

高浜発電所 安全審査資料
2-2-改3
2023年11月24日

高浜発電所 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

(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)

2023年11月

関西電力株式会社

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

緑字は前回からの変更箇所を示す。

<目次>

1. 概要
 2. 蒸気発生器取替えに伴う安全評価への影響について
 - 2.1 蒸気発生器取替えに伴う安全評価への影響
 - 2.2 蒸気発生器取替えに伴い影響を受ける事象について
 - 2.3 その他
 3. 解析結果
-
- 添付 1 各事象の説明（運転時の異常な過渡変化の解析）
 - 添付 2 各事象の説明（設計基準事故の解析）
 - 添付 3 各事象の説明（設計基準事故時の被ばく評価）
-
- 別添 1 事象概要
 - 別添 2 補足説明

1. 概要

高浜発電所3号炉及び4号炉においては、蒸気発生器の取替えに伴う、安全保護系、原子炉停止系、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、「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。）等に従い、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について安全評価を実施している。

本資料は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故（事故時に発電所周辺の公衆が受ける実効線量の評価を含む。）」の評価についてまとめたものである。

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。

適合のための設計方針

第 1 項及び第 2 項について

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。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、要件を満たす設計とする。

2. 蒸気発生器取替えに伴う安全評価への影響について

2.1 蒸気発生器取替えに伴う安全解析条件への影響

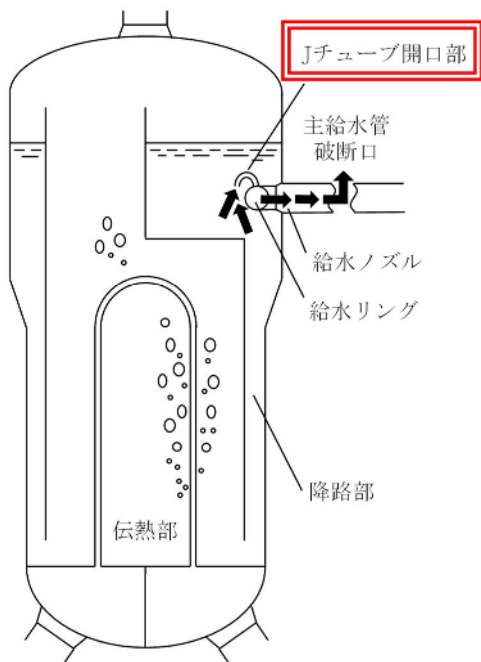
高浜発電所3号炉及び4号炉の蒸気発生器について、現在供用されている51F型の蒸気発生器から54FⅡ型への取替えを予定していることから、安全評価において考慮すべき仕様（以下、「SG関連データ」という。）について、取替え前後の比較を第2.1-1表に示す。また、蒸気発生器給水リング構造の変更に伴う主給水管の最小流路断面積の比較を第2.1-1図に示す。

第2.1-1表 SG関連データの比較

SG関連データ	現行SG (51F型)	SGR後 (54FⅡ型)
① 伝熱性能 (Wt/°C)	<input type="text"/>	←
② 1次側圧力損失 (MPa)	<input type="text"/>	←
③ 1次冷却材体積 (m ³ /基)*	31(<input type="text"/>)	33(<input type="text"/>)
④ 2次側保有水量 (ton/基)	50(<input type="text"/>)	51(<input type="text"/>)
⑤ 主給水管の最小流路断面積(m ²)	<input type="text"/> Jチューブ部	<input type="text"/> 給水リング部

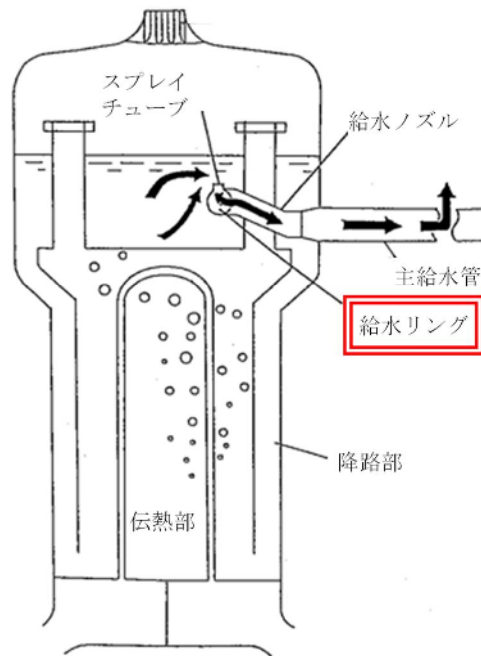
* 1次冷却材保有水量全体 (SG施栓率: 0%) は
現行SG: 263m³、SGR後: 271m³ (約3%の増加)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



SG2次側保有水流出のイメージ図
(取替前：51F型)

蒸気発生器取替え前



SG2次側保有水流出のイメージ図
(取替後：54F II型)

➡：事象発生時の放出経路
 □：最小断面部

蒸気発生器取替え後

注：「主給水管破断」事象発生時

第 2.1-1 図 蒸気発生器給水リング構造の変更に伴う
主給水管の最小流路断面積の比較

2.2 蒸気発生器取替えに伴い影響を受ける事象について

蒸気発生器取替えにより影響を受ける安全解析事象について、SG 関連データごとに評価結果へ与える影響の特徴を整理した。整理した結果を影響の程度とともに第 2.2-1 図に示す。蒸気発生器取替えによる影響は総じてわずかである。

- ・ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

1 次冷却材保有水量が増加することにより、保有水量に反比例してほう素の希釈速度は低下し、運転員操作時間の余裕が増加するが、その影響は有意ではない。

- ・ 主給水流量喪失

蒸気発生器 2 次側保有水量が増加することにより、蒸気発生器除熱量はわずかに増加するが、その影響は有意ではない。

- ・ 原子炉冷却材喪失（E C C S 性能評価）

1 次冷却材保有水量が増加することにより、1 次冷却材の熱流動挙動に影響を与えるため、評価結果に影響を及ぼす。大破断 L O C A では燃料被覆管の最高温度はわずかに低下する。

- ・ 主給水管破断

蒸気発生器 2 次側保有水量が増加することにより、蒸気発生器除熱能力に影響を与えるが、その影響は有意ではない。

また、給水リングの構造変更により、解析で仮定する主給水管の最小流路断面積が増加するため、評価結果に影響を及ぼす。このため、D N B R については低下する。一方、原子炉圧力については、加圧器安全弁の作動で抑制され、影響は有意ではない。

- ・ 原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）

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。また、格納容器内雰囲気温度がわずかに増加するが、可燃性ガス（水

素) 濃度への影響は有意ではない。

- ・ 被ばく評価 (放射性気体廃棄物処理施設の破損)

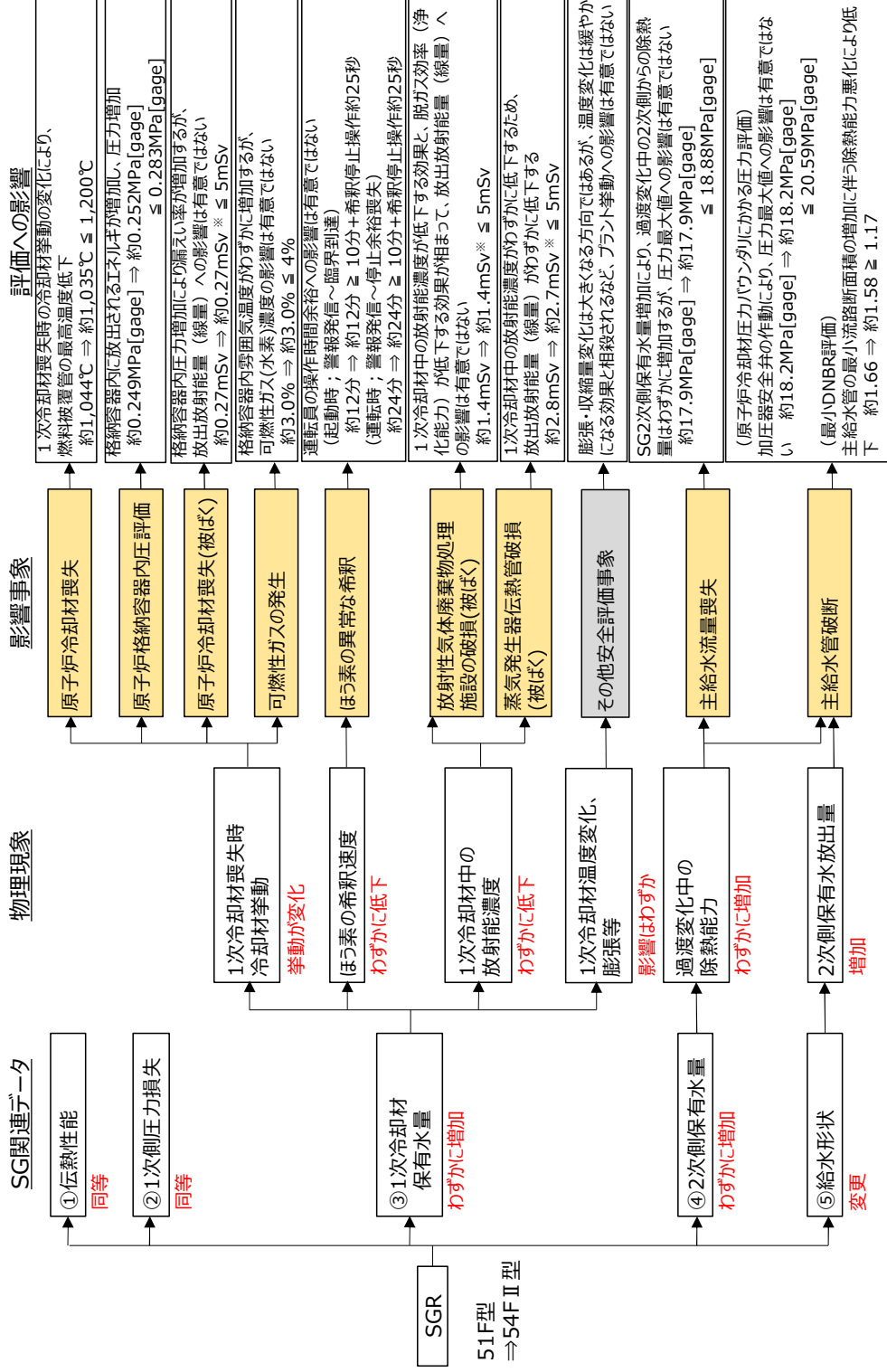
1次冷却材保有水量が増加することにより、1次冷却材中の放射能濃度が低下する効果と、脱ガス効率(浄化能力)が低下する効果が相まって、放出放射エネルギーへの影響は有意ではない。

- ・ 被ばく評価 (原子炉冷却材喪失)

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、放出放射エネルギーへの影響は有意ではない。

- ・ 被ばく評価 (蒸気発生器伝熱管破損)

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し、放出放射エネルギーがわずかに低下するため、実効線量はわずかに低下する。



※ 蒸気発生器取替え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

第 2.2-1 図 蒸気発生器取替えによる安全解析への影響

2.3 その他

(1)解析に使用する計算プログラムについて

今回解析に使用する計算プログラムについて、既許可との比較を表 2.3.1 に示す。既許可と比べ「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。それ以外は既許可と同じである。

表 2.3.1 解析に使用する計算プログラム一覧表

分類	解析事象	使用計算プログラム	
		既許可	本申請
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	ほう素の 異常な希釈	—	—
炉心内の熱発生 又は熱除去の 異常な変化	主給水流量喪失	BLKOUT	MARVEL
原子炉冷却材の 喪失又は炉心冷 却状態の著しい 変化	原子炉冷却材喪失 (大破断)	SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M	同左
	原子炉冷却材喪失 (小破断)	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV	同左
	主給水管破断	MARVEL FACTRAN THINC-III	同左
原子炉格納容器 内圧力、雰囲気 等の異常な変化	原子炉格納容器 内圧評価	SATAN-VI WREFLOOD COCO	同左

(2)被ばく評価に使用する気象条件について

既許可の事故時被ばく評価は、敷地において観測した 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの 1 年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかの検討を行ったところ、代表性がないことを確認している。

このため、本申請では、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断した 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料を用いて、評価を実施した。

3. 解析結果

「2. 蒸気発生器取替えに伴う安全評価への影響について」において蒸気発生器取替えに伴う影響があると整理した以下の事象について、解析結果を解析条件とともに添付 1~3 に記載する。

添付 1（運転時の異常な過渡変化の解析）

- ・原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
- ・主給水流量喪失

添付 2（設計基準事故の解析）

- ・原子炉冷却材喪失（ECCS 性能評価）
- ・主給水管破断
- ・原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）
- ・可燃性ガスの発生

添付 3（設計基準事故時の被ばく評価）

- ・放射性気体廃棄物処理施設の破損
- ・原子炉冷却材喪失
- ・蒸気発生器伝熱管破損

なお、被ばく評価については、評価に使用する気象資料を 2006 年の気象資料から 2019 年の気象資料に変更しているため、蒸気発生器取替えに伴う影響がない以下の被ばく評価結果についても添付 3 に記載する。

- ・燃料集合体の落下
- ・制御棒飛び出し

これらの評価結果はいずれも判断基準を満足しており、蒸気発生器取替えに伴う影響を踏まえても、第十三条の要件を満たしている。

各事象の説明
(運転時の異常な過渡変化の解析)

目 次

1. 各事象の詳細説明	添付 1-1
1.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	添付 1-1
(1) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	添付 1-1
1.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	添付 1-5
(1) 主給水流量喪失	添付 1-5
2. 解析結果	添付 1-14
2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	添付 1-14
2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	添付 1-15

表

- 表 1 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）」の
解析条件及び解析結果……………添付 1-3
- 表 2 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）」の
解析条件及び解析結果……………添付 1-4
- 表 3 「主給水流量喪失」の主要事象クロノロジ……………添付 1-8
- 表 4 「主給水流量喪失」の解析条件及び解析結果……………添付 1-9

図

- 図 1 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の事象過程 ……添付 1-2
- 図 2 「主給水流量喪失」のコード体系 ……添付 1-6
- 図 3 「主給水流量喪失」の事象過程 ……添付 1-7
- 図 4 解析に使用したドップラ出力係数 ……添付 1-11
- 図 5 主給水流量喪失(1/2) ……添付 1-12
- 図 6 主給水流量喪失(2/2) ……添付 1-13

1. 各事象の詳細説明

1.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(1) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

b. 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図1に示す。

解析条件及び解析結果を表1～表2に示す。

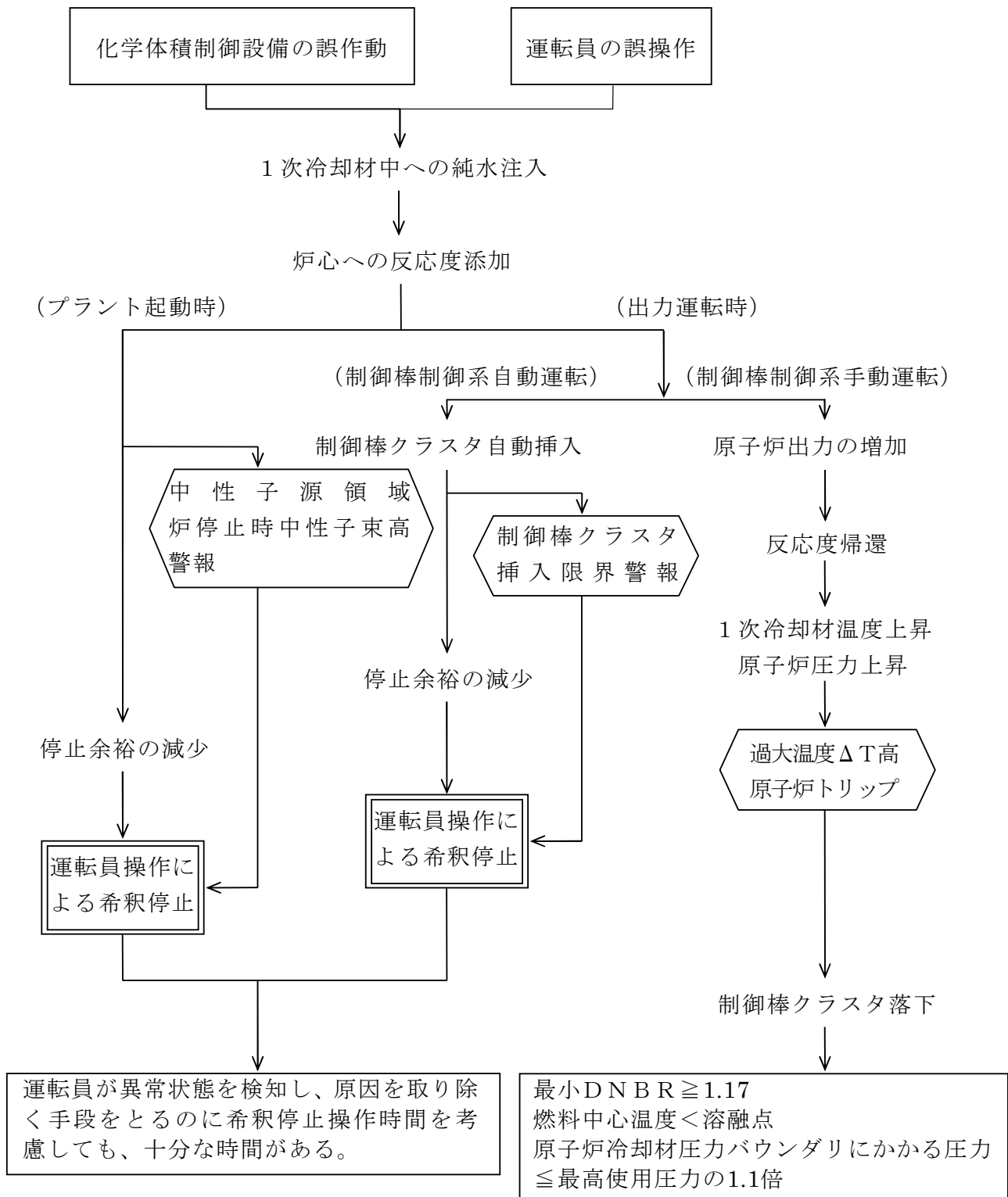


図1 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の事象過程

表1 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名		
		原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）		
		使用値等	選 定 理 由	
解 析 条 件	外 乱 条 件 (希 釈 流 量) m ³ /h	81.8	設計上許容される最大流量 (1次系補給水ポンプ2台運転)	
	1次冷却材体積 m ³	215 (注1)	結果が厳しくなるよう加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積	
	原子炉冷却材 初期ほう素濃度 ppm	2,800	燃料取替停止時の最低ほう素濃度	
	臨界ほう素濃度 ppm	1,850	サイクル初期、低温時に予想される臨界ほう素濃度を上回る値	
	単 一 故 障	—	解析上、安全機能の動作には 至らない。	
	蒸気発生器伝熱管施栓率%	10	最大施栓率を使用	
	解 析 コ ー ド	—		
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号	—			
解 析 結 果			結 果	判 断 基 準
	最 小 D N B R	「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報（停止時中性子束レベルの0.8デカ ード上）から臨界までに約12.3分 (注2) を要する。 運転員が異常な状態を検知（10分）し、 原因を取り除く手段をとるのに希釈停止 操作時間（25秒 (注3)）を考慮しても十分 な時間がある。 原子炉は臨界に至らないので、最小DNBR、 燃料中心温度及び原子炉冷却材圧力バ ウンダリ圧力の点で問題とならない。	≥ 1.17	
	燃 料 中 心 温 度		溶融点未満	
	原 子 炉 圧 力		原子炉冷却材圧 力バウンダリに かかる圧力 ≤ 18.88MPa [gage] (最高使用 圧力の1.1倍)	

(注1) SGR前の解析条件：208

(注2) SGR前の解析結果：約11.9分

(注3) 希釈停止操作は、運転員の操作開始から操作完了までの時間（β）を運転員の診断時間（10分）とは別に考慮している。βの内訳は以下の通りである。

1次系補給水制御弁操作器による弁閉止	25秒	} 最大25秒*
充てんライン制御弁操作器による弁閉止	25秒	
1次系補給水ポンプ操作器によるポンプ停止操作	5秒	
β	25秒	

* 希釈の停止はいずれかを行えばよい。

表2 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）」の解析条件及び解析結果

①制御棒手動制御運転、②制御棒自動制御運転

項 目		解析条件名	
		原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件 (希 釈 流 量) m ³ /h	37.5	設計上許容される最大流量 (充てん/高圧注入ポンプ3台運転)
	1次冷却材体積 m ³	215 (注1)	結果が厳しくなるよう加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積
	原子炉冷却材 初期ほう素濃度 ppm	1,900	出力運転中に予想される最高濃度を上回る値
	停止余裕喪失時 ほう素濃度 ppm	1,720	初期ほう素濃度1,900ppmから停止 余裕分を差し引いて算出した値
	原子炉停止余裕 %Δk/k	1.8	炉心の安全性確認項目における安全 解析使用値
	単 一 故 障	—	解析上安全機能の動作には至らない。
	蒸気発生器伝熱管施栓 率 %	10	最大施栓率を使用
解 析 コ ー ド		—	
原子炉トリップ信号		—	
解 析 結 果		結 果	判断基準
	最 小 D N B R	①手動制御 反応度添加率は「出力運転中の制御棒の 異常な引き抜き」解析に包絡され問題と ならない。	≥ 1.17
	燃 料 中 心 温 度	②自動制御 「制御棒クラスタ挿入限界」に達した後、 さらに希釈が続けられて、停止余裕 を失うに至るまで約24.4分(注2)を要する。 運転員が異常な状態を検知(10分)し、原因 を取り除く手段をとるのに、希釈停止操 作時間(25秒(注3))を考慮しても十分な時 間がある。	溶融点未満
	原 子 炉 圧 力	原子炉出力は変化しないので、最小DNBR、 燃料中心温度及び原子炉冷却材圧力バ ウンダリ圧力の点で問題とならない。	原子炉冷却材圧 力バウンダリに かかる圧力 ≤ 18.88MPa [gagel] (最高使 用圧力の1.1倍)

(注1) SGR前の解析条件：208

(注2) SGR前の解析結果：約23.7分

(注3) 希釈停止操作は、運転員の操作開始から操作完了までの時間(β)を運転員の診断時間(10分)とは別に考慮している。βの内訳は以下の通りである。

1次系補給水制御弁操作器による弁閉止	25秒	} 最大25秒*
充てんライン制御弁操作器による弁閉止	25秒	
1次系補給水ポンプ操作器によるポンプ停止操作	5秒	
β	25秒	

*希釈の停止はいずれかを行えばよい。

1.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(1) 主給水流量喪失

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

b. 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

コード体系を図2に示す。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図3に示す。

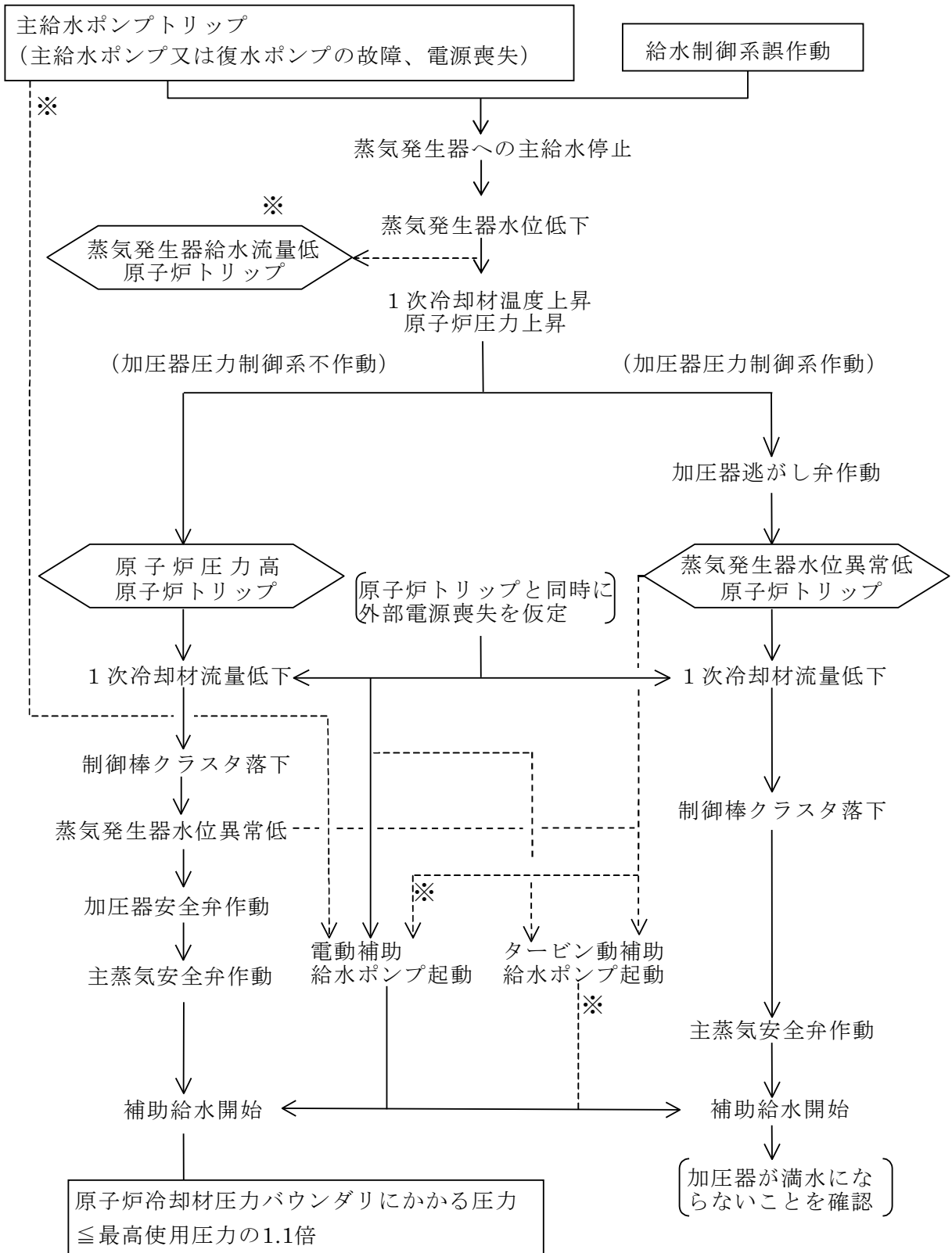
主要事象クロノロジを表3に示す。

解析条件及び解析結果を表4及び図4～図6に示す。

なお、図中、「原子炉圧力」は解析コードにおける計算点である加圧器サージ管接続部における圧力を示す。



図2 「主給水流量喪失」のコード体系



※解析結果を厳しくするように解析では仮定していない

図3 「主給水流量喪失」の事象過程

表3 「主給水流量喪失」の主要事象クロノロジ

① 圧力解析

時刻 (秒)	事 象
0	主給水流量喪失
約 2 8	「原子炉圧力高」信号トリップ限界値到達
約 3 0	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 3 3	原子炉圧力最大
約 9 0	補助給水開始
6, 0 0 0	計算終了

② 水位解析

時刻 (秒)	事 象
0	主給水流量喪失
約 5 3	「蒸気発生器水位異常低」信号トリップ限界値到達
約 5 5	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 5 7	加圧器保有水量最大
約 1 1 5	補助給水開始
6, 0 0 0	計算終了

表4 「主給水流量喪失」の解析条件及び解析結果

①加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力上昇の点で厳しい）

②加圧器圧力制御系作動（1次冷却材の膨張の点で厳しい）

項 目		解析件名	主給水流量喪失	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	外 乱 条 件	全ての蒸気発生器への給水が停止	指針どおり	
	減速材密度係数 ($\Delta k/k$)/(g/cm ³)	0	出力運転時の最小値を保守的に包含する値であり、反応度帰還による出力減少効果を最小にする。	
	ドップラ出力係数 ($\Delta k/k$)/%出力	図4の上限値	トリップ時の負の反応度添加を最小にするようドップラの反応度負帰還を最大にする。	
	原子炉出力%	102	定常誤差を考慮した上限値	
	1次冷却材平均温度℃	①304.5 ②300.1	①定常誤差を考慮した上限値 ②定常誤差を考慮した下限値で1次冷却材の膨張を最大にする。	
	原子炉圧力 MPa[gage]	①15.20 ②15.62	①原子炉圧力高トリップ信号発信を遅らせて1次冷却材中の蓄積熱を大きくし原子炉圧力評価を厳しくするため定常誤差を考慮した下限値を使用 ②1次冷却材量を大きくし膨張時の加圧器保有水量評価を厳しくするため定常誤差を考慮した上限値を使用	
	加圧器保有水量%	62	最大値	
	蒸気発生器水位	定格出力運転時設定水位 ^(注1)	定格値	
	崩壊熱	ANS-5.1に基づく曲線	ECCS性能評価指針にて使用が認められている。	
	単一故障	電動補助給水ポンプ1台が3基の蒸気発生器へ80m ³ /hで給水する。 (タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。)	除熱の観点で厳しい。 補助給水設備の妥当性を示すため、2台ある電動補助給水ポンプのうち1台のみの動作を仮定(原子炉トリップ60秒後に起動)	
	外部電源	無(原子炉トリップと同時)	除熱の観点で厳しい。	
	蒸気発生器伝熱管施栓率	10	最大施栓率を使用	
	その他	タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁は不動作(主蒸気安全弁のみ動作)	除熱の観点で厳しい	
解析コード	MARVEL (原子炉の過渡応答の解析) ^(注2)			
原子炉トリップ信号	①原子炉圧力高 ^(注3) ②蒸気発生器水位異常低			

表4 「主給水流量喪失」の解析条件及び解析結果（つづき）

①加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力上昇の点で厳しい）

②加圧器圧力制御系作動（1次冷却材の膨張の点で厳しい）

項 目		解析件名	主給水流量喪失	
			結 果	判 断 基 準
解 析 結 果	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	①約17.4 〔原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力約17.9〕	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力 ≤ 18.88（最高使用圧力の1.1倍）	
	そ の 他 （加圧器保有水量）		②加圧器の液相は最大 約34m ³ （加圧器容積の約82%）	（加圧器は満水にならないこと。）

(注1) SGR前(BLKOUTコード)の解析条件：狭域水位検出器下端

(注2) SGR前の解析コード：BLKOUT

(注3) SGR前(BLKOUTコード)の原子炉トリップ信号：蒸気発生器水位異常低

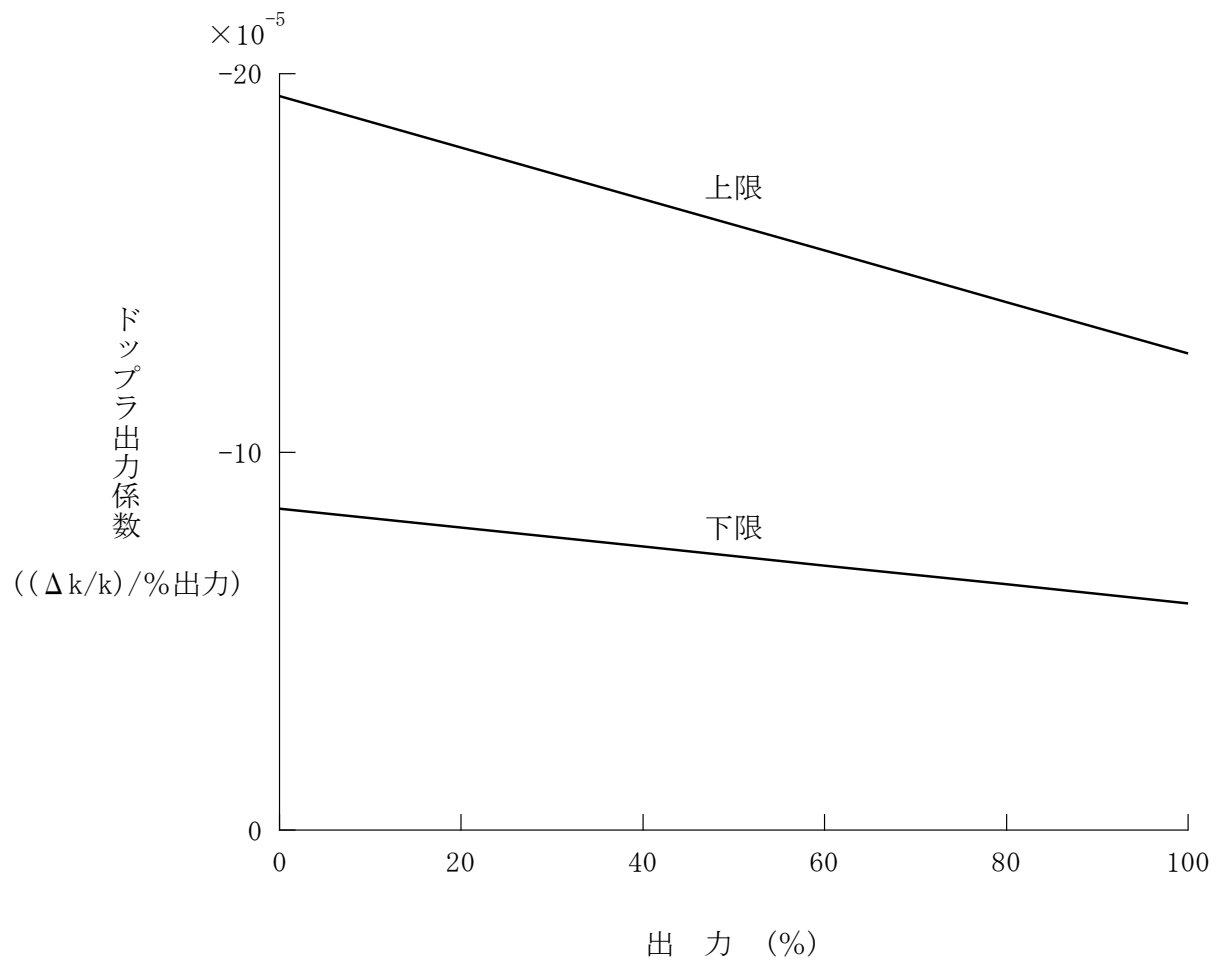


図4 解析に使用したドップラ出力係数

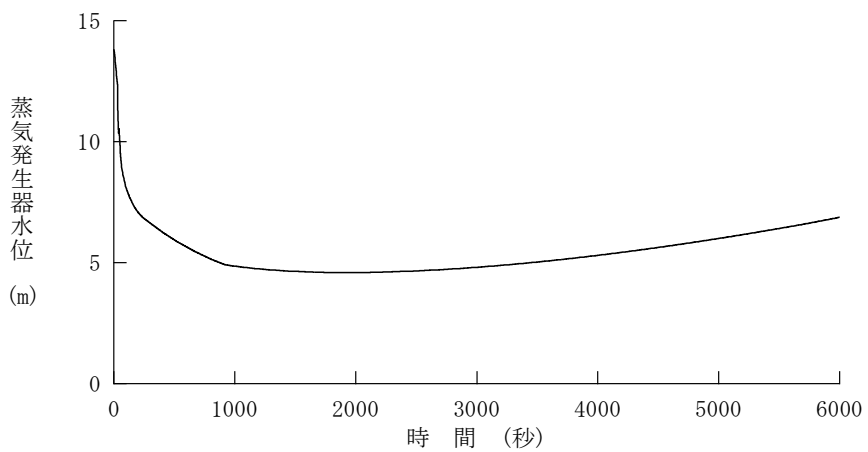
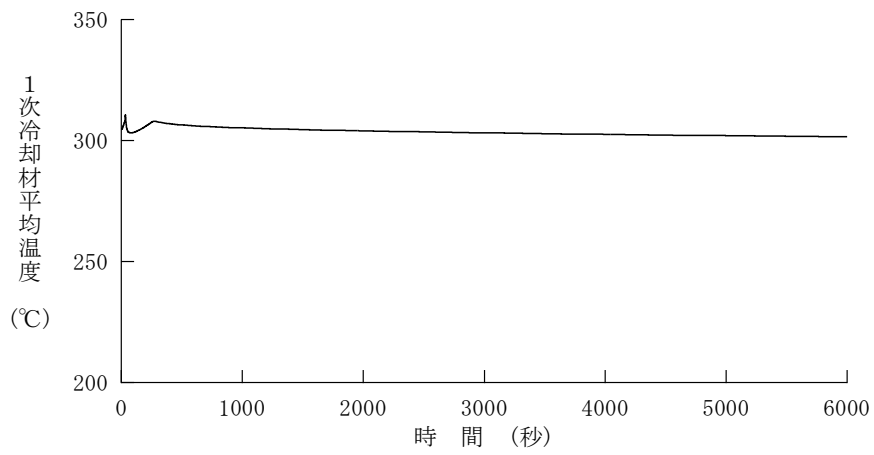
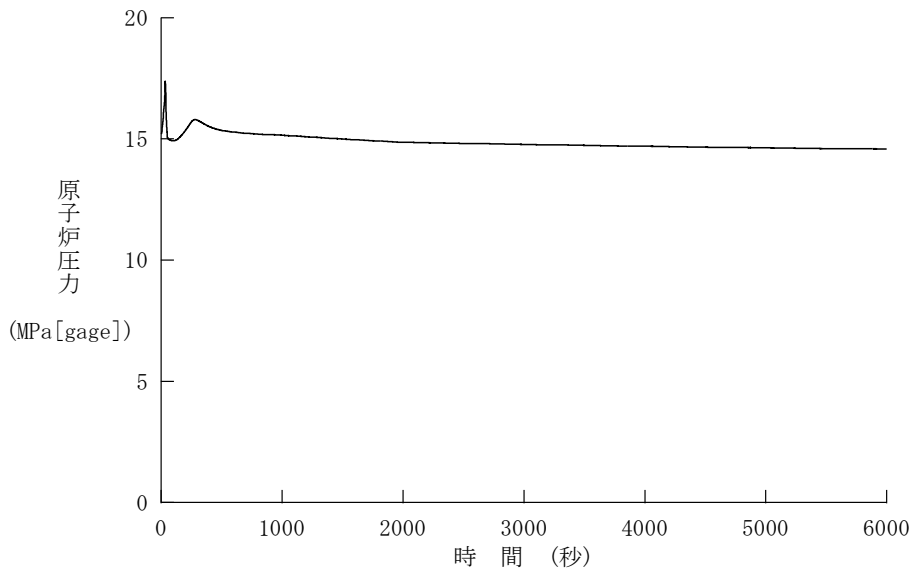


図5 主給水流量喪失 (1/2)

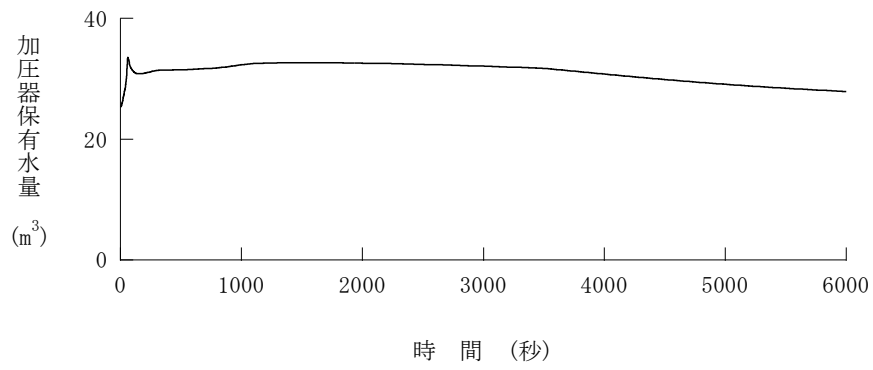


図6 主給水流量喪失 (2/2)

2. 解析結果

ここでは、「運転時の異常な過渡変化」の解析結果をまとめる。

2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

事象	解析結果	判断基準
原子炉冷却材中の ほう素の異常な希釈		
(プラント起動時)	<p>「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報から臨界までに約12分を要する。運転員が異常な状態を検知(10分)し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間(25秒)を考慮しても十分な時間がある。</p> <p>原子炉は臨界に至らないので、最小DNBR、燃料中心温度及び原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の点で問題とならない。</p>	≥ 1.17
(a) 最小DNBR		溶融点未満
(b) 燃料中心温度		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
(c) 原子炉圧力		$\leq 18.88\text{MPa}[\text{gage}]$ (最高使用圧力の1.1倍)
(出力運転時)	<p>① 自動制御</p> <p>反応度添加率は「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」解析に包絡され問題とならない。</p> <p>② 自動制御</p> <p>「制御棒クラスタ挿入限界」に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまで約24分を要する。運転員が異常な状態を検知(10分)し、原因を取り除く手段をとるのに、希釈停止操作時間(25秒)を考慮しても十分な時間がある。</p> <p>原子炉出力は変化しないので、最小DNBR、燃料中心温度及び原子炉冷却材圧力バウンダリ圧力の点で問題とならない。</p>	≥ 1.17
(a) 最小DNBR		溶融点未満
(b) 燃料中心温度		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力
(c) 原子炉圧力		$\leq 18.88\text{MPa}[\text{gage}]$ (最高使用圧力の1.1倍)

2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

事 象	解析結果	判断基準
主給水流量喪失		
(a) 原子炉圧力	約17.4MPa[gage] 〔原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力 約17.9MPa[gage]〕	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≦ 18.88MPa[gage]
(加圧器保有水量)	(加圧器容積の約82%)	(加圧器は満水にならないこと。)

各事象の説明
(設計基準事故の解析)

目 次

1. 各事象の詳細説明	添付 2-1
1.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	添付 2-1
(1) 原子炉冷却材喪失	添付 2-1
(2) 主給水管破断	添付 2-21
1.2 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	添付 2-30
(1) 原子炉冷却材喪失	添付 2-30
(2) 可燃性ガスの発生	添付 2-37
2. 解析結果	添付 2-42
2.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	添付 2-42
2.2 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	添付 2-43

表

表 1	「原子炉冷却材喪失（大破断）」の主要事象クロノロジ ……	添付 2-8
表 2	「原子炉冷却材喪失（小破断）」の主要事象クロノロジ ……	添付 2-9
表 3	「原子炉冷却材喪失（大破断）」の解析条件及び解析結果 ……	添付 2-10
表 4	「原子炉冷却材喪失（小破断）」の解析条件及び解析結果 ……	添付 2-12
表 5	「主給水管破断」の主要事象クロノロジ ……	添付 2-24
表 6	「主給水管破断」の解析条件及び解析結果 ……	添付 2-25
表 7	「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の 主要事象クロノロジ ……	添付 2-33
表 8	「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の 解析条件及び解析結果 ……	添付 2-34
表 9	「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ ……	添付 2-39
表 10	「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果 ……	添付 2-40

図

図 1	「原子炉冷却材喪失（大破断）」の事象説明	添付 2-3
図 2	「原子炉冷却材喪失（大破断）」のコード体系	添付 2-4
図 3	「原子炉冷却材喪失（小破断）」の事象説明	添付 2-5
図 4	「原子炉冷却材喪失（小破断）」のコード体系	添付 2-6
図 5	「原子炉冷却材喪失」の事象過程	添付 2-7
図 6	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －大破断(1/4)	添付 2-14
図 7	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －大破断(2/4)	添付 2-15
図 8	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －大破断(3/4)	添付 2-16
図 9	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －大破断(4/4)	添付 2-17
図 10	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －小破断－液相部破断(1/3)	添付 2-18
図 11	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －小破断－液相部破断(2/3)	添付 2-19
図 12	原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析 －小破断－気相部破断(3/3)	添付 2-20
図 13	「主給水管破断」のコード体系	添付 2-22
図 14	「主給水管破断」の事象過程	添付 2-23
図 15	解析に使用したドップラ出力係数	添付 2-27
図 16	主給水管破断（1/2）	添付 2-28
図 17	主給水管破断（2/2）	添付 2-29
図 18	「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の コード体系	添付 2-31
図 19	「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の 事象過程	添付 2-32

図 2 0	「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 ……………	添付 2-36
図 2 1	「可燃性ガスの発生」の事象過程 ……………	添付 2-38
図 2 2	可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価 ……………	添付 2-41

1. 各事象の詳細説明

1.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 事故の原因

この事故は、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又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

b. 解析方法

(a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれている。

i. ブローダウン解析

ブローダウン解析コードSATAN-Mにより、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を求める。

ii. リフィル／再冠水解析

リフィル期間についてはリフィル／再冠水解析コードWREFLOOD、再冠水期間については再冠水解析コードBASH-Mによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を求める。

また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより解析され、WREFLOOD及びBASH-Mと結合した状態で計算する。

iii. 燃料棒熱解析

燃料棒熱解析コードLOCTA-Mにより、前述のSATAN-M及びBASH-Mによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を求める。

事象説明を図 1 に、コード体系を図 2 に示す。

(b) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

小破断事故においては、1次冷却材圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、大破断の場合のWREFLOOD、BASH-M及びCOCOによる解析は不要である。したがって、事故の経過は、ブローダウン解析及び燃料棒熱解析の組合せによって解析する。

i. ブローダウン解析

ブローダウン解析コードSATAN-M(Small LOCA)により、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、気泡炉心水位等を求める。

ii. 燃料棒熱解析

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVにより、前述のSATAN-M(Small LOCA)によって得られる炉心の流量、圧力、気泡炉心水位等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を求める。

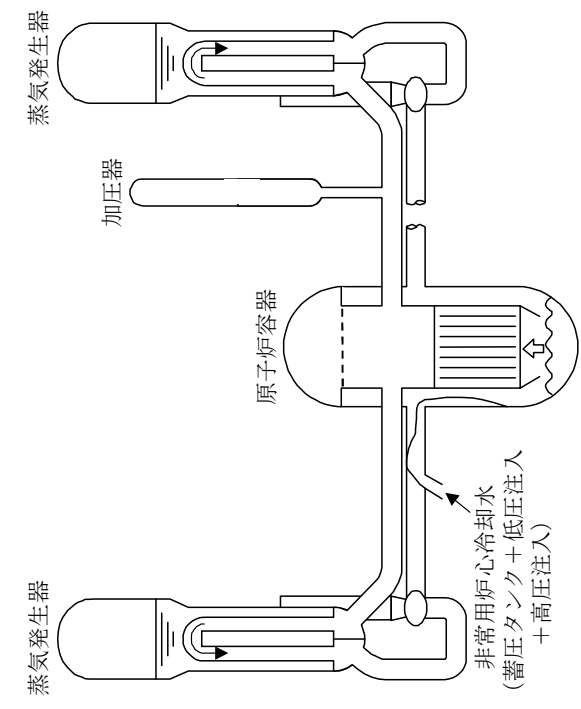
事象説明を図 3 に、コード体系を図 4 に示す。

c. 解析条件及び解析結果

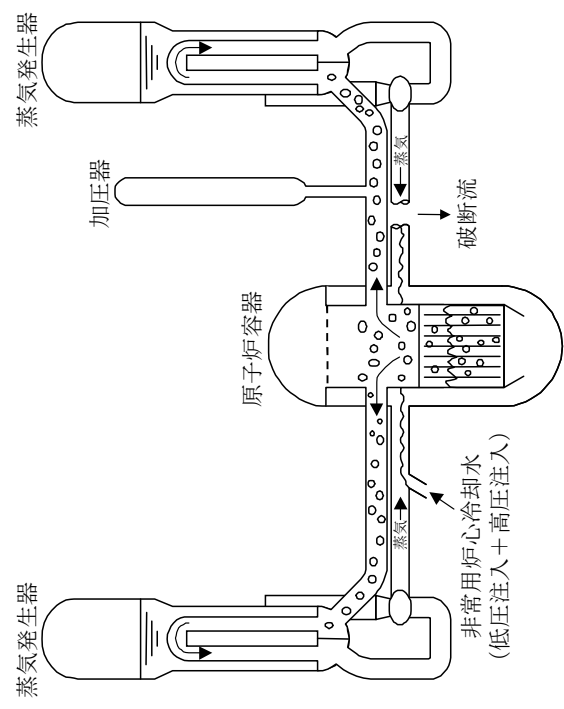
事象の過程を図 5 に示す。

大破断の主要事象クロノロジを表 1 に、小破断の主要事象クロノロジを表 2 に示す。

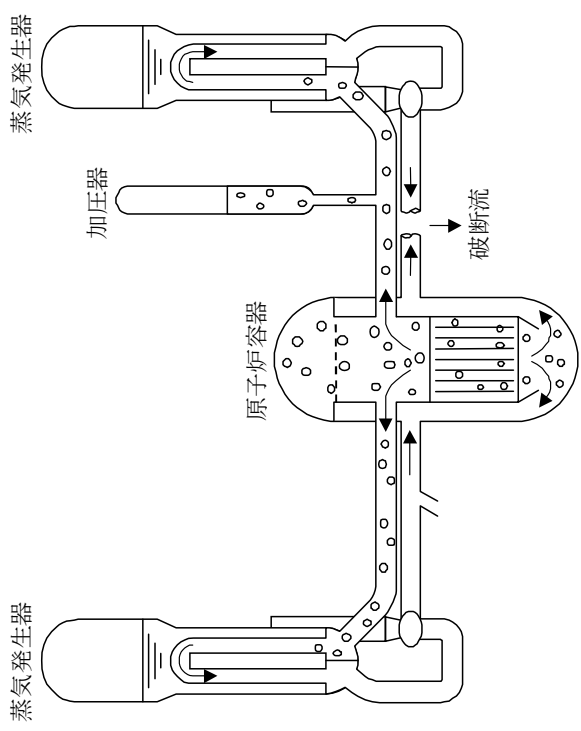
大破断の解析条件及び解析結果を表 3 に、小破断の解析条件及び解析結果を表 4 に示す。更に、主要パラメータの時間変化を図 6～図 12 に示す。



