グレーハッチングの事象は影響なしと整理した事象で既許可での結果を記載

※1：通常運転時の原子炉圧力は約15.4MPa[gage]

※2：ペレット燃焼度40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満までのPCMI破損しきい値

参考：安全評価の評価結果まとめ（事故時被ばく除く）

以下に示すとおり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

【運転時の異常な過渡変化（2 / 2）】

事象	(イ) 最小DNBR	(ロ) 燃料中心温度	(ニ)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
原子炉冷却材流量の部分喪失	約1.80	溶融点未満	約0.4MPa上昇 ^{※1}
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	約1.35	約2,310℃(UO ₂ 燃料) 約2,310℃(MOX燃料)	約0.8MPa上昇 ^{※1}
外部電源喪失	「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」で包含される。		
主給水流量喪失	—	—	約17.9MPa[gage] ^{※2} (現行約17.9MPa[gage])
蒸気負荷の異常な増加	約1.69	溶融点未満	約0.2MPa上昇 ^{※1}
2次冷却系の異常な減圧	原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。		過度に上昇することはない。
蒸気発生器への過剰給水	約1.84	溶融点未満	約0.2MPa上昇 ^{※1}
負荷の喪失	約1.70	溶融点未満	約18.2MPa[gage]
原子炉冷却材系の異常な減圧	約1.63	—	—
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	DNBRは初期値より増加し、原子炉圧力は過度に上昇することはない。		
判断基準	≥ 1.17	燃料中心温度(UO ₂ 燃料) : < 2,590℃ 燃料中心温度(MOX燃料) : < 2,520℃	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 : ≤ 18.88MPa[gage]

注：グレーハッチングの事象は影響なしと整理した事象の既許可での結果を記載

※1：通常運転時の原子炉圧力は約15.4MPa[gage]

※2：両方とも解析コードMARVELによる結果。BLKOUTによる現行の結果は、約17.8MPa[gage]

以下に示すとおり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

【設計基準事故（1 / 3）】

事象		(イ) 最小DNBR (イ)-1 燃料被覆管最高温度(PCT) (イ)-2 化学量論的酸化量(ECR) (イ)-3 全炉心平均ジルコニウム-水反応量	(ハ) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値
原子炉冷却材喪失※1	大破断	PCT：約1,035℃（現行約1,044℃） ECR：約3.6%（現行約4.0%） 全炉心平均ジルコニウム-水反応量：0.3%以下	-
	小破断	PCT：約752℃（現行約742℃） ECR：約0.1%（現行約0.1%） 全炉心平均ジルコニウム-水反応量：0.1%以下	-
原子炉冷却材流量の喪失		最小DNBR：約1.66	約0.6MPa上昇※2
原子炉冷却材ポンプの軸固着		最小DNBR：約1.24	約17.7MPa[gage]
主給水管破断		最小DNBR：約1.58 （現行約1.66）	約18.2MPa[gage] （現行約18.2MPa[gage]）
判断基準		最小DNBR：≥ 1.17 PCT：≤ 1,200℃ ECR：≤ 15% 全炉心平均ジルコニウム-水反応量：≤ 1%	≤20.59MPa[gage]

注：グレーハッチングの事象は影響なしと整理した事象の既許可での結果を記載

※1：事象発生後、拡大防止対策により、燃料棒の熱除去が順調に行われ、燃料被覆管温度が低い温度に落ち着いた後は、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り、この低い温度が維持できるため、判断基準(イ)-4（長期間にわたる崩壊熱除去）についても満足することを確認している。

※2：通常運転時の原子炉圧力は約15.4MPa[gage]