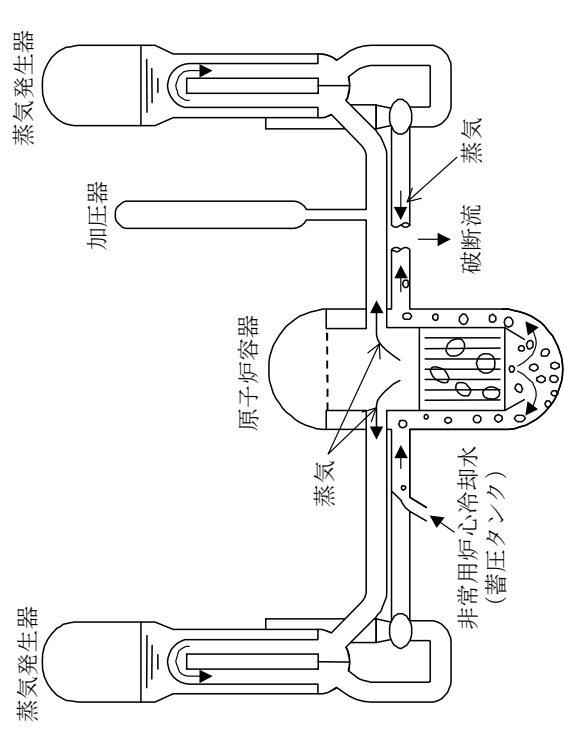
(3) リフイル過程



(4) 炉心再冠水過程



(1) 破断直後



(2) ブローダウン過程

図1 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の事象説明

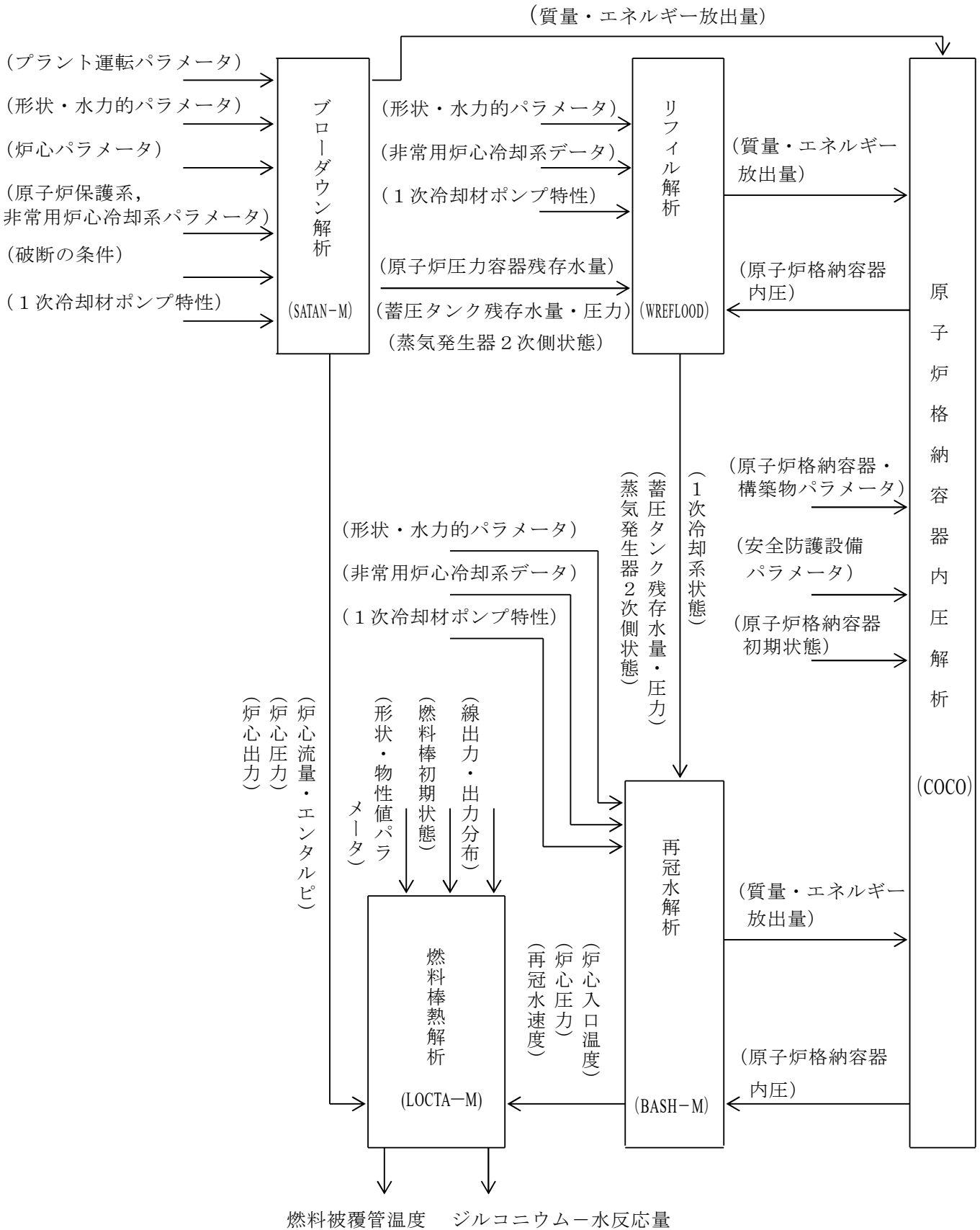
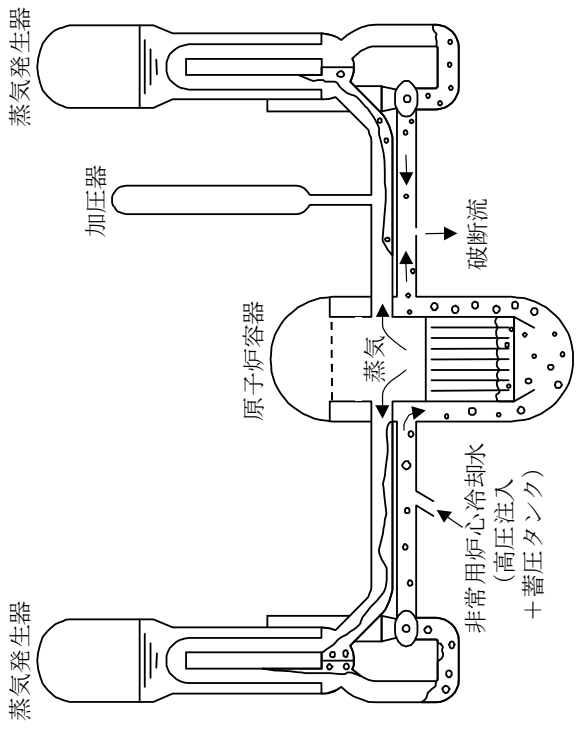
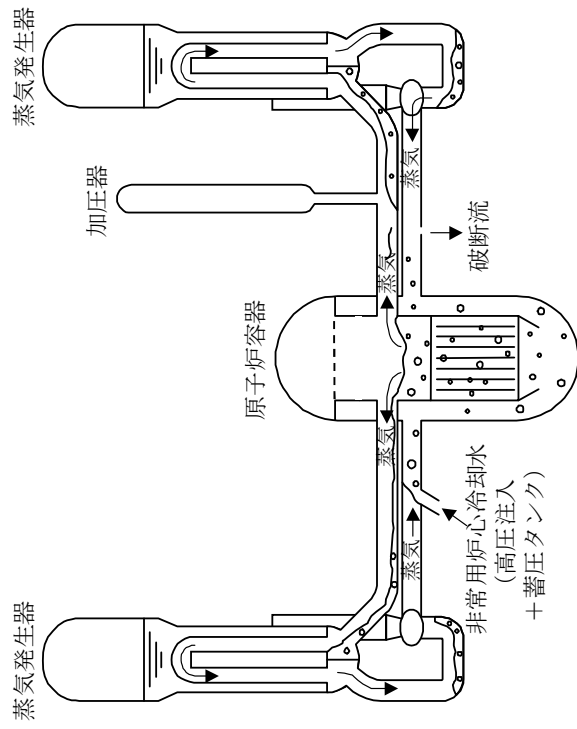


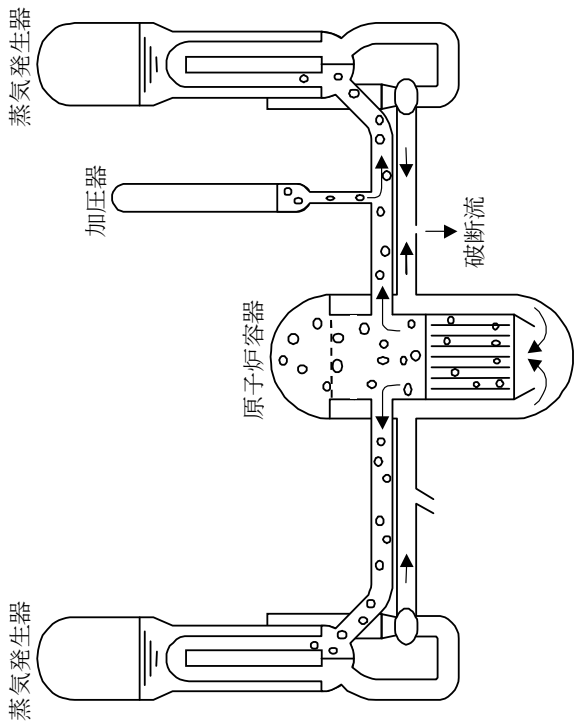
図2 「原子炉冷却材喪失 (大破断)」のコード体系



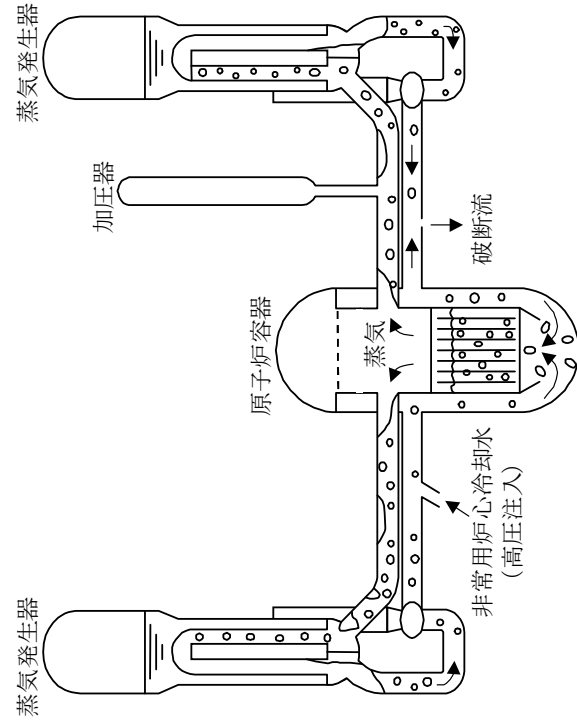
(1) 安全注入信号発信直後



(2) 炉心露出開始時



(3) 蓄圧器作動またははループシール解消時



(4) 炉心冠水後

図3 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の事象説明

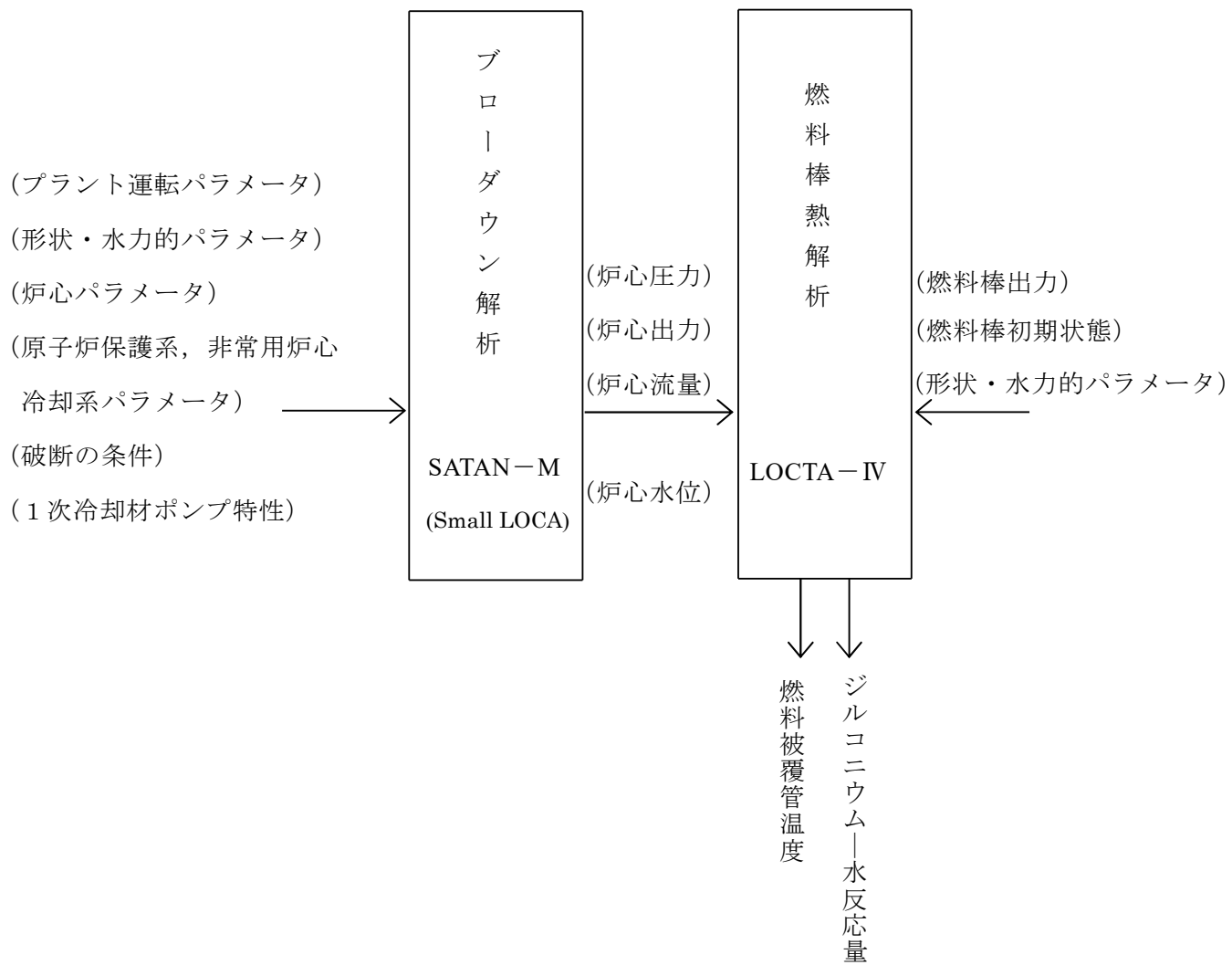


図4 「原子炉冷却材喪失（小破断）」のコード体系

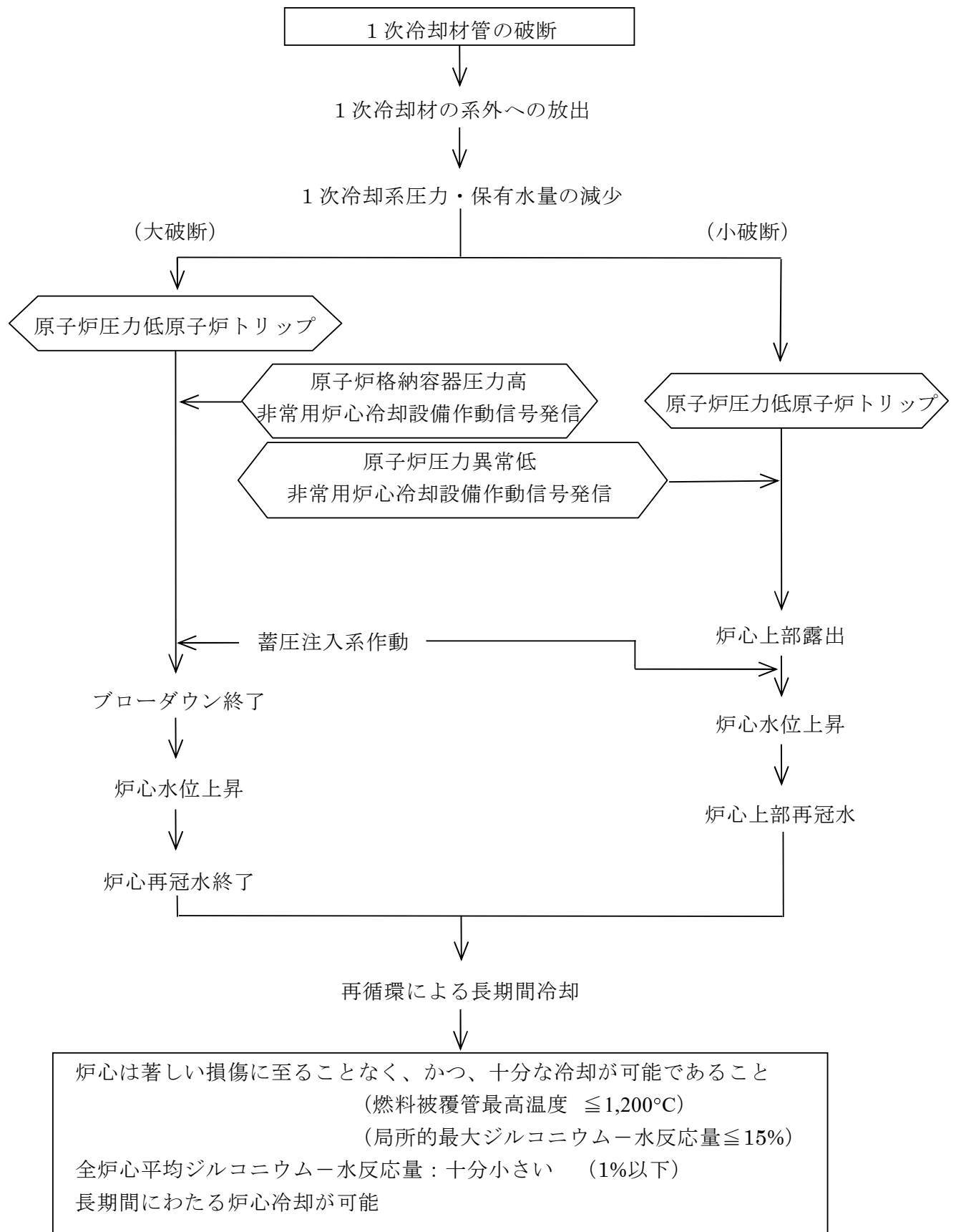


図5 「原子炉冷却材喪失」の事象過程

表1 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の主要事象クロノロジ

(低温側配管両端破断、流出係数0.4、蒸気発生器伝熱管施栓率10%)

時刻（秒）	事 象
0	低温側配管両端破断発生
約 1	「原子炉格納容器圧力高」信号非常用炉心冷却設備 作動限界値到達
約 1 6	蓄圧注入系注入開始
約 2 9	ブローダウン終了
約 3 1	高圧注入系、低圧注入系注入開始
約 3 5	高温燃料棒バースト
約 3 9	炉心再冠水開始
約 9 1	燃料被覆管温度最高
約 2 4 0	計算終了

表2 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の主要事象クロノロジ

(低温側配管約0.25m径相当の破断及び加圧器気相部破断、
蒸気発生器伝熱管施栓率10%)

時刻（秒）		事 象
液相部破断	気相部破断	
0	0	破断発生
約 5	約 7	「原子炉圧力低」信号トリップ限界値到達
約 7	約 9	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 7	約 16	「原子炉圧力異常低」信号非常用炉心冷却設備 作動限界値到達
約 32	約 41	高圧注入系注入開始
約 45	—	炉心上部露出開始
約 89	約 668	蓄圧注入系注入開始
約 164	—	燃料被覆管温度最高
約 165	—	炉心上部再冠水
180	1000	計算終了

表3 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名		原子炉冷却材喪失（大破断）	
				使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件		低温側配管両端破断 流出係数=0.4		流出係数1.0、0.6、0.4の解析を行った結果
	原 子 炉 出 力 %		102		定常誤差を考慮した上限値
	熱 水 路 係 数		2.32		定格運転時は、2.32以下（ペレットの焼きしまり効果を含まない）
	単 一 故 障		低圧注入系1系列		ジルコニウム-水反応量及び被覆管温度上昇で最も厳しい
	崩 壊 熱		ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業（株）の作成した曲線（MAPI-1055改3）		ECCS性能評価指針にて使用が認められている
	蓄 注 系	保 持 圧 力 MPa[gage]	4.04		最小値
		保 有 水 量 m ³ /基	29.0		
	1 次 冷 却 材 ポ ン プ		軸固着（再冠水期間）		蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴が、原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きくなるため厳しい
	外 部 電 源		無		非常用炉心冷却設備作動遅れを伴うため厳しい
	最大線出力密度 kW/m		39.6×1.02		定格出力運転時は、39.6kW/m以下
	非常用炉心冷却設備作動遅れ 秒		30 ^{注1}		ディーゼル発電機起動時間など考慮した低圧注入系及び高圧注入系作動遅れ時間の最大値
	燃料棒蓄積エネルギー		サイクル寿命中最大		ジルコニウム-水反応量及び被覆管温度上昇で最も厳しい
	原子炉容器頂部初期1次冷却材温度 ℃		高温側配管冷却材温度に等しい		炉心冷却の観点から厳しい高めの温度
	蒸気発生器伝熱管施栓率 %		10		施栓率が高い方が解析結果が厳しいため上限値を使用
原子炉格納容器内圧		低め		再冠水時に背圧が低いと炉心で発生する蒸気放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、内圧が低めの条件を選定	

表3 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の解析条件及び解析結果（つづき）

項目		原子炉冷却材喪失（大破断）	
解析コード		SATAN-M（ブローダウン時熱水力挙動解析） WREFLOOD（リフィル時熱水力挙動解析） BASH-M（再冠水時熱水力挙動解析） COCO（原子炉格納容器内圧解析） LOCTA-M（燃料棒熱解析）	
非常用炉心冷却設備作動信号		原子炉格納容器圧力高	
		結果	判定
解析結果	炉心冷却能力	炉心は著しい損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であること	
	(燃料被覆管最高温度 °C)	約1,035	≦ 1,200°C
	(局所的最大ジルコニウム水反応量 %)	約3.6	≦ 15%
	全炉心平均ジルコニウム水反応量 %	0.3以下	原子炉格納容器健全性の見地から十分に小さいこと
	長期間の崩壊熱除去	再循環モードにより維持 ^{注2}	燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること

(注1) DG起動10秒+シーケンスタイム10秒+ポンプ定速達成及び余裕10秒=30秒。

(注2) 格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん/高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

表4 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	原子炉冷却材喪失（小破断）	
			使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件		① 低温側配管約0.25m径相当のスプリット破断 ② 加圧器気相部約0.13m口径相当の破断	① 約0.30m、約0.25m、約0.20m径相当のスプリット破断の解析を行った結果 ② 加圧器上部に接続する配管の最大口径
	原 子 炉 出 力 %		102	定常誤差を考慮した上限値
	熱 水 路 係 数		2.32	定格出力運転時は、2.32以下（ペレットの焼きしまり効果を含まない）
	単 一 故 障		ディーゼル発電機 1 台	被覆管温度上昇で最も厳しい
	崩 壊 熱		ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業（株）の作成した曲線(MAPI-1055改3)	ECCS性能評価指針にて使用が認められている
	蓄 注 系	保 持 圧 力 MPa [gage]	4.04	最小値
		保 有 水 量 m ³ /基	29.0	
	外 部 電 源		無	非常用炉心冷却設備作動遅れを伴うため厳しい
	最大線出力密度 kW/m		39.6×1.02	定格出力運転時は、39.6kW/m以下
	非常用炉心冷却設備作動遅れ 秒		25 ^{注1}	ディーゼル発電機起動時間など考慮した高圧注入系作動遅れ時間の最大値
	燃料棒蓄積エネルギー		サイクル寿命中最大	ジルコニウム-水反応量及び被覆管温度上昇で最も厳しい
	原子炉容器頂部初期1次冷却材温度 °C		高温側配管冷却材温度に等しい	原子炉冷却材喪失（大破断）と同様の条件とする
蒸気発生器伝熱管施栓率 %		10	原子炉冷却材喪失（大破断）と同様の条件とする	
解 析 コ ー ド		SATAN-M(Small LOCA)（ブローダウン時熱水力挙動解析） LOCTA-IV（燃料棒熱解析）		
非常用炉心冷却設備作動信号		原 子 炉 圧 力 異 常 低		

表4 「原子炉冷却材喪失（小破断）」の解析条件及び解析結果（つづき）

項 目	解析件名	原子炉冷却材喪失（小破断）	
		結果	判 定
解 析 結 果	炉心冷却能力	炉心は著しい損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であること	
	(燃料被覆管最高温度℃ ^{注2})	① 約752	≦ 1,200℃
	(局所的最大ジルコニウム-水反応量 % ^{注2})	① 約0.1	≦ 15%
	全炉心平均ジルコニウム-水反応量 % ^{注2})	① 0.1以下	原子炉格納容器健全性の見地から十分に小さいこと
	長期間の崩壊熱除去	再循環モードにより維持 ^{注3}	燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること

(注1) DG起動10秒+シーケンスタイム5秒+ポンプ定速達成及び余裕10秒=25秒。

(注2) ②加圧器気相部破断は、炉心が冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ1次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム-水反応量も問題とならない。

(注3) 格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん/高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

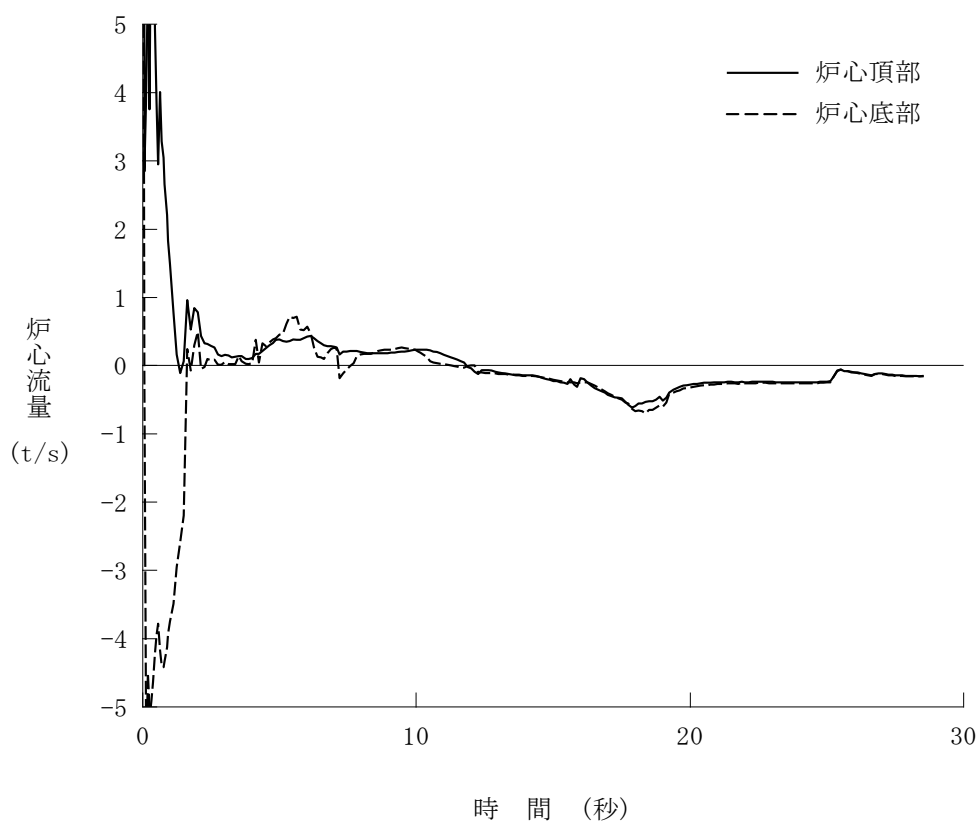
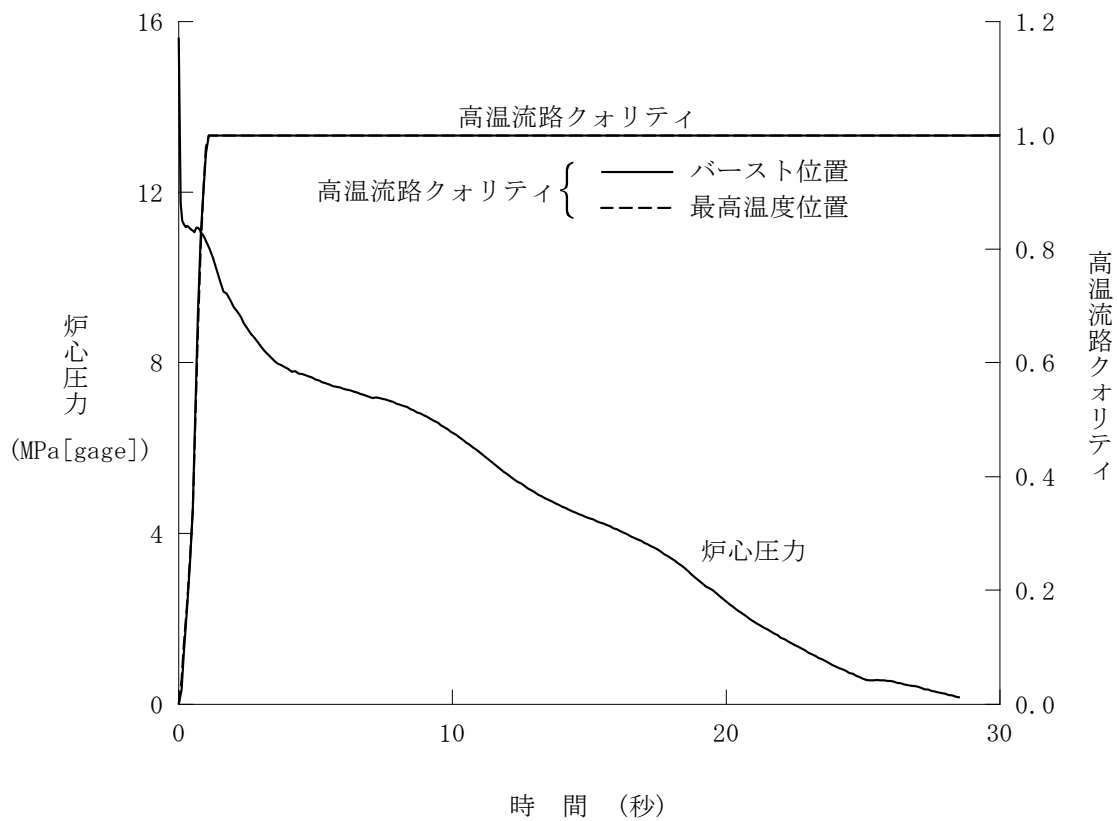


図6 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断(1/4)

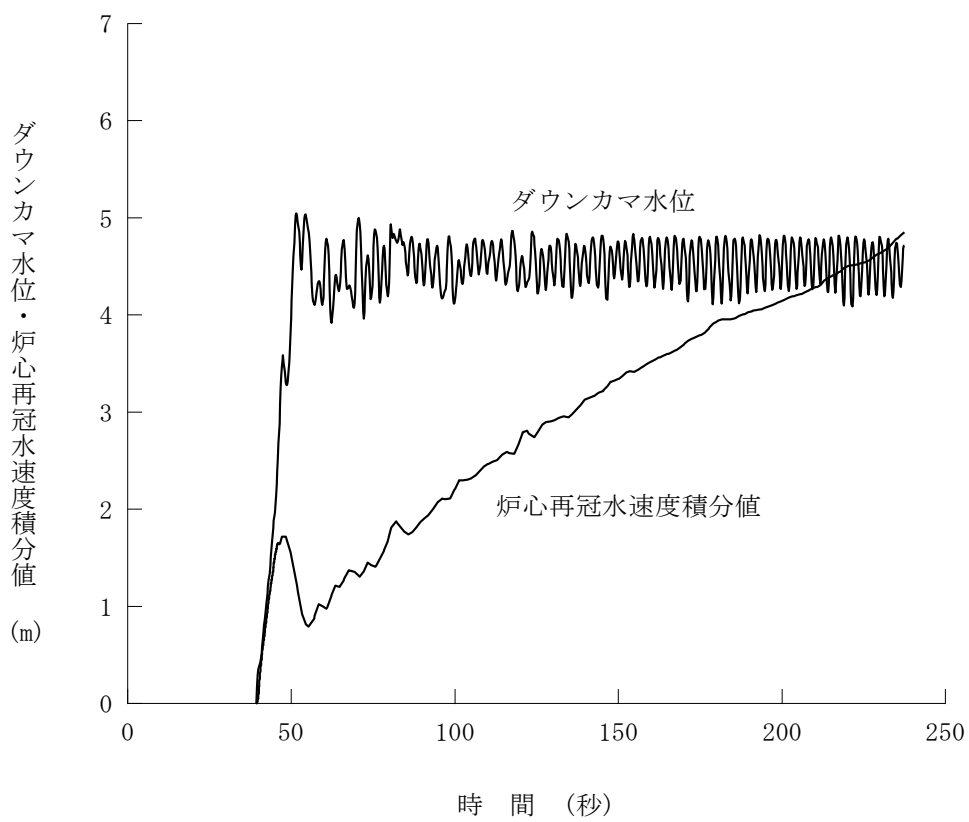


図7 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断(2/4)

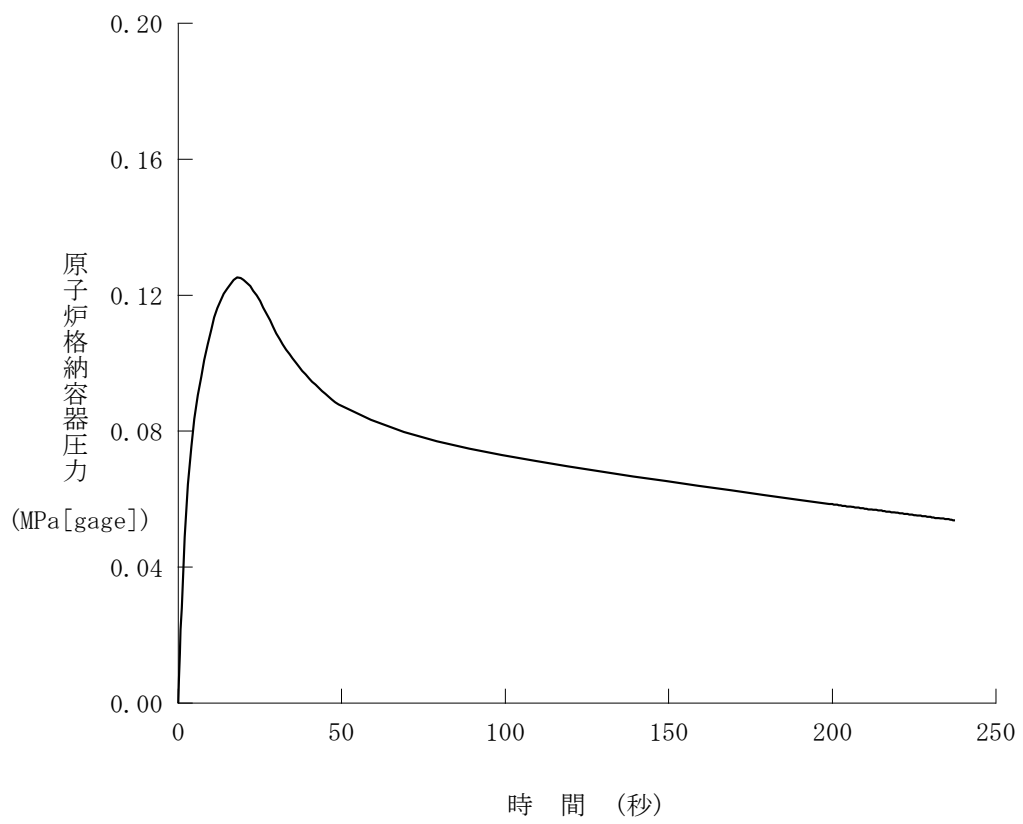


図 8 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－大破断(3/4)

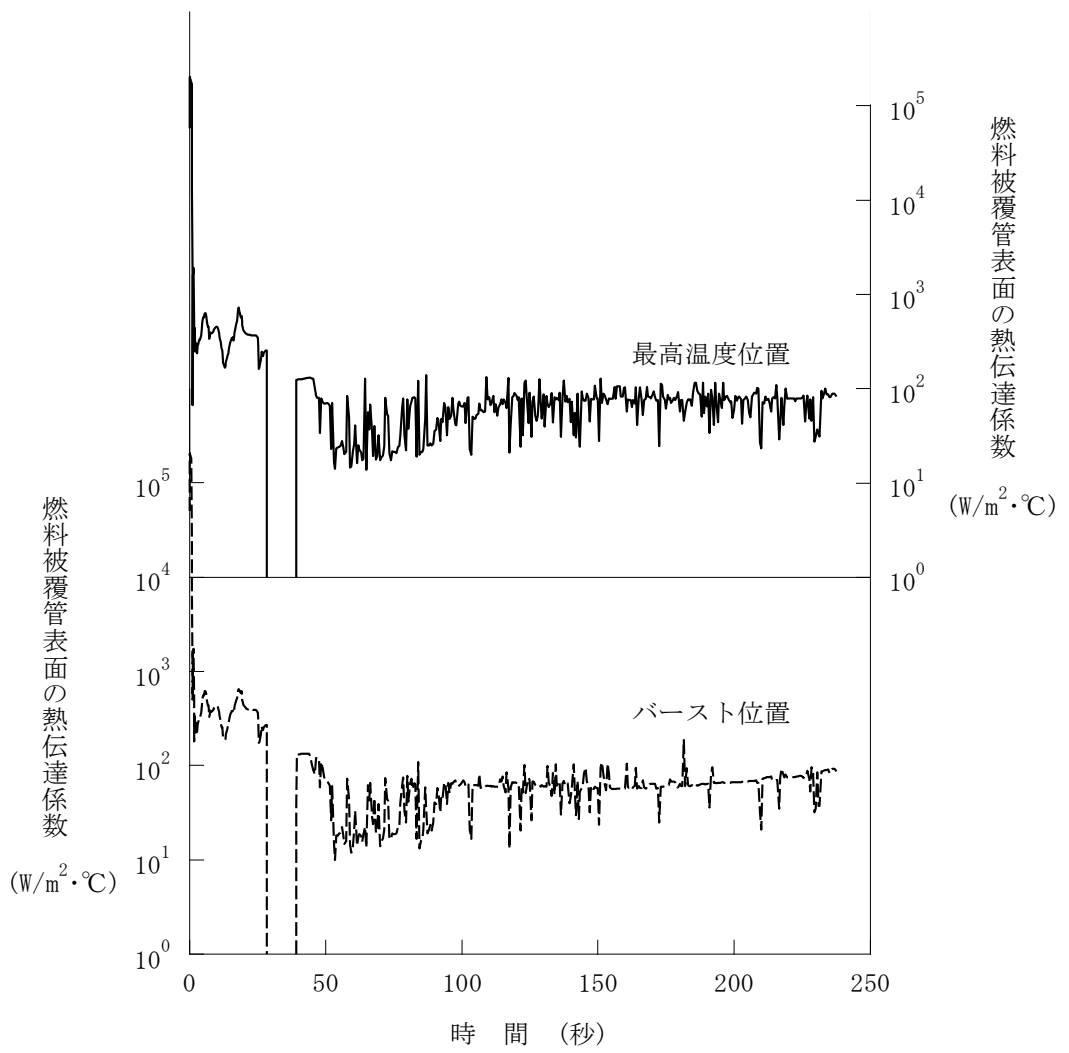
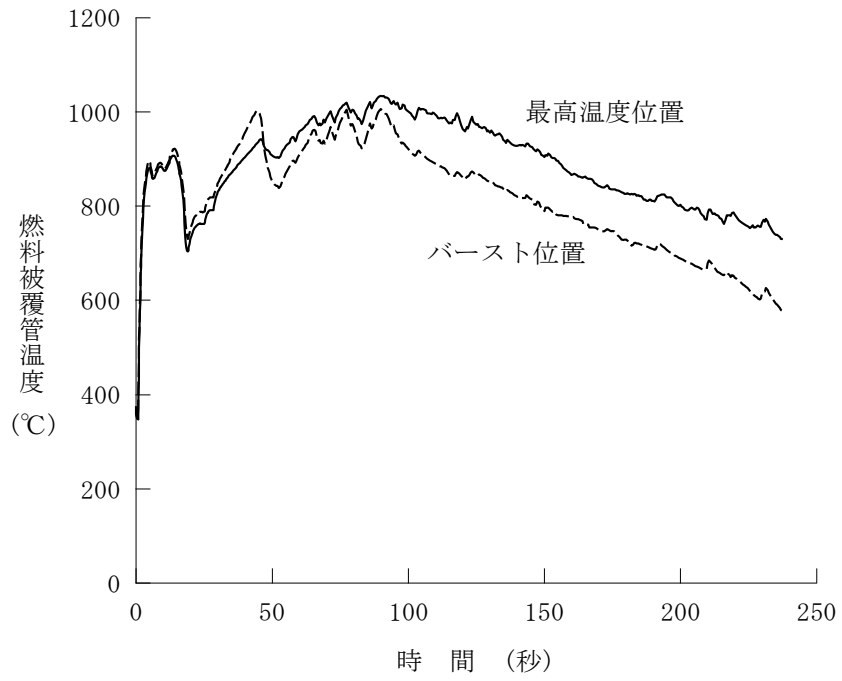


図9 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
一大破断(4/4)

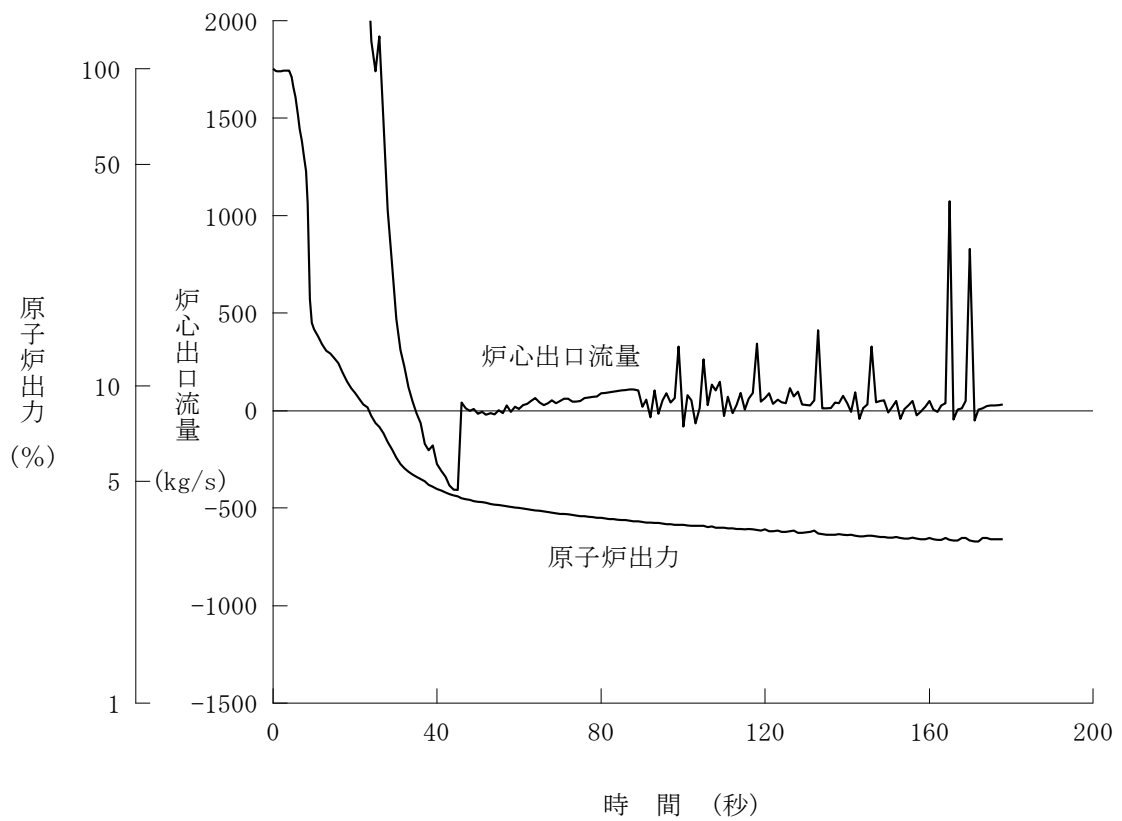
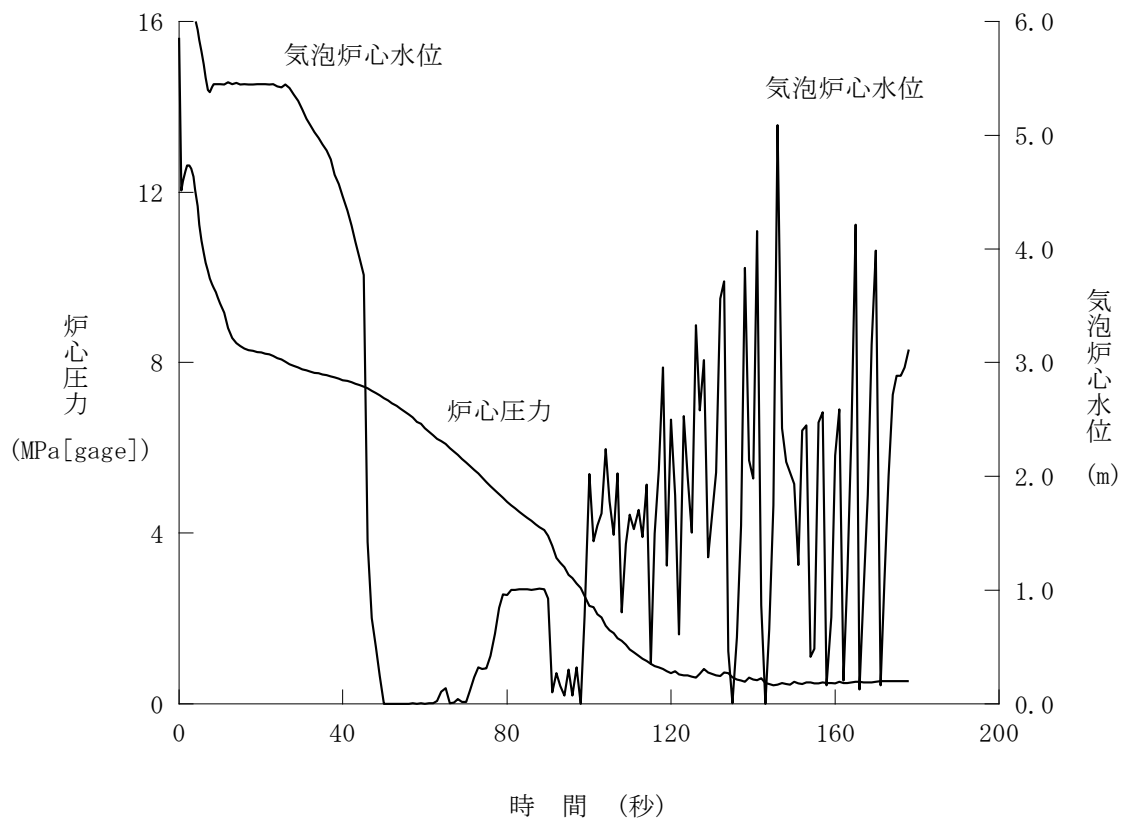