以下に示すとおり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

【設計基準事故（2 / 3）】

事象	(イ) 最小DNBR (ロ) 燃料エンタルピ	(ハ) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値
主蒸気管破断	最小DNBR：約2.14	過度に上昇することはない。
制御棒飛び出し	燃料エンタルピの最大値： 約450kJ/kg(UO ₂ 燃料) 約449kJ/kg(MOX燃料)	約17.1MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管破損	最小DNBR：約1.55	—
判断基準	最小DNBR：≥ 1.17※1 燃料エンタルピの最大値(UO ₂ 燃料)： ≤ 833kJ/kg 燃料エンタルピの最大値(MOX燃料)： ≤ 770kJ/kg	≤20.59MPa[gage]

注：グレーハッチングの事象は影響なしと整理した事象の既許可での結果を記載

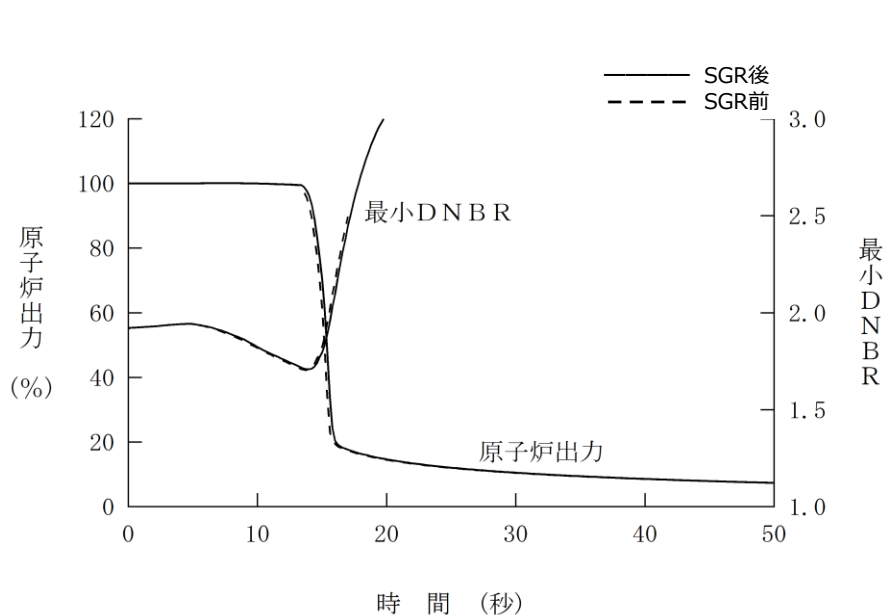
※1：W-3相関式を使用する「主蒸気管破断」では1.30以上

以下に示すとおり、各評価項目の判断基準を満足することを確認した。

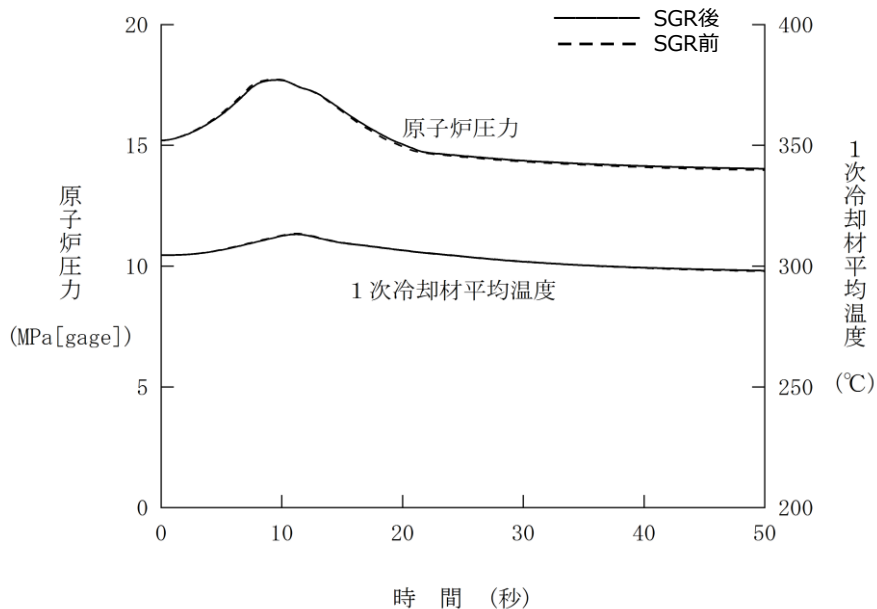
【設計基準事故（3 / 3）】

事象	(二) 原子炉格納容器圧力	可燃性ガスの濃度
原子炉格納容器内圧評価 (原子炉冷却材喪失)	約0.252MPa[gage] (現行約0.249MPa[gage])	-
可燃性ガスの発生 (原子炉冷却材喪失)	-	水素濃度：約3.0% (現行約3.0%)
判断基準	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力： ≤ 0.283MPa[gage] (最高使用圧力)	水素濃度（事故後30日間）：≤ 4% 又は 酸素濃度（事故後30日間）：≤ 5%

- SGRにより評価に影響がある事象については各評価項目の判断基準を満足することを確認
- 一方、評価に影響がないと整理した事象に対する影響についても「負荷の喪失」事象を代表に確認
- 下図のとおり、SGR前後で事象進展に有意な差異はなく、評価結果に影響はない



最小DNBRの推移 (負荷の喪失)



原子炉圧力の推移 (負荷の喪失)

【SGRによる評価結果への影響】

○最小DNBR

1次系温度の上昇が緩和される方向であるため、最小DNBRは判断基準に対する余裕がわずかに増加する方向であるが影響はない

○原子炉圧力