図 1 0 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
 －小破断(1/3)－液相部破断

添付2-18

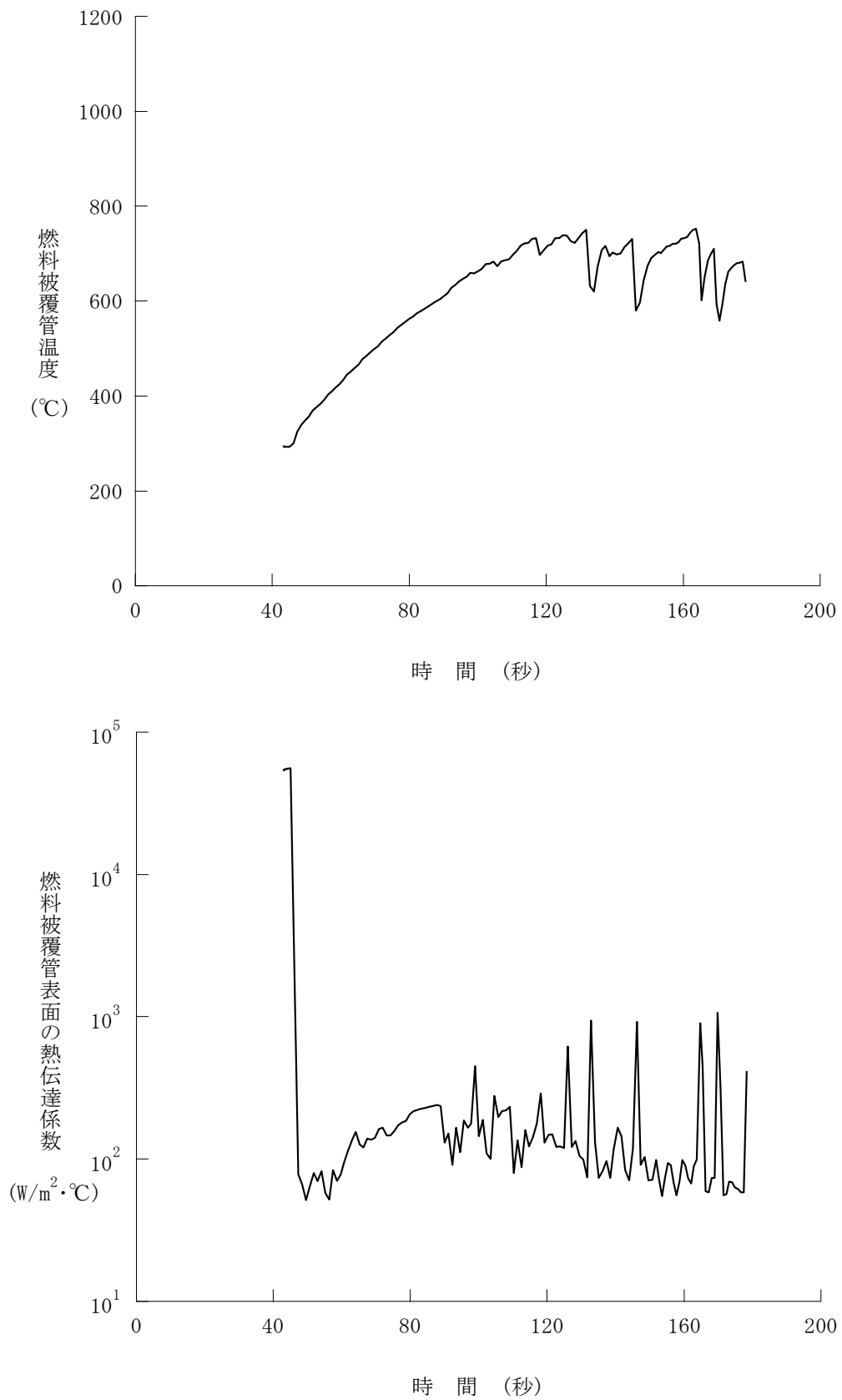


図 1 1 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－小破断(2/3)－液相部破断

添付2-19

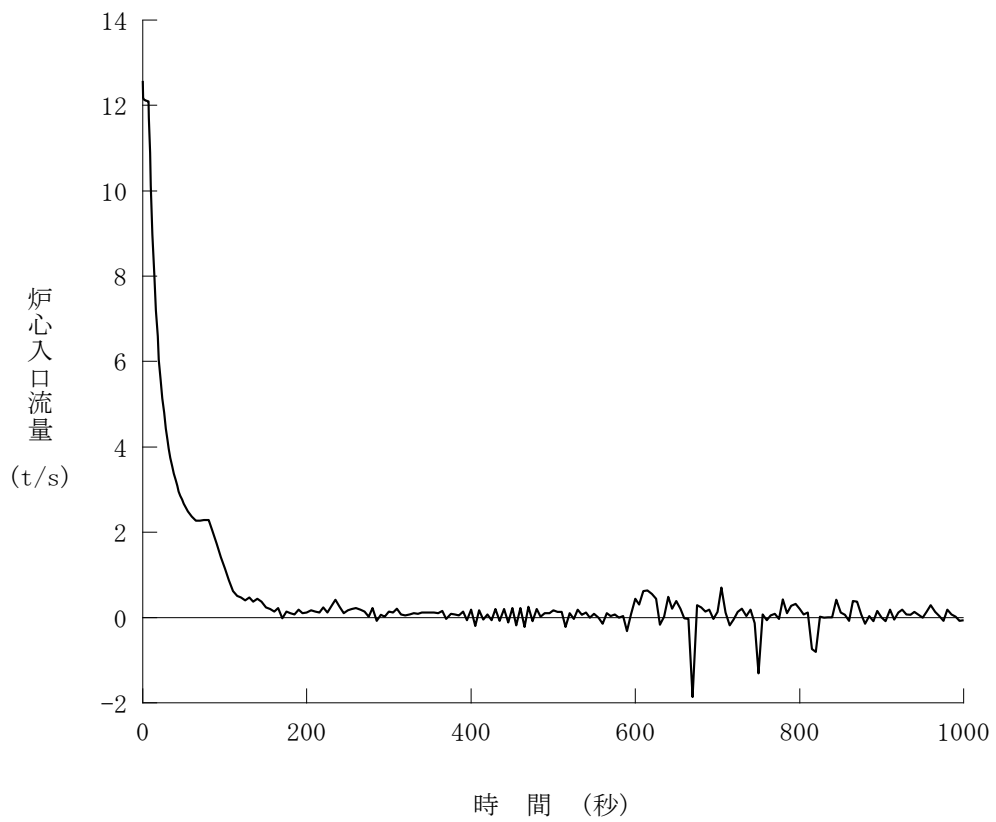
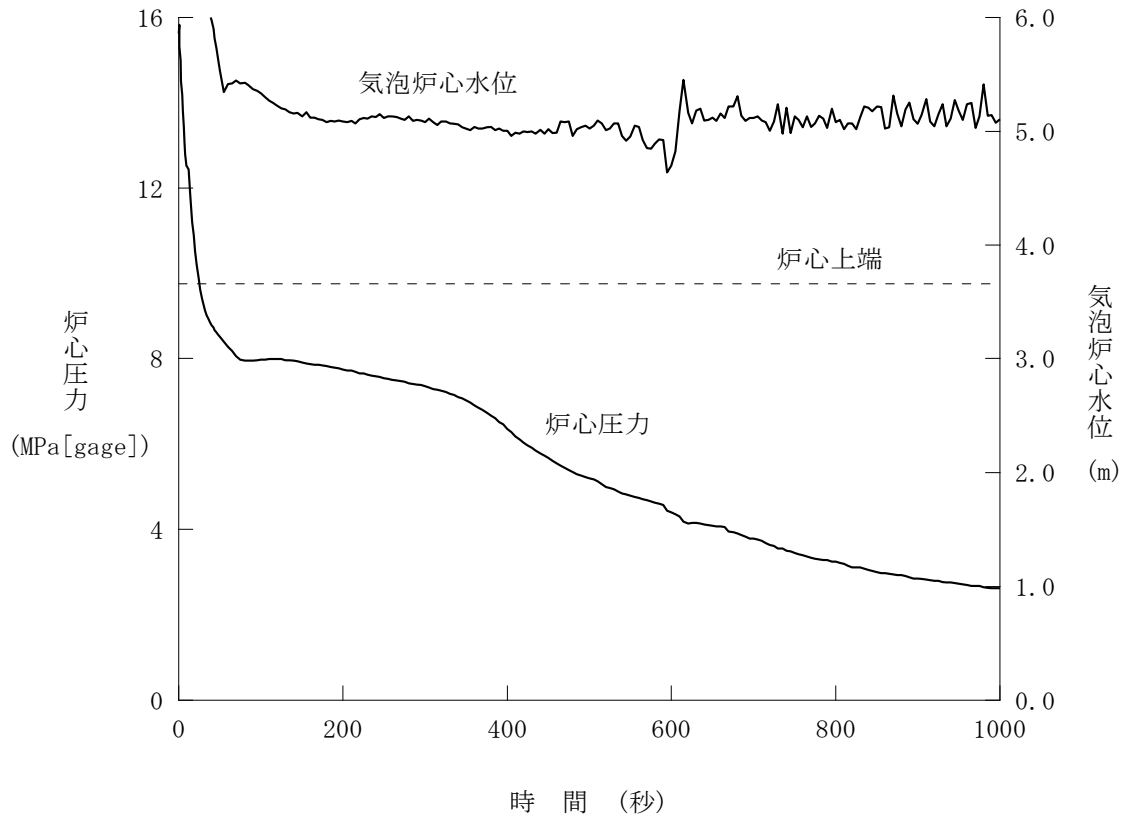


図 1 2 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
 一小破断(3/3)－気相部破断

(2) 主給水管破断

a. 事故の原因

この事故は、原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。

b. 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量、1次冷却材平均温度等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

コード体系を図13に示す。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図14に示す。

主要事象クロノロジを表5に示す。

解析条件及び解析結果を表6及び図15～図17に示す。

なお、図中、「原子炉圧力」は解析コードにおける計算点である加圧器サージ管接続部における圧力を示す。

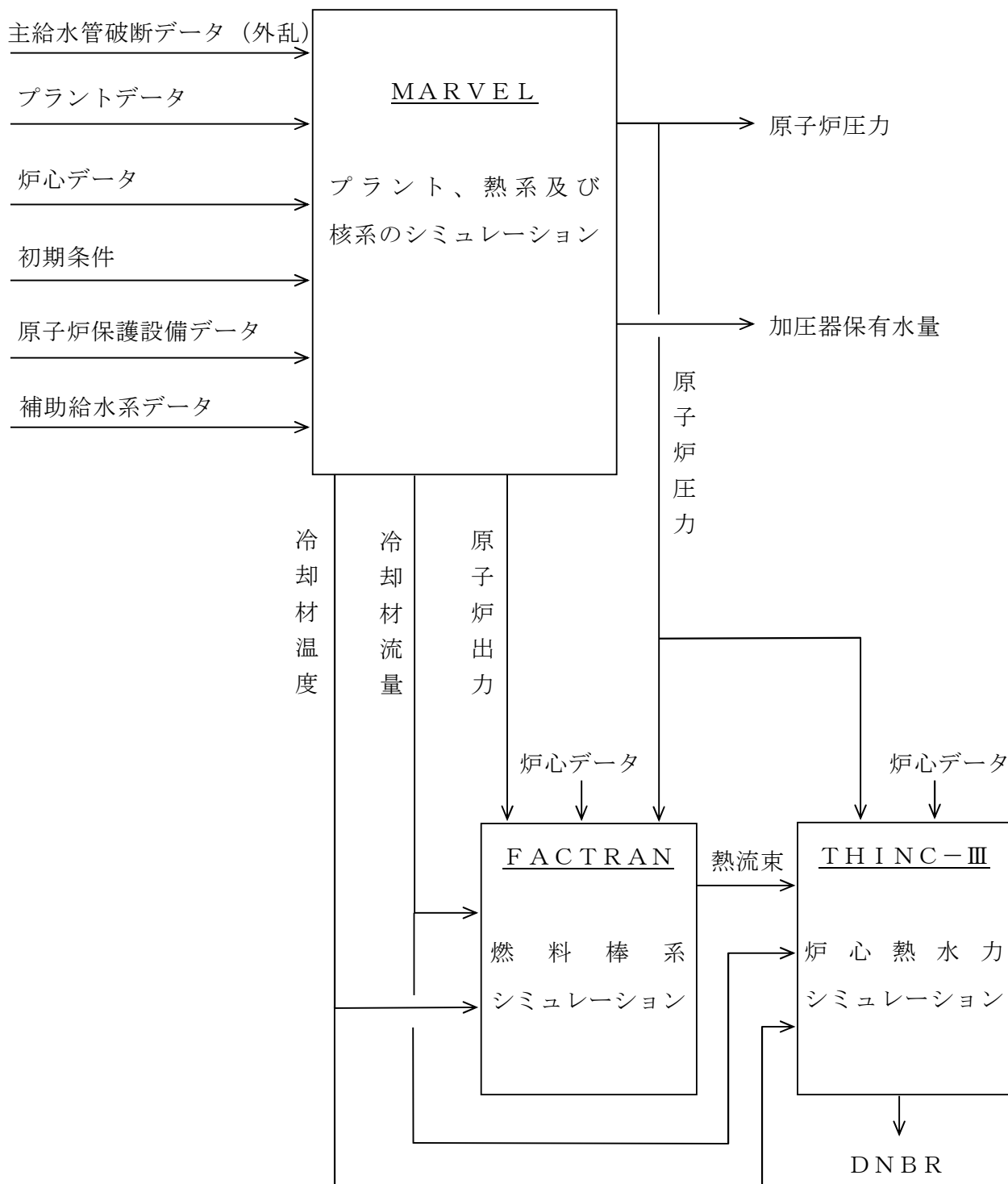
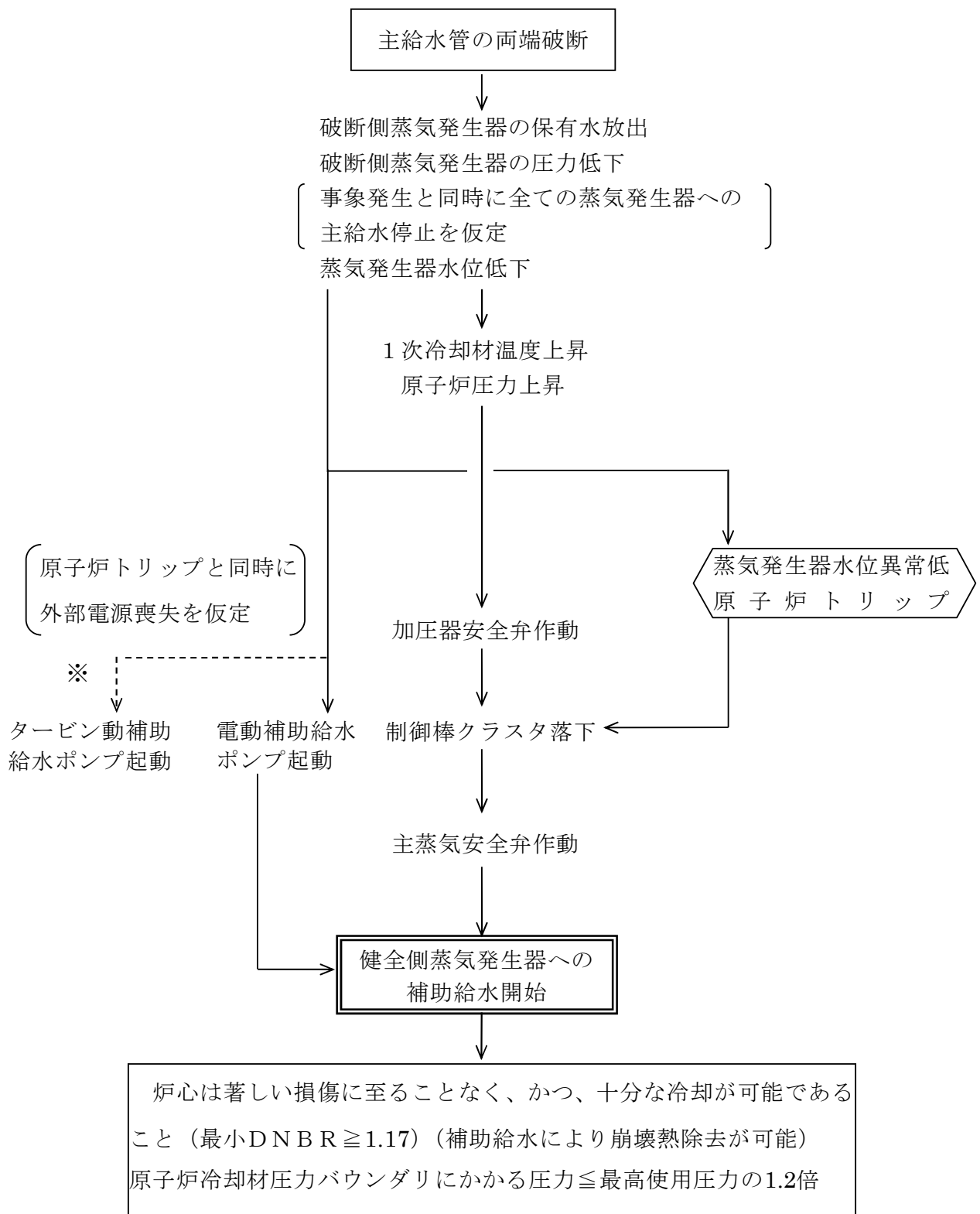


図 1 3 「主給水管破断」のコード体系



※解析では単一故障を仮定している

図 1 4 「主給水管破断」の事象過程

表5 「主給水管破断」の主要事象クロノロジ

時刻 (秒)	事 象
0	主給水管破断発生
約 1 5	破断側「蒸気発生器水位異常低」信号トリップ限界値到達
約 1 7	原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始
約 2 0	原子炉圧力最大
約 6 6 2	運転員の手動操作による健全側蒸気発生器への補助給水開始
2, 0 0 0	計算終了

表6 「主給水管破断」の解析条件及び解析結果

①加圧器圧力制御系作動（最小DNBR評価） ②加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力評価）

項 目	解析件名	主 給 水 管 破 断	
		使用値等	選 定 理 由
解 析 条 件	事 故 条 件	主給水管両端破断	指針どおり 〔すべての蒸気発生器の主給水は、主給水管破断と同時に停止するものとし、破断流は給水リング開口部にて臨界流になるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用する。〕
	減速材密度係数 ($\Delta k/k$)/(g/cm ³)	0	出力運転時の最小値を保守的に包含する値であり、反応度帰還による出力減少効果を最小にする。
	ドップラ出力係数 ($\Delta k/k$)/%出力	図15の上限值	トリップ時の負の反応度添加を最小にするようドップラの反応度負帰還を最大にする。
	原子炉出力%	①100 ②102	定格値 定常誤差を考慮した上限値
	1次冷却材平均温度℃	①302.3 ②304.5	同 上
	原子炉圧力 MPa[gage]	①15.41 ②15.62	同 上
	崩 壊 熱	ANS-5.1に基づく曲線	ECCS性能評価指針にて使用が認められている。
	熱水路係数	$F_{\Delta H}^N=1.60$ $F_Z^N=1.55\cos$	熱水力設計値を使用
	単 一 故 障	タービン動補助給水ポンプ1台故障	除熱の観点で厳しい。
	外 部 電 源	無 (原子炉トリップと同時)	同 上
	運 転 員 操 作 時 間	事故検知後10分	事故検知後10分に運転員操作を開始する。 (健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作を行う。 ^(注1))
蒸気発生器伝熱管施栓率%	10	最大施栓率を使用	
解 析 コ ー ド	MARVEL (プラントの過渡応答の解析) FACTRAN (燃料棒の熱的变化の解析) THINC-III (最小DNBRの解析)		
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位異常低		

表6 「主給水管破断」の解析条件及び解析結果（つづき）

項 目		解析件名		主 給 水 管 破 断	
				結 果	判 断 基 準
解 析 結 果	炉 心 冷 却 能 力	炉心は損傷に至ることはなく、かつ、十分な冷却が可能であること。			
	（ 最 小 D N B R ）	約1.58		≥1.17	
	（ 崩 壊 熱 除 去 ）	補助給水系が作動して、原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却できる。			
	原 子 炉 圧 力 MPa[gage]	約17.7 （原子炉冷却材圧力バウンダリ） （かかる圧力約18.2）		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる 圧力 ≤20.59（最高使用圧力の1.2倍）	

（注1）健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作は、運転員の操作開始から操作完了までの時間（β）を運転員の診断時間（10分）とは別に考慮している。βの内訳は以下の通りである。

電動補助給水ポンプ出口弁閉止	20秒
タービン動補助給水ポンプ出口弁閉止	20秒
余裕	5秒
β（合計）	45秒

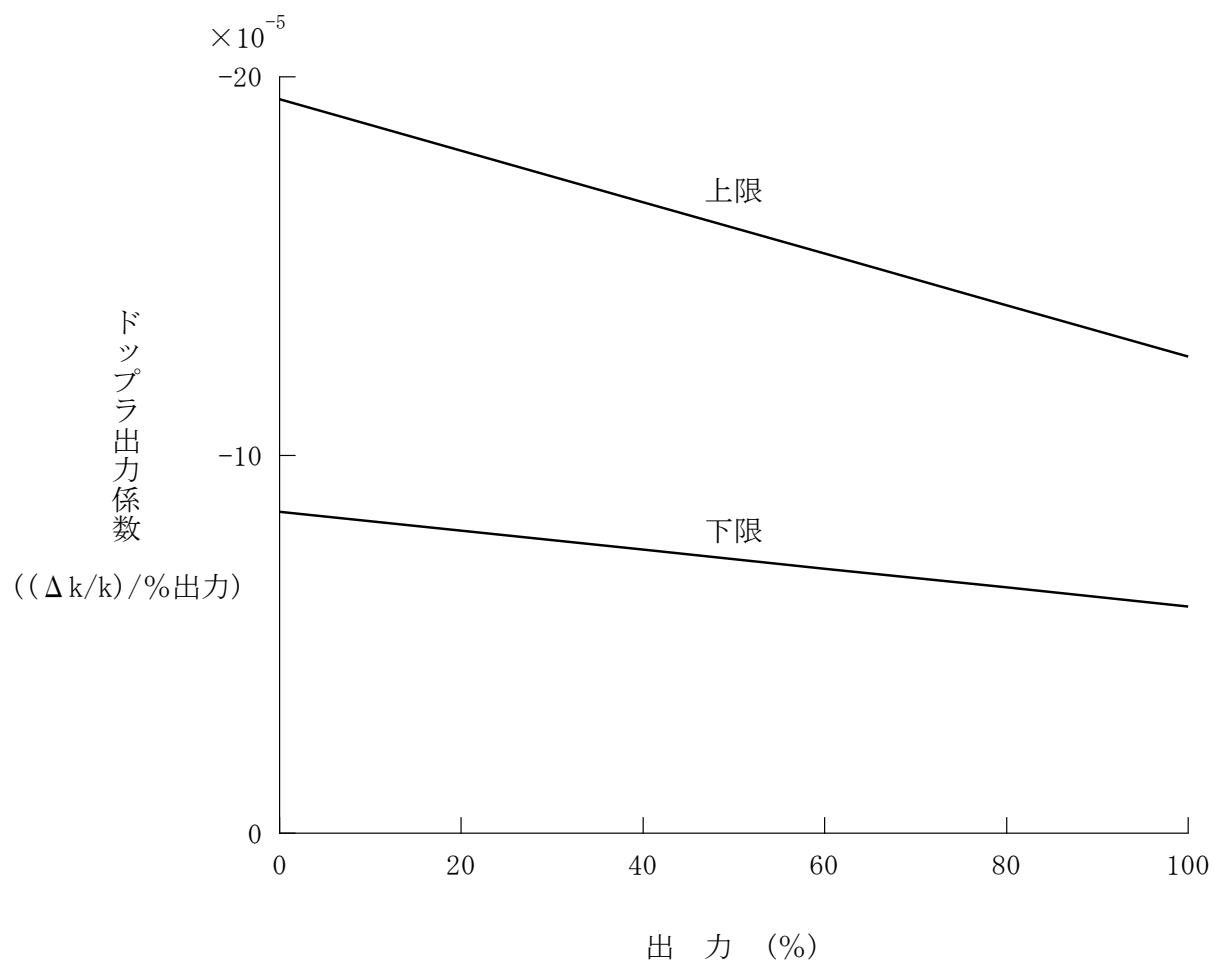


図15 解析に使用したドップラ出力係数

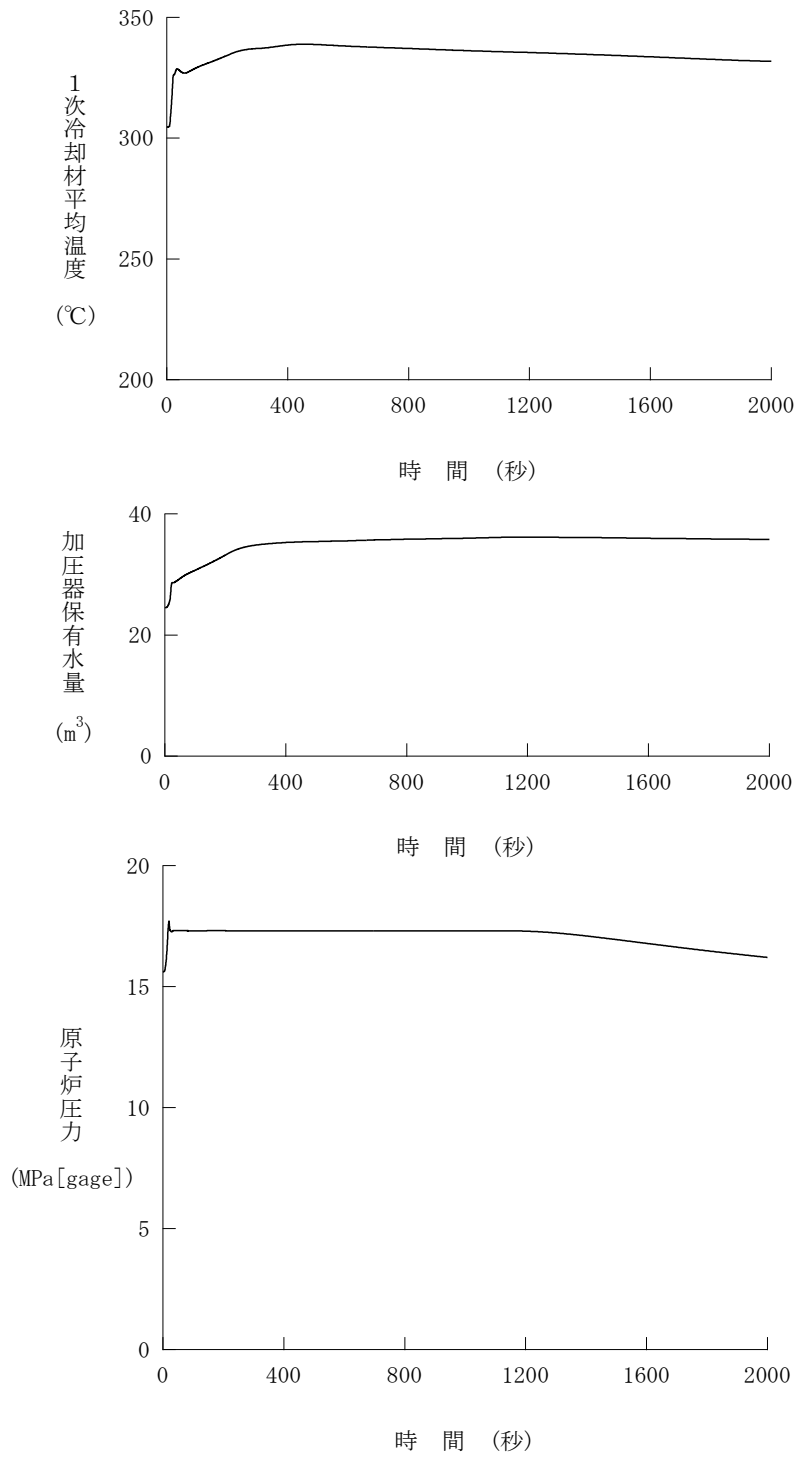


図 1 6 主給水管破断(1/2)

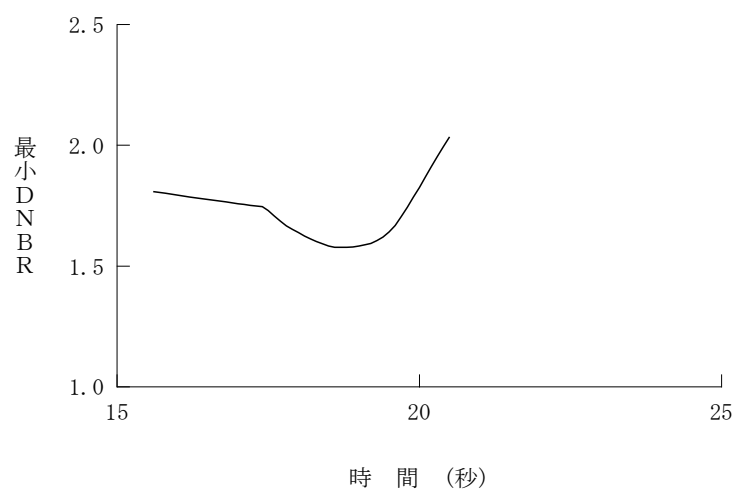


図 1 7 主給水管破断(2/2)

1.2 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

(1) 原子炉冷却材喪失

a. 事故の原因

この事故は、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、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の温度、圧力が異常に上昇する事象を想定するものである。

b. 解析方法

原子炉格納容器の内圧解析は破断箇所からの放出質量、エネルギーの算出及びその放出質量、エネルギーに基づいた原子炉格納容器の内圧、温度解析とからなる。

放出質量、エネルギーの計算は、ブローダウン解析コードSATAN-VI及びリフィル／再冠水解析コードWREFLOODにより、ブローダウン、リフィル及び再冠水の各段階に分けて行う。原子炉格納容器内圧、温度の計算は、原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより、リフィル、再冠水及び再冠水後の放出質量、エネルギーの計算と同時に行う。

コード体系を図18に示す。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図19に示す。

主要事象クロノロジを表7に示す。

解析条件及び解析結果を表8及び図20に示す。

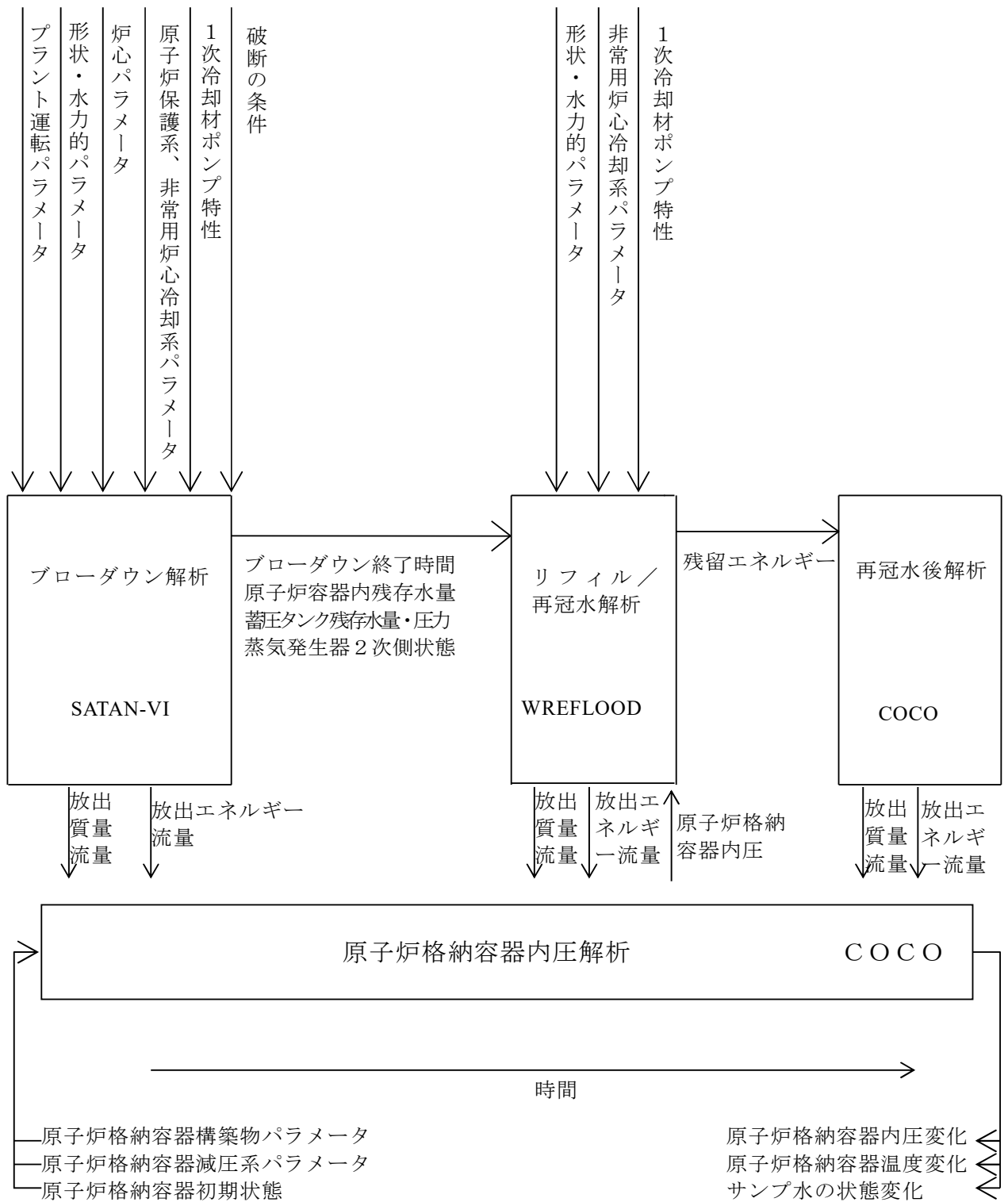


図 1 8 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」のコード体系

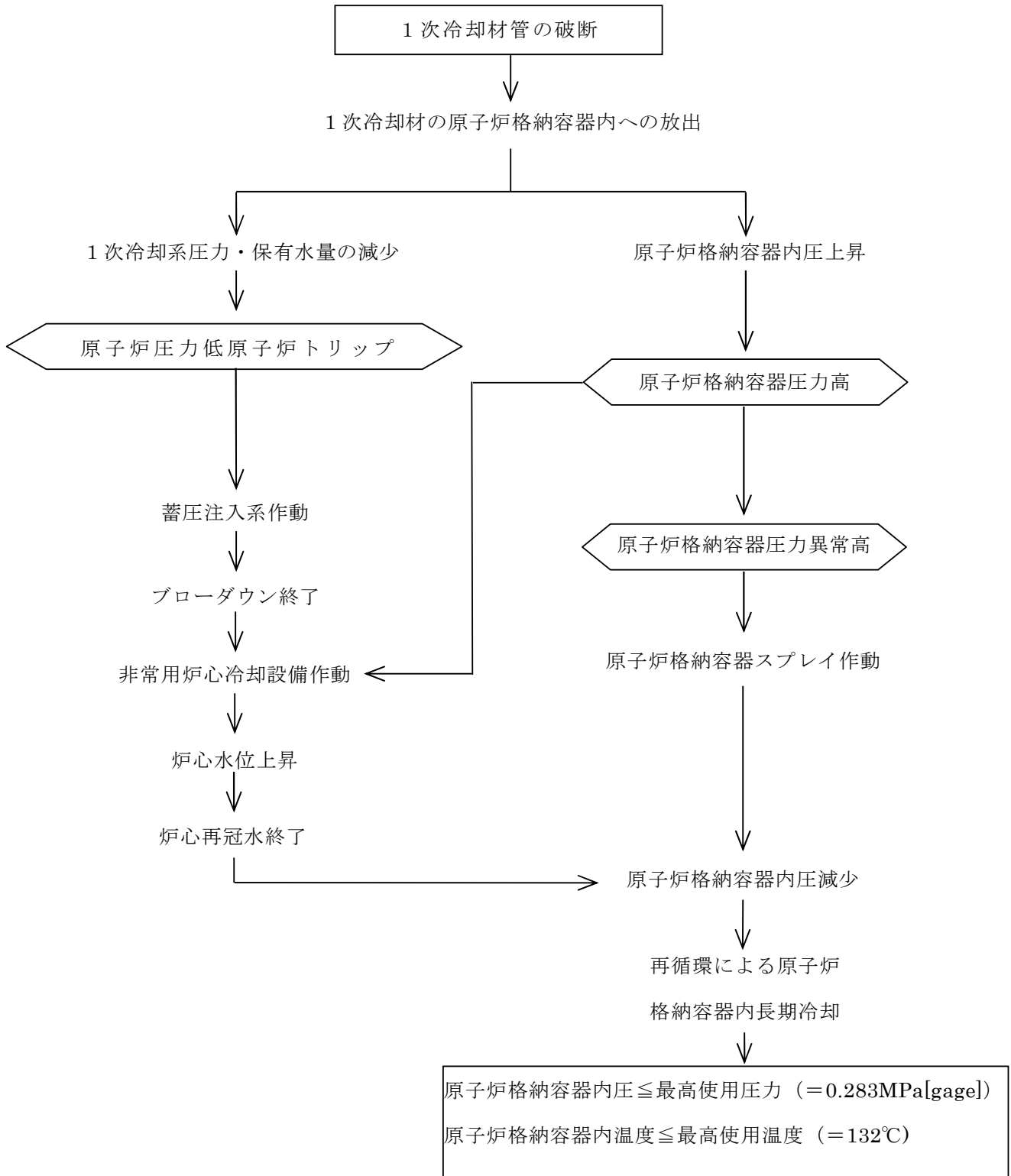


図 1 9 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の事象過程

表7 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の
主要事象クロノロジ

時刻（秒）	事 象
0	蒸気発生器出口側配管両端破断発生
約 5	「原子炉格納容器圧力異常高」信号
約 15	原子炉格納容器スプレイ作動限界値到達
約 19	第1ピーク圧力
約 109	炉心再冠水開始
約 241	原子炉格納容器スプレイ開始
約 241	炉心再冠水終了
100,000	原子炉格納容器圧力最高
100,000	計算終了

表8 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名		原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）		
				使用値等	選 定 理 由	
解 析 条 件	事 故 条 件		蒸気発生器出口側配管の 両端破断 流出係数= 1.0		原子炉格納容器内圧上昇の観点から 最も厳しい	
	原 子 炉 出 力 %		102		定常誤差を考慮した上限値	
	単 一 故 障		原子炉格納容器スプレイ 設備 1 系列		原子炉格納容器内圧上昇の観点から 最も厳しい	
	崩 壊 熱		ANS-5.1に基づく曲線		E C C S 性能評価指針にて使用が認 められている	
	蓄 圧 系 注 入	保 持 圧 力 MPa[gage]	4.04		最小値	
		保 有 水 量 m ³ /基	29.0			
			再冠水を早めるため、ダウンカマ部及び下部プレナムに直接注入			
	安 全 注 入 開 始 時 刻		ブローダウン終了と同時に		再冠水期間を早め、破断口からの質量 流量及びエネルギー放出量を増大させ る	
	1 次 冷 却 材 ポ ン プ		ポンプ特性に従って動く		原子炉格納容器への放出量が大い いほど厳しい	
	外 部 電 源		無		格納容器スプレイの作動遅れを伴う ため厳しい	
格 納 容 器 ス プ レ イ 開 始 秒		109 ^{注1}		ディーゼル発電機起動時間など考慮 した最大値		
原 子 炉 格 納 容 器 自 由 体 積 m ³		67,400		原子炉格納容器内圧上昇の観点から 厳しくなる少なめの値		

表8 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の解析条件及び解析結果
(つづき)

項 目	解析件名	原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）	
解 析 コ ー ド		SATAN-VI（ブローダウン時熱水力挙動解析） WREFLOOD（再冠水時熱水力挙動解析） COCO（原子炉格納容器内圧解析）	
原子炉格納容器スプレイ作動信号		原子炉格納容器圧力異常高	
解 析 結 果		結果	判 定
	原子炉格納容器内最高圧力 MPa[gage]	約0.252	≦ 0.283MPa[gage] (最高使用圧力)
	原子炉格納容器内最高温度 ℃	約125	≦ 132℃ (最高使用温度)

(注1) ECCS作動限界値到達1秒+DG起動時間10秒+シーケンスタイム16秒+ポンプ定速達成、配管遅れ及び余裕82秒=109秒

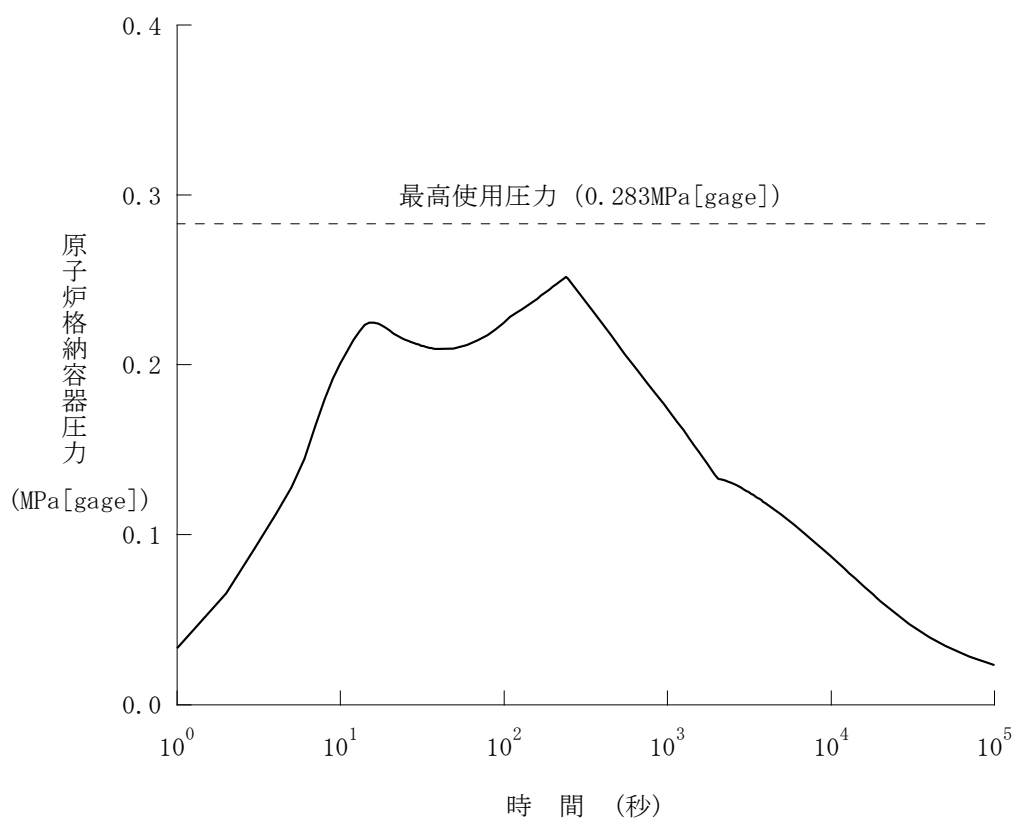


図 2 0 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

(2) 可燃性ガスの発生

a. 事故の原因

この事故は、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するものである。

b. 判断基準

この事故には、以下の判断基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも 30 日間はいずれかが次の値以下であること。

水 素	4 %
酸 素	5 %

c. 解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は、d.の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

d. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 2 1 に示す。

主要事象クロノロジを表 9 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1 0 及び図 2 2 に示す。

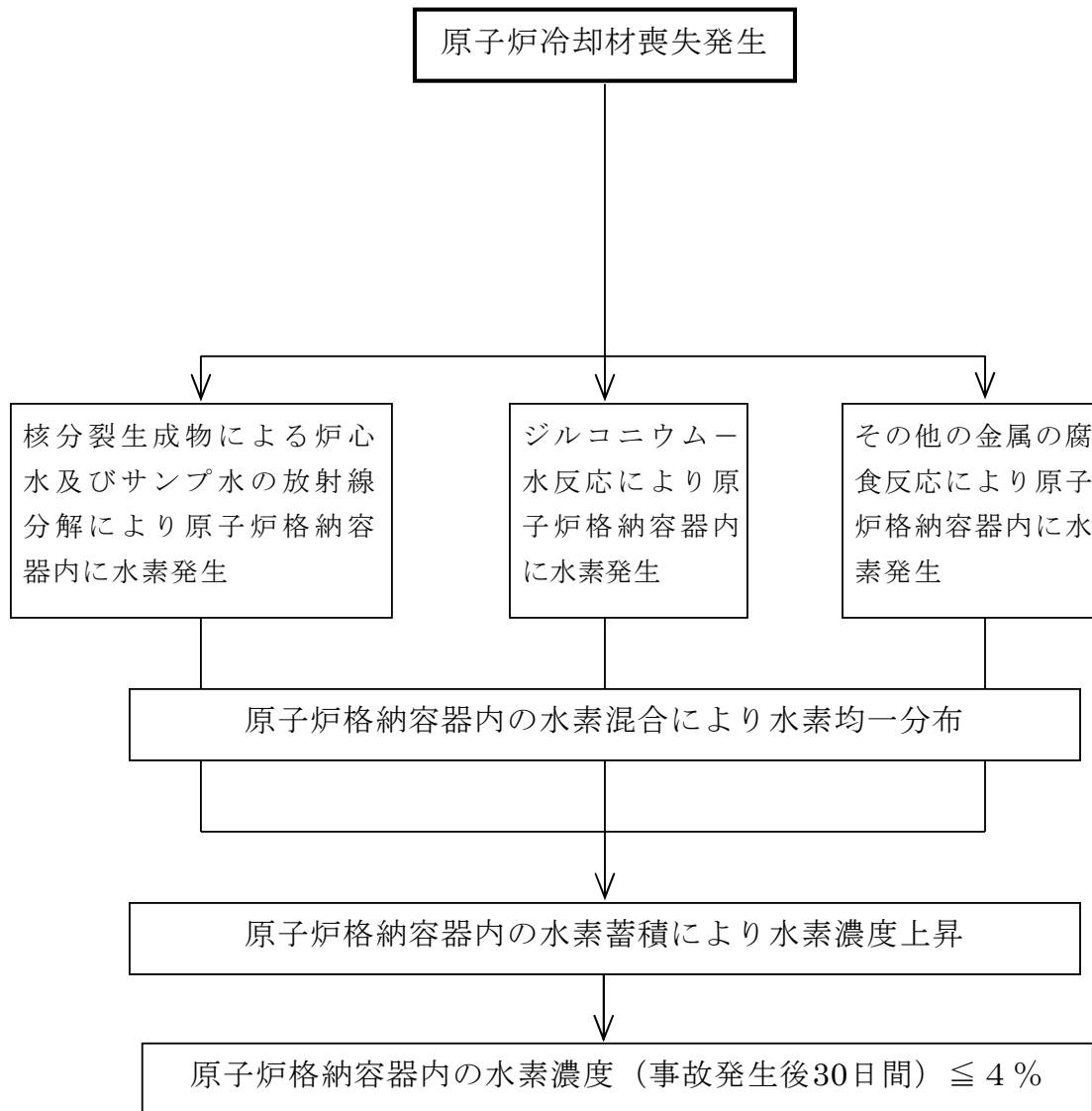


図 2 1 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表9 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ

時刻（日）	事 象
0	配管破断発生
30	原子炉格納容器内水素濃度最大（約3.0%） 計算終了

表 1 0 「可燃性ガスの発生」の解析条件及び解析結果

項 目		解析件名	可 燃 性 ガ ス の 発 生		
			使用値等	選 定 理 由	
解 析 条 件	原 子 炉 出 力 %		102	定常誤差を考慮した上限値	
	単 一 故 障		低圧注入系 1 系列 故障	ECCS性能評価指針に同じ	
	そ の 他	ジルコニウム-水 反応量%		1.5 (ECCS性能評価の 解析結果の5倍)	「安全評価指針」に従い、燃料被覆 管の表面から5.8 μ mの厚さが反応 した場合に相当する量より大きい ECCS性能評価の解析結果の5倍を仮 定している。
		ジルコニウム重量		18,800kg	炉心内の使用量に対して余裕を見込 んだもの
		アルミニウム重量		1,000kg	原子炉格納容器内の使用量に対して
		亜鉛重量		7,000kg	余裕を見込んだもの
		原子炉格納容器内の 液相中に存在する核 分裂生成物の量%		炉心内蓄積量のうち ハロゲン：50 希ガス及びハロゲンを除 く他の核分裂生成物：1 (希ガスを除く他の核分 裂生成物はすべて炉心部 に存在するものとする。)	指針どおり
	放射線分解により発 生する水素ガスの発 生割合 (G 値) 分子/100eV		0.5	Regulatory Guide 1.7に基づく	
解 析 コ ー ド		—	—		
原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号			—		
解 析 結 果			結 果	判 定	
	原子炉格納容器内 水素濃度 %		約3.0 (事故発生後 30日時点)	事故発生後少なくとも30日間は水素 濃度4%以下	

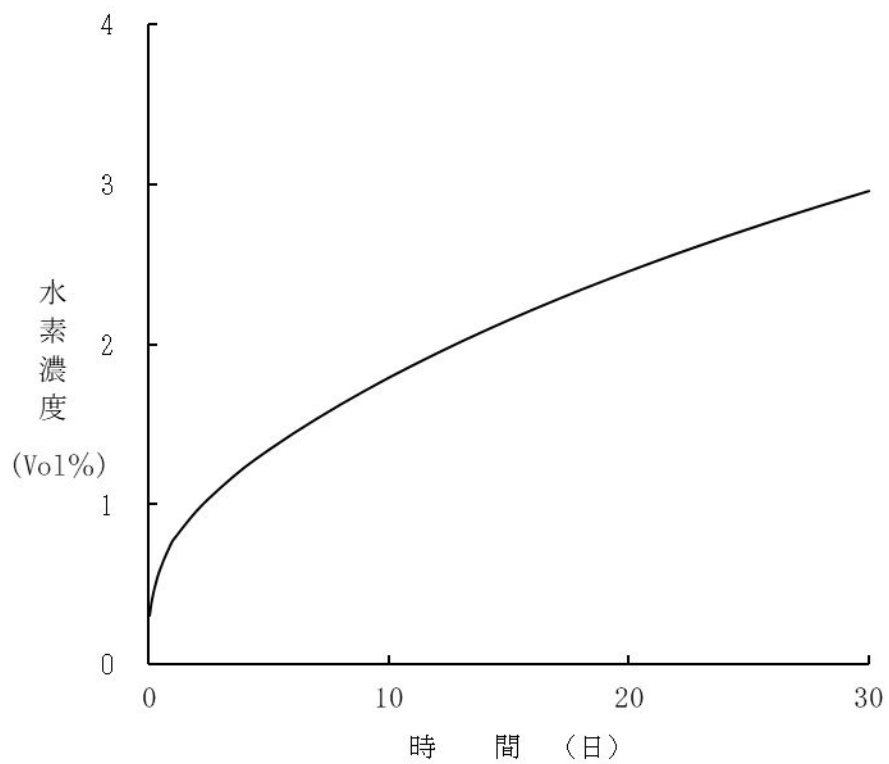


図 2 2 可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価

2. 解析結果

ここでは、「設計基準事故」の解析結果をまとめる。

2.1 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

事象	解析結果	判断基準
原子炉冷却材喪失(大破断)		
(a) 炉心冷却能力	炉心は著しい損傷に至ることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。	
(被覆管温度の最高値)	約1,035℃	≦1,200℃
(局所的最大ジルコニウム水反応量)	約3.6%	≦15%
(b) 全炉心平均ジルコニウム水反応量	0.3%以下	原子炉格納容器健全性の見地から十分小さいこと。(≦1%以下)
(c) 長期間の崩壊熱除去	再循環モードにより維持 ^{注1}	燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって可能であること。
主給水管破断		
(a) 炉心冷却能力	炉心は損傷に至ることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。	
(最小DNBR)	約1.58	≧1.17
(崩壊熱除去)	補助給水系が作動して、原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却できる。	
(b) 原子炉圧力	約17.7MPa[gage] (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 約18.2MPa[gage])	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≦20.59MPa[gage] (最高使用圧力の1.2倍)

(注1) 格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

2.2 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

事象	解析結果	判断基準
原子炉冷却材喪失		
(a)原子炉格納容器内最高圧力	約0.252MPa[gage]	≦0.283MPa[gage]
(b)原子炉格納容器内最高温度	約125℃	≦132℃
可燃性ガスの発生		
(a)原子炉格納容器内水素濃度	約3.0% (事故発生後30日時点)	事故発生後少なくとも30日間は水素濃度4%以下

各事象の説明
(設計基準事故時の被ばく評価)

目 次

1. 設計基準事故時の被ばく評価の概要	添付 3-1
(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損	添付 3-1
(2) 蒸気発生器伝熱管破損	添付 3-5
(3) 燃料集合体の落下	添付 3-11
(4) 原子炉冷却材喪失	添付 3-16
(5) 制御棒飛び出し	添付 3-24

表

表 1	「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の 評価条件及び評価結果 ……………	添付 3-4
表 2	「蒸気発生器伝熱管破損」の核分裂生成物の放出量及び線量の 評価条件及び評価結果 ……………	添付 3-9
表 3	「燃料集合体の落下」の評価条件及び評価結果 ……………	添付 3-15
表 4	「原子炉冷却材喪失」の評価条件及び評価結果 ……………	添付 3-20
表 5	「原子炉冷却材喪失」の事故の線量評価に使用する 原子炉格納容器からの漏えい率 ……………	添付 3-22
表 6	「制御棒飛び出し」の評価条件及び評価結果 ……………	添付 3-28

図

- 図 1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の
希ガスの大気放出過程 …… 添付 3-2
- 図 2 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路 …… 添付 3-3
- 図 3 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の
よう素の大気放出過程 …… 添付 3-6
- 図 4 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の
希ガスの大気放出過程 …… 添付 3-7
- 図 5 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の放射能放出経路 …… 添付 3-8
- 図 6 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程 …… 添付 3-12
- 図 7 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程 …… 添付 3-13
- 図 8 燃料集合体の落下時の放射能放出経路 …… 添付 3-14
- 図 9 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程 …… 添付 3-17
- 図 10 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程 …… 添付 3-18
- 図 11 原子炉冷却材喪失（事故）時の
放射能放出経路及び被ばく経路 …… 添付 3-19
- 図 12 「原子炉冷却材喪失」の事故の線量評価に使用する
原子炉格納容器からの漏えい率 …… 添付 3-23
- 図 13 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程 …… 添付 3-25
- 図 14 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程 …… 添付 3-26
- 図 15 制御棒飛び出し時の放射能放出経路及び被ばく経路 …… 添付 3-27

1. 設計基準事故時の被ばく評価の概要

(1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

a. 事故の原因

この事故は、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する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、水素再結合ガス減衰タンク、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

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。

b. 核分裂生成物の放出量並びに線量の評価条件及び評価結果

希ガスの大気放出過程図を図 1 に示す。

放射能放出経路図を図 2 に示す。

評価条件及び評価結果を表 1 に示す。

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

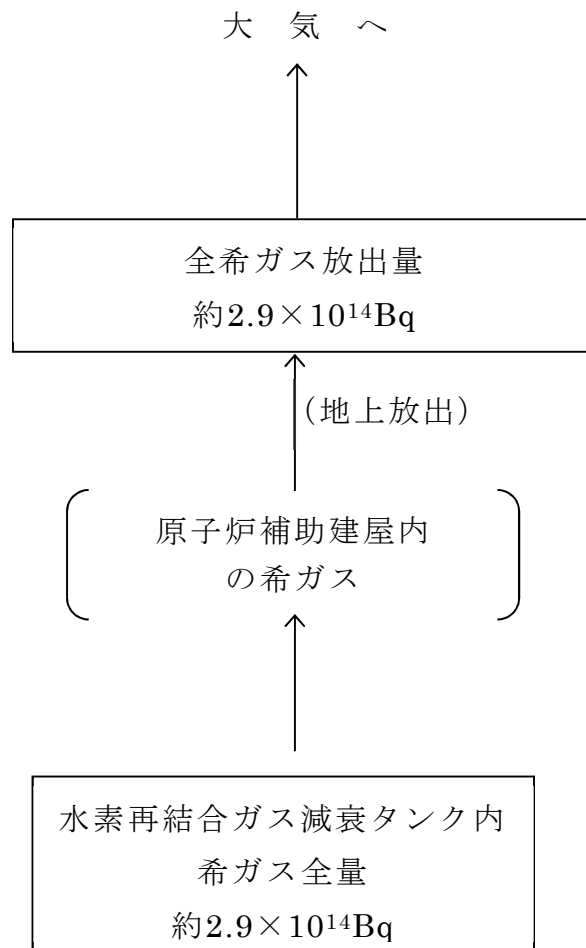
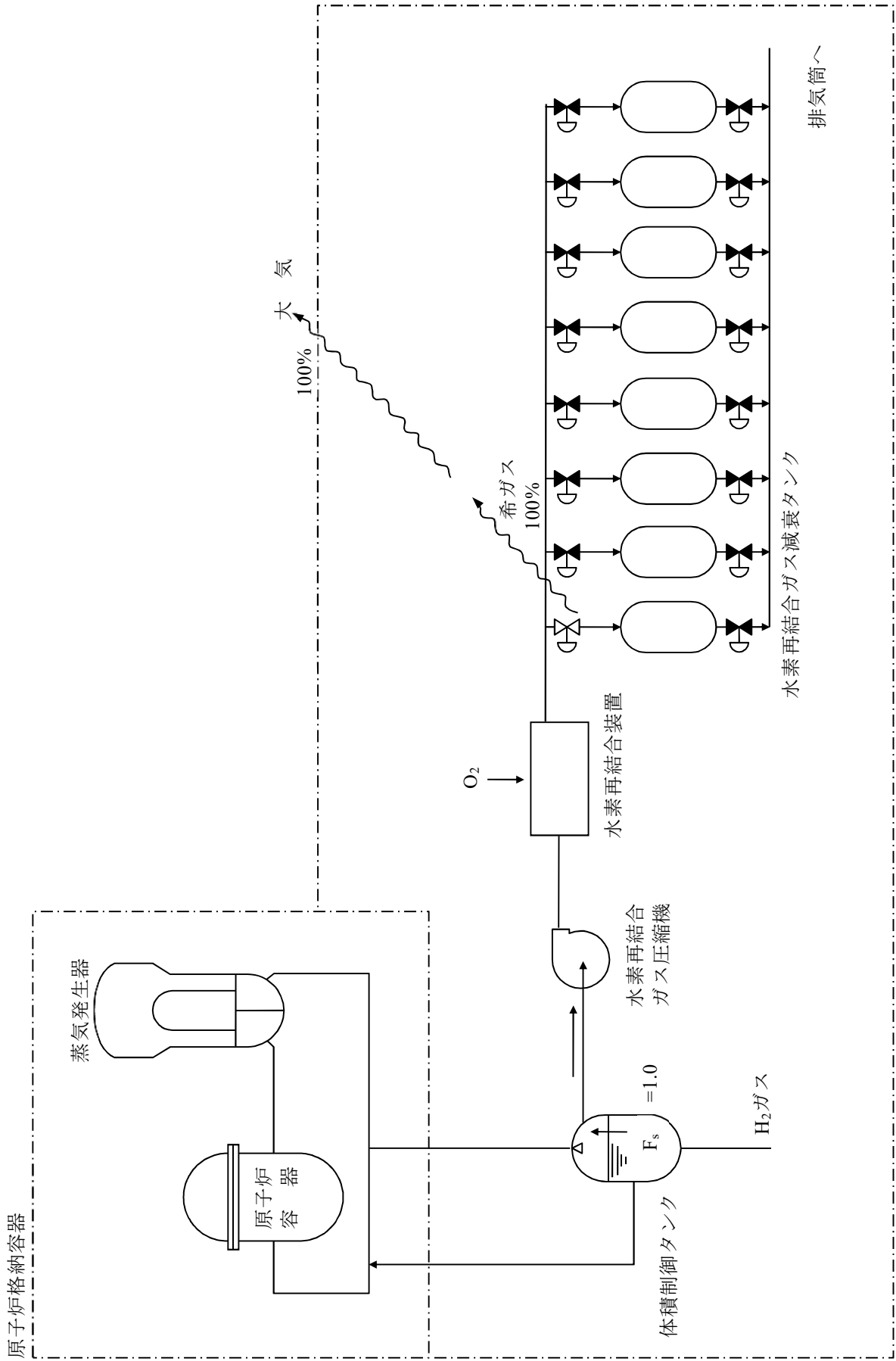


図1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程



原子炉補助建屋

図2 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

表1 「放射性気体廃棄物処理施設の破損」の評価条件及び評価結果

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	定格熱出力(2,652MWt)の102%
燃料被覆管欠陥率	1%	設計上想定された燃料被覆管欠陥率1%
破損箇所	水素再結合ガス減衰タンク	放出量が最大となる箇所を破損箇所として選定している。
水素再結合ガス減衰タンクへの放射能放出源	体積制御タンク	体積制御タンク連続パージ時に生じる水素再結合ガスを考える
体積制御タンク脱ガス係数	全ての希ガスに対し1.0	全量が気相部に移行するものとする。
化学体積制御系浄化流量	13.6 m ³ /h	設計値
体積制御タンク気相部体積	5.1 m ³	
体積制御タンク気相部パージ流量	1.2 Nm ³ /h	
体積制御タンクパージ運転時間	連続24年	30年×稼働率80%
水素再結合ガス減衰タンク基数	8基	設計値
放出される希ガスの量	1基のタンクに蓄積した最大の希ガス放射能量	指針の考え方どおり
環境への放射性物質の放出	地上放出で評価	原子炉補助建屋換気設備にはクレジットをとらない。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従い評価した相対線量(D/Q) D/Q: 約 5.2×10^{-18} Gy/Bq ^(注1) (着目方位: 4号炉 SW)	指針どおり (2019年の気象資料を使用)
評価項目	結果	判定
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー-0.5 MeV換算)	約 2.9×10^{14} Bq	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。
実効線量	約1.5 mSv ^(注2)	≦ 5 mSv

(注1) 2006年気象: 約 4.7×10^{-18} Gy/Bq (着目方位: 3号炉 W)

(注2) SGR前(2006年気象): 約1.4 mSv

(2) 蒸気発生器伝熱管破損

a. 事故の原因

この事故は、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。この場合、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。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していること等によりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

b. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価条件及び評価結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図3、4に示す。

放射能放出経路図を図5に示す。

評価条件及び評価結果を表2に示す。

単位：Bq } * 1 I - 1 3 1 等価量 -
 小児実効線量係数換算

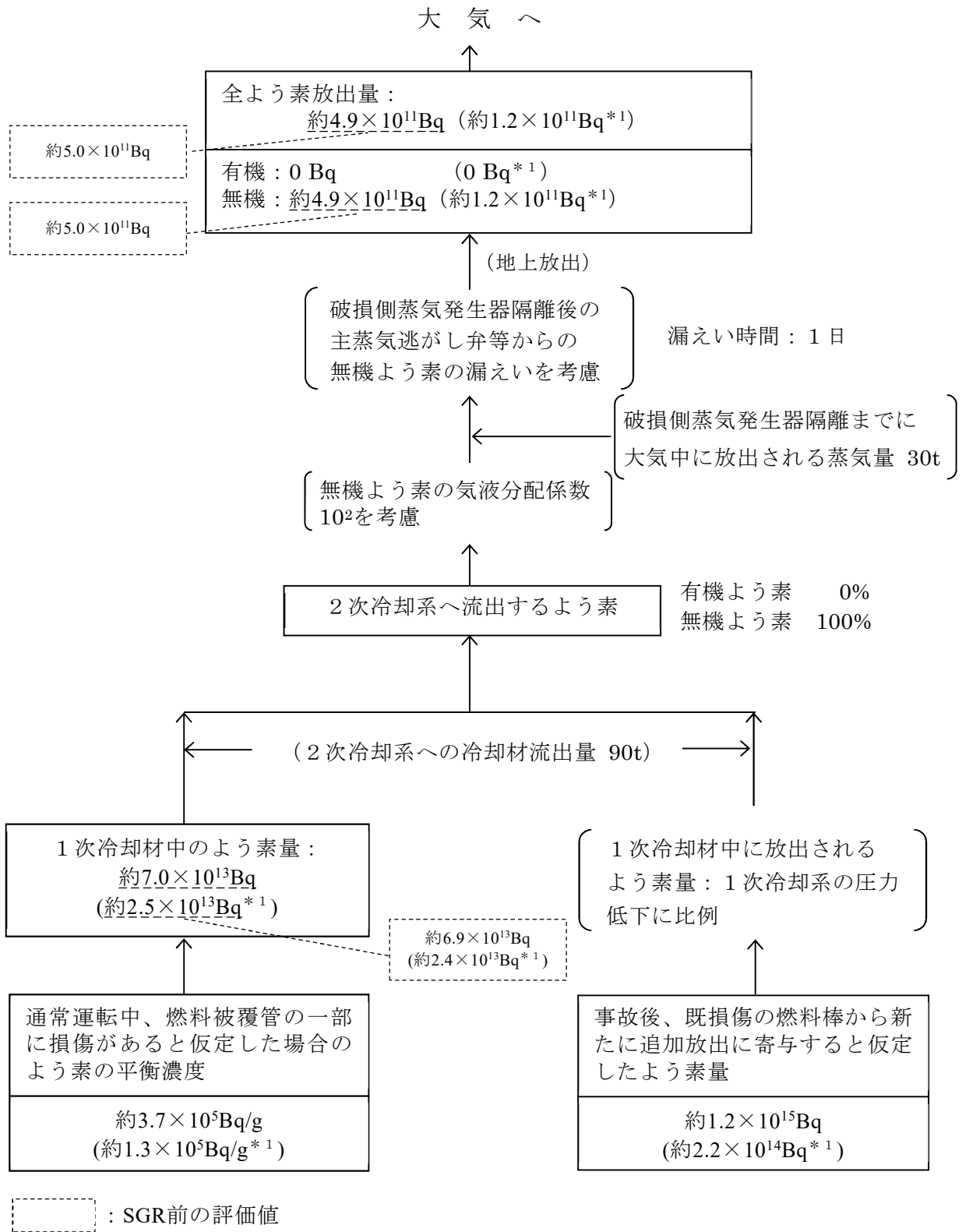


図3 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left(\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right)$

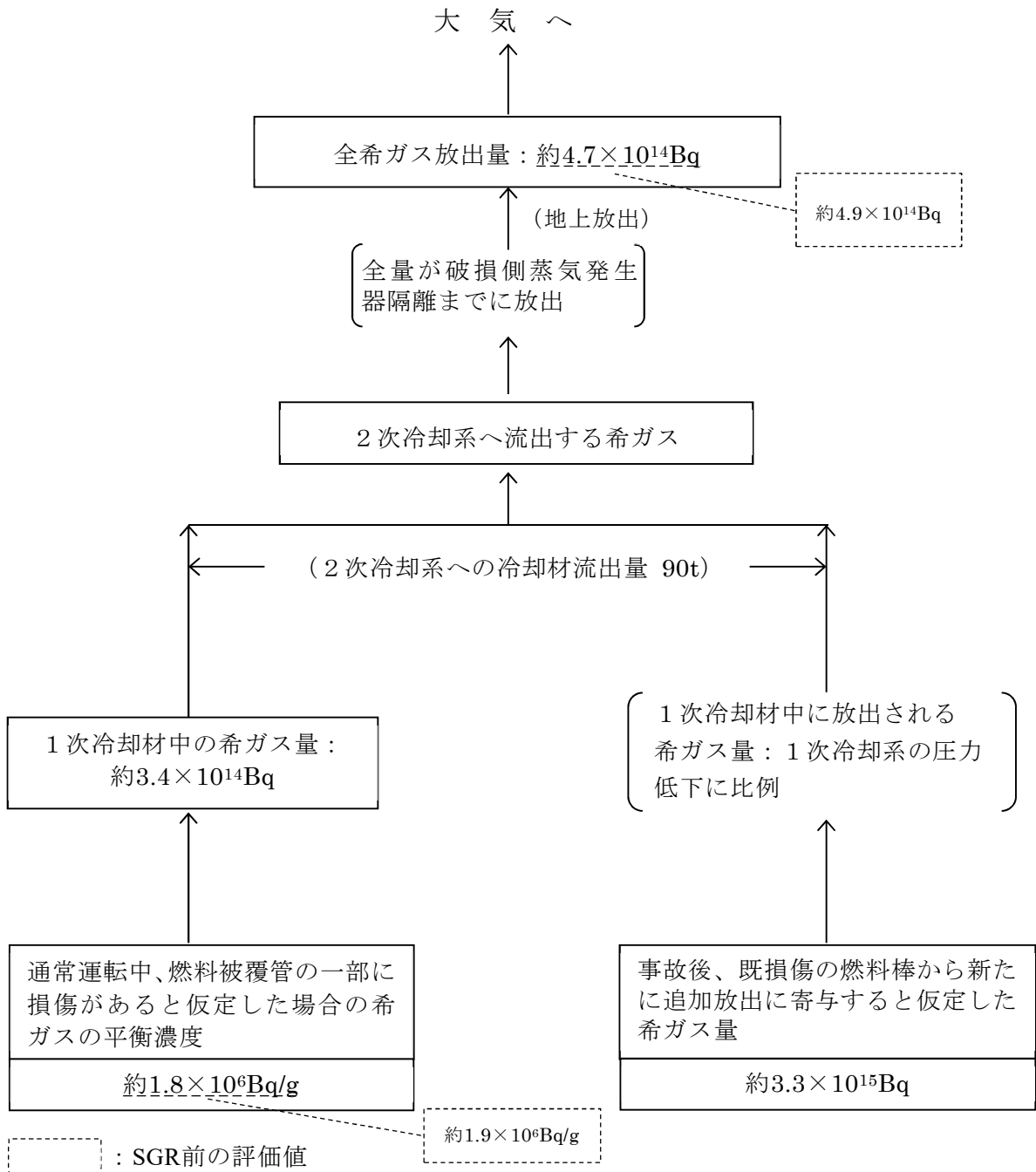
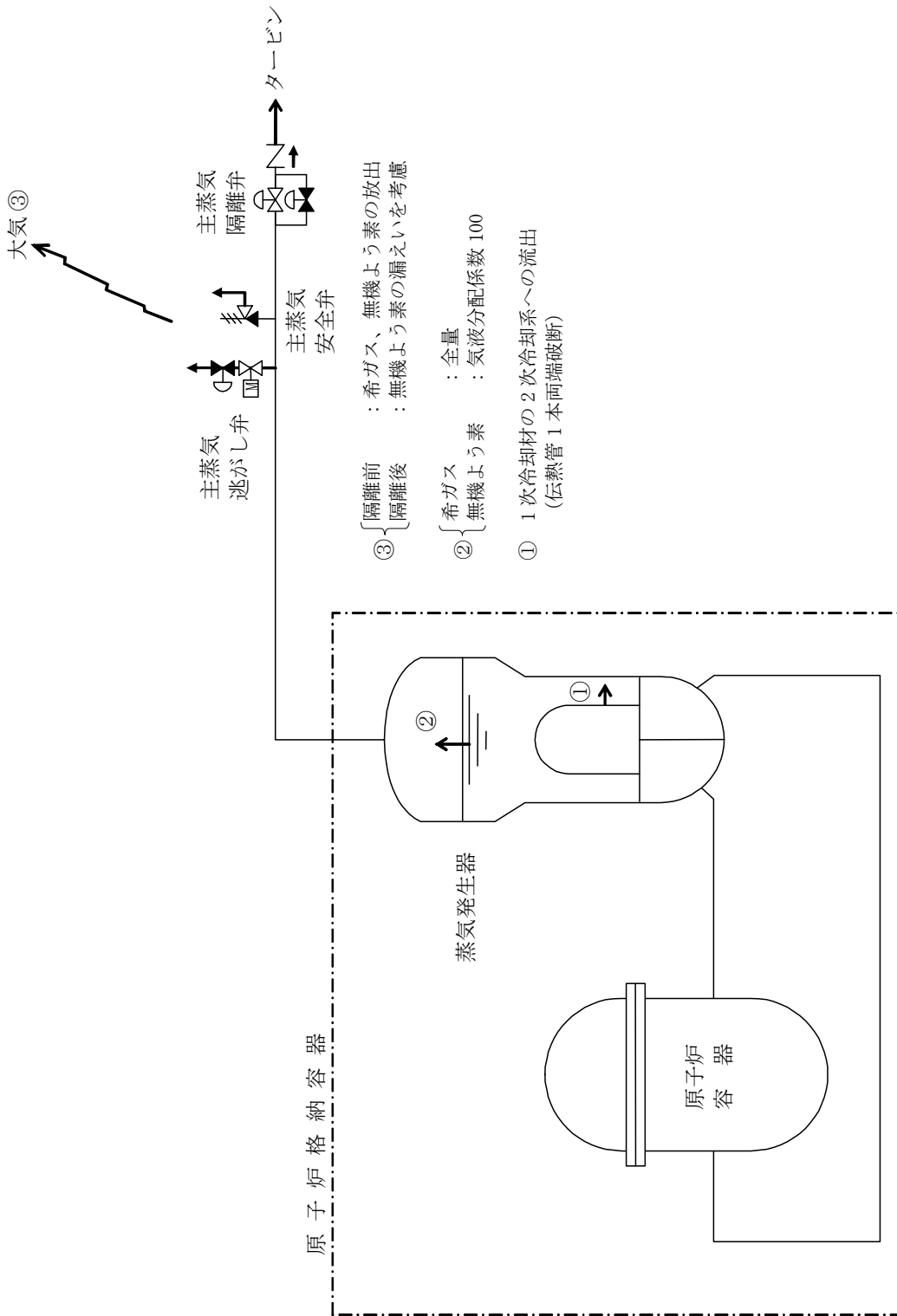


図4 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程



* 1 次冷却材中の放射能源

(1) 通常運転中、燃料被覆管欠陥率 1% としての時の核分裂生成物

(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

図 5 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の放射能放出経路

表2 「蒸気発生器伝熱管破損」の核分裂生成物の放出量及び線量の
評価条件及び評価結果

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	定格熱出力 (2,652MWt) の102%
原子炉運転時間	最高30,000時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
通常運転中に1次冷却材中に存在する希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率を1%とした場合の1次冷却材中の希ガス・よう素の濃度	設計上想定された燃料被覆管欠陥率1%
既損傷の燃料棒から新たに1次冷却材中に追加放出される希ガス・よう素の量	追加放出に寄与する放射エネルギーの炉心内蓄積量に対する割合 希ガス：0.01% よう素：0.005%	ギャップ放射エネルギー (炉心内蓄積量の1%) に燃料被覆管欠陥率を考慮した値
	1次冷却系の圧力低下割合に比例して放出 次式により求めた値を下回らない値 追加放出率： $1.40 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ $v = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \cdot \frac{1}{t} \times 1.2$ (v :追加放出率 P_0 :事故発生前のRCS圧力 P_t :2次側圧力を下回る際のRCS圧力 t :破損側SG隔離までの時間)	指針どおり 事故経過の解析に基づく値に20%の余裕をみた値
1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギー	1次冷却材中の濃度に依存	指針どおり
1次冷却系から2次冷却系に漏えいする冷却材量	90 t	事故経過の解析に基づく値 (約73t) に20%の余裕を考慮し、5t単位で丸めた値。
大気中へ放出される希ガス量	2次冷却系に流出してきた希ガス全量	指針どおり
2次冷却系に流出してきたよう素の形態	無機よう素 100%	有機よう素の加水分解を考慮し、有機よう素割合は0%とする。
2次冷却系に流出してきた無機よう素の気液分配係数	100	指針どおり
破損側蒸気発生器隔離までの蒸気の大気放出量	30 t	事故経過の解析に基づく値 (約25t) に20%の余裕を考慮し、5t単位で丸めた値。
破損側蒸気発生器隔離時間	事故発生後48分	事故経過の解析に基づく値
破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系の弁からの蒸気漏えい率	5 m ³ /d 隔離後24時間で直線的に大気圧まで減圧する2次冷却系圧力に対応する漏えい	設計値 指針どおり (流出量の算出は、2次冷却系圧力の平方根に比例する式を用いる。)
環境への放射性物質の放出	地上放出で評価	主蒸気逃がし弁等から放出される

表2 「蒸気発生器伝熱管破損」の核分裂生成物の放出量及び線量の
評価条件及び評価結果（つづき）

評価条件	使用値	選定理由
環境に放出された放射性物質の 大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する 気象指針」に従って評価された相対濃 度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) χ/Q : 約 3.1×10^{-4} s/m ³ (注1) D/Q : 約 5.2×10^{-18} Gy/Bq (注2) (着目方位: 4号炉 SW)	指針どおり (2019年の気象資料を使用)
評価項目	結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131等価量—小児実効線量係数 換算)	約 1.2×10^{11} Bq	核分裂生成物の放出量は少なく、周 辺の公衆に対し著しい放射線被ばく のリスクを与えることはない。 ≤ 5 mSv
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5 MeV換算)	約 4.7×10^{14} Bq (注3)	
実効線量	約3.0 mSv (注4) (注5)	

(注1) 2006年気象: 約 2.9×10^{-4} s/m³ (着目方位: 3号炉 W)

(注2) 2006年気象: 約 4.7×10^{-18} Gy/Bq (着目方位: 3号炉 W)

(注3) SGR前: 約 4.9×10^{14} Bq

(注4) SGR前 (2006年気象): 約2.8 mSv

(注5) 方位毎によよう素の吸入摂取による線量と希ガスからの γ 線による線量を合算した値の最大値

(3) 燃料集合体の落下

a. 事故の原因

この事故は、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。

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。

b. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価条件及び評価結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図6、7に示す。

放射能放出経路図を図8に示す。

評価条件及び評価結果を表3に示す。

単位：Bq } *1 I-131 等価量
- 小児実効線量係数換算

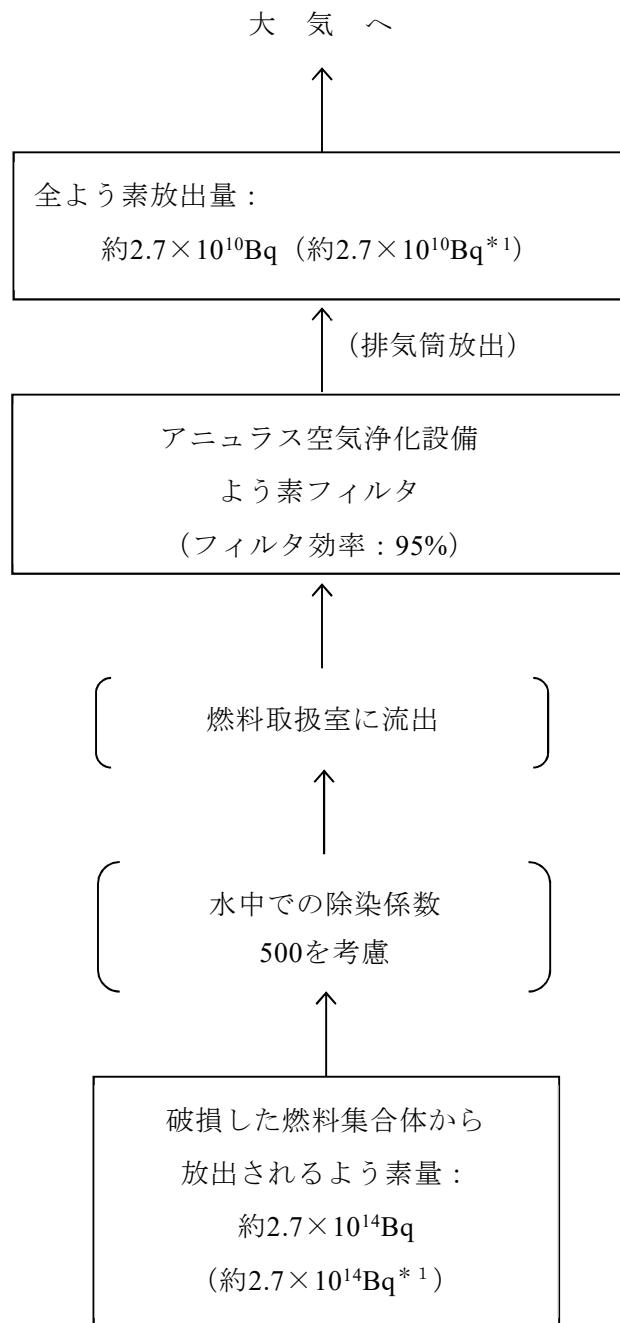


図6 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

単位: Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

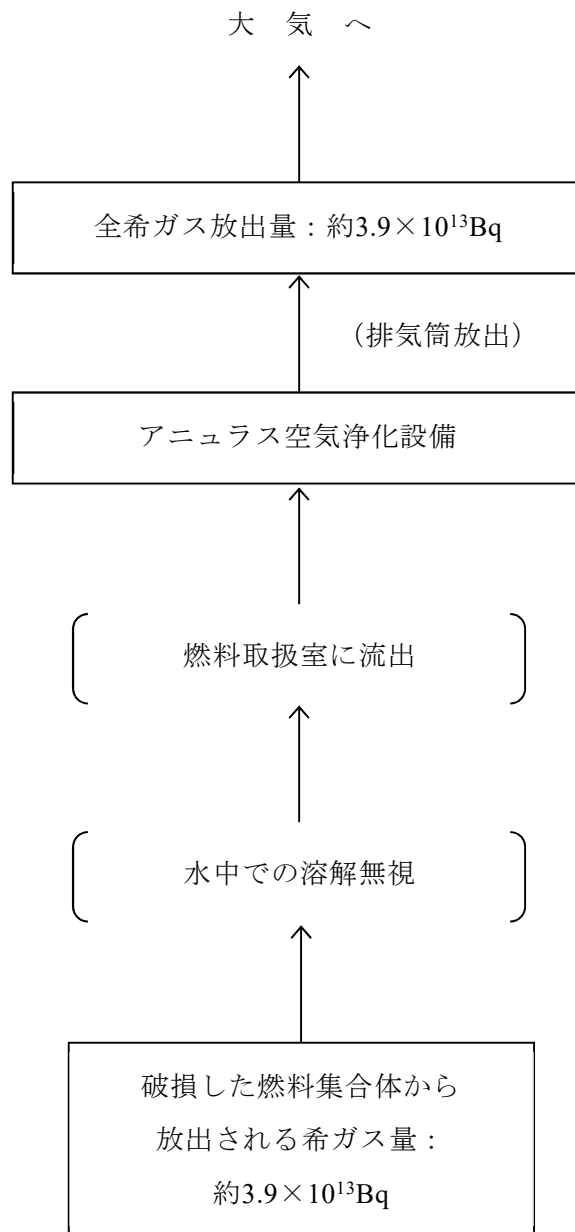


図7 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

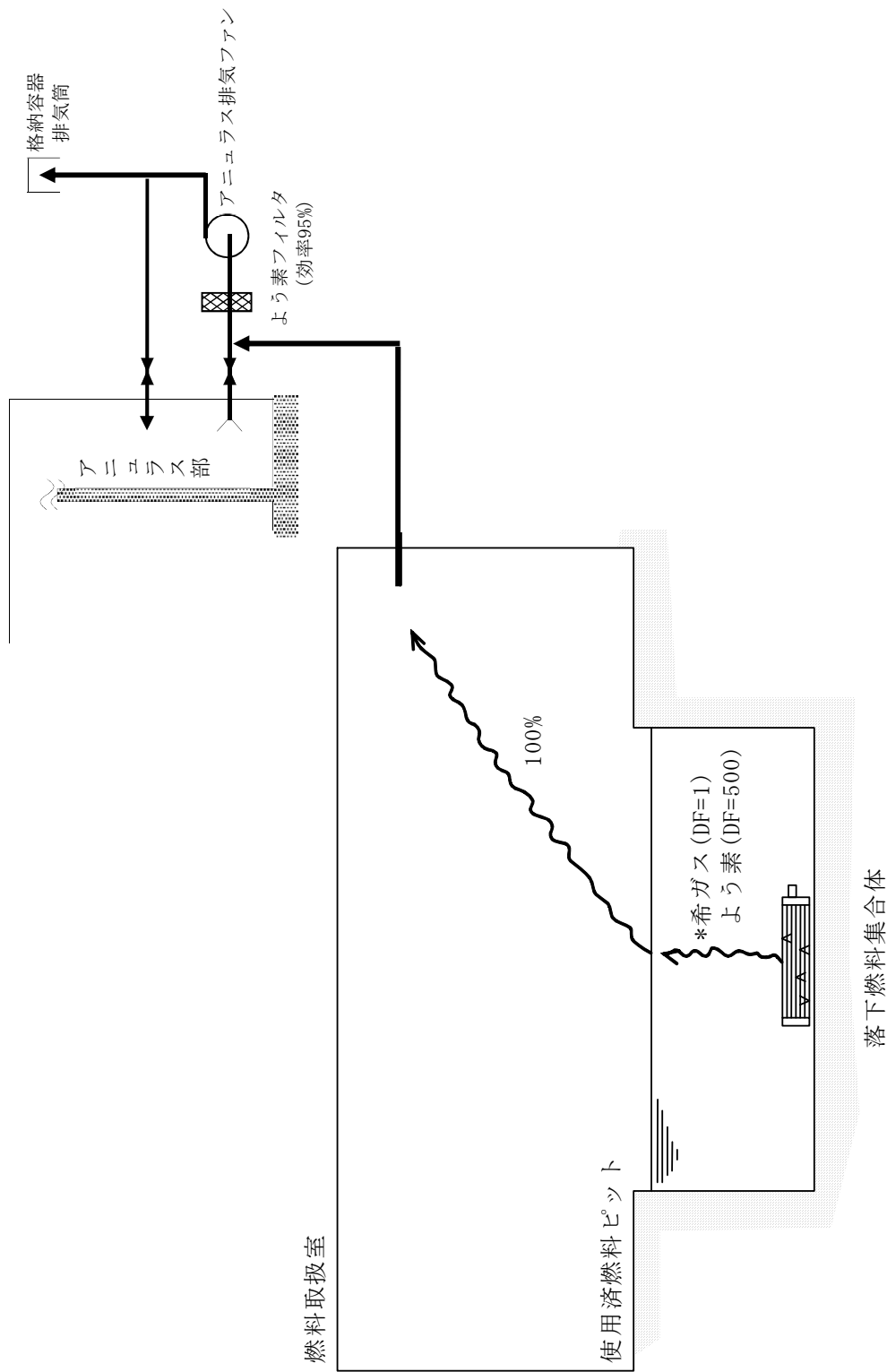


図8 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

* 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は、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）

表3 「燃料集合体の落下」の評価条件及び評価結果

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	定格熱出力(2,652MWt)の102%
燃料集合体破損割合	燃料集合体1体	国内燃料の10%破損に対して保守的に全数破損を仮定。
燃料集合体熱出力	26.4 MWt	最高出力の燃料集合体
燃料集合体運転時間	30,000時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
燃料ギャップ放射エネルギー計算法	等価球拡散モデル	ギャップ放射エネルギーの計算に広く使用されている。
事故の発生時期	原子炉停止100時間後	燃料搬出は早くても原子炉停止後100時間以上経て行う。
破損燃料棒から使用済燃料ピット水中に放出される放射エネルギー	燃料ギャップに蓄積した放射エネルギー全量	指針どおり
ピット水中外へ放出される希ガス量	ピット水中へ放出された希ガス全量	指針どおり
よう素の水中の除染係数	500	指針どおり
アニュラス空気浄化装置のよう素フィルタのよう素除去効率	95%	設計上は95%以上の効率を期待できる。
環境への放射性物質の放出	排気筒放出で評価	燃料取扱室内に放出された放射性物質は格納容器排気筒から大気中に放出される。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q) χ/Q : 約 2.6×10^{-5} s/m ³ (注1) D/Q : 約 7.2×10^{-19} Gy/Bq (注2) (着目方位: 3号炉 SE)	指針どおり (2019年の気象資料を使用)
評価項目	結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131等価量-小児実効線量係数換算)	約 2.7×10^{10} Bq	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 ≤ 5 mSv
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5 MeV換算)	約 3.9×10^{13} Bq	
実効線量	約0.038 mSv (注3)(注4)	

(注1) 2006年気象: 約 2.4×10^{-5} s/m³ (着目方位: 4号炉 SSW)

(注2) 2006年気象: 約 5.4×10^{-19} Gy/Bq (着目方位: 4号炉 SSW)

(注3) SGR前(2006年気象): 約0.030 mSv

(注4) 方位毎によるよう素の吸入摂取による線量と希ガスからの γ 線による線量を合算した値の最大値

(4) 原子炉冷却材喪失

a. 事故の原因

この事故は、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又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に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

b. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価条件及び評価結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図9、10に示す。

放射能放出経路及び被ばく経路図を図11に示す。

評価条件及び評価結果を表4、5及び図12に示す。

単位: Bq

〔*1 I-131 等価量
- 小児実効線量係数換算〕

大 気 へ

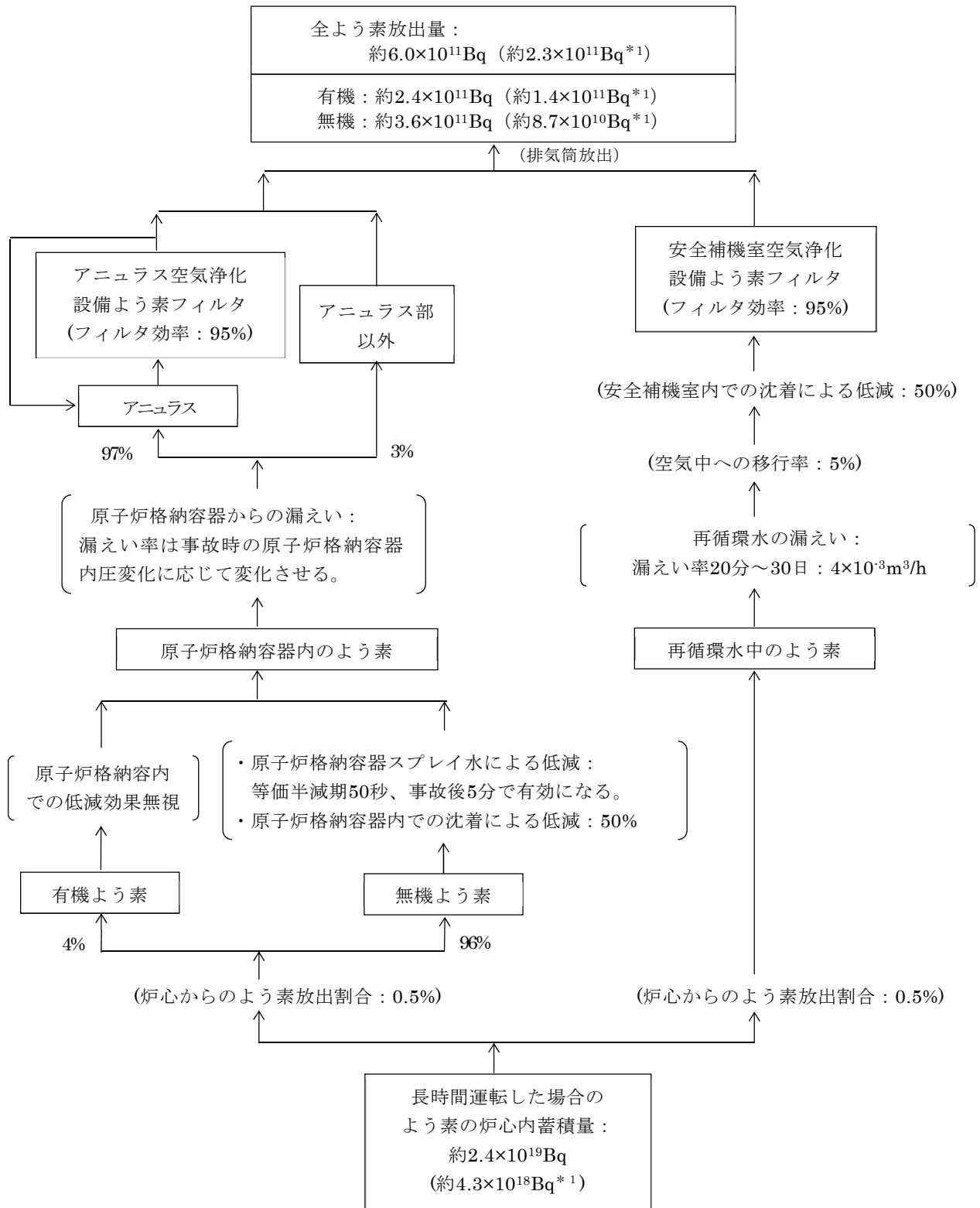


図9 原子炉冷却材喪失(事故)時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

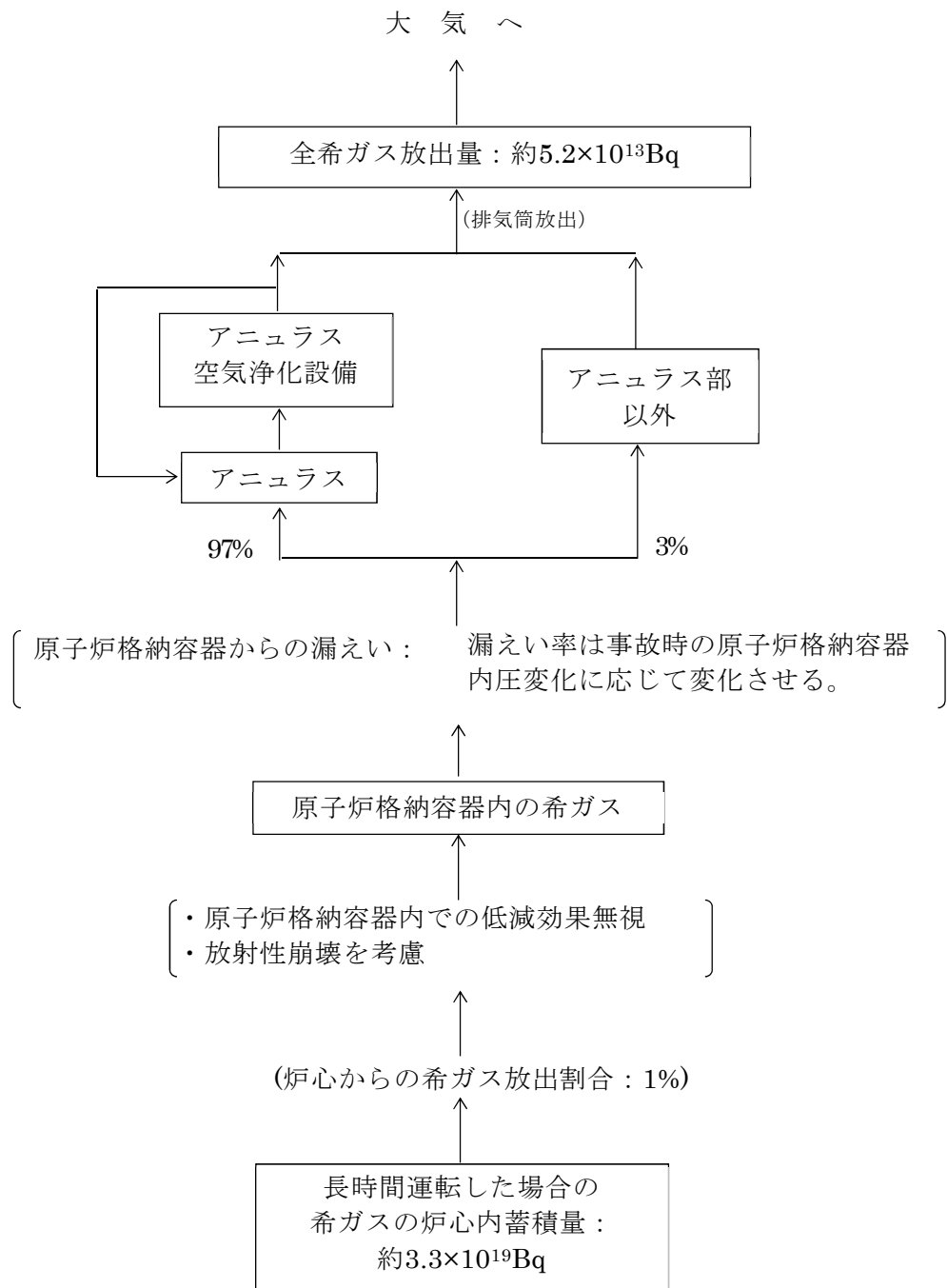


図 1 0 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程

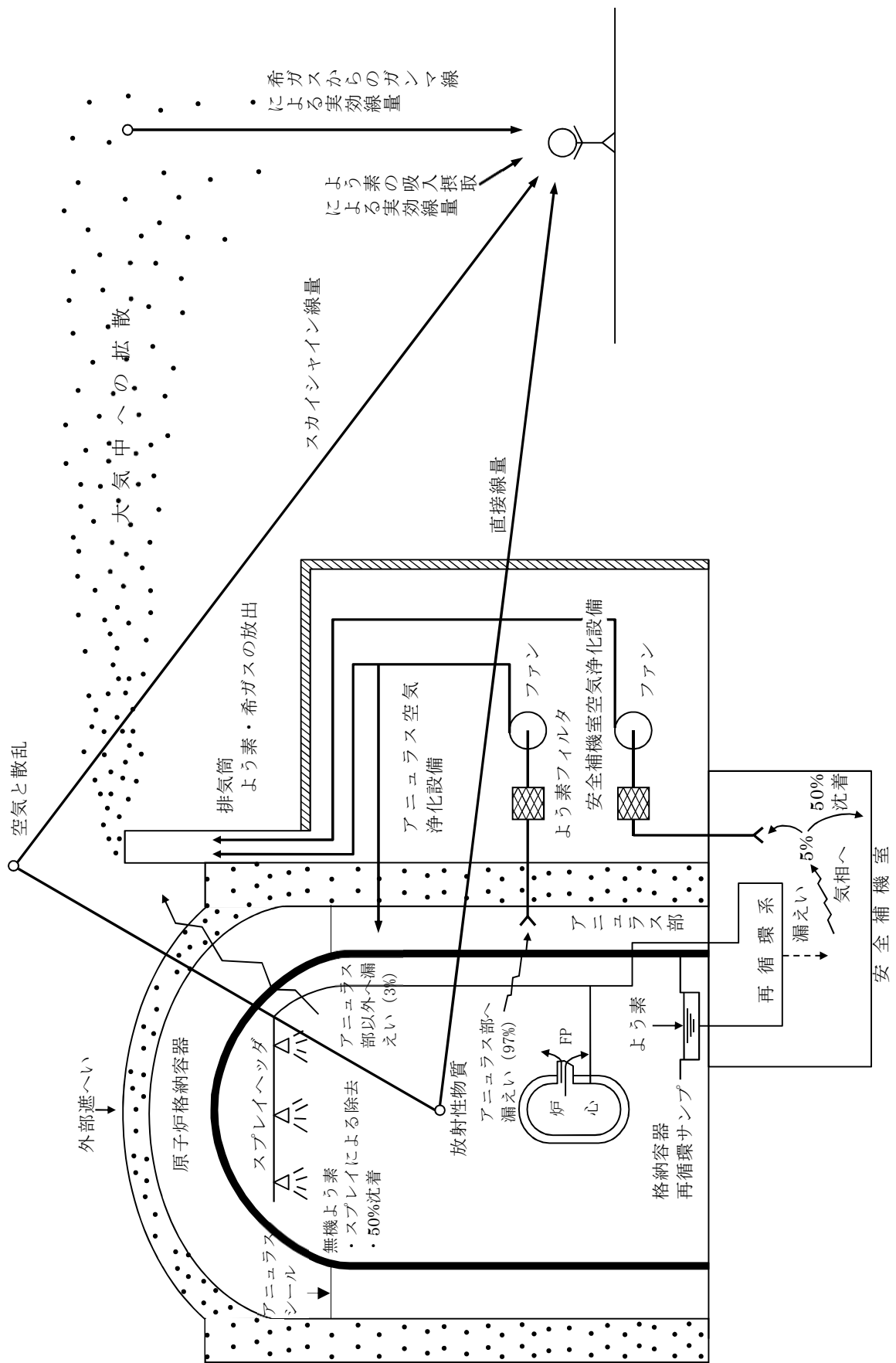


図 1 1 原子炉冷却材喪失（事故）時の放射能放出経路及び被ばく経路

表4 「原子炉冷却材喪失」の評価条件及び評価結果

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	定格熱出力 (2,652MWt) の102%
原子炉運転時間	最高30,000時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉心内蓄積量の内 希ガス 1% よう素 0.5%	指針の考え方どおり (燃料棒の破損率を100%と仮定)
原子炉格納容器内に放出されるよう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%	指針どおり
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の内、原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%	指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効率	スプレイによるよう素除去に対する等価半減期 無機よう素 50秒 ただし、有機よう素・希ガスについては考慮しない。	設計に基づく無機よう素の等価半減期は50秒以下である。 指針どおり
原子炉格納容器スプレイによる除去効果が有効になる時間	事故後5分	設計値を上回る値
原子炉格納容器からの漏えい率	次式により求めた値を下回らない値 (表5) $L = \frac{C}{V} \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}}$ (L : 漏えい率 C : 定数 V : 原子炉格納容器内気相部体積 ΔP : 差圧 ρ : 原子炉格納容器内気体密度)	指針の考え方どおり、事故後の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	指針どおり
アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率	95% ただし、希ガスについては考慮しない。	設計上は95%以上の効率を期待できる。
アニュラス部の負圧達成までのよう素フィルタのよう素除去効率 負圧達成後のアニュラス排気風量	0～10分：アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（フィルタの効果は考慮しない） 10～30分：アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出（フィルタの効果を検討する） 30分～30日：アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の約20%放出（フィルタの効果を検討する）	負圧達成時間は10分以内であり、評価上は10分とする。 事故後30分までの排気風量は、アニュラス空気浄化設備の風量である250m ³ /min。事故後30分からの排気風量は50m ³ /min。

表4 「原子炉冷却材喪失」の評価条件及び評価結果（つづき）

評価条件	使用値	選定理由
再循環系から安全補機室内への漏えい率	$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$	設計値は $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 以下である。
再循環開始時間	事故後20分	最短評価としている。
再循環水中の放射能量	炉心内よう素蓄積量の0.5%	指針の考え方どおり 〔格納容器内に放出されたよう素と同量とする。〕
再循環水体積	$1,400 \text{ m}^3$	設計値は $1,400 \text{ m}^3$ 以上である。
再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率	5%	指針どおり
安全補機室内でのよう素沈着率	50%	指針どおり
原子炉格納容器内核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量の線源	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 希ガス 1% ハロゲン 0.5% その他 0.01%	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量を下回らない値
事故の評価期間	30日	指針の考え方どおり 〔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〕
環境への放射性物質の放出	排気筒放出で評価	排気筒より放出される。
単一故障	ディーゼル発電機1台	原子炉格納容器からの漏えい率を大きくする。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q) χ/Q : 約 $3.4 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ (注1) D/Q : 約 $3.5 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$ (注2) (着目方位: 4号炉 W S W)	指針どおり (2019年の気象資料を使用)
評価項目	結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 $2.3 \times 10^{11} \text{ Bq}$	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5 MeV換算)	約 $5.2 \times 10^{13} \text{ Bq}$	
実効線量	約 0.28 mSv (注3) (注4) (注5)	$\leq 5 \text{ mSv}$

(注1) 2006年気象: 約 $2.9 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$

(注2) 2006年気象: 約 $2.9 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$

(注3) SGR前 (2006年気象): 約 0.27 mSv

(注4) 方位毎によう素の吸入摂取による線量、希ガスからの γ 線による線量及び直接・スカイシャイン線量を合算した値の最大値

(注5) 直接・スカイシャイン線量: 約 0.18 mSv を含む。

表5 「原子炉冷却材喪失」の事故の線量評価に使用する
原子炉格納容器からの漏えい率

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		
0.13	0	～	1,000
0.12	1,000	～	2,200 ^(注1)
0.11	2,200 ^(注1)	～	16,000 ^(注2)
0.10	16,000 ^(注2)	～	32,000
0.09	32,000	～	58,000
0.08	58,000	～	110,000
0.07	110,000	～	220,000
0.06	220,000	～	520,000
0.05	520,000	～	2,592,000

(注1) SGR前：2,000

(注2) SGR前：15,000

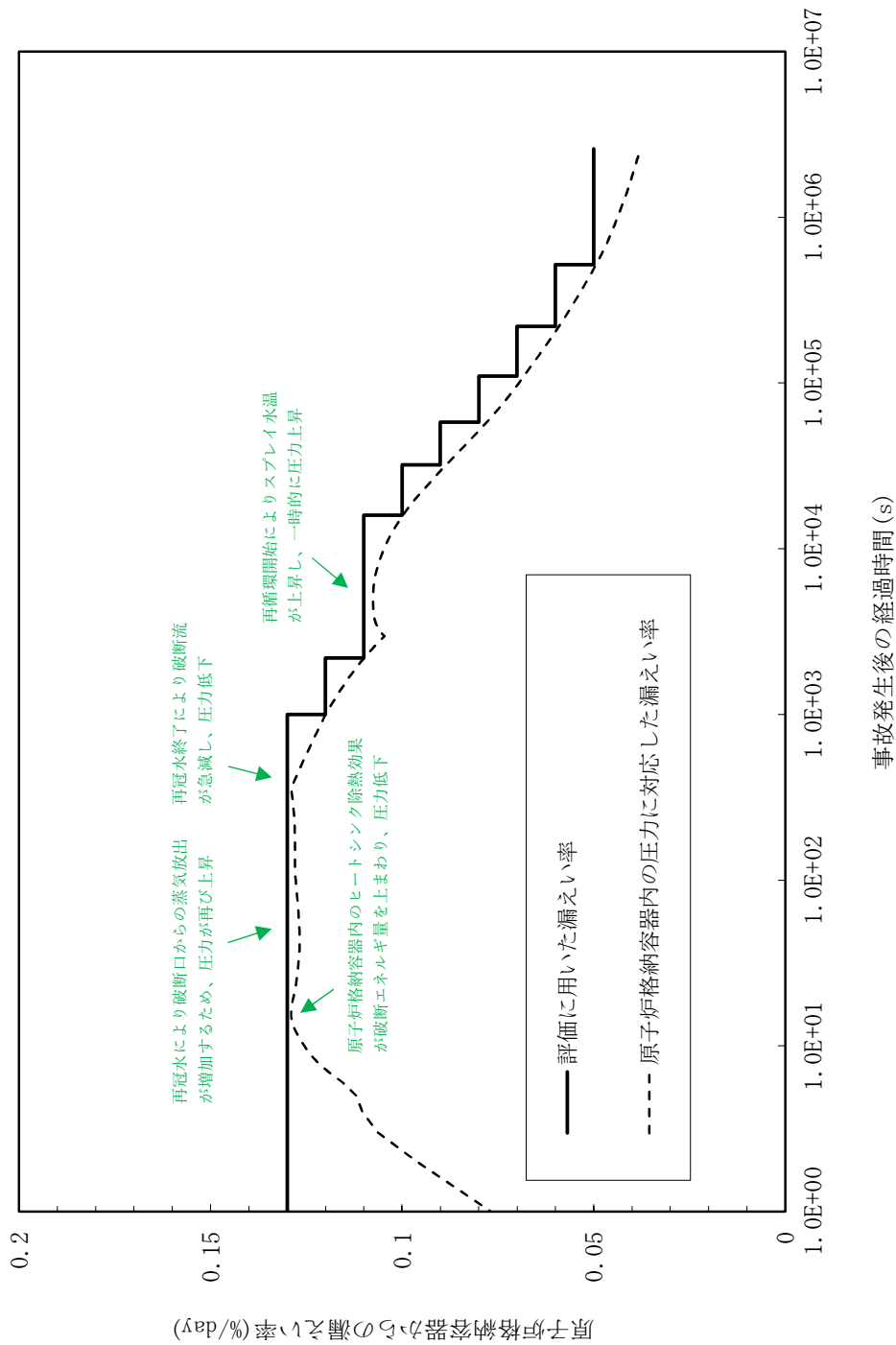


図 1 2 「原子炉炉冷却材喪失」の事故の線量評価に使用する原子炉格納容器からの漏えい率

(5) 制御棒飛び出し

a. 事故の原因

この事故は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する。

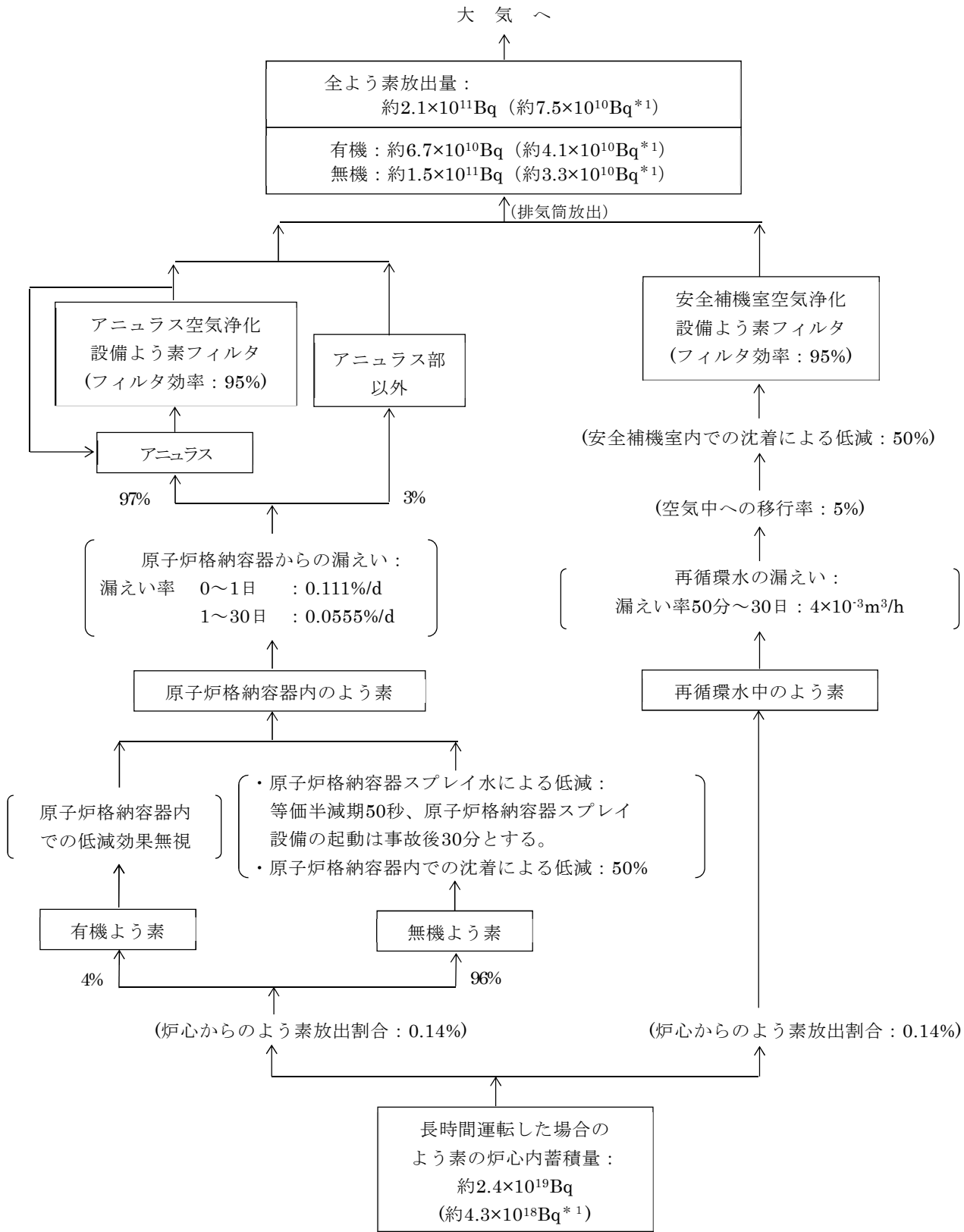
b. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価条件及び評価結果

よう素、希ガスの大気放出過程図を図 1 3、1 4 に示す。

放射能放出経路及び被ばく経路図を図 1 5 に示す。

評価条件及び評価結果を表 6 に示す。

単位: Bq } [*1 I-131 等価量
- 小児実効線量係数換算



長時間運転した場合の
よう素の炉心内蓄積量：
約 2.4×10^{19} Bq
(約 4.3×10^{18} Bq^{*1})

図 1 3 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

単位: Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array} \right]$

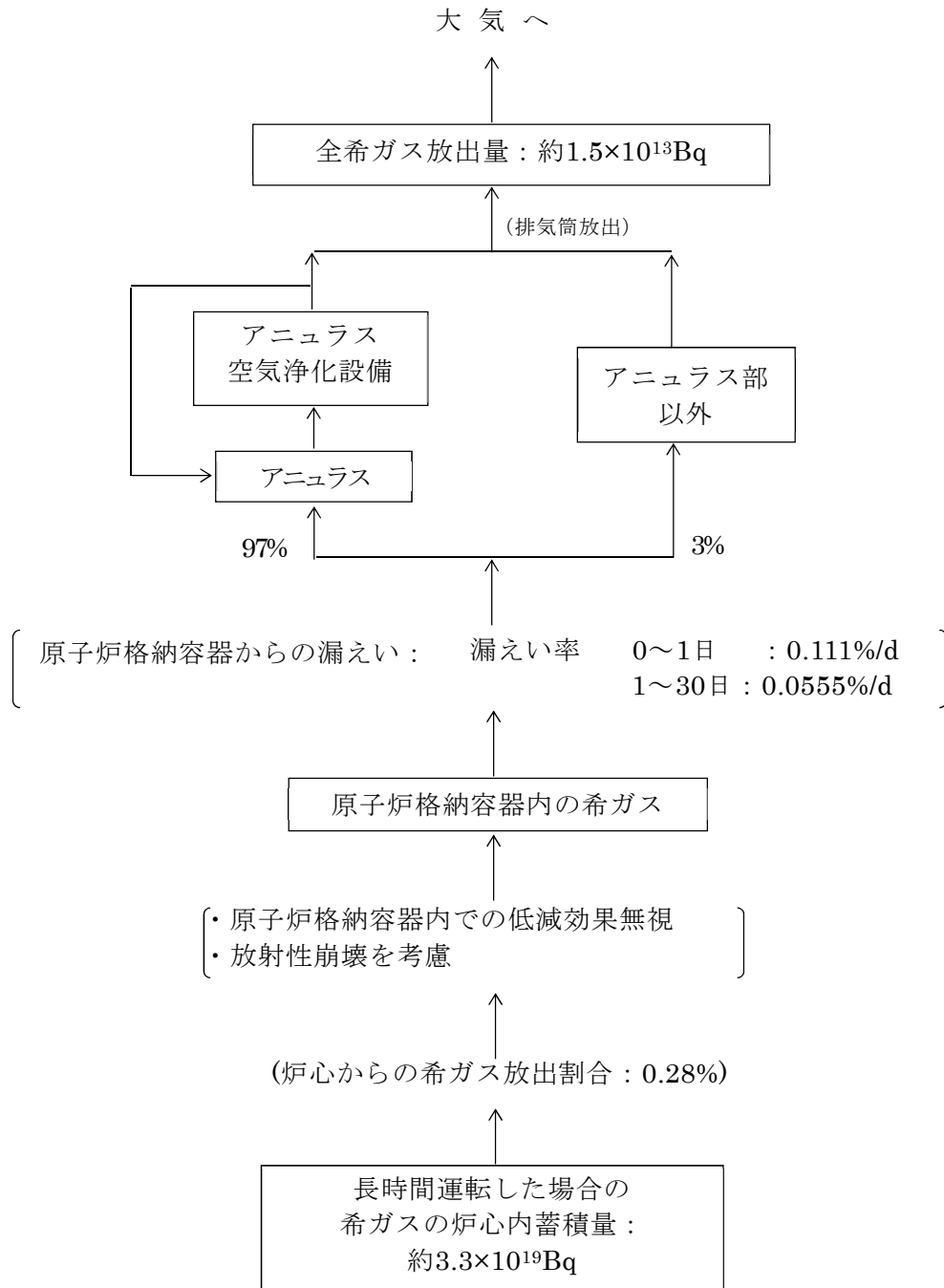


図 1 4 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程

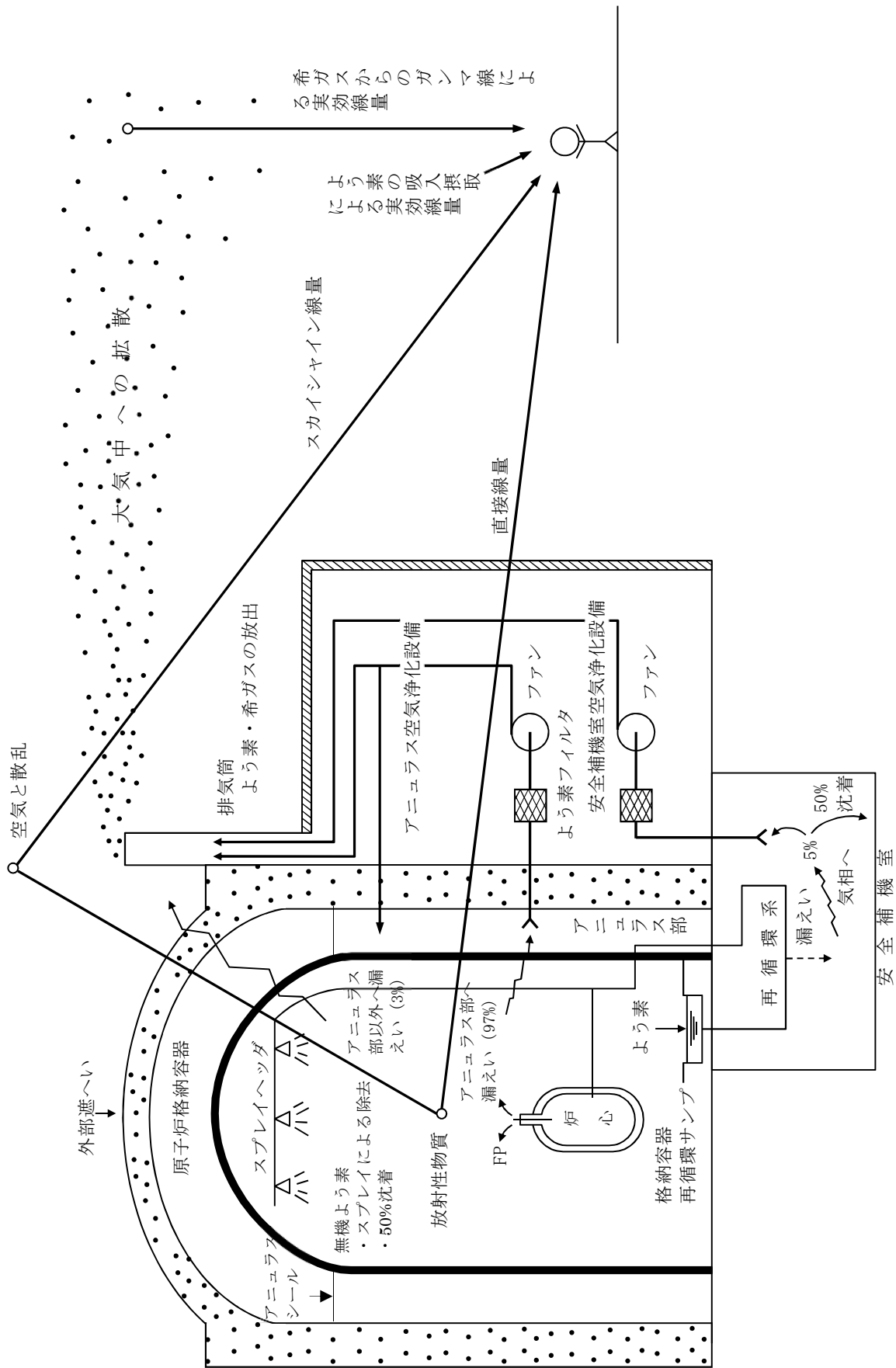


図 1 5 制御棒飛び出し時の放射能放出経路及び被ばく経路

表6 「制御棒飛び出し」の評価条件及び評価結果

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	2,705MWt	定格熱出力 (2,652MWt) の102%
原子炉運転時間	最高30,000時間	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値
事故後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量	炉心内蓄積量の内 希ガス 0.28% よう素 0.14%	指針の考え方どおり 〔運転中の設計燃料被覆管欠陥率 (1%) に相当する放射能 (炉心内蓄積量の0.01%) と事故時の破損燃料棒 (炉心全体の12%) 中のギャップ放射能 (炉心内蓄積量の0.264%) の和 (炉心内蓄積量の0.28%) 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する。〕
原子炉格納容器内に放出されるよう素の形態	有機よう素 4% 無機よう素 96%	指針どおり
原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の内、原子炉格納容器内部に沈着する割合	希ガス 0% 有機よう素 0% 無機よう素 50%	指針どおり
原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素除去効率	スプレイによるよう素除去に対する等価半減期 無機よう素 50秒 ただし、有機よう素・希ガスについては考慮しない。	設計に基づく無機よう素の等価半減期は50秒以下である。 指針どおり
原子炉格納容器スプレイによる除去効果が有効になる時間	事故後35分	原子炉格納容器スプレイ手動操作時間は、評価上事故後30分とする。
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.111%/d 1～30日：0.0555%/d	1日間は、スプレイ設定圧に対応する値0.111%/dとする。1日以後はその半分の漏えい率とする。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部以外 3%	指針どおり
アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率	95% ただし、希ガスについては考慮しない。	設計上は95%以上の効率を期待できる。
アニュラス部の負圧達成までのよう素フィルタのよう素除去効率 負圧達成後のアニュラス排気風量	0～10分：アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出 (フィルタの効果は考慮しない) 10～30分：アニュラス空気浄化設備を通じて全量放出 (フィルタの効果は考慮する) 30分～30日：アニュラス空気浄化設備を通じてファン容量の約20%放出 (フィルタの効果は考慮する)	負圧達成時間は10分以内であり、評価上は10分とする。 事故後30分までの排気風量は、アニュラス空気浄化設備の風量である250m ³ /min。事故後30分からの排気風量は50m ³ /min。

表6 「制御棒飛び出し」の評価条件及び評価結果（つづき）

評価条件	使用値	選定理由
再循環系から安全補機室内への漏えい率	$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$	設計値は $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ 以下である。
再循環開始時間	事故後50分	評価上安全側に事故発生後50分とする。
再循環水中の放射能量	炉心内よう素蓄積量の0.14%	指針の考え方どおり 〔格納容器内に放出されたよう素と同量とする。〕
再循環水体積	$1,400 \text{ m}^3$	設計値は $1,400 \text{ m}^3$ 以上である。
再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率	5%	指針どおり
安全補機室内でのよう素沈着率	50%	指針どおり
原子炉格納容器内核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量の線源	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 希ガス 0.28% ハロゲン 0.14% その他 0.0028%	原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量を下回らない値
事故の評価期間	30日	指針の考え方どおり 〔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〕
環境への放射性物質の放出	排気筒放出で評価	排気筒より放出される。
単一故障	ディーゼル発電機1台	アニュラス負圧達成時間を長くする。
環境に放出された放射性物質の大気中の拡散条件	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) χ/Q : 約 $3.7 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ (注1) D/Q : 約 $3.4 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$ (注2) (着目方位: 4号炉 WSW)	指針どおり (2019年の気象資料を使用)
評価項目	結果	判定
環境に放出されるよう素量 (I-131等価量－小児実効線量係数換算)	約 $7.5 \times 10^{10} \text{ Bq}$	核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。 $\leq 5 \text{ mSv}$
環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5 MeV換算)	約 $1.5 \times 10^{13} \text{ Bq}$	
実効線量	約 0.084 mSv (注3) (注4) (注5)	

(注1) 2006年気象: 約 $3.2 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$

(注2) 2006年気象: 約 $3.0 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$

(注3) SGR前(2006年気象)の評価結果: 約 0.079 mSv

(注4) 方位毎によるよう素の吸入摂取による線量、希ガスからの γ 線による線量及び直接・スカイシャイン線量を合算した値の最大値

(注5) 直接・スカイシャイン線量: 約 0.052 mSv を含む。

事象概要

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<目次>

1. 運転時の異常な過渡変化

1.1 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

1.2 主給水流量喪失

2. 設計基準事故

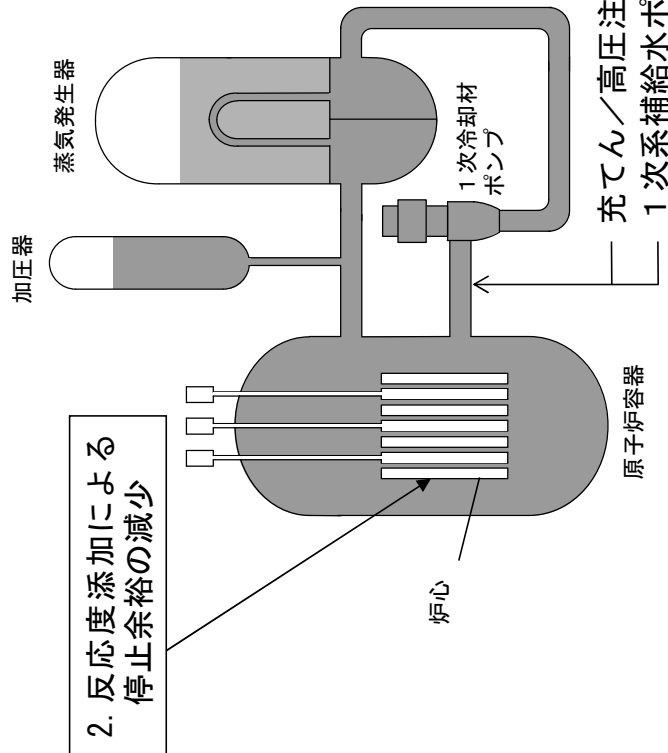
2.1 原子炉冷却材喪失（ECCS性能評価）

2.2 主給水管破断

2.3 原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）

1. 運転時の異常な過渡変化

1.1 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈



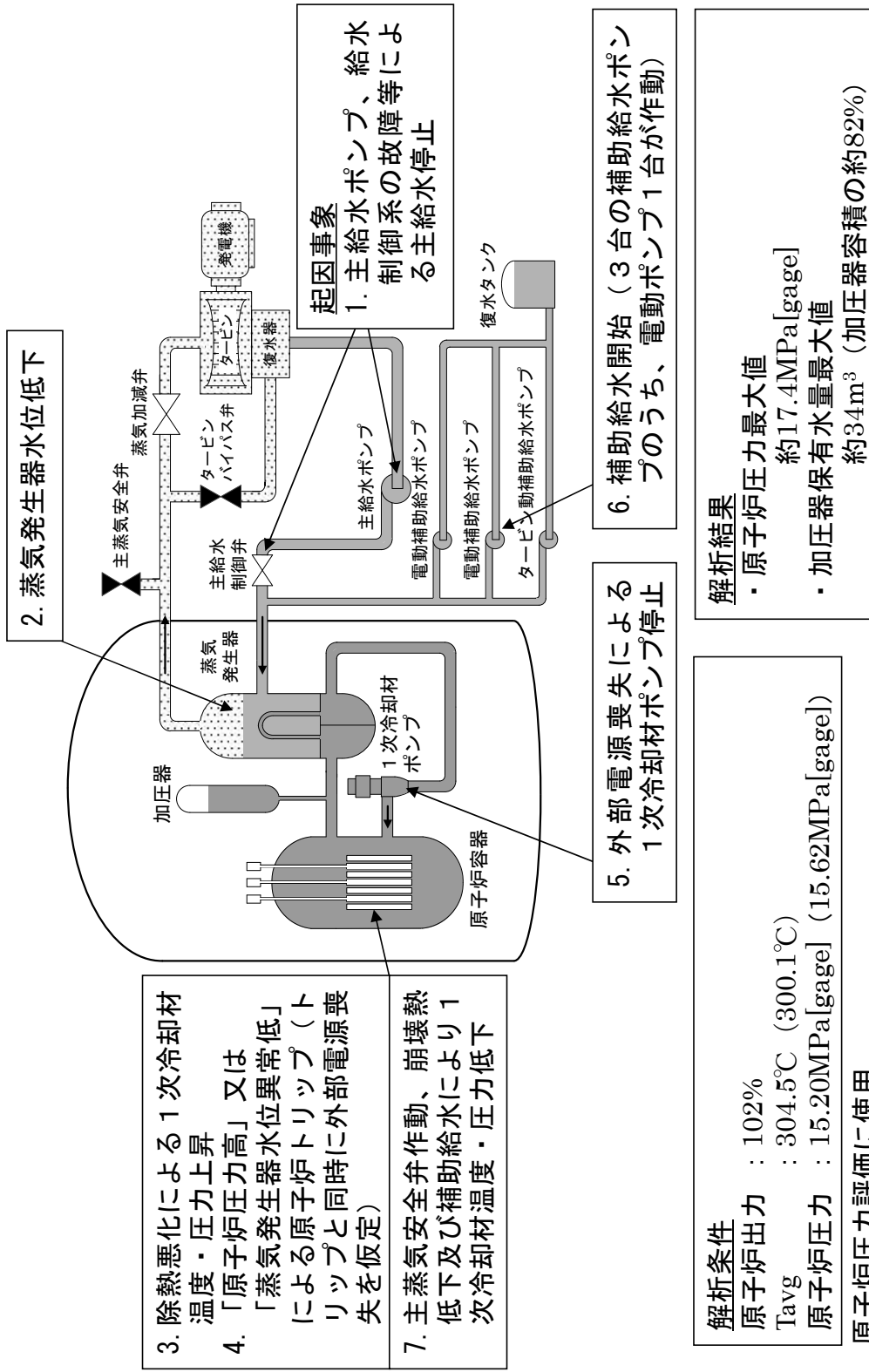
起回事象
 1. 化学体積制御設備の故障等による純水の注入(希釈)
 プラント起動時 (1次系補給水ポンプ2台運転)
 希釈流量 : 82m³/h
 出力運転時 (充てん/高圧注入ポンプ3台運転)
 希釈流量 : 38m³/h

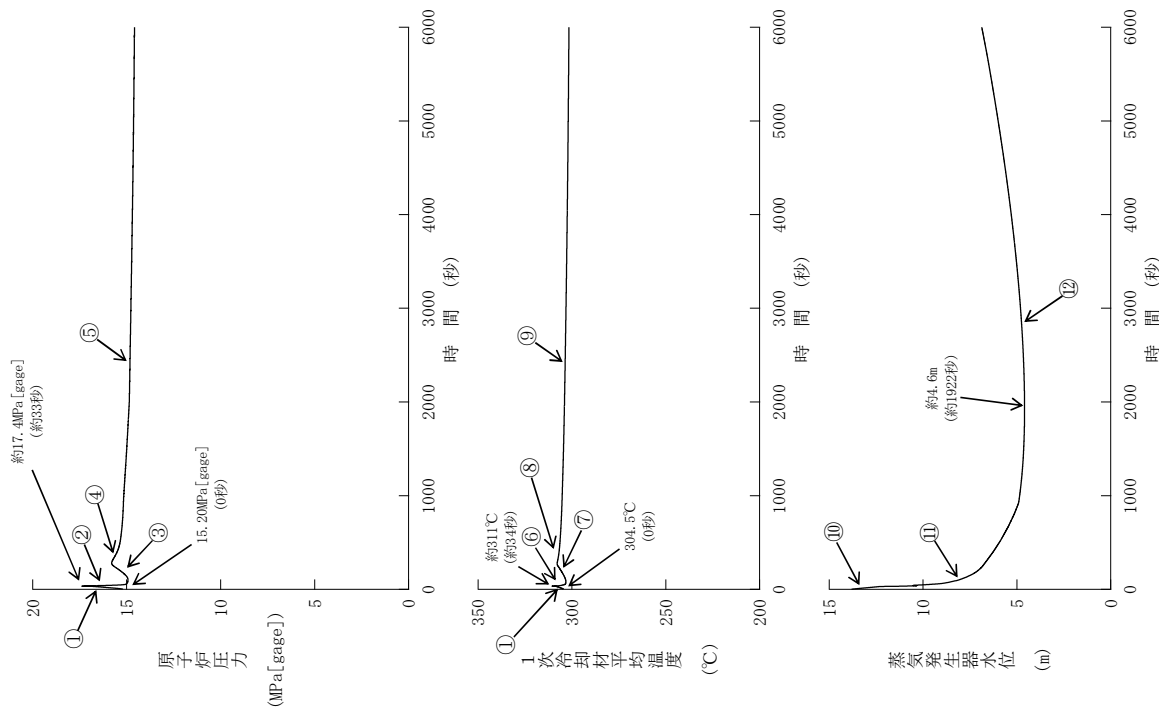
3. 手動による希釈停止

解析条件
 プラント起動時
 原子炉冷却材初期ほう素濃度 : 2,800ppm
 臨界ほう素濃度 : 1,850ppm
 出力運転時 (制御棒自動制御の場合)
 原子炉冷却材初期ほう素濃度 : 1,900ppm
 停止余裕喪失時のほう素濃度 : 1,720ppm

解析結果
 ・プラント起動時
 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報 (約53分) から臨界までの時間約12分
 ・出力運転時 (制御棒自動制御の場合)
 「制御棒クラスト挿入限界」警報から、停止余裕を失うまでの時間約24分

1.2 主給水流量喪失





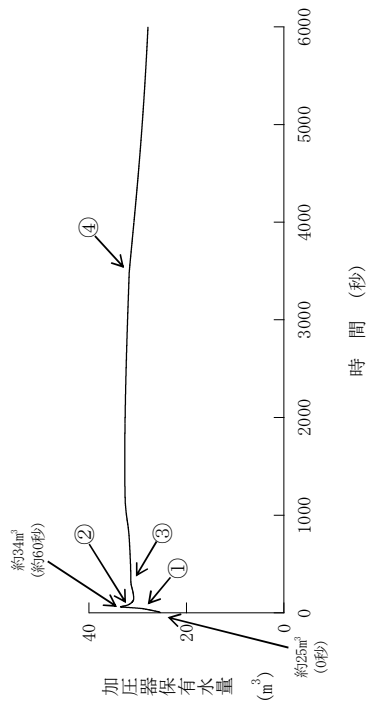
- 原子炉圧力
 - ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う1次系温度上昇による圧力上昇
 - ② 原子炉トリップによる圧力低下
 - ③ 崩壊熱および1次系冷却材流量減少による圧力上昇
 - ④ 自然循環移行による除熱が有効となり圧力低下
 - ⑤ 補助給水および自然循環による冷却が有効となり圧力低下

- 1次冷却材平均温度
 - ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う温度上昇
 - ⑥ 原子炉トリップによる温度低下
 - ⑦ 崩壊熱および1次系冷却材流量減少による温度上昇
 - ⑧ 自然循環移行による除熱が有効となり温度低下
 - ⑨ 補助給水および自然循環による冷却が有効となり温度低下

- 蒸気発生器水位
 - ⑩ 主給水流量喪失による水位低下
 - ⑪ 補助給水開始
 - ⑫ 主給水配管内の高温水が一掃されS G 2次側に冷たい補助給水が注入されることにより除熱が有効になり水位が回復

別添 1-3

主給水流量喪失(1)



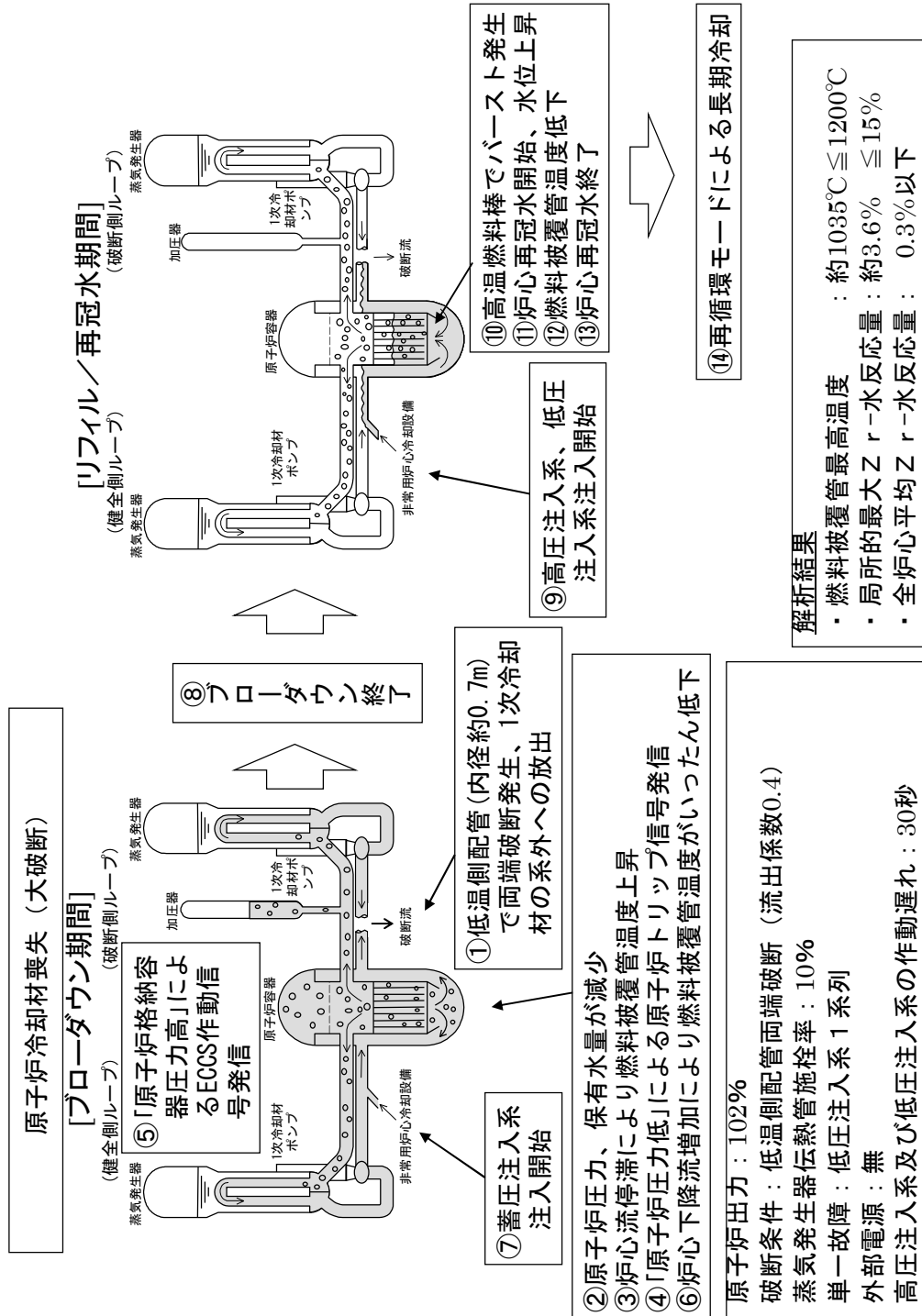
主給水流喪失(2)

・加圧器保有水量

- ① 主給水喪失により2次側の除熱が十分でなくなることに伴う1次系温度上昇に伴う保有水量増加
- ② 原子炉トリップにより保有水量減少
- ③ 崩壊熱による1次系温度上昇に伴う保有水量増加
- ④ 補助給水および自然循環による除熱が有効となり保有水量減少

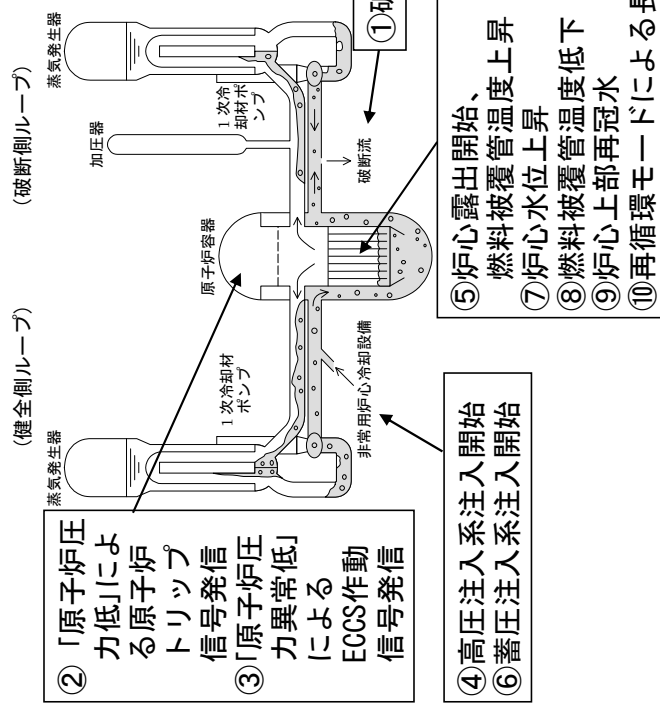
2. 設計基準事故

2.1 原子炉冷却材喪失 (ECCS 性能評価)