1次冷却材保有水量の増加により冷却材の膨張量は増加する方向である一方、1次冷却材保有水量の増加に伴う1次系温度の上昇は緩和される方向であるため、これらの要因が互いに相殺されることにより、原子炉圧力最大値に与える影響はない

参考：気象資料等の更新に伴う被ばく評価への影響について

本申請では、蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更を受け、平常時及び事故時被ばく評価を実施した。評価に当たっては、大気拡散評価に用いる評価条件のうち、

- ①**気象資料の更新**（既許可：2006年 → 本申請：2019年）
- ②**放出源の有効高さの更新**（保守点検建屋の影響を反映）

を反映した。

【被ばく評価への影響】

既許可に対する蒸気発生器取替え、気象資料の更新(①)及び放出源の有効高さの更新(②)による被ばく評価への影響について、比較した結果を以下に示す。

	平常時被ばく	事故時被ばく※
既許可	約11 μ Sv/年	約2.8mSv
蒸気発生器取替え（2006年気象）	約11 μ Sv/年	約2.7mSv
蒸気発生器取替え ① 気象資料の更新（2019年気象）	約15 μ Sv/年	約3.0mSv
蒸気発生器取替え ① 気象資料の更新（2019年気象） ② 放出源の有効高さの更新	約15 μ Sv/年	約3.0mSv
線量目標値/判断めやす	$\leq 50\mu$ Sv/年	≤ 5 mSv

※線量が最大となる蒸気発生器伝熱管破損の評価結果

①については1～3割増加する程度の影響であり、②については有意な影響がなく、いずれも線量目標値、判断のめやすを下回る。

1. 気象資料

平常時・事故時被ばく評価では、気象指針に基づき、発電所で観測した1年間の気象資料を用いて大気拡散評価を行うが、このとき、代表気象年の気象資料に対して至近10年間の観測記録による検定を行い、最近の気象状態と比較して代表性があることを確認したうえで、評価に使用している。

設置変更許可における気象資料の更新の考え方、本申請において2019年の気象資料に更新した経緯を以下に示す。

(1) 設置変更許可における気象資料の更新の考え方

- 従来より、設置変更許可においては、平常時・事故時被ばく評価の内容を見直す申請案件があり（放出放射エネルギー、屋内線源強度、放射線防護設計の変更等）、かつ、気象資料の更新が必要となった場合には、申請書に記載している気象資料（代表気象年）を見直すプロセスとしている。
- 一方、気象資料の更新が不要であった場合には、被ばく評価にはこれまでの代表気象年の気象資料を使用し、申請書に記載の気象資料の見直しは行わない。