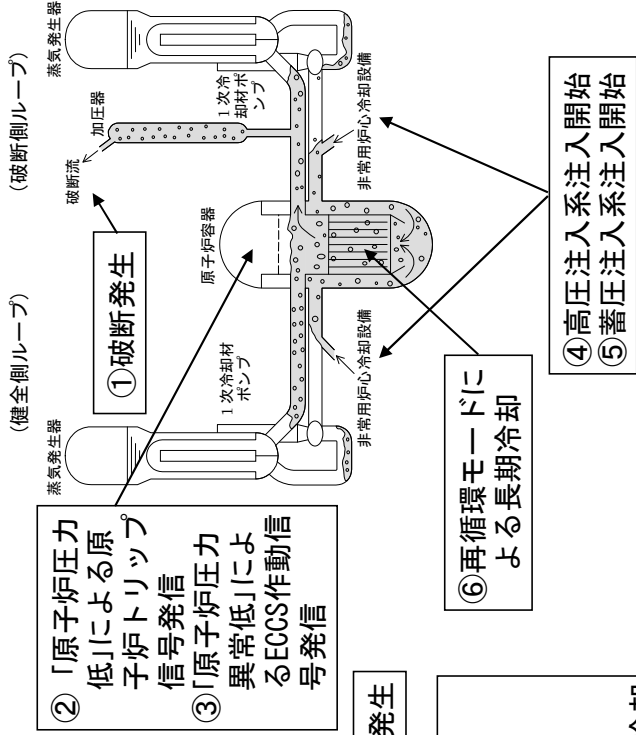


原子炉冷却材喪失（小破断）

（液相部破断：低温側配管 約0.25m径スプリット破断）

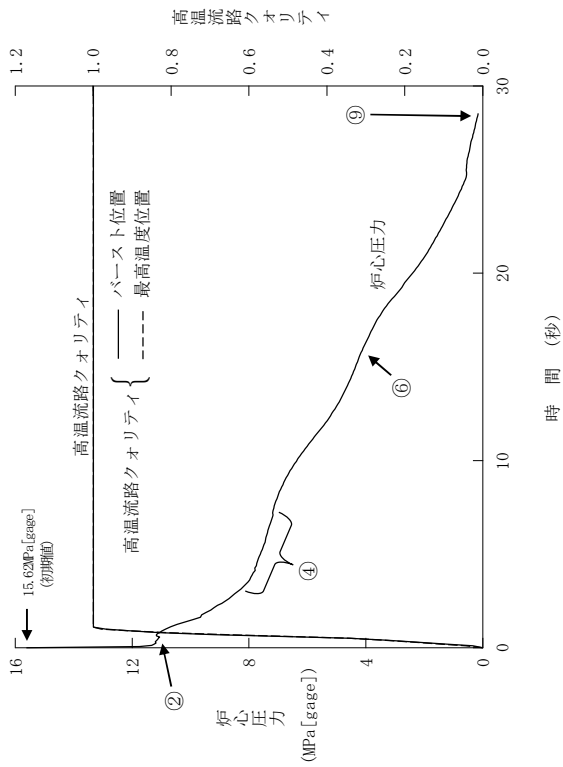


（気相部破断：加圧器気相部 約0.13m径破断）



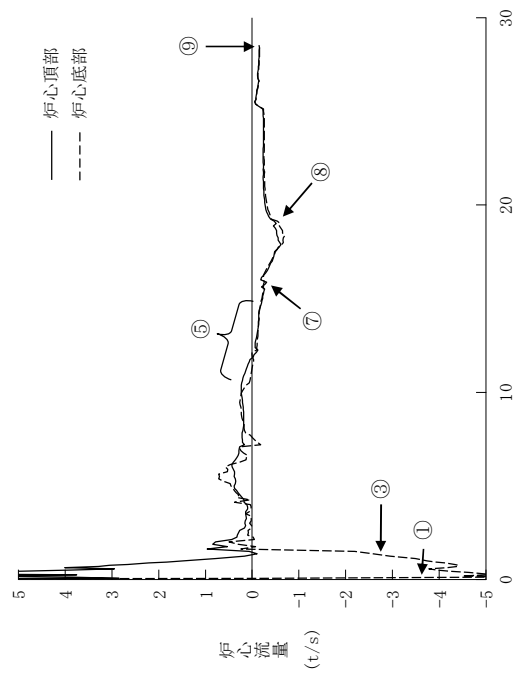
原子炉出力：102%
 蒸気発生器熱管施栓率：10%
 単一故障：デージェル発電機 1台
 外部電源：無
 高圧注入系の作動遅れ：25秒

解析結果
 液相部破断
 ・燃料被覆管最高温度：約752℃ ≤ 1200℃
 ・局所的な最大Zr-水反応量：約0.1% ≤ 15%
 ・全炉心平均Zr-水反応量：0.1%以下
 気相部破断
 ・炉心は露出ししない



- ・ 炉心圧力
 - ② 炉心で減圧沸騰が発生する（炉心フラッシング）。
 - ④ 低温領域も減圧沸騰により順次2相となる。
 - ⑥ 蓄圧注入系注入開始（約 16 秒）。
 - ⑨ プロローダウン終了（約 29 秒）。

- ・ 炉心流量
 - ① 破断に伴う下降流。
 - ③ 破断流の減少に伴って下降流が減少する。
 - ⑤ 健全ループの流量低下に伴い下降流へ移行する。
 - ⑦ 蓄圧注入によって低温側配管内の蒸気が凝縮することにより一時的に炉心下降流が増加する。
 - ⑧ 上部プレナムポイド率上昇により炉心下降流が減少する。
 - ⑨ プロローダウン終了（約 29 秒）。



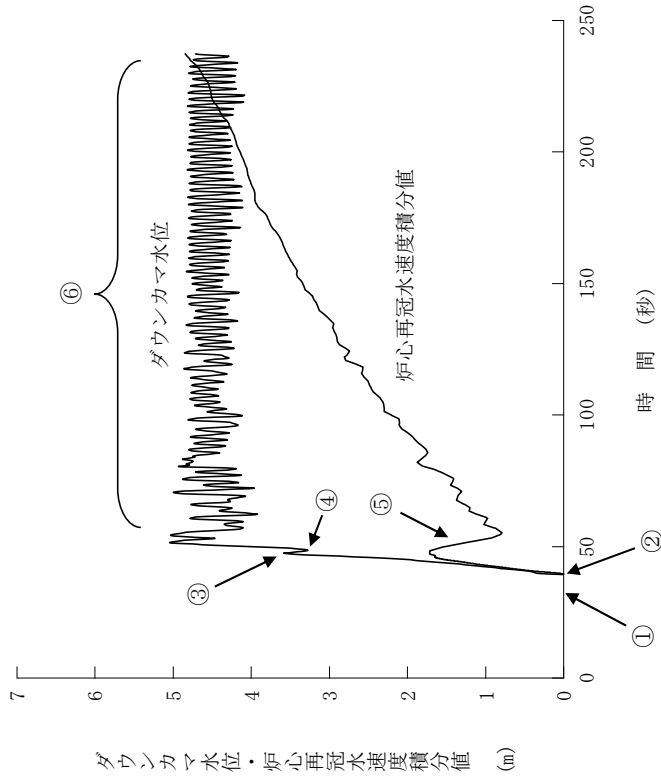
原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析—大破断(1)

・ダウンカマ水位

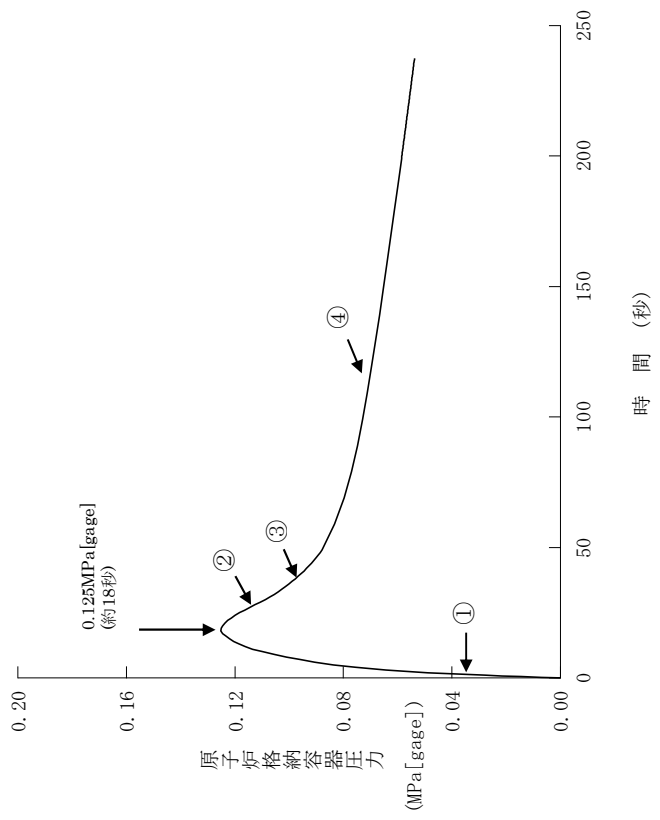
- ① 高圧注入系及び低圧注入系注入開始（約 31 秒）。
- ② 炉心再冠水開始（約 39 秒）。
- ③ 蓄圧注入系注入終了（約 47 秒）。
- ④ 蓄圧注入系注入終了に伴う水位の一時的減少。
- ⑤ 高圧注入系及び低圧注入系からの注入により、ダウンカマ部は満水に維持される。

・炉心再冠水速度積分値

- ① 高圧注入系及び低圧注入系注入開始（約 31 秒）。
- ② 炉心再冠水開始（約 39 秒）。
- ⑤ 炉心発生蒸気に巻き込まれた水滴の炉心からの流出開始によりループ抵抗が急激に増大することで一時的に減少する。



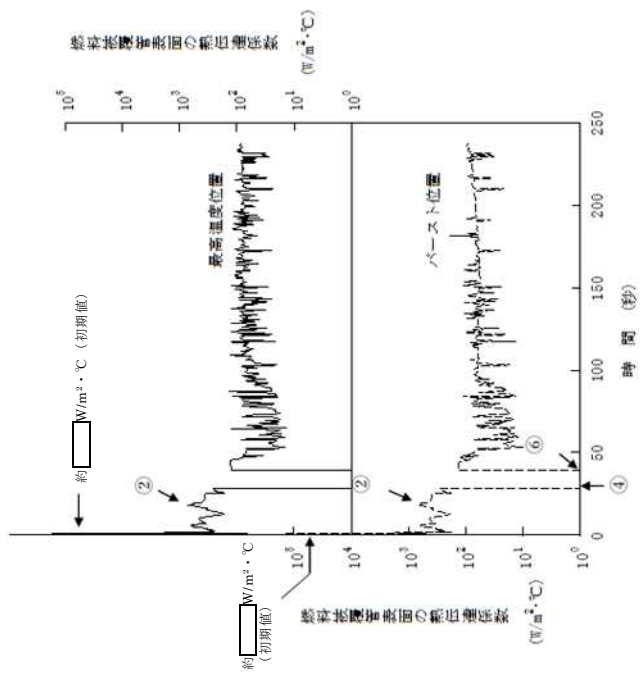
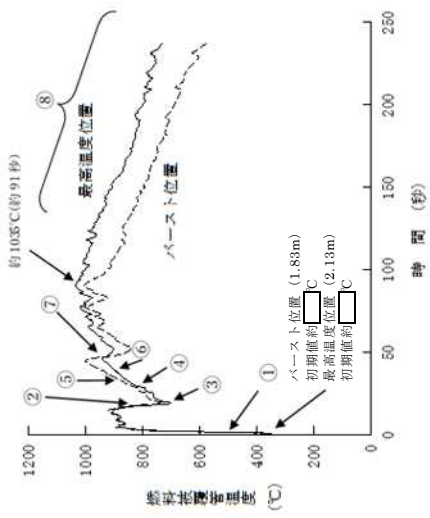
原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析－大破断(2)



・ 原子炉格納容器圧力

- ① 「原子炉格納容器圧力高」信号E C C S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内のヒートシンク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35秒）。
- ④ 原子炉格納容器スプレイ及びヒートシンク効果により減圧が継続する。

原子炉冷却材喪失－E C C S性能評価解析－大破断(3)



・燃料被覆管温度

- ① 炉心部のクオリティ上昇及びそれに続く炉心流量停滞により除熱量が減少し温度が上昇する。
- ② 炉心下降流により冷却される。
- ③ 炉心流量減少により温度が上昇する。
- ④ プロダクション終了 (約 29 秒)。
- ⑤ バースト発生 (約 35 秒)。
- ⑥ 炉心再冠水開始 (約 39 秒)。
- ⑦ 再冠水開始直後に大量の蒸気及び水滴が発生することにより、一時的に被覆管温度は低下する。
- ⑧ 非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心の冷却は順調に行われる。

・燃料被覆管表面の熱伝達係数

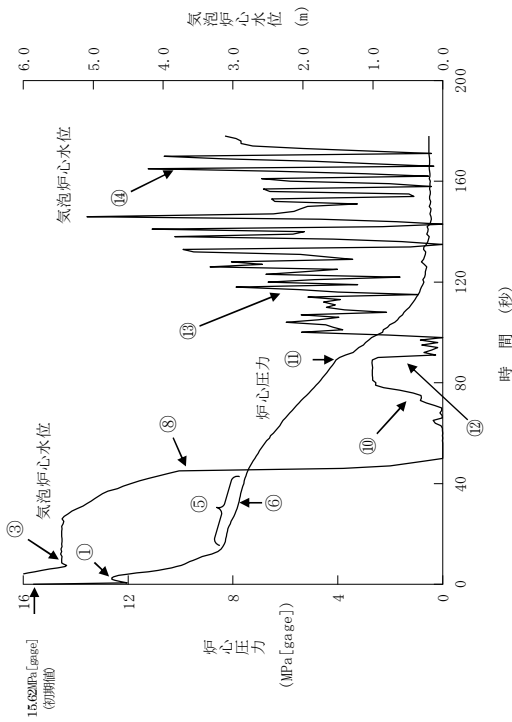
- ② 炉心下降流により冷却される。
- ④ プロダクション終了 (約 29 秒)。
- ⑥ 炉心再冠水開始 (約 39 秒)。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

別添 1-10

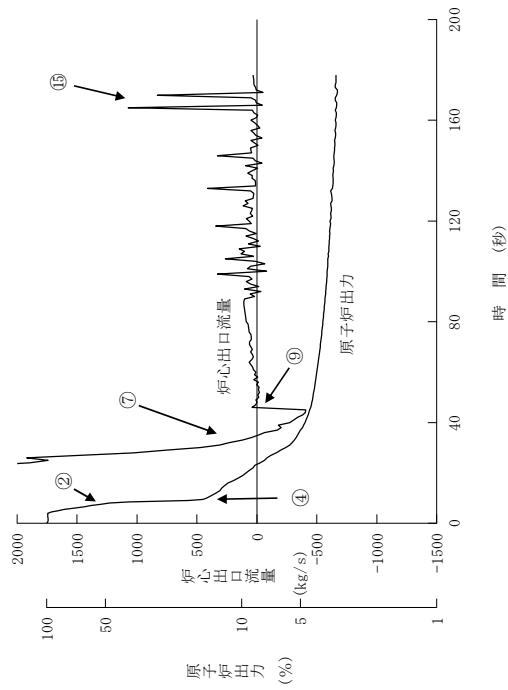
・ 炉心圧力

- ① 炉心での減圧沸騰が発生する。
 - ⑤ 蒸気発生器2次側との熱平衡。
 - ⑥ 高圧注入系注入開始（約32秒）。
 - ⑪ 蓄圧注入系注入開始（約89秒）。
- ・ 気泡炉心水位
- ③ 高温側配管上端まで水位が低下する。
 - ⑧ 炉心上部露出（約45秒）。
 - ⑩ ループシール現象の解消により一時的に水位が回復する。
 - ⑫ 蓄圧注入開始後の凝縮効果により一時的に水位が低下する。
 - ⑬ ダウンコマ水頭の増加により水位が回復する。
 - ⑭ 炉心上部再冠水（約165秒）。

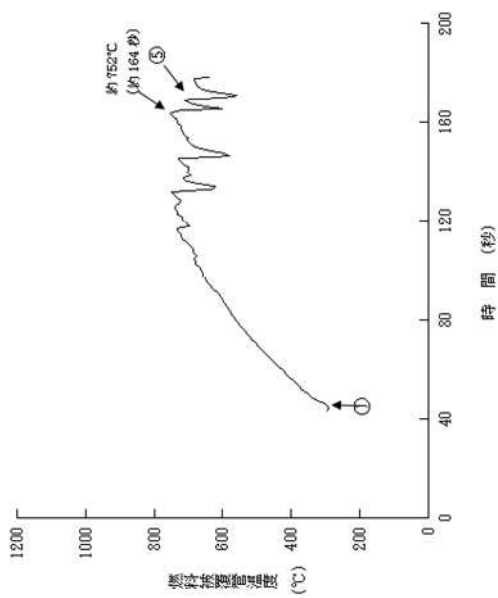


・ 原子炉出力

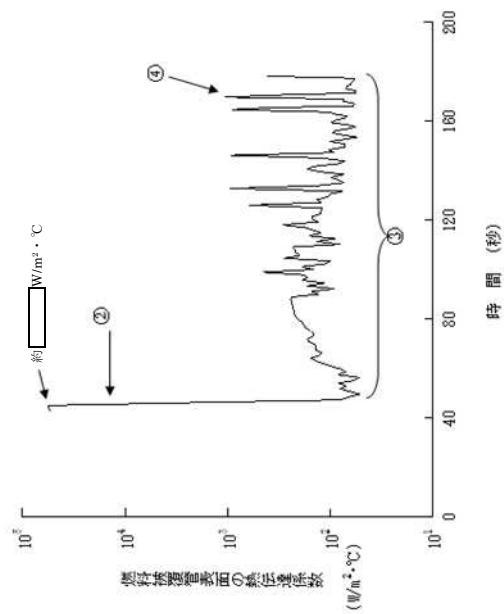
- ② 制御棒挿入開始（約7秒）。
 - ④ 制御棒挿入完了。
- ・ 炉心出口流量
- ⑦ ポンプコーストダウンにより流量が低下する。
 - ⑨ 炉心露出により炉心出口の下降流が減少する。
 - ⑮ 炉心水位の上昇により蒸気流量が増加する。



原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析—小破断(1)—液相部破断

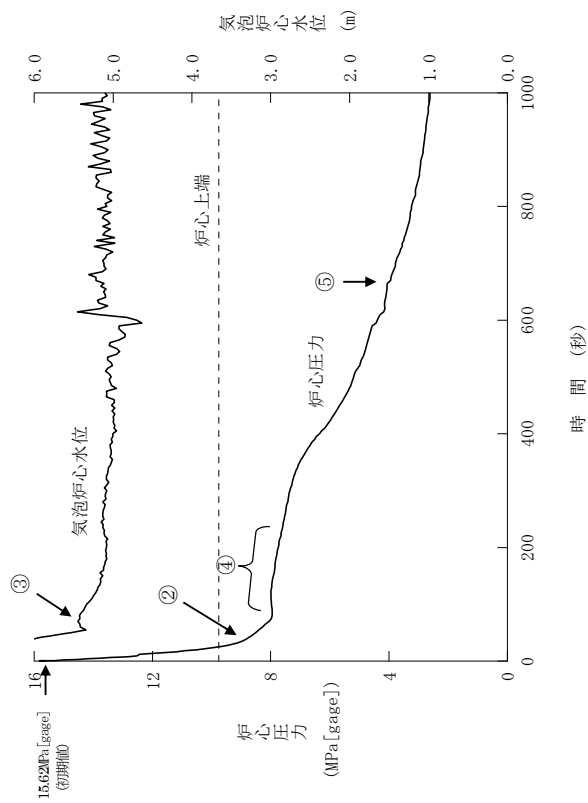


- ・ 燃料被覆管温度
- ① 炉心上部露出による温度上昇開始。
- ⑤ 炉心水位上昇による温度低下。

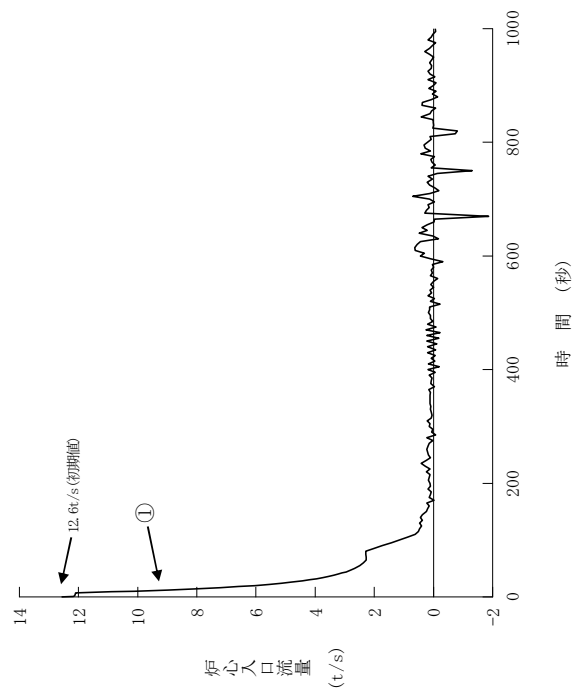


- ・ 燃料被覆管表面の熱伝達係数
- ① 炉心上部露出による蒸気冷却への移行。
- ② 炉心流量に応じて変動。
- ④ 炉心水位上昇による増加。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



- 気泡炉心水位
- ③ 高温側配管上端まで水位が低下する。
- 炉心圧力
- ② 高圧注入系注入開始（約41秒）。
- ④ 蒸気発生器2次側との熱平衡。
- ⑤ 蓄圧注入系注入開始（約668秒）。

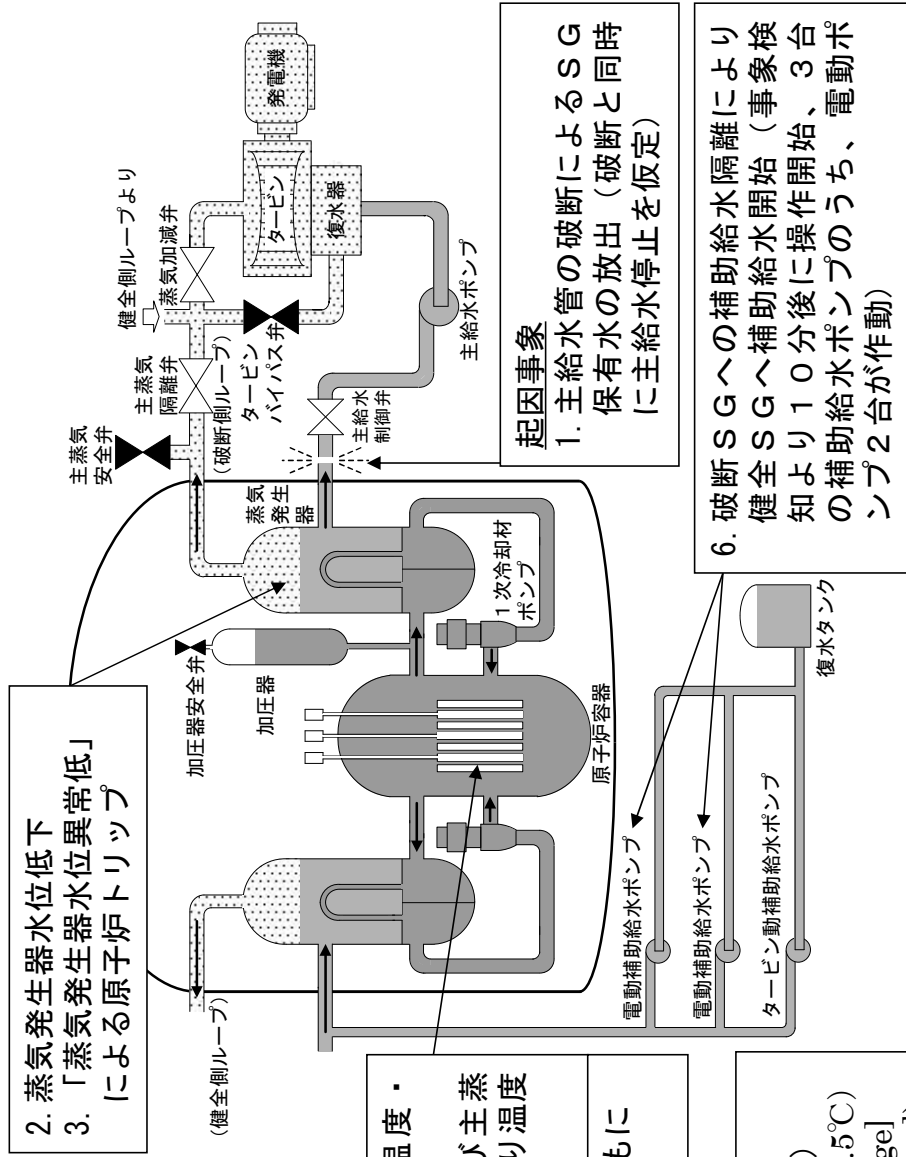


- 炉心入口流量
- ① ポンプフローストップダウンにより流量が低下する。

別添 1-13

2.2 主給水管破断

2. 蒸気発生器水位低下
3. 「蒸気発生器水位異常低」
による原子炉トリップ



4. 除熱悪化による温度・圧力上昇
5. 加圧器安全弁及び主蒸気安全弁作動により温度・圧力抑制
7. 崩壊熱の低下とともに温度・圧力低下

解析条件
 原子炉出力 : 100% (102%)
 Tavg : 302.3°C (304.5°C)
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage] (15.62MPa[gage])
 減速材密度係数 : 0(Δk/k)/(g/cm³)
 主給水管両端破断
 外部電源喪失を仮定

起因事象
 1. 主給水管の破断によるSG保有水の放出(破断と同時に主給水停止を仮定)

6. 破断SGへの補助給水隔離により健全SGへ補助給水開始(事象検知より10分後に操作開始、3台の補助給水ポンプのうち、電動ポンプ2台が作動)

解析結果
 ・最小DNBR 約1.58 ≥ 1.17
 ・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] ≤ 20.59MPa[gage]

最小DNBR評価に使用
 (括弧内は原子炉圧力評価に使用)

・ 1 次冷却材平均温度

① 主給水管破断に伴う給水およびSG2次側保有水の喪失による2次側への除熱が十分でなくなることに伴う1次系の温度上昇

② 「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ（約17秒）

③ 原子炉トリップにより出力低下したことによる一時的な温度低下

④ 崩壊熱および1次冷却材流量減少による温度上昇

⑤ 自然循環移行による除熱が有効となり一時的な温度上昇緩和

⑥ 補助給水による健全側SGの除熱能力の回復に伴う温度低下

・ 加圧器保有水量

⑦ 1次冷却材温度上昇による加圧器へのインサージ増加

⑧ 原子炉トリップによる保有水量増加の鈍化

⑨ 崩壊熱および1次冷却材流量減少による保有水量増加

⑤ 自然循環移行による除熱が有効となり一時的な保有水量増加の緩和

⑥ 補助給水による健全側SGの除熱能力の回復に伴う保有水量減少

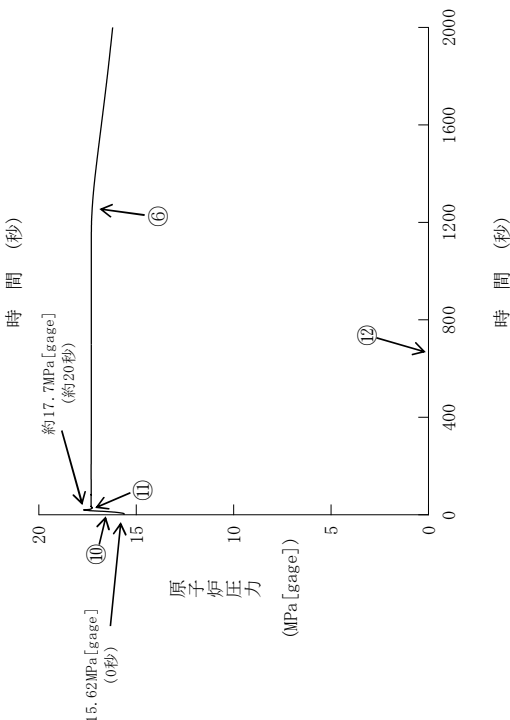
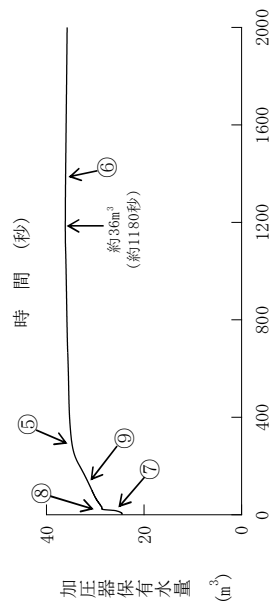
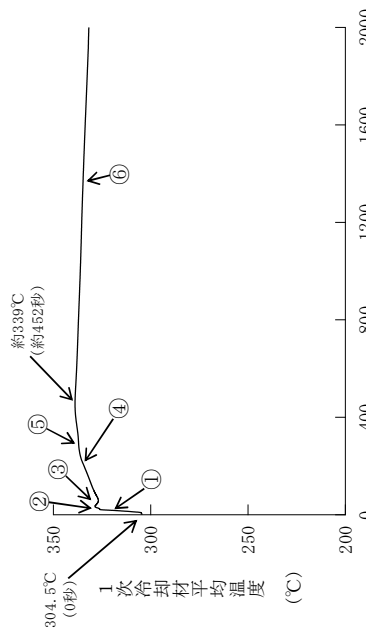
・ 原子炉圧力

⑩ 主給水管破断に伴う給水およびSG2次側保有水の喪失による2次側への除熱が十分でなくなることに伴う1次系の圧力上昇

⑪ 加圧器安全弁作動

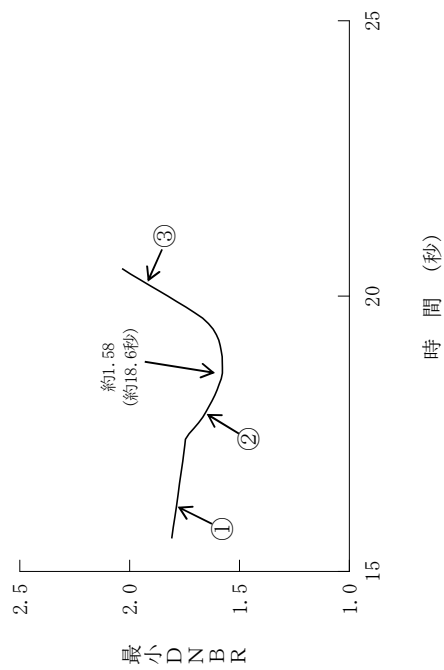
⑫ 健全側SGへの補助給水の開始（約662秒）

⑬ 補助給水による健全側SGの除熱能力の回復に伴う圧力低下



別添 1-15

主給水管破断(1)

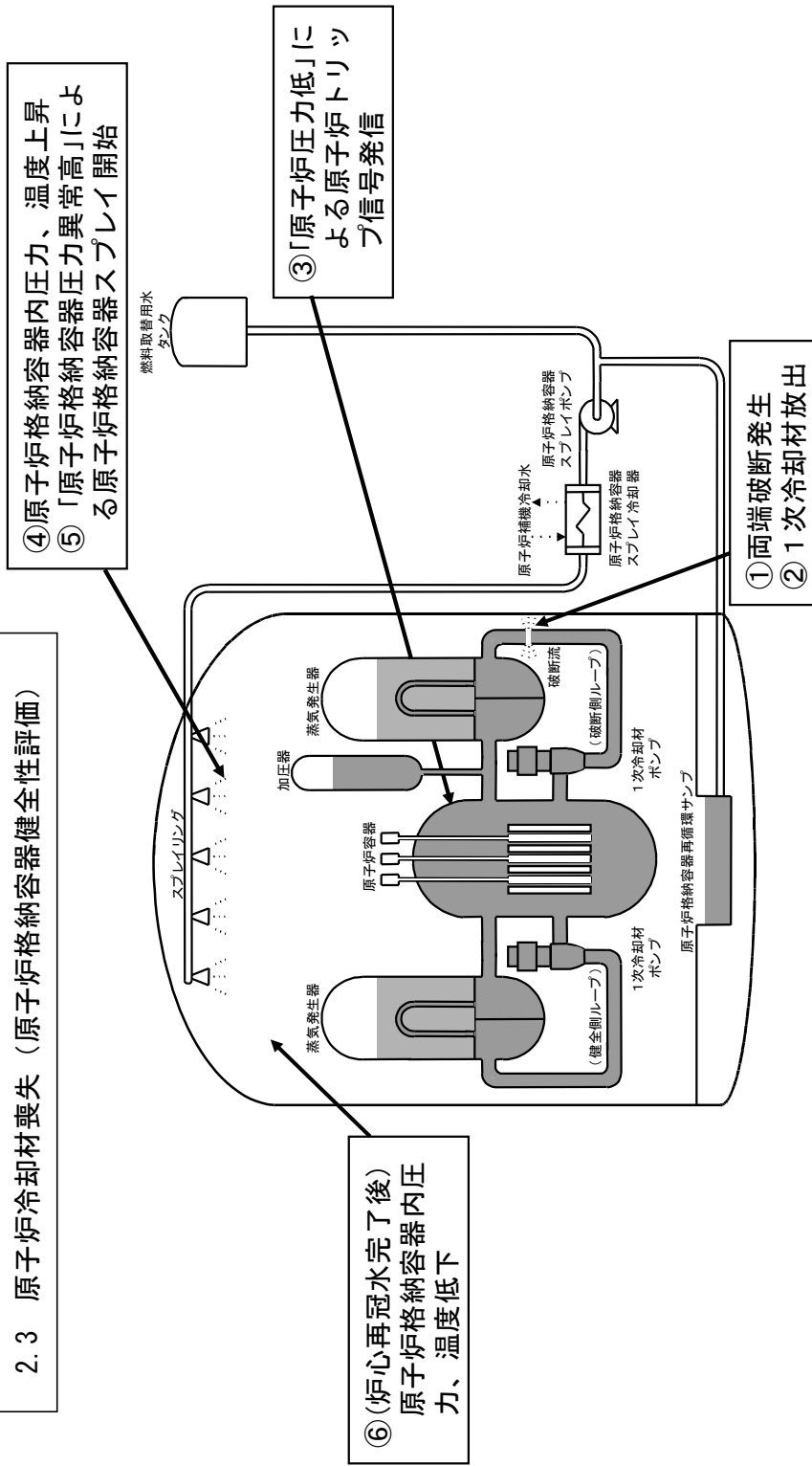


主給水管破断(2)

・最小DNBR

- ① 主給水管破断に伴う給水およびSG2次側保有水の喪失による1次冷却材平均温度上昇によりDNBRは低下
- ② 原子炉トリップと同時に外部電源喪失を仮定することによる1次冷却材流量減少に伴うDNBR低下
- ③ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復

2.3 原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）



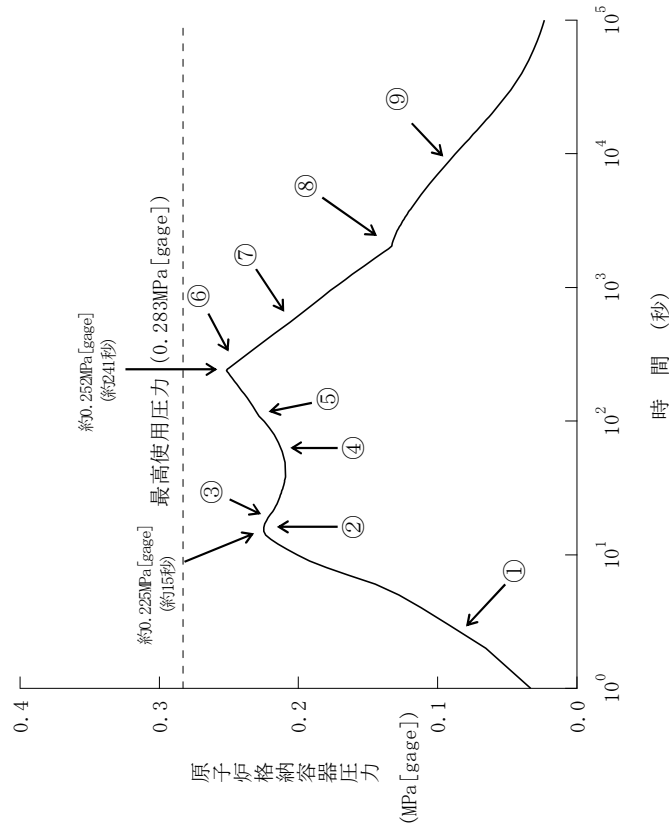
解析結果

- ・ 原子炉格納容器内最高圧力：
約0.252MPa[gage] ≤ 0.283MPa[gage]
- ・ 原子炉格納容器内最高温度：
約125°C ≤ 132°C

原子炉出力：102%
破断条件：蒸気発生器出口側配管両端破断
単一故障：原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列
外部電源：無
原子炉格納容器スプレイ開始：109秒

・原子炉格納容器圧力

- ① 破断流の原子炉格納容器内への放出に伴って圧力が上昇する。
- ② 原子炉格納容器内のヒートシンク除熱効果が破断エネルギー量を上まわり、圧力低下に転ずる。
- ③ 再冠水開始（約19秒）。
- ④ 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 原子炉格納容器スプレイ開始（約109秒）。
- ⑥ 再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転ずる。
- ⑦ 原子炉格納容器スプレイ及びヒートシンクにより、圧力が低下する。
- ⑧ 再循環開始（約1998秒）によりスプレイ水温が上昇し、減圧が緩やかになる。
- ⑨ 再循環冷却により減圧が継続する。



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

補足説明

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<目次>

1. 判断基準について
2. 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の計算方法について
3. 「主給水流量喪失」解析の解析コード及び解析条件の変更について
4. LOCA 事象における蒸気発生器取替えの影響について
5. 「主給水管破断」解析に用いる破断面積の変更について
6. 蒸気発生器取替えに伴うその他安全評価事象の影響について
7. 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価結果について
8. 保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの確認結果について
9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
10. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響について
11. 静的機器の単一故障を想定した場合の公衆への被ばく評価への影響について
12. 可燃性ガスの発生における水素発生量の評価への影響について
13. 蒸気発生器取替えに伴う影響事象の選定の考え方について
14. 添付書類十における参考文献の最新化について
15. 解析における入力条件の設定根拠について

1. 判断基準について

「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」の安全評価結果が設置許可基準規則第13条へ適合していることを示す必要があり、その判断基準は従前と同じく、以下の「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。）及び「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下、「ECCS性能評価指針」という。）等に基づいている。

(1) 運転時の異常な過渡変化

【安全評価指針より】

- (イ) 最小限界熱流束比（最小DNBR）が許容限界値以上であること。
- (ロ) 燃料被覆材の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの熔融点未満であること。
- (ハ) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (ニ) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力（17.16MPa[gage]^{*}）の1.1倍の圧力（18.88MPa[gage]^{*}）以下であること。

※高浜3,4号機の値

(2) 設計基準事故

【安全評価指針より】

- (イ) 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こと。
- (ロ) 燃料エンタルピは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は、最高使用圧力（17.16MPa[gage]^{*}）の1.2倍の圧力（20.59MPa[gage]^{*}）以下であること。
- (ニ) 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（0.283MPa[gage]^{*}）以下であること。
- (ホ) 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。具体的には、周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ「リスク」は小さいと判断する。

※高浜3,4号機の値

また、可燃性ガスの発生については、安全評価指針にて以下のように規定される。

- ・事象発生後少なくとも30日間は、原子炉格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5%又は4%以下であることとする。

【ECCS 性能評価指針より（「原子炉冷却材喪失」のみに適用）】

原子炉冷却材喪失時に、炉心の冷却可能な形状を維持しつつ、事故を収束させる機能及び性能を有しなければならない。

このことを確認するため、次の基準を満足することを示さなければならない。

- (イ)-1 燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。
- (イ)-2 燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。
- (イ)-3 炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。（解析から推定される水素発生量が、炉心の被覆管のジルカロイの全量の1%の酸化に相当する量以下）
- (イ)-4 燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

表1、表2に判断基準に対する評価結果を既許可の結果とともに一覧表の形で示す。いずれも判断基準を満足しており、第十三条の要件を満たしている。

表 1 各評価項目の評価結果及び判断基準
【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) 原子炉冷却材圧力パウンドリにかかる圧力
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	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：約2,140°C 燃料中心温度(MOX燃料)：約2,130°C	約0.5MPa上昇※1
	遅い引き抜き	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：約2,320°C 燃料中心温度(MOX燃料)：約2,320°C	約0.7MPa上昇※1
制御棒の落下及び不整合	落下(自動)	溶融点未滿	約0.2MPa上昇※1
	落下(手動)		初期値より低下
	不整合		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1.2分(現行約1.2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2.5秒)を考慮しても十分な時間余裕(1.0分以上)がある。	
	出力運転時	【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2.4分(現行約2.4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2.5秒)を考慮しても十分な時間余裕(1.0分以上)がある。 【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。	
判断基準	≥ 1.17	燃料中心温度(UO ₂ 燃料)：< 2,590°C 燃料中心温度(MOX燃料)：< 2,520°C 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	原子炉冷却材圧力パウンドリにかかる圧力：≤ 18.88MPa[gage]

注：グレーパ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

表 1 各評価項目の評価結果及び判断基準
【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) 原子炉冷却材圧力パウンドリにかかる圧力
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]) ※2
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℃	原子炉冷却材圧力パウンドリにかかる圧力 : ≤ 18.88MPa[gage]

注：グレン・リッチングの事象は影響なしと整理した事象の既許可の結果を記載

※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]

表 2 各評価項目の評価結果及び判断基準
【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 全炉心平均シリコニウム-水反応量	(ハ) 原子炉冷却材圧力バウンドに かかる圧力の最大値	(ホ) 実効線量
原子炉冷却材喪失 ^{注1}	大破断 PCT : 約1,035℃ (現行約1,044℃) ECR : 約3.6% (現行約4.0%) 全炉心平均シリコニウム-水反応量 : 0.3%以下	-	約0.28mSv ^{※3} (現行約0.27mSv)
	小破断 PCT : 約752℃ (現行約742℃) ECR : 約0.1% (現行約0.1%) 全炉心平均シリコニウム-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% 全炉心平均シリコニウム-水反応量 : ≤ 1%	≤ 20.59MPa[gage]	≤ 5mSv

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、燃料棒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]

※3：2019年の気象資料に基づきSGR後の評価結果。なお、2006年の気象資料に基づきSGR後の評価結果は約0.27mSv

表 2 各評価項目の評価結果及び判断基準
【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	(ホ) 実効線量
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]	約0.084mSv ^{※2} (現行約0.079mSv)
放射性気体廃棄物処理施設の破損	—	—	約1.5mSv ^{※3} (現行約1.4mSv)
蒸気発生器伝熱管破損	最小DNBR：約1.55	—	約3.0mSv ^{※4} (現行約2.8mSv)
燃料集合体の落下	—	—	約0.038mSv ^{※2} (現行約0.030mSv)
判断基準	最小DNBR：≥ 1.17 ^{注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]	≤ 5mSv

注：グレイ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

※2：2019年の気象資料に基づく評価結果。なお、SGRに伴う評価結果への影響はない。

※3：2019年の気象資料に基づくSGR後の評価結果。なお、2006年の気象資料に基づくSGR後の評価結果は約1.4mSv

※4：2019年の気象資料に基づくSGR後の評価結果。なお、2006年の気象資料に基づくSGR後の評価結果は約2.7mSv

表 2 各評価項目の評価結果及び判断基準
【設計基準事故（3 / 3）】

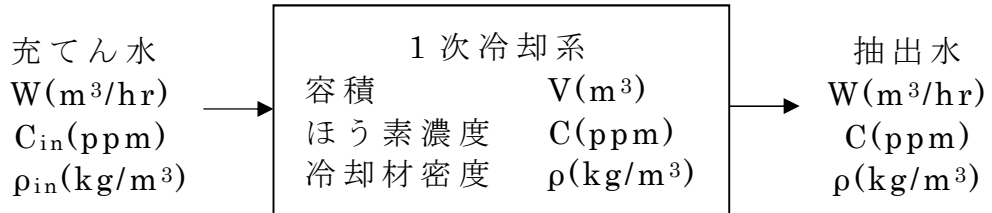
事象	(二) 原子炉格納容器圧力	可燃性ガスの濃度
原子炉格納容器内圧評価 (原子炉冷却材喪失)	約0.252MPa[gage] (現行約0.249MPa[gage])	-
可燃性ガスの発生 (原子炉冷却材喪失)	-	水素濃度：約3.0% (現行約3.0%)
判断基準	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力： ≤ 0.283MPa[gage] (最高使用圧力)	水素濃度 (事故後30日間) : ≤ 4% 又は 酸素濃度 (事故後30日間) : ≤ 5%

2. 「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」の計算方法について

(1) 計算方法

希釈計算の基礎式については、以下のとおり導出する。

1次冷却系へのほう酸水の流入・流出は以下のように想定する。



a. ほう素の平衡式

$$\frac{d}{dt}(\rho VC) = \rho_{in}WC_{in} - \rho WC \quad \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

b. 質量の平衡式

$$\frac{d}{dt}(\rho V) = \rho_{in}W - \rho W \quad \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

①式及び②式より、ほう素濃度 C に関する平衡式を導くと以下のとおりとなる。

$$\frac{dC}{dt} = \frac{W}{V} \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho} \cdot (C_{in} - C) \quad \dots\dots\dots \textcircled{3}$$

ここで、 $C_{in} = 0$ (充てん水は純水)、初期ほう素濃度= C_0 として③を解くと

$$C = C_0 e^{-\frac{W}{V} \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho} t} \quad \dots\dots\dots \textcircled{4}$$

となる。したがって、ほう素濃度を C_0 から C にするのに要する時間は

$$t = \frac{V}{W \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho}} \ln\left(\frac{C_0}{C}\right)$$

で与えられ、上式を書き直すと以下となる。

$$t = \frac{(\rho_H \cdot V_{RCS})}{(\rho_C \cdot W_{in})} \cdot \ln\left(\frac{C_{B0}}{C_B}\right) \dots\dots\dots \textcircled{5}$$

- t : 時間
- ρ_H : 1次冷却材密度
- ρ_C : 補給水密度
- V_{RCS} : 1次冷却系体積
- W_{in} : 希釈流量
- C_{B0} : 初期ほう素濃度
- C_B : ほう素濃度

(2) プラント起動時のほう素異常な希釈

- a. 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度
「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報点を炉停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上としていることより、

$$\frac{N_A}{N_0} = 10^{0.8} \dots\dots\dots \textcircled{6}$$

- N_0 : 炉停止時（初期状態）の中性子束レベル
- N_A : 警報発信時の中性子束レベル

また、

$$\frac{N_A}{N_0} = \frac{k_{eff}^0 - 1}{k_{eff}^A - 1} \dots\dots\dots \textcircled{7}$$

- k_{eff}^0 : 炉停止時（初期状態）の実効増倍率
- k_{eff}^A : 警報発信時の実効増倍率

ここで、ほう素濃度と実効増倍率の関係を⑧で表せるとする。

$$C_B = a \cdot k_{eff} + b \dots\dots\dots \textcircled{8}$$

臨界状態においては、 $k_{eff} = 1$ となることから、

$$C_B = a + b \dots\dots\dots \textcircled{9}$$

C_{B1} : 臨界時のほう素濃度

⑥～⑨式より、

$$10^{0.8} = \frac{(C_{B0} - C_{B1})}{(C_{BA} - C_{B1})}$$

$$C_{BA} = C_{B1} + \frac{(C_{B0} - C_{B1})}{10^{0.8}} \dots\dots\dots \textcircled{10}$$

となる。よって、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度(C_{BA})は、

$$C_{BA} = 1850 + \{(2800 - 1850)/10^{0.8}\} \doteq 2001(\text{ppm})$$

$C_{B0} = 2800\text{ppm}$ (初期ほう素濃度)

$C_{B1} = 1850\text{ppm}$ (低温臨界ほう素濃度)

b. 事象開始～警報発信までの時間

$$\textcircled{5} \text{式} \left(t = \frac{(\rho_H \cdot V_{RCS})}{(\rho_C \cdot W_{in})} \cdot \ln \left(\frac{C_{B0}}{C_B} \right) \right) \text{より、}$$

$$t = \frac{215}{81.8} \times \ln \left(\frac{2800}{2001} \right) \times 60 \doteq 53.0 \text{分}$$

$\rho_H = \rho_C$

V_{RCS} : 215m^3 (1次冷却系体積)

W_{in} : 81.8m^3 (希釈流量)

C_{B0} : 2800ppm (初期ほう素濃度)

C_{BA} : 2001ppm (警報発信時のほう素濃度)

c. 警報発信～臨界までの時間

$$\textcircled{5} \text{式} \left(t = \frac{(\rho_H \cdot V_{RCS})}{(\rho_C \cdot W_{in})} \cdot \ln \left(\frac{C_{B0}}{C_B} \right) \right) \text{より、}$$

$$t = \frac{215}{81.8} \times \ln \left(\frac{2001}{1850} \right) \times 60 \doteq 12.3 \text{分}$$

$\rho_H = \rho_C$
 $V_{RCS} : 215\text{m}^3$ (1次冷却系体積)
 $W_{in} : 81.8\text{m}^3$ (希釈流量)
 $C_{BA} : 2001\text{ppm}$ (警報発信時のほう素濃度)
 $C_{B1} : 1850\text{ppm}$ (低温臨界ほう素濃度)

(3) 出力運転時のほう素異常な希釈

a. 制御棒クラスタ自動運転

反応度停止余裕喪失時のほう素濃度は、⑪式で表せる。

$$C_{Bk} = C_{B0} + \frac{\text{(反応度停止余裕)}}{\text{(ほう素価値)}} \dots\dots\dots \text{⑪}$$

$C_{Bk} : \text{反応度停止余裕喪失時のほう素濃度}$
 $C_{B0} : 1900\text{ppm}$ (初期ほう素濃度)
 反応度停止余裕 = $1.8\% \Delta k/k$
 ほう素価値 = $-10 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{ppm}$

⑪式より、

$$C_{Bk} = 1900 + \frac{\frac{1.8}{100}}{-10 \times 10^{-5}} = 1720\text{ppm}$$

よって、制御棒挿入限界から停止余裕喪失までの時間は、

⑤式 $\left(t = \frac{(\rho_H \cdot V_{RCS})}{(\rho_C \cdot W_{in})} \cdot \ln\left(\frac{C_{B0}}{C_B}\right) \right)$ より、

$$t = \frac{715 \times 215}{1005 \times 37.5} \times \ln\left(\frac{1900}{1720}\right) \times 60 \approx 24.4 \text{分}$$

$V_{RCS} : 215\text{m}^3$ (1次冷却系体積)
 $W_{in} : 37.5\text{m}^3$ (希釈流量)
 $C_{B0} : 1900\text{ppm}$ (初期ほう素濃度)
 $C_{Bk} : 1720\text{ppm}$ (反応度停止余裕喪失時のほう素濃度)
 $\rho_H : 715\text{kg}/\text{m}^3$ (1次冷却材密度)
 $\rho_C : 1005\text{kg}/\text{m}^3$ (補給水密度)

b. 制御棒クラスタ手動運転

ほう素の希釈率は③式 $\left(\frac{dC}{dt} = \frac{W}{V} \cdot \frac{\rho_{in}}{\rho} \cdot (C_{in} - C)\right)$ より、

$$\frac{dC}{dt} = \frac{37.5}{215} \cdot \frac{1005}{715} \cdot (0 - 1900) = -0.13(\text{ppm}/\text{sec})$$

- V_{RCS} : 215m^3 (1次冷却系体積)
- W_{in} : 37.5m^3 (希釈流量)
- C : 1900ppm (初期ほう素濃度)
- ρ : $715\text{kg}/\text{m}^3$ (1次冷却材密度)
- ρ_{in} : $1005\text{kg}/\text{m}^3$ (補給水密度)
- C_{in} : 0ppm (補給水ほう素濃度)

ほう素価値が $-10 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{ppm}$ であることから、

$$\text{反応度添加率} = (-10) \times (-0.13) \cong 1.3(\times 10^{-5} \Delta k/k/\text{sec})$$

「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」においては、反応度添加率 $0.5 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{sec} \sim 86 \times 10^{-5} \Delta k/k/\text{sec}$ の範囲を評価しており、制御棒クラスタ手動運転時における「出力運転時のほう素の異常な希釈」は十分これに包含される。

3. 「主給水流量喪失」解析の解析コード及び解析条件の変更について

今回の申請における「主給水流量喪失」解析では、SGRによるSG型式の変更を反映しただけではなく、他プラント(美浜3号炉、高浜1, 2号炉及び大飯3, 4号炉)との整合を図るために、解析コードの変更及びこれに伴う解析条件の一部変更(以下、「解析コード等の変更」という。)を実施している。

ここでは、解析コード等の変更の経緯や変更の影響等について述べる。

なお、この解析コード等の変更は、至近において、高浜1, 2号炉における高燃焼度燃料導入他に係る変更申請(2010年4月許可)にて実績がある。

(1)解析コードの変更について

a. 解析コードの使用状況

高浜3, 4号炉の「主給水流量喪失」解析に使用する安全解析コードとしては、当初申請より、BLKOUTが使用されてきた。

BLKOUTは、過渡現象が緩やかで長期的なプロセス量変化の解析に適している。従来、BLKOUTを使用していた理由は、以下のとおりである。

- ✓ 長期応答解析に際し、計算速度の点で有利であったこと。
- ✓ 「主給水流量喪失」事象は、長期的な崩壊熱除去の観点に重点を置いた評価で、過渡現象が緩やかであったこと。

一方、Non-LOCAの安全評価では、プラント全体の過渡応答を求める際、標準的にはプラント過渡特性解析コードMARVELが使用されている。高浜3, 4号炉においても「主給水流量喪失」以外の安全解析で既にMARVELが使用されている。

当社の他プラントでは、既に「主給水流量喪失」の安全解析で使用する解析コードをBLKOUTからMARVELに変更しており、BLKOUTが使用されているのは高浜3, 4号炉の「主給水流量喪失」解析のみである。

b. BLKOUTとMARVELの相違点

BLKOUTはMARVELと異なり、原子炉出力応答を計算する動特性機能を有していないため、事象発生から原子炉トリップまでの計算ができない一方、計算機の計算能力を節約し長期的な応答の計算に有利という面があり、事象の特徴を踏まえ、「主給水流量喪失」(解析時間6,000秒)は、BLKOUTを使用し、その他事象はMARVELを使用するという使い分けを行っていた。現在は計算機の計算能力が向上しており、こ

のような使い分けの必要がなくなっている。また、過去の検証¹の結果、「主給水流量喪失」解析においては両コードの違いによる影響はほとんどないことが確認されている。

c. まとめ

上述のとおり、BLKOUTとMARVELの解析コードの違いによる解析結果への影響はほとんどなく、他プラントでのコード使用状況等に鑑みて、今回の申請では、他プラントとの整合を図り、解析コードをBLKOUTからMARVELに変更して「主給水流量喪失」解析を実施することとした。

(2)解析コードの変更に伴う解析条件の一部変更について

a. 解析コードの変更に伴う解析条件の一部変更の背景

他プラントにおいては、「主給水流量喪失」解析に用いる解析コードをMARVELに変更する際に、一部の解析条件について変更しており、今回の申請においても、他プラントとの整合を図り、同様の考え方で解析条件を変更することとする。

具体的には、SG初期水位及び解析上考慮する原子炉トリップ信号の対象を変更する。

b. 解析条件の保守性

ここでは、以下の表に示すケース①～③の解析条件を考え、今回申請の解析条件（ケース③）が既許可の解析条件（ケース①）に比べて保守性を持つ条件であることを示すために、各ケース間で解析結果への影響を比較する。

なお、高浜3，4号炉における「主給水流量喪失」事象において考えられる原子炉トリップ信号は、全部で以下の3つであることを踏まえて、ケース②についても比較することとする。

- ✓ 蒸気発生器給水流量低
(作動ロジック：主蒸気給水流量差大＋蒸気発生器水位低)
- ✓ 蒸気発生器水位異常低
- ✓ 原子炉圧力高

ケース	SG初期水位	原子炉トリップ信号	備考
①	狭域水位 検出器下端	蒸気発生器水位 異常低	既許可の解析条件
②	定格出力運転時 設定水位	蒸気発生器給水 流量低	主給水ポンプの停止等で、蒸気発生器水位が低下する場合に最初に発信する

¹ 昭和55年10月 MAPI-1058「三菱PWRの事故解析コードの検証」（三菱原子力工業株式会社）

			と考えられる原子炉トリップ信号
③	定格出力運転時 設定水位	蒸気発生器水位 異常低 又は 原子炉圧力高	今回申請の解析条件 「蒸気発生器給水流量低」の発信を無視している。加圧器圧力制御系の動作有無で原子炉トリップ信号が変化

ケース①～ケース③の模式図は図 1 に示す。

ケース①とケース②の比較

ケース①では SG 初期水位を「狭域水位検出器下端 (SG 狭域 0%)」としており、事象発生と同時に「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信する。

一方、ケース②では給水停止から原子炉トリップに至る間に SG 2 次側温度が上昇し、これに伴い 1 次冷却材温度が上昇するため、原子炉圧力の上昇をもたらす。しかし、トリップ時点では SG 水位が狭域水位検出器下端まで低下しておらず、ケース①の原子炉トリップ時点に比べて SG 2 次側の保有水量が多いため、原子炉トリップ以後の 1 次冷却系の除熱量がケース①に比べて大きくなり、結果的にはケース①の方が厳しい結果となる。

ケース②とケース③の比較

作動ロジック上、「蒸気発生器水位異常低」よりも「蒸気発生器給水流量低」の方が先に発信するため、ケース②の方が先に原子炉トリップに至る。つまり、ケース③の方が原子炉トリップが遅れる分、1 次冷却系内の蓄熱量、SG 2 次側保有水のエンタルピ、加圧器保有水量が増加することとなり、ケース③の方が厳しい結果となる。

ケース①とケース③の比較

ケース①では SG 初期水位を「狭域水位検出器下端 (SG 狭域 0%)」としており、事象発生と同時に「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信する。

一方、ケース③では、SG 初期水位を定格出力運転時設定水位 (SG 狭域 44%) としており、事象発生と同時に原子炉トリップ信号は発信せず、「原子炉圧力高」又は「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ時点までに、1 次冷却系内の蓄熱量、SG 2 次側保有水のエンタルピ、加圧器保有水量が増加することとなり、ケース③の方が厳しい結果となる。

c. まとめ

上述のとおり、解析条件はケース③が最も厳しく、保守性を有する条件であると言えるため、ケース①からケース③に解析条件を変更する。

(3)解析コード等の変更のまとめ

これまで述べた既許可からの解析コード等の変更点を下表にまとめる。

BLKOUTからMARVELへの解析コードの変更が解析結果に及ぼす影響はほとんどなく、解析コードの変更に伴う解析条件の一部変更は、現行よりも厳しい結果となるよう、保守性を有する変更である。

「主給水流量喪失」における解析コード等の変更点

	既許可	今回申請
解析コード	BLKOUT	MARVEL
SG 初期水位	狭域水位検出器下端	定格出力運転時設定水位
原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位異常低	原子炉圧力高 ^{※1} 蒸気発生器水位異常低 ^{※2}

※1 原子炉圧力解析

※2 加圧器水位解析

(4)解析コード等の変更が解析結果に及ぼす影響

ここでは、以下の2種類の解析結果を比較することで、解析コード等の変更が解析結果に及ぼす影響を定量的に確認する。解析条件及び解析結果については、表1に示す。

解析 a：既許可解析

(BLKOUTを用いた51F型SG(SGR前)を反映した解析)

解析 b：解析コード等の変更のみを反映した解析

(MARVELを用いて、解析条件を一部変更し、51F型SG(SGR前)を反映した解析)

【原子炉圧力解析】

解析 a ではSG初期水位を「狭域水位検出器下端(SG狭域0%)」としており、事象発生と同時に「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信している。

一方、核熱計算が可能なMARVELを使用している解析 b では、SG 初期水位を定格出力運転時設定水位 (SG 狭域 44%) としており、事象発生と同時に原子炉トリップ信号は発信せず、事象発生から約 28 秒後に原子炉圧力が 16.61MPa[gage]に達して「原子炉圧力高」原子炉トリップ信号が発信する。

これにより、解析 b では事象発生～原子炉トリップまでの約 28 秒間で、1 次冷却系内の蓄熱量、SG 2 次側保有水のエンタルピ、加圧器保有水量が増加するため、解析 b では解析 a と比べて原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力がわずかに増加 (約 0.1MPa) する結果となっている。

【加圧器水位解析】

原子炉圧力解析と同様、解析 a では事象発生と同時に「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信している。

一方、解析 b では原子炉圧力解析と同様、SG 初期水位の差異により、事象発生と同時に原子炉トリップ信号は発信せず、事象発生後に SG 水位が低下し、事象発生から約 50 秒後に SG 水位が解析 a の初期水位である「狭域水位検出器下端 (SG 狭域 0%)」に達して「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信する。

これにより、解析 b では事象発生～原子炉トリップまでの約 50 秒間で、1 次冷却系内の蓄熱量、SG 2 次側保有水のエンタルピ、加圧器保有水量が増加するため、解析 b では解析 a と比べて加圧器水位の最大値がわずかに上昇 (約 2%) する結果となっている。

以上のとおり、解析コード等の変更に対しては、原子炉圧力及び加圧器水位への影響は有意ではないことを確認した。

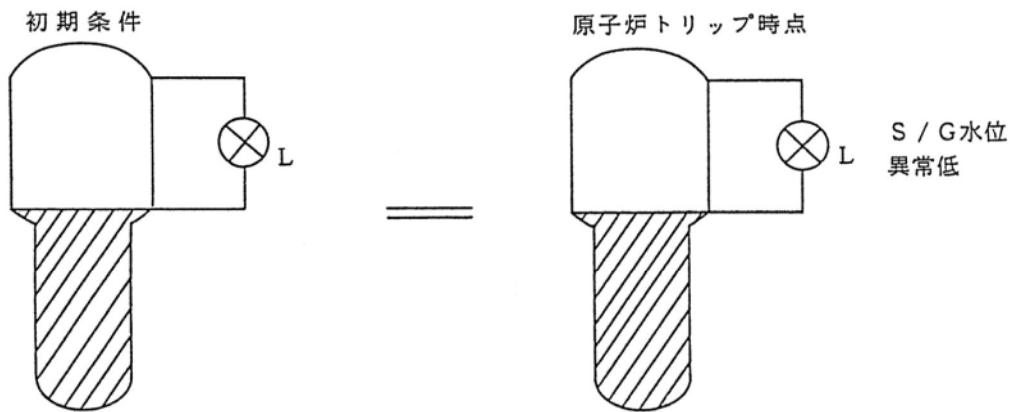
表 1 解析 a と解析 b との解析条件及び解析結果の比較

		解析 a (既許可)	解析 b (解析コード等の変更)	
解析条件	SG 型式	51F 型	同左	
	1 次冷却材体積 (m ³ /基)	31	同左	
	2 次側保有水量 (定格出力運転時) (ton/基)	50	同左	
	解析コード	B L K O U T	M A R V E L	
	SG 初期水位	狭域水位検出器 下端	定格出力運転時 設定水位	
	原子炉 トリップ信号	蒸気発生器水位 異常低	原子炉圧力高 ^{※1} 蒸気発生器水位 異常低 ^{※2}	
解析結果	原子炉圧力解析	原子炉トリップ信号 発信時刻 (秒)	0 (事象発生と同時に)	約 28
		原子炉冷却材 圧力バウンダリに かかる圧力 (MPa[gage])	約 17.8 (過渡変化発生後 約 500 秒)	約 17.9 (過渡変化発生後 約 33 秒)
	加圧器水位解析	原子炉トリップ信号 発信時刻 (秒)	0 (事象発生と同時に)	約 50
		加圧器保有水量 (m ³)	約 30.6 (加圧器容積の 約 77%) (過渡変化発生後 約 1450 秒)	約 32.3 (加圧器容積の 約 79%) (過渡変化発生後 約 57 秒)

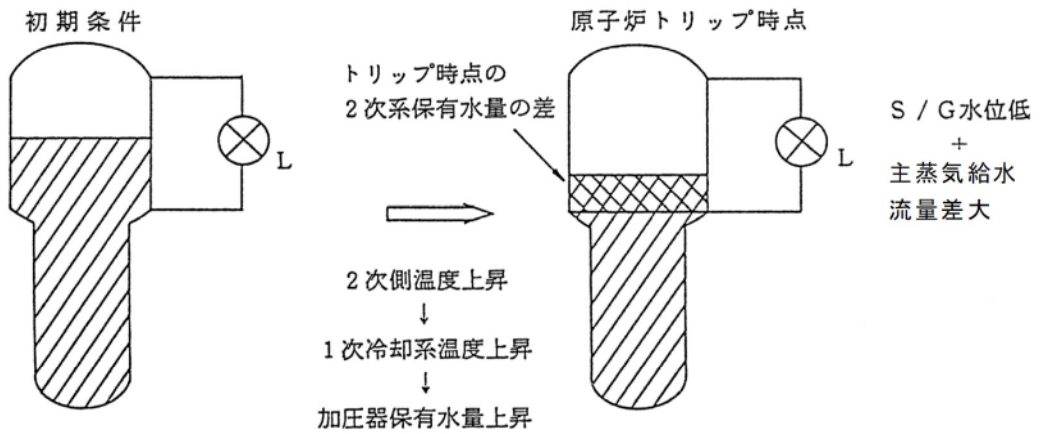
※1 原子炉圧力解析 (加圧器圧力制御系が作動しない等)

※2 加圧器水位解析 (加圧器圧力制御系が作動する等)

ケース ①



ケース ②



ケース ③

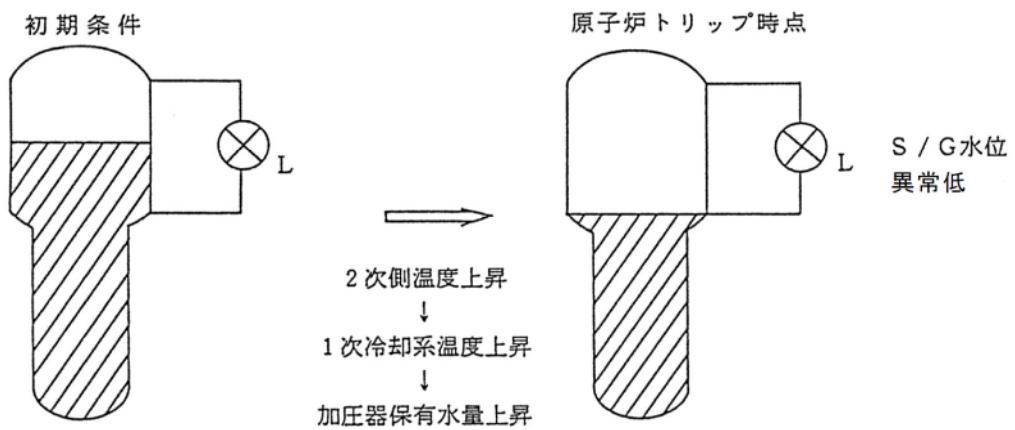


図 1 各ケースの解析条件模式図

(5) 「主給水流量喪失」解析における蒸気発生器型式の変更が解析結果に及ぼす影響について

蒸気発生器型式の変更のみが解析結果に及ぼす影響について、以下の2種類の解析結果を比較することで、定量的に確認する。解析条件及び解析結果については、表2に示す。また、事象進展図の比較は図2に示す。

解析 b：解析コード等の変更のみを反映した解析

(MARVELを用いて、解析条件を一部変更し、51F型 SG (SGR前)を反映した解析)

((4)の解析 bと同じ。)

解析 c：解析コード等の変更のみを反映した解析

(MARVELを用いて、解析条件を一部変更し、54FⅡ型 SG (SGR後)を反映した解析)

【原子炉圧力解析】

解析 b、解析 cともに事象発生から約28秒後に原子炉圧力が16.61MPa[gage]に達して「原子炉圧力高」原子炉トリップ信号が発信している。ここで、原子炉トリップ時刻が変わらないため、その間の1次冷却系内の蓄熱量も有意な差異が生じない。

したがって、解析 cでは解析 bと比べて原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に有意な差異が生じない結果となっている。

【加圧器水位解析】

解析 cでは、解析 bに比べてSG2次側保有水量が増加しており、これに伴い、原子炉トリップ信号の発信が遅くなる。

具体的には、解析 bでは、事象発生から約50秒後、解析 cでは事象発生から約53秒後にSG水位が「狭域水位検出器下端 (SG狭域0%)」に達して「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号が発信する。

原子炉トリップ信号の発信が遅くなった分、加圧器水位は上昇を続けるため、解析 cでは解析 bと比べて加圧器水位の最大値がわずかに上昇 (約3%) する結果となっている。

以上より、51F型から54FⅡ型への蒸気発生器型式の変更に対しては、原子炉圧力及び加圧器水位への影響は有意ではないことを確認した。

表 2 各解析ケースの解析条件及び解析結果

		解析 b (解析コード等の変更)	解析 c (今回申請)	
解析条件	SG 型式	51F 型	54F II 型	
	1 次冷却材体積 (m ³ /基)	31	33	
	2 次側保有水量 (定格出力運転時) (ton/基)	50	51	
	解析コード	M A R V E L	同左	
	SG 初期水位	定格出力運転時 設定水位	同左	
	原子炉 トリップ信号	原子炉圧力高 ^{*1} 蒸気発生器水位 異常低 ^{*2}	同左	
解析結果	原子炉圧力解析	原子炉トリップ信号 発信時刻 (秒)	約 28	約 28
		原子炉冷却材 圧力バウンダリに かかる圧力 (MPa[gage])	約 17.9 (過渡変化発生後 約 33 秒)	約 17.9 (過渡変化発生後 約 33 秒)
	加圧器水位解析	原子炉トリップ信号 発信時刻 (秒)	約 50	約 53
		加圧器保有水量 (m ³)	約 32.3 (加圧器容積の 約 79%) (過渡変化発生後 約 57 秒)	約 33.5 (加圧器容積の 約 82%) (過渡変化発生後 約 60 秒)

※1 原子炉圧力解析 (加圧器圧力制御系が作動しない等)

※2 加圧器水位解析 (加圧器圧力制御系が作動する等)

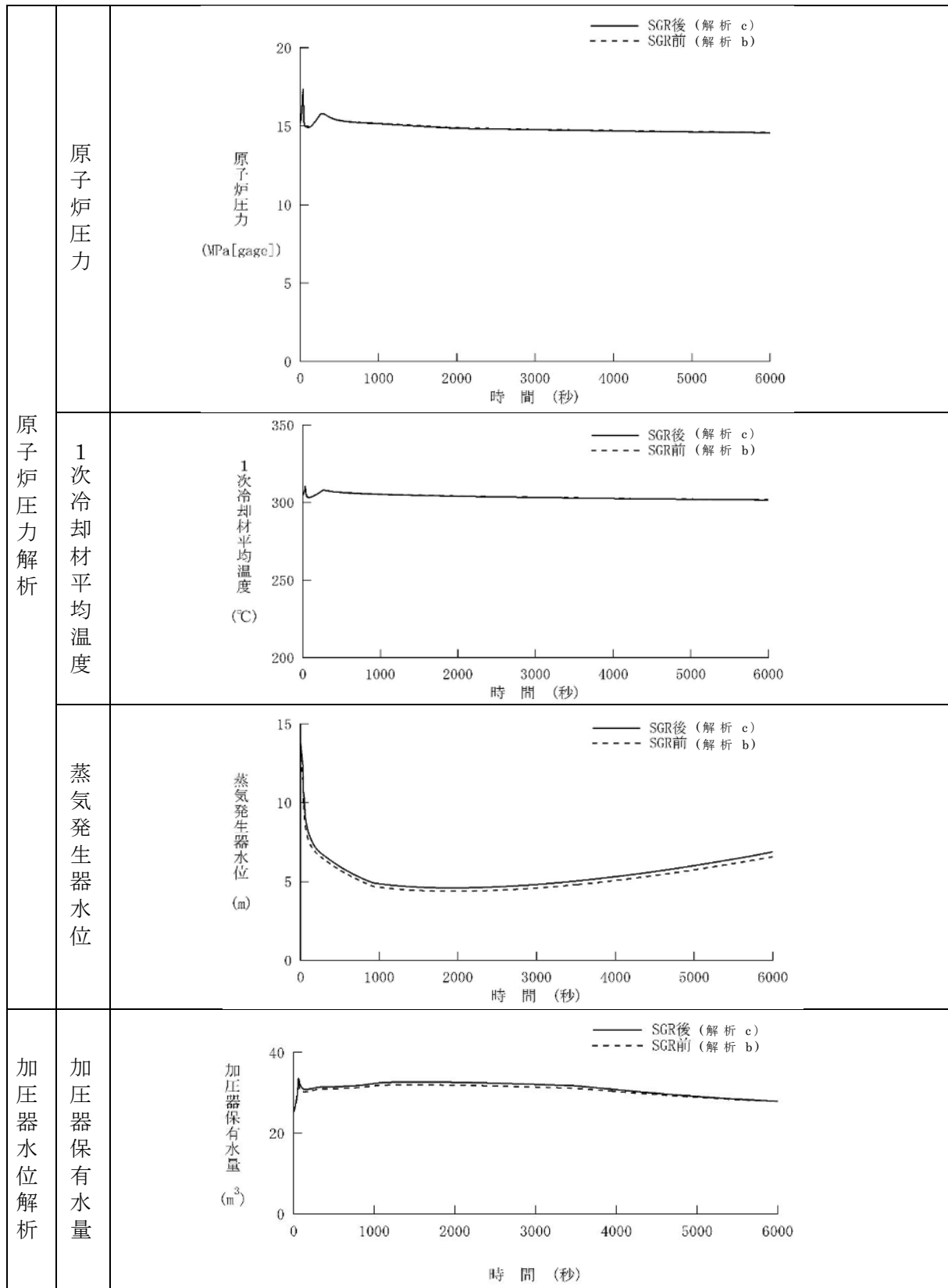


図 2 SGR 前後の「主給水流量喪失」解析結果の比較
(解析 b と解析 c の比較)

4. LOCA 事象における蒸気発生器取替えの影響について

4.1 大破断 LOCA

大破断 LOCA においては、SGR に伴う 1 次冷却材保有水量の増加により燃料被覆管最高温度は約 9°C (約 $1,044^{\circ}\text{C} \Rightarrow$ 約 $1,035^{\circ}\text{C}$) 低下した。

SGR 前後における燃料被覆管温度について、1 次冷却材保有水量の増加が解析結果に及ぼす影響は以下の 2 点がある。また、解析結果の比較を図 1 に示す。

- (1) 1 次冷却材保有水量の増加により、ブローダウン後半で炉心下降流が多くなり、燃料被覆管の冷却が促進されることから、燃料被覆管温度が低下する。
- (2) ブローダウン後半で燃料被覆管の冷却が促進されることから、再冠水期間中の燃料被覆管温度が低下する。

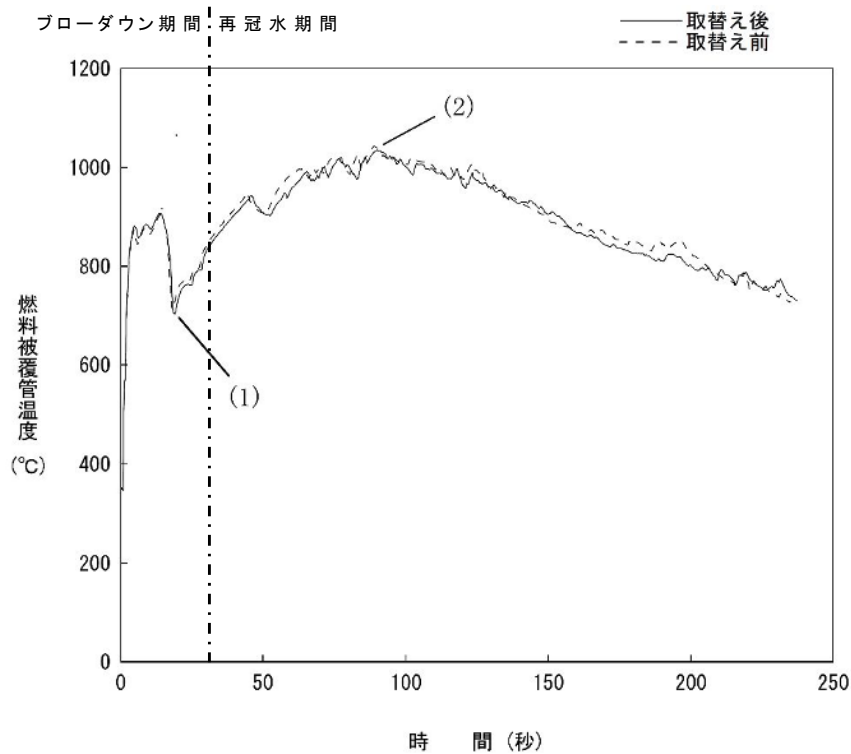


図 1 蒸気発生器取替え前後の解析結果の比較
(大破断 LOCA—燃料被覆管温度)

4.2 小破断 LOCA

小破断 LOCA においては、SGR に伴う 1 次冷却材保有水量の増加により燃料被覆管最高温度は約 10°C 上昇 (約 $742^{\circ}\text{C} \Rightarrow$ 約 752°C) した。

SGR 前後における燃料被覆管温度及び炉心圧力について、1 次冷却材保有水量の増加が解析結果に及ぼす影響は以下の 2 点がある。また、解析結果の比較を図 2 及び図 3 に示す

- (1) 1 次冷却材保有水量の増加により、炉心露出開始が遅れることから、燃料被覆管温度が低く推移する。
- (2) 1 次冷却系の減圧が遅くなり、蓄圧注入開始が遅れることに伴い炉心再冠水が遅れることから、燃料被覆管温度が上昇する。

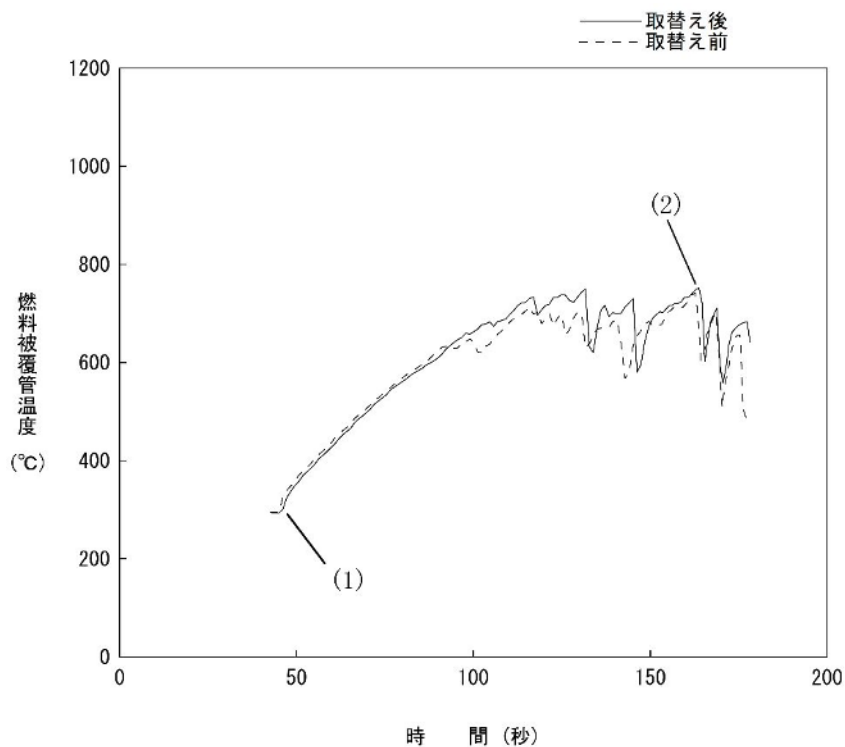


図 2 蒸気発生器取替え前後の解析結果の比較
(小破断 LOCA-燃料被覆管温度)

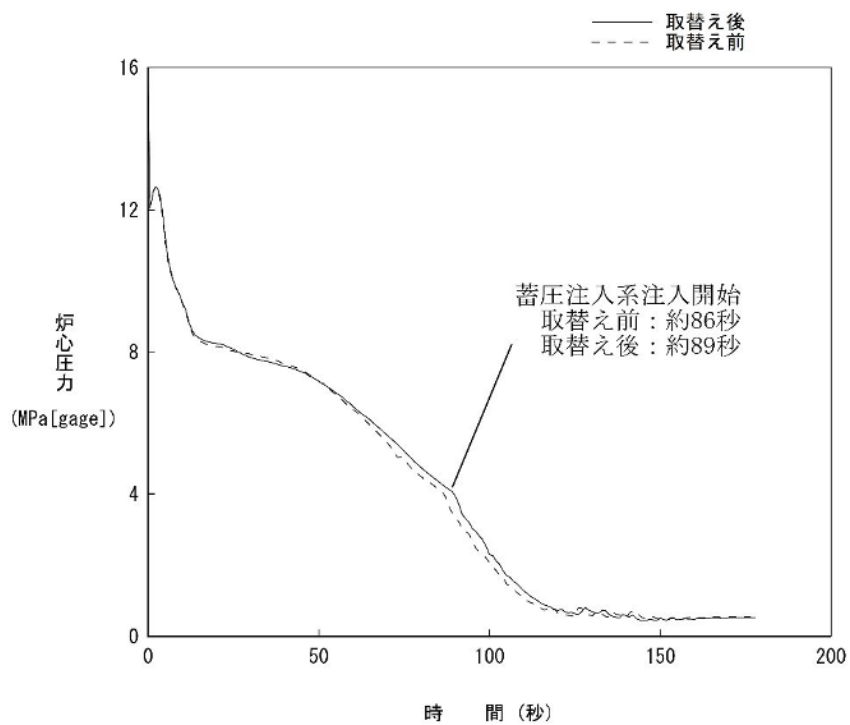


図 3 蒸気発生器取替え前後の解析結果の比較
(小破断 LOCA-炉心圧力)

5. 「主給水管破断」解析に用いる破断面積の変更について

主給水管破断時における破断流量は、SG器内に給水するための蒸気発生器給水リングの開口部から主給水管の破断口までの流路断面積が最も狭くなる部分（以下、「最小断面部」という。）で制限される。

したがって、従来から「主給水管破断」解析では、この最小断面部の流路断面積（以下、「最小流路断面積」という。）を解析上の破断面積として取り扱っている。

今回、取替後の54FII型SGでは、SG器外から持ち込まれる異物の最小化のためのスプレイチューブの採用等、「主給水管破断」解析における最小流路断面積に影響を及ぼすSG機器仕様変更となる。

具体的には、現行の51F型SGを模擬した安全解析では、給水開口部（Jチューブの開口面積の合計面積）が最小断面部であったが、今回の蒸気発生器取替申請で用いている54FII型SGを模擬した安全解析では、給水リングが最小断面部となった。（図1参照）

これに伴い、既許可から「主給水管破断」解析における最小流路断面積を変更させている。

「主給水管破断」における解析条件の変更点は下表のとおり。

項目		既許可 (51F型SG)	今回申請 (54FII型SG)
解析条件	最小断面部	給水開口部 (Jチューブの開口面積の合計)	給水リング部
	最小流路断面積 ^{※1} (m ²)	□	□ ^{※2,3}
(参考) 解析結果	原子炉冷却材 圧力バウンダリに かかる圧力 (MPa[gage])	約 18.2MPa[gage] (過渡変化発生後約 22 秒)	18.2MPa[gage] (過渡変化発生後約 20 秒)
	最小 DNBR (≥ 1.17)	約 1.66	約 1.58

※1：主給水管破断時における破断流量は、最小断面部で制限されるため、従来からこの最小断面部の流路断面積である最小流路断面積を解析上の破断面積として取り扱っている。

※2：給水リング部断面積の2倍

※3：スプレイチューブ部の面積は □

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

SGR により、最小流路断面積が大きくなったことにより、破断流量が増加して事象進展が早まった結果、最小 DNBR は厳しくなる傾向ではあるものの、判断基準に対しては十分な余裕のある結果となることを確認している。

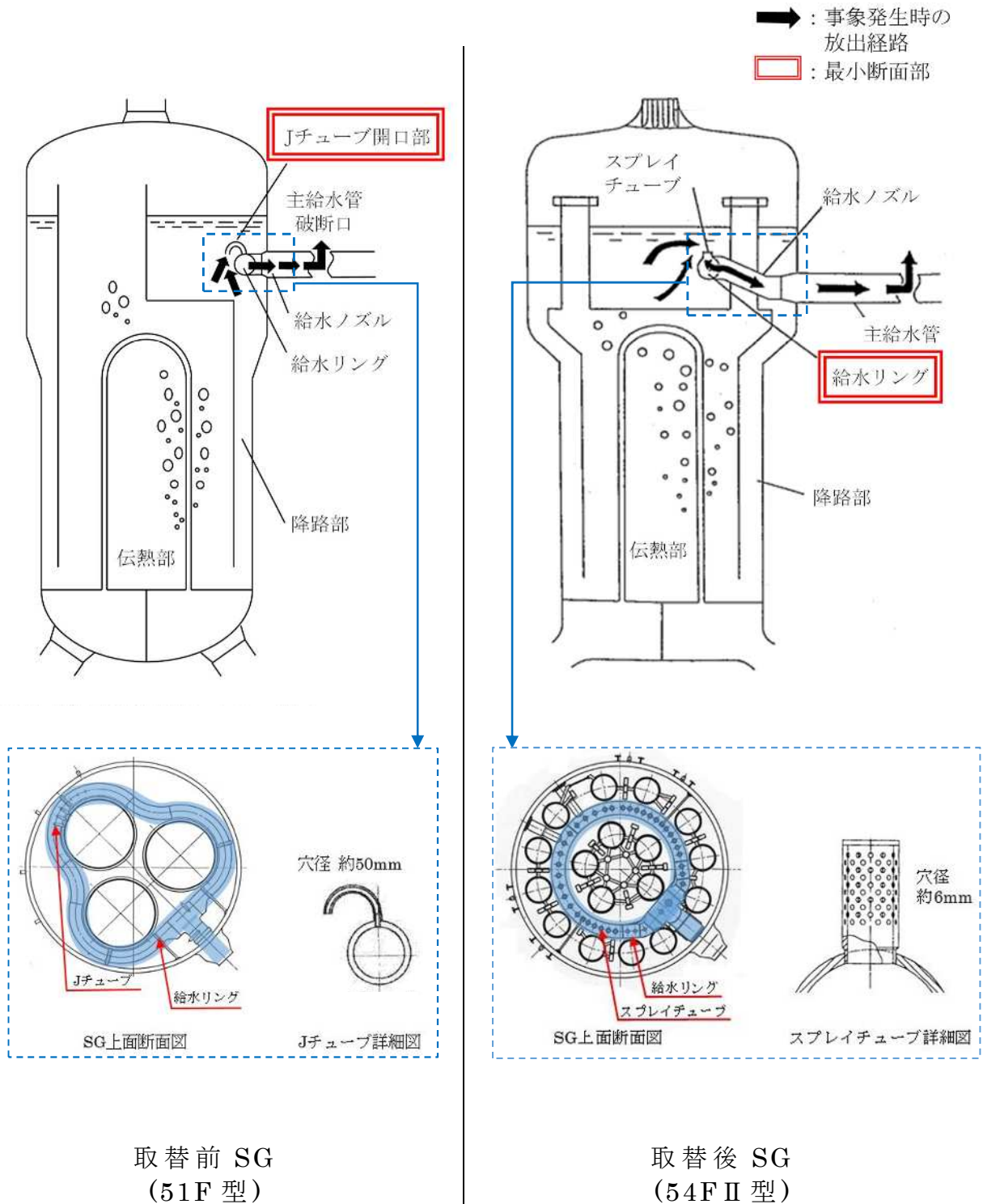


図 1 主給水管破断時における SG 2 次側保有水放出イメージ図

6. 蒸気発生器取替えに伴うその他安全評価事象の影響について

審査資料では、今回の蒸気発生器取替え（以下、「SGR」という。）により影響する安全評価事象について整理して示した。

以下では、SGRによる影響が**わずか**と整理した事象（以下、「その他**安全評価**事象」という。）の影響について示す。

その他**安全評価**事象については、SGRによる影響の観点から以下のAからDの4つに大別される。

A. 挙動が緩和する方向の事象

2次冷却系弁の誤開放**等により**1次冷却材の温度が低下し反応度が添加される事象（例：「2次冷却系の異常な減圧」）が該当。この事象においては、SGRにより1次冷却材保有水量が増加する**ため**、その温度変化が緩やかになる方向になる。しかしながら、今回のSGRでは1次冷却材保有水量の増加は**わずか**（3%程度）であり、その影響は**わずか**である。

B. 影響が相殺される事象

SGからタービンへの蒸気流量が急減しSGによる除熱量が減少する**等により**1次冷却材の温度が上昇し原子炉圧力が上昇する事象（例：「負荷の喪失」）が該当。この事象においては、SGRにより1次冷却材保有水量が増加する**ため**、1次冷却材保有水の膨張量が大きくなる方向であるが、1次冷却材温度の過渡変化が緩やかになる効果と相殺される。

C. 反応度添加事象

制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、反応度が添加され原子炉出力が上昇する事象（例：「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」）が該当。この事象においては、反応度投入による急峻な事象であるため、炉心部以外の条件変更（今回のSGRではSG部での1次冷却材保有水量の増加等）は影響しない。

D. 原子炉冷却材流量喪失事象

1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象（例：「原子炉冷却材流量の部分喪失」）が該当。この事象においては、1次側圧力損失が変更される場合、1次冷却材ポンプ停止時の流量が影響を受けるが、今回のSGRでは1次側圧力損失の変更はないため影響しない。

表1にその他事象について事象概要とともにこれらの整理を示す。

表 1 その他安全評価事象への影響 (1 / 4)

影響事象	事象概要	評価への影響
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	原子炉起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、 <u>制御棒クランプが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象</u>	<u>反応度投入による急峻な事象であり、炉心部以外の条件変更（1次系保有水量の増加等）はその事象進展に影響しない。</u> (C)
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	原子炉の出力運転中に、 <u>制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クランプが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象</u>	(速い引き抜き) 同上 (C) (遅い引き抜き) 1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が <u>緩やかになる方向</u> であるが、 <u>原子炉トリップもわずかに遅くなるため、影響が相殺される。</u> (B)
制御棒の落下及び不整合	原子炉の出力運転中に、 <u>制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クランプの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する事象</u>	制御棒の落下に伴う出力変化の影響が支配的な事象である。1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が <u>緩やかになる方向</u> であるが、その影響は <u>わずかである。</u> (A) <u>制御棒の不整合は静的な評価であり、蒸気発生器型式相違に係わる影響は無い。</u>
原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉の出力運転中に、 <u>1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象（1台の1次系冷却材ポンプの駆動電源が喪失）</u>	1次側圧力損失が変更される場合、 <u>1次冷却材ポンプ停止時の流量が影響を受け、今回、1次側圧力損失の変更にない。</u> (D)

表 1 その他安全評価事象への影響 (2 / 4)

影響事象	事象概要	評価への影響
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象	反応度添加に伴う出力上昇が支配的な事象である。1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化は緩やかになる方向であるが、その影響はわずかである。(A)
外部電源喪失	原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象	— (主給水流量喪失、原子炉冷却材流量の喪失に包絡される)
蒸気負荷の異常な増加	原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象	1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が緩やかになる方向であるが、その影響はわずかである。(A)
2次冷却系の異常な減圧	原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象	1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が緩やかになる方向であるが、影響はわずかである。(A)

表 1 その他安全評価事象への影響 (3 / 4)

影響事象	事象概要	評価への影響
蒸気発生器への過剰給水	原子炉の出力運転中に給水制御系の故障、誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、 <u>1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象</u>	1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が緩やかになる方向であるが、その影響はわずかである。(A)
負荷の喪失	原子炉の出力運転中に、外部送電系統又はタービンの故障等により、 <u>タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象</u>	1次冷却材保有水量が増加する場合、 <u>1次冷却材保有水の膨張量が大きくなる方向</u> であるが、 <u>1次冷却材温度の過渡変化が緩やかになる効果と相殺される。</u> (B)
原子炉冷却材系の異常な減圧	原子炉の出力運転中に、 <u>1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象</u> (加圧器逃がし弁1個の全開を想定)	加圧器逃がし弁による減圧効果の影響が支配的な事象である。 <u>1次冷却材保有水量が増加する場合、圧力変化が緩やかになる方向</u> であるが、その影響は僅かである。(A)
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	原子炉の出力運転中に、 <u>非常用炉心冷却系が誤起動する事象</u> (高圧注入系が起動し、ほろ酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、 <u>2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される事象</u>)	ほろ酸水注入による出力低下の影響が支配的な事象である。 <u>1次冷却材保有水量が増加する場合、1次系のほろ酸濃度変化は緩やかになる方向</u> であるが、その影響はわずかである。(A)

表 1 その他安全評価事象への影響（4 / 4）

影響事象	事象概要	評価への影響
原子炉冷却材流量の喪失	原子炉の出力運転中に、 <u>1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に減少する事象（1次冷却材ポンプ全台的駆動電源が同時に喪失）</u>	<u>1次側圧力損失が変更される場合、1次冷却材ポンプ停止時の流量が影響を受けけるが、今回、1次側圧力損失の変更はない。</u> （D）
原子炉冷却材ポンプの軸固着	原子炉の出力運転中に、 <u>1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象（1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着し瞬時に停止）</u>	<u>1次側圧力損失が変更される場合、1次冷却材ポンプ停止時の流量が影響を受けけるが、今回、1次側圧力損失の変更はない。</u> （D）
主蒸気管破断	原子炉の高温停止時に <u>2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象（主蒸気管1本が瞬時に両端破断）</u>	<u>1次冷却材保有水量が増加する場合、その温度変化が緩やかになる方向であるが、その影響はわずかである。</u> （A）
制御棒飛び出し	原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、 <u>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ト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を生ずる事象</u>	<u>反応度投入による急激な事象であり、炉心部以外の条件変更（1次系保有水量の増加等）はその事象進展に影響しない。</u> （C）
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉の出力運転中に、 <u>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</u>	<u>1次冷却材保有水量が増加した場合、原子炉圧力の低下が緩やかになる方向であるが、原子炉圧力挙動は高圧注入ポンプの注入特性が支配的であり、影響はわずかである。1次冷却材保有水量の増加により、1次冷却材中の放射能濃度は低くなるため、被ばく評価結果に影響を及ぼす。</u> （A）