(2) 本申請において気象資料を更新した経緯

- 最近の気象状態と比較して代表性があることの確認は毎年実施するプロセスとしており、安全性向上評価届出書にその確認結果を記載している。既許可に記載の気象資料（2006年）から2019年の気象資料への更新及び平常時・事故時被ばく評価結果については、高浜3号炉（4号炉）の第3回安全性向上評価届出書に以下のとおり記載。

	2006年気象	2019年気象	線量目標値／判断基準
平常時被ばく	約11 μ Sv／年	約14 μ Sv／年	$\leq 50\mu$ Sv／年
事故時被ばく	約2.8mSv	約3.1mSv	≤ 5 mSv

- 本申請では、蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギー等の変更を受け、平常時・事故時の被ばく評価を実施した。
- 上記で代表性を確認した2019年の気象資料は、最近の気象状態と比較して継続的に代表性があることを確認しており、本申請の被ばく評価において最新の評価条件として使用し、申請書に記載の気象資料（代表気象年）を見直した。

2. 風洞実験の実施及び放出源の有効高さ

平常時・事故時被ばく評価では、気象指針に基づき、発電所周辺を再現した模型を使用した風洞実験により「放出源の有効高さ」を求め、大気拡散評価に使用している。

(1) 風洞実験の実施の考え方

○風洞実験は、前回実験した際の敷地内の建屋配置状況から新たに建屋の設置（予定）があり、新設建屋の高さを2.5倍した値に建屋設置面の標高を加えた値が、排気筒の高さ以上になる場合において実施し、「放出源の有効高さ」への影響を確認するプロセスとしている。

(2) 風洞実験の実施と本申請における放出源の有効高さの更新

○今回設置予定の保守点検建屋は上記考え方に該当するため、風洞実験に用いる発電所周辺を再現した模型に同建屋を反映し、放出源の有効高さへの影響を確認した。

①建屋高さ [設置面からの高さ]	②建屋設置面 [標高]	①×2.5+②	排気筒高さ [標高]
約20m	約78m	約130m	> 約84m

○風洞実験は、既許可添付書類六「2.6 参考資料」に記載の高浜発電所風洞実験報告書（平成31年2月）と同じ方法により実施した。

○大気拡散評価に用いる「放出源の有効高さ」は、実験値を5m単位で厳しめに丸めた値を設定しているが、実験の結果、一部の評価対象方位において保守点検建屋の影響が認められたことから、本申請の被ばく評価では、今回の実験で得られた「放出源の有効高さ」を最新の評価条件として使用した。

【3号炉被災時（SGTR）】

被ばく経路		実効線量（mSv）		
		SGR前 （2006年気象）	SGR後 （2006年気象）	SGR後 （2019年気象）
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.2×10^{-1}	約 3.1×10^{-1}	約 3.7×10^{-1}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.2×10^1	約 1.1×10^1	約 1.1×10^1
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 6.2×10^{-3}	約 6.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 6.2×10^{-3}	約 6.0×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
小計（①+②+③+④+⑤）		約12（注）	約12（注）	約12（注）

（注）有効数字2桁で切り上げた値

【4号炉被災時（SGTR）】

被ばく経路		実効線量（mSv）		
		SGR前 （2006年気象）	SGR後 （2006年気象）	SGR後 （2019年気象）
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.1×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 7.6×10^0	約 7.4×10^0	約 7.8×10^0
	小計（①+②+③）	約 7.8×10^0	約 7.6×10^0	約 8.0×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.6×10^{-3}	約 4.5×10^{-3}	約 4.7×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 4.6×10^{-3}	約 4.5×10^{-3}	約 4.7×10^{-3}
小計（①+②+③+④+⑤）		約7.8（注）	約7.6（注）	約8.1（注）

（注）有効数字2桁で切り上げた値