分類 A 及び分類 B に整理された事象について、SGR による影響を詳細評価する。

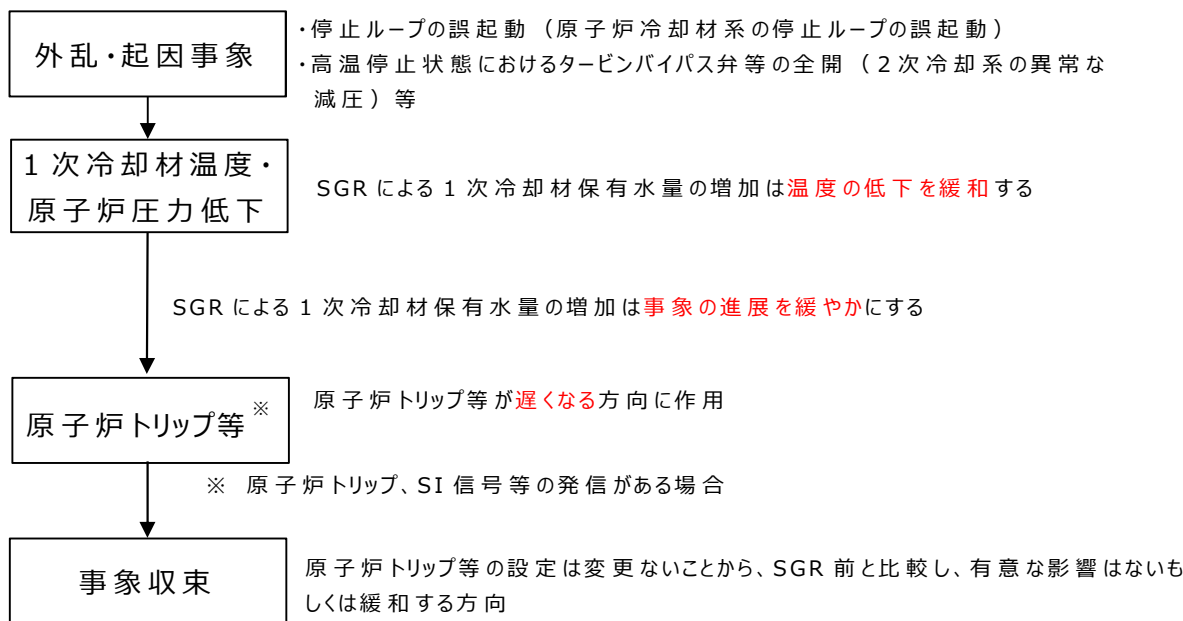
分類 A 及び分類 B は、外乱・起因事象を受けた後の事象進展を考慮すると、1 次冷却材温度及び原子炉圧力が低下する事象と上昇する事象に整理できる。

分類 A は、1 次冷却材温度及び原子炉圧力*が低下する事象となり、SGR による影響は、1 次冷却材保有水量の増加により、温度低下が緩やかになり、反応度変化等の事象進展を遅らせることとなる。

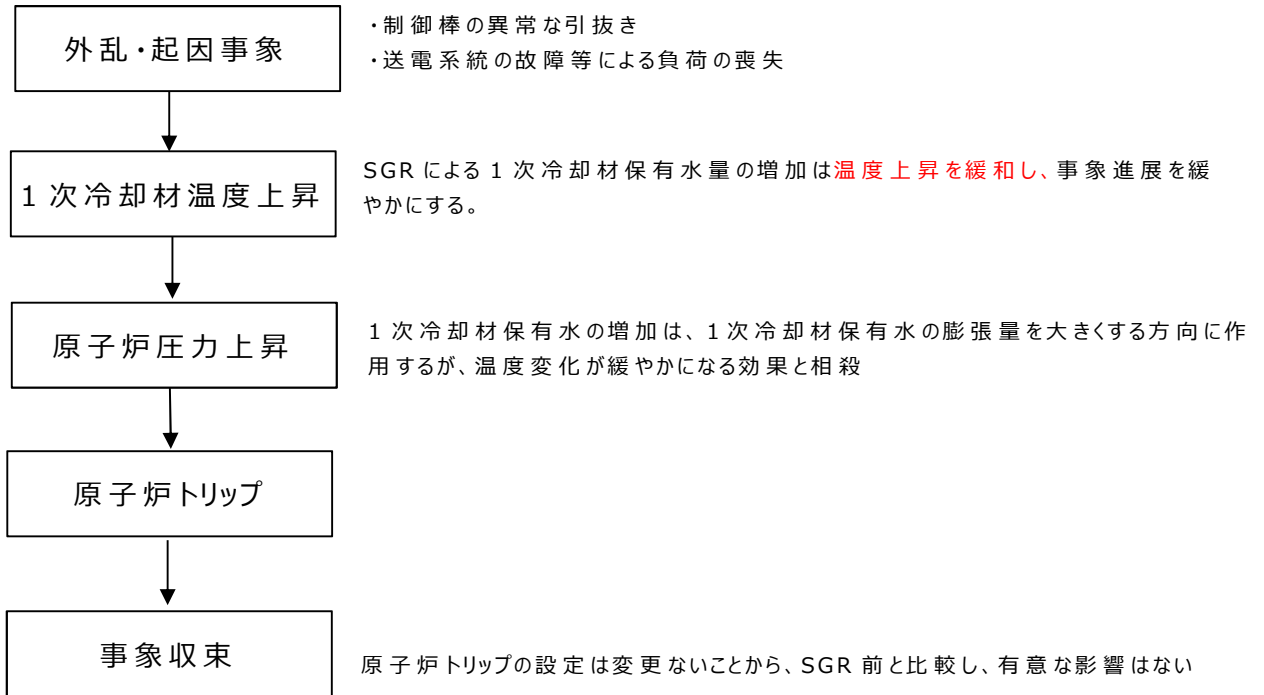
分類 B は、1 次冷却材温度が上昇する事象となる。SGR による影響は、1 次冷却材保有水量の増加により、温度上昇が緩やかになる。また、1 次冷却材保有水量の増加は、膨張量を大きくするため、温度上昇に伴う圧力上昇に関しては、厳しくなる方向に作用するが、温度上昇が緩やかになる効果を相まって相殺されることとなる。

分類 A 及び分類 B の事象進展の概要を第 1 図及び第 2 図に示す。

※ 「原子炉冷却材系の異常な減圧」と「蒸気発生器伝熱管破損」は、起因事象により、原子炉圧力の低下が引き起こされる。



第 1 図 分類 A の事象進展概要図



第2図 分類 B の事象進展概要図

分類 A 及び分類 B の事象における詳細検討結果を以下に示す。

— 事象概要 —

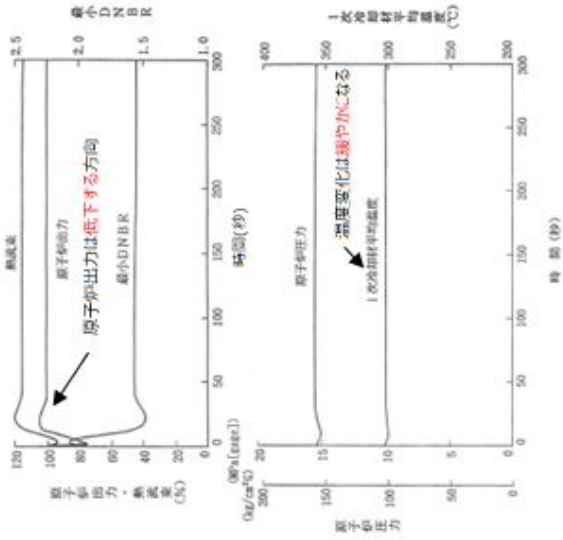
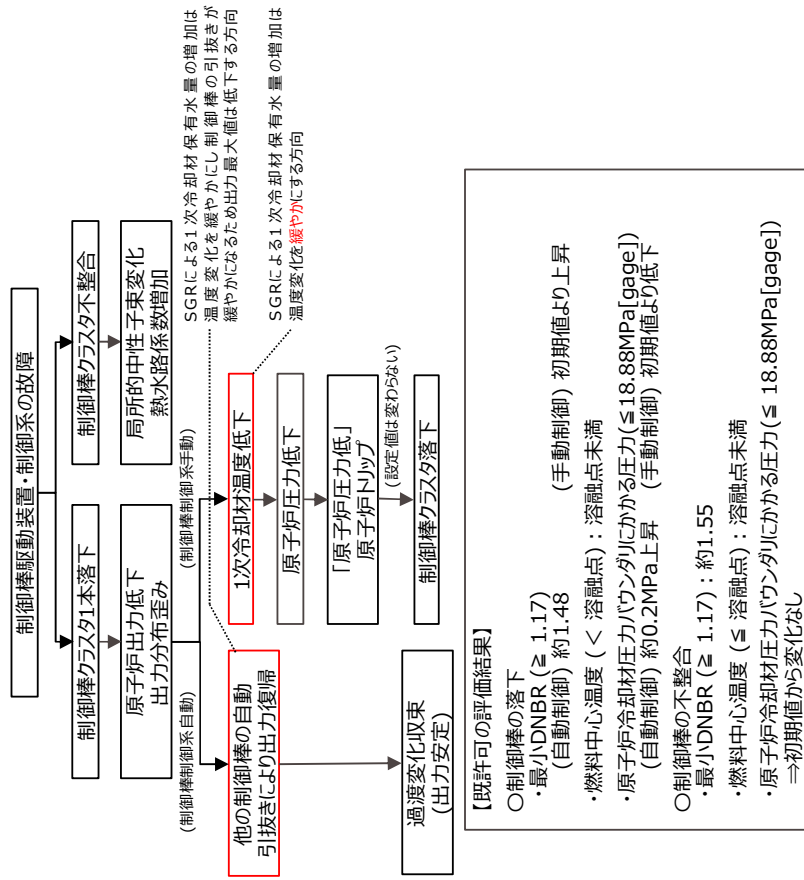


図 制御棒の落下(自動制御)(既許可)

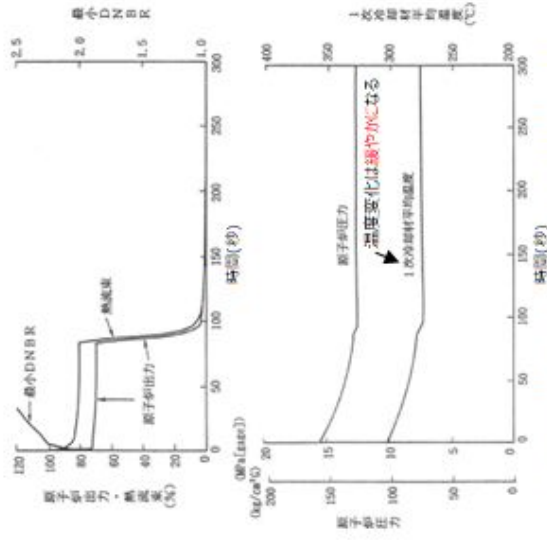


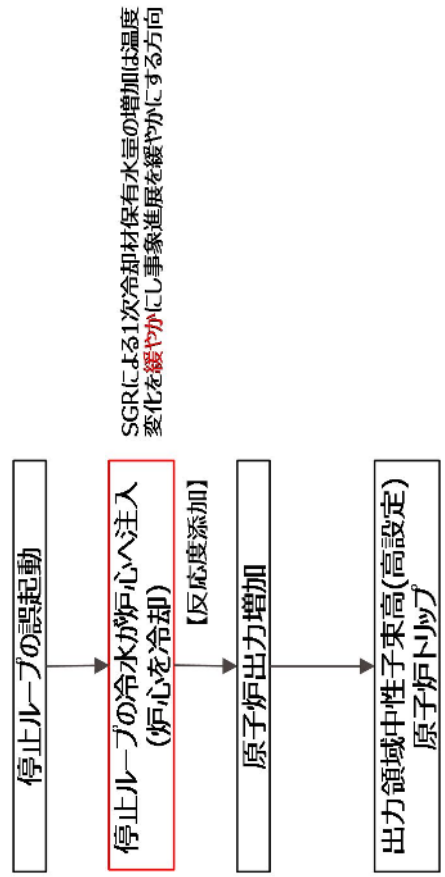
図 制御棒の落下(手動制御)(既許可)

第3図 分類A (制御棒の落下及び不整合) の事象進展概要図

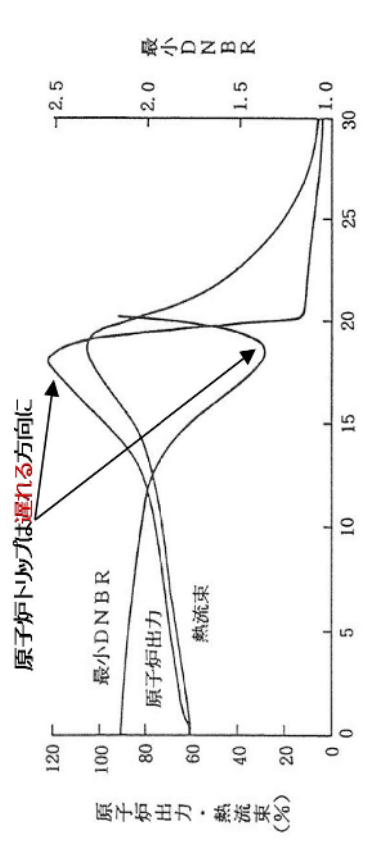
SGRによる1次冷却材保有水量の増加の影響はわずかであり評価結果(最小DNBR:初期値より上昇等)に有意な影響はない

○制御棒の不整合
静的評価であるためSGRによるSG関連データ変更の影響を受けないことから評価結果に有意な影響はない

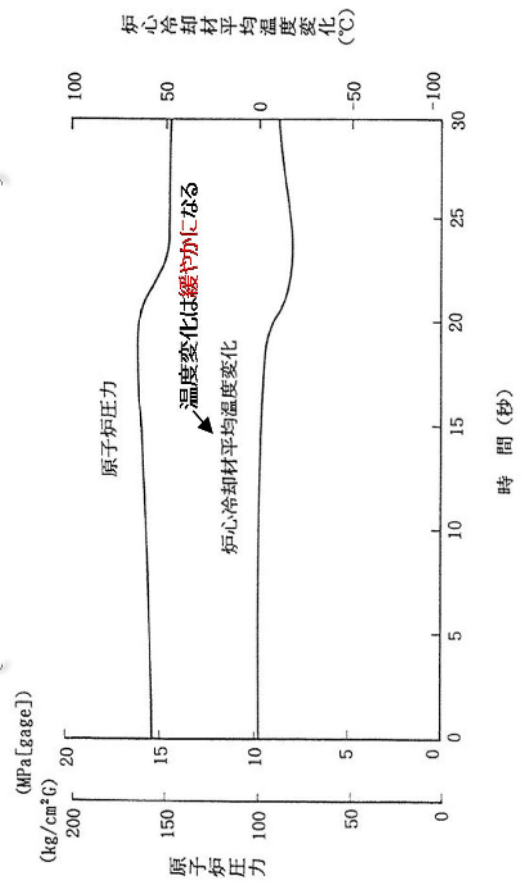
— 事象概要 —



SGRによる1次冷却材保有水量の増加は温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向



〔温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向〕



【既許可の評価結果】

- ・最小DNBR (≧ 1.17) : 約1.35
- ・燃料中心温度 (< 溶融点) : 溶融点未満
- ・原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力(≦ 18.88MPa) ⇒約0.8MPaの上昇※

※ 通常運転時の原子炉圧力：約15.4MPa

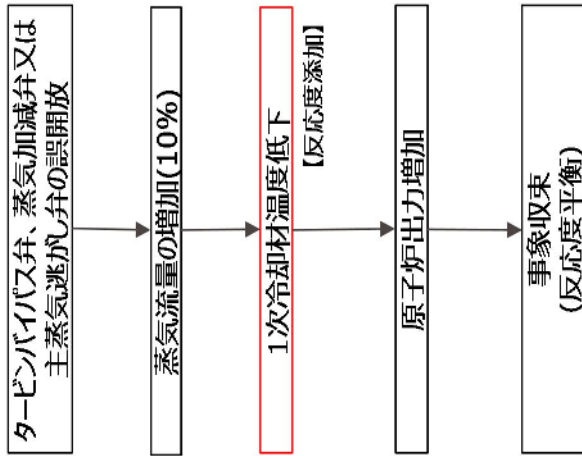
【SGR影響】

SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるものの、原子炉トリップの設定値に変更はないことから評価結果に有意な影響はない

図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動(既許可)

第4図 分類 A (原子炉冷却材系の停止ループの誤起動) の事象進展概要図

— 事象概要 —



SGRによる1次冷却材保有水量の増加は温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向

原子炉出力増加幅は蒸気流量の増加量に依存するが変更はないことから評価結果への有意な影響はない

【既許可の評価結果】

- ・最小DNBR (≧ 1.17) : 約1.69
- ・燃料中心温度 (< 溶融点) : 溶融点未満
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(≦ 18.88MPa)
⇒約0.2MPaの上昇※

※ 通常運転時の原子炉圧力 : 約15.4MPa

【SGR影響】

SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるものの、蒸気流量の増加量に変更はないことから、評価結果に有意な影響はない

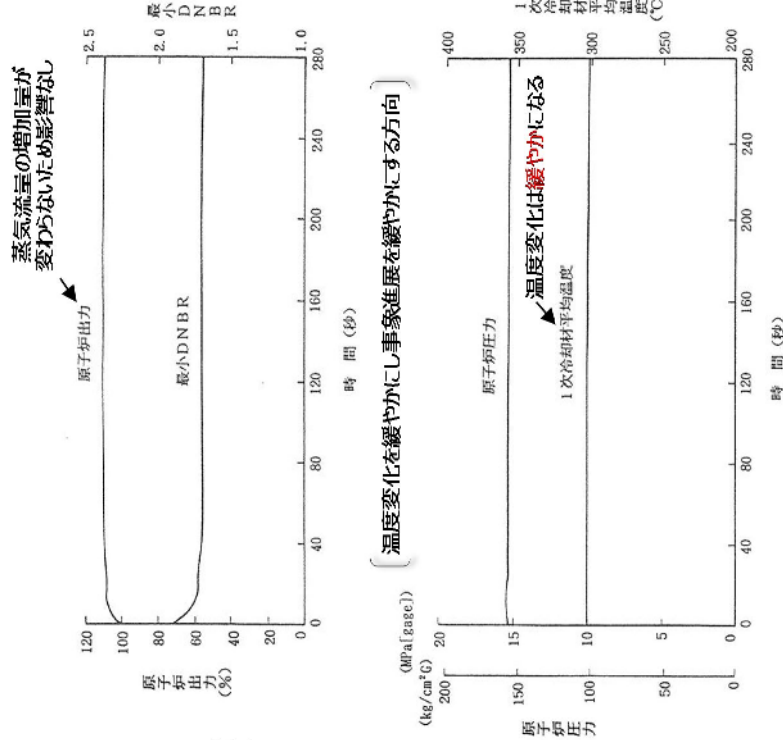


図 蒸気負荷の異常な増加(自動運転一サイクル末期)(既許可)

第 5 図 分類 A (蒸気負荷の異常な増加) の事象進展概要図

— 事象概要 —

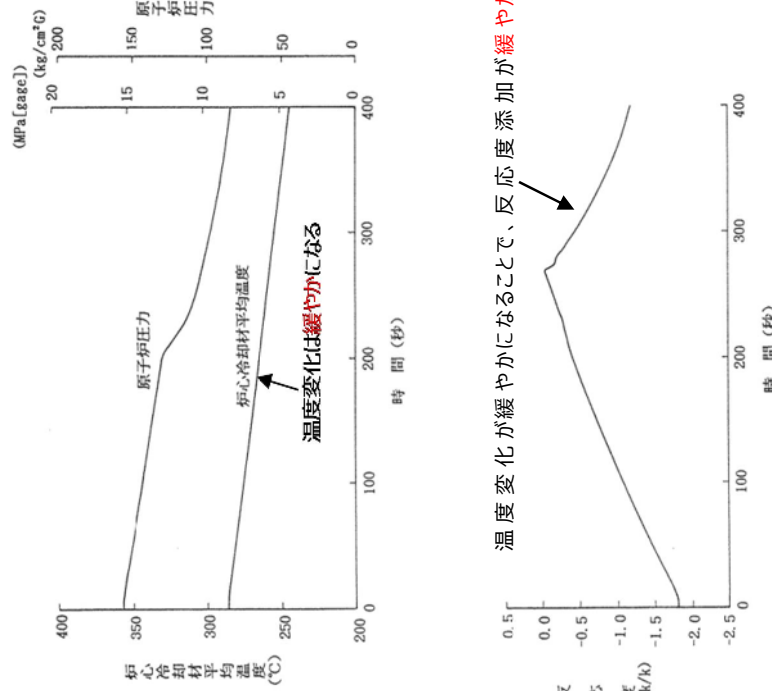
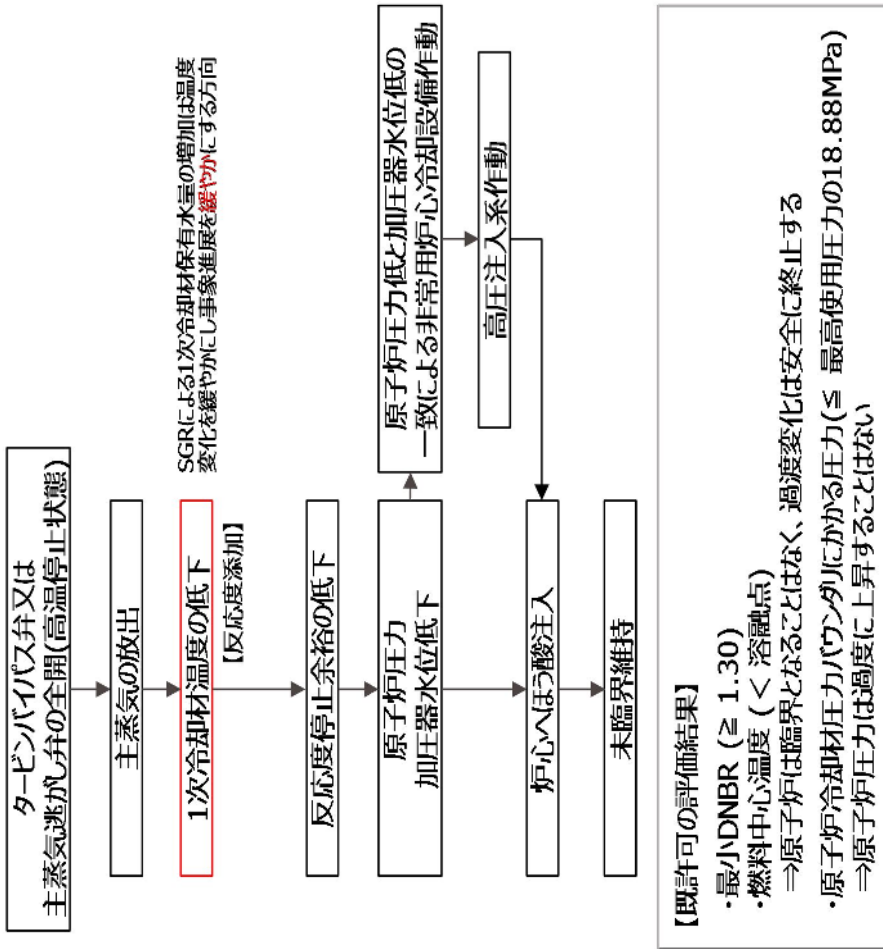
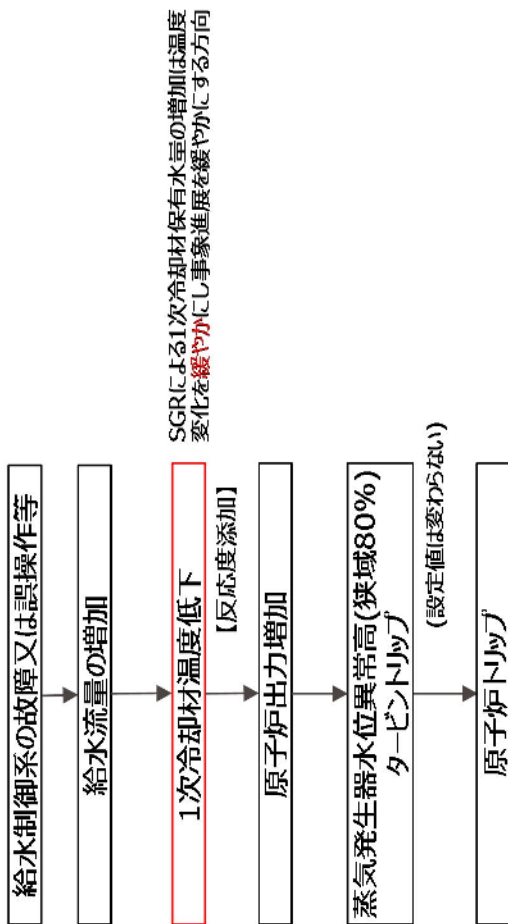


図 2次冷却系の異常な減圧

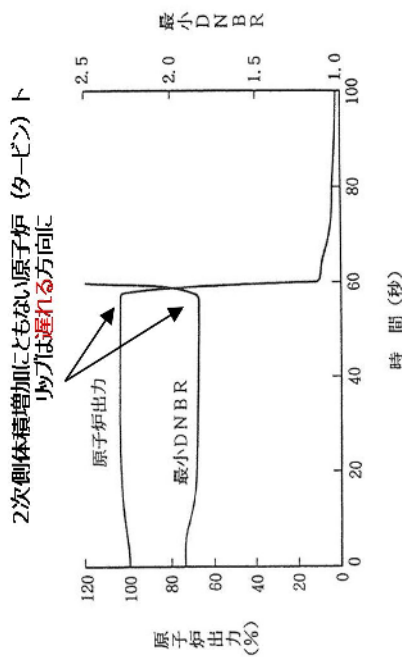
第 6 図 分類 A (2次冷却系の異常な減圧) の事象進展概要図

【SGR影響】
SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるものの、原子炉は臨界となることなく、過渡変化は安全に終了すること等に変わりはない

— 事象概要 —



SGRによる1次冷却材保有水量の増加は温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向



温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向

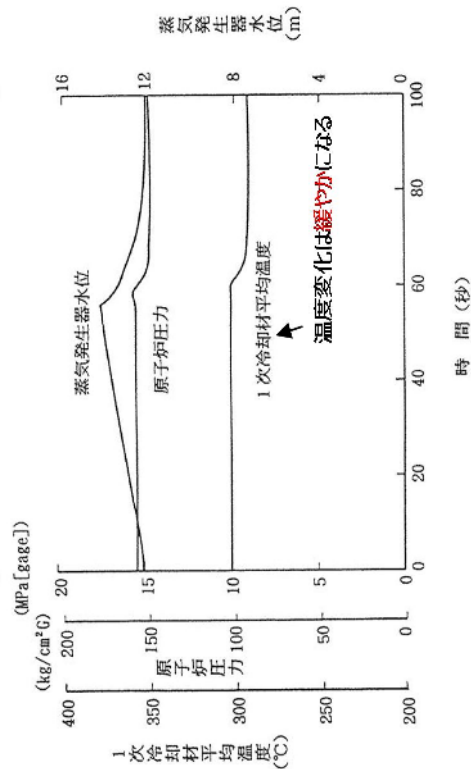


図 蒸気発生器への過剰給水(既許可)

【既許可の評価結果】

- ・最小DNBR (≧ 1.17) : 約1.84
- ・燃料中心温度 (< 溶融点) : 溶融点未滿
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(≦ 18.88MPa) ⇒ 約0.2MPaの上昇※

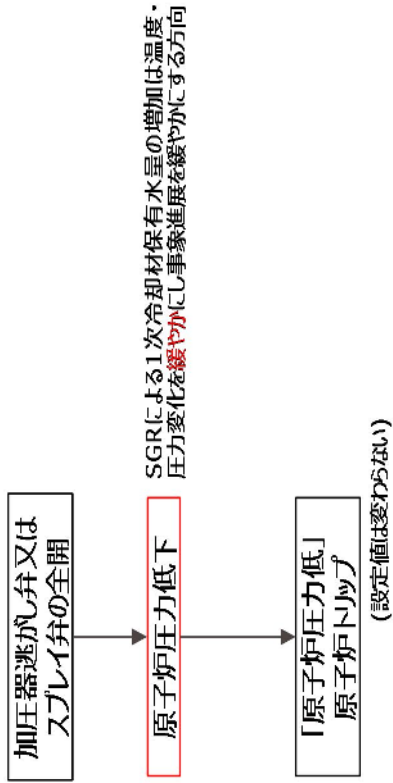
※ 通常運転時の原子炉圧力 : 約15.4MPa

【SGR影響】

SGRによる1次冷却材保有水量及びSG2次側保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるもの、タービントリップの設定値に変更はないことから評価結果に有意な影響はない

第7図 分類 A (蒸気発生器への過剰給水) の事象進展概要図

— 事象概要 —

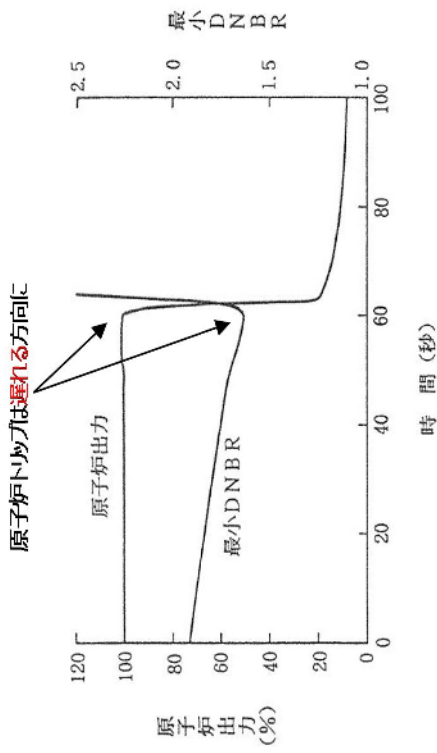


SGRによる1次冷却材保有水量の増加は温度・圧力変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向

【既許可の評価結果】
・最小DNBR (≧ 1.17) : 約1.63

【SGR影響】

SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるもの、原子炉トリップの設定値に変更はないことから評価結果に有意な影響はない



〔温度・圧力変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向〕

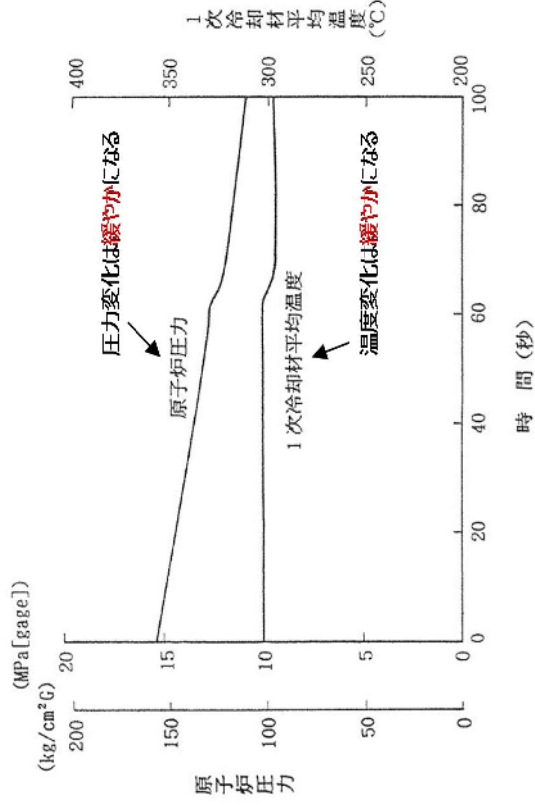
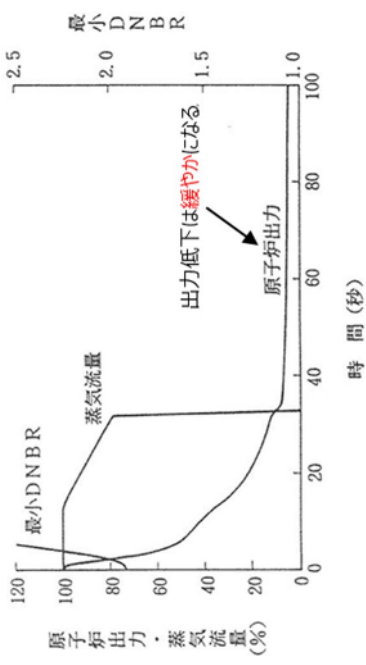
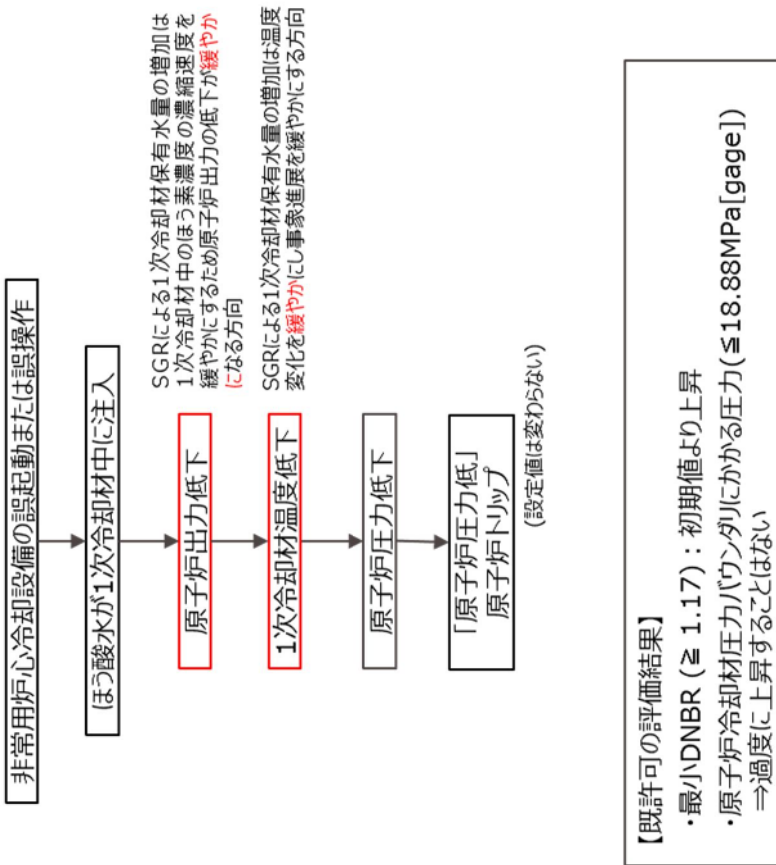


図 原子炉冷却材系の異常な減圧(既許可)の事象進展概要図

第8図 分類 A (原子炉冷却材系の異常な減圧) の事象進展概要図

— 事象概要 —



〔原子炉出力・温度変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向〕

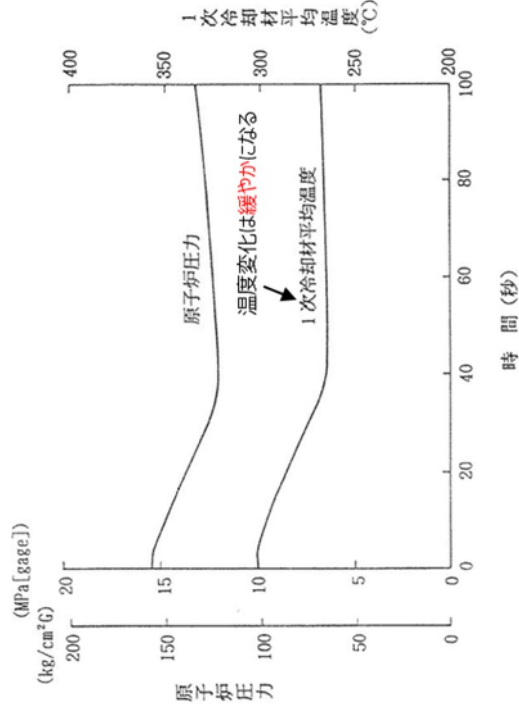


図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動(既許可)

第9図 分類 A (出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動) の事象進展概要図

— 事象概要 —

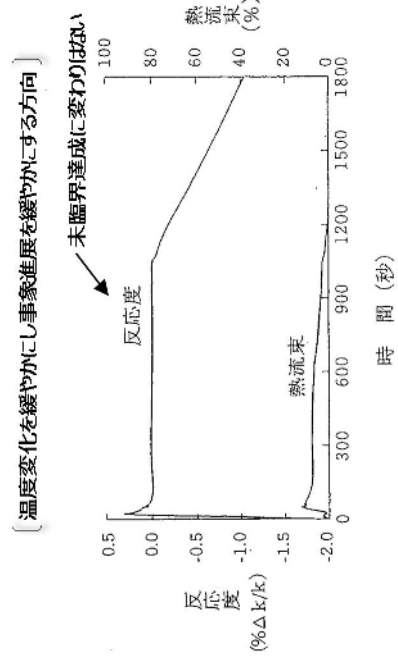
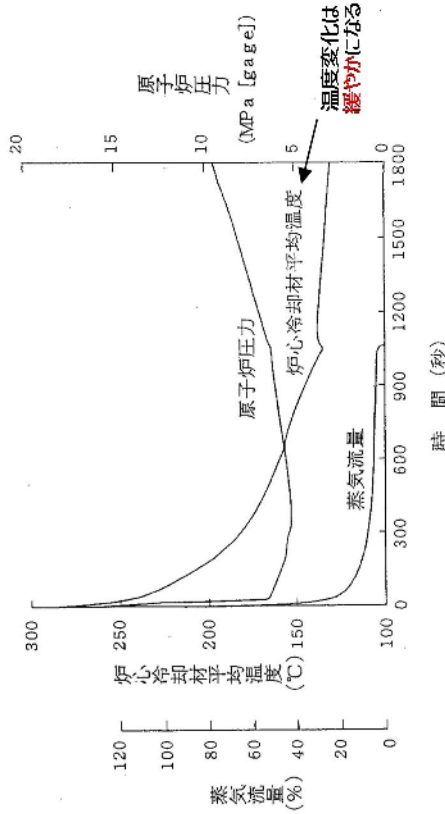
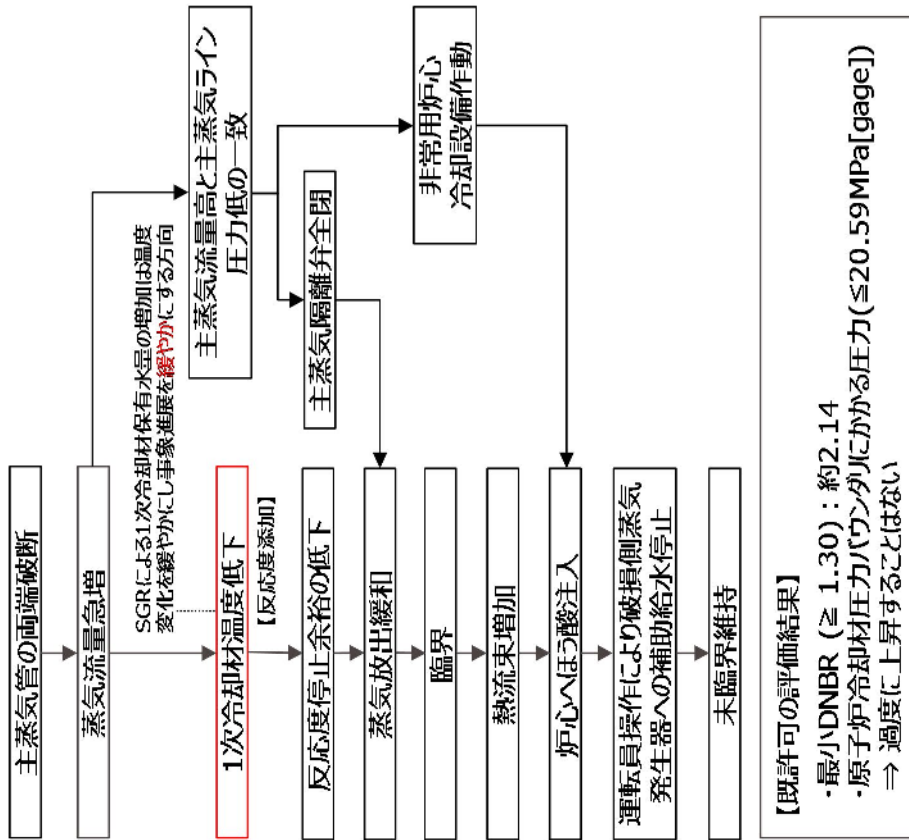
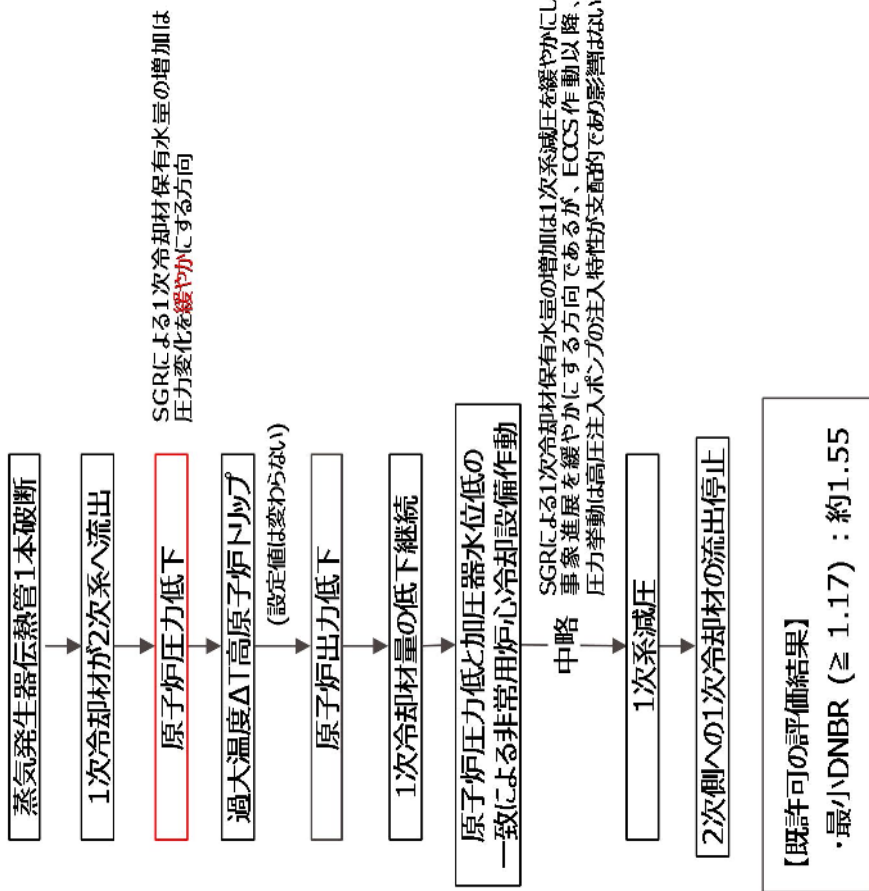


図 主蒸気管破断(外部電源あり)(既許可)

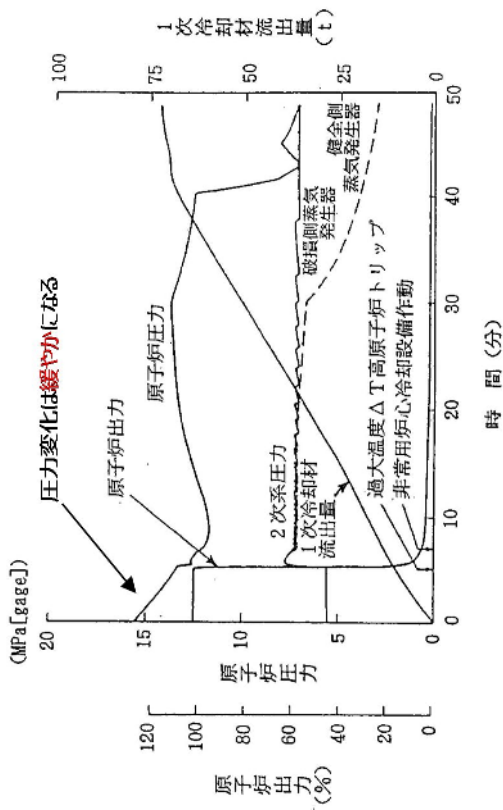
第 10 図 分類 A (主蒸気管破断) の事象進展概要図

SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるが評価結果に有意な影響はない

— 事象概要 —



SGRによる1次冷却材保有水量の増加は
圧力変化を緩やかにする方向



〔圧力変化を緩やかにし事象進展を緩やかにする方向〕

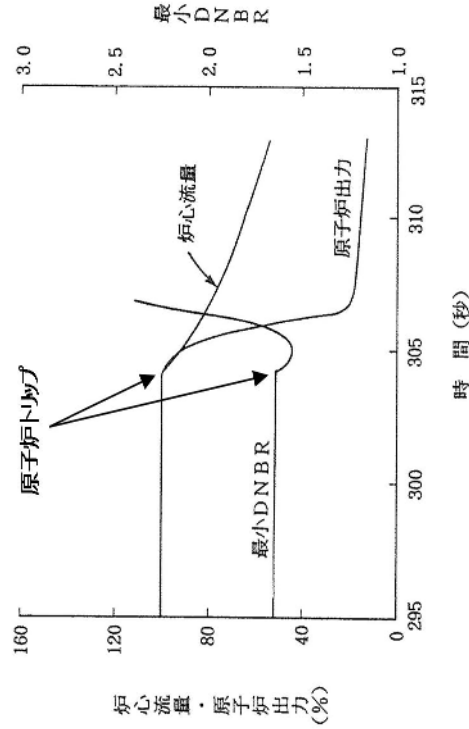
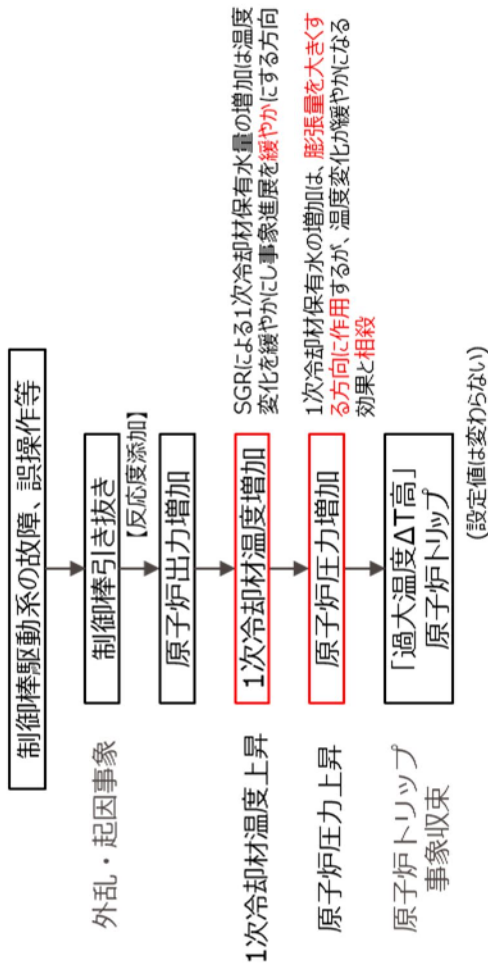


図 蒸気発生器伝熱管破損(既許可)

第111図 分類A (蒸気発生器伝熱管破損) の事象進展概要図

— 事象概要 —



【既許可の評価結果】

- ・最小DNBR (≧ 1.17)：約1.45
- ・燃料中心温度 (< 溶融点)：溶融点未満
- ・原子炉冷却材圧力バウダリにかかる圧力(≦18.88MPa[gage])
⇒約0.7MPaの上昇※

※ 通常運転時の原子炉圧力：約15.4MPa[gage]

【SGR影響】

温度上昇に伴う圧力上昇は、1次冷却材保有水量増加に伴う体積膨張の効果と温度上昇を緩やかにする効果が相まって相殺され、SGRの影響を受けない。
SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるものの、原子炉トリップの設定値に変更はないことから評価結果に有意な影響はない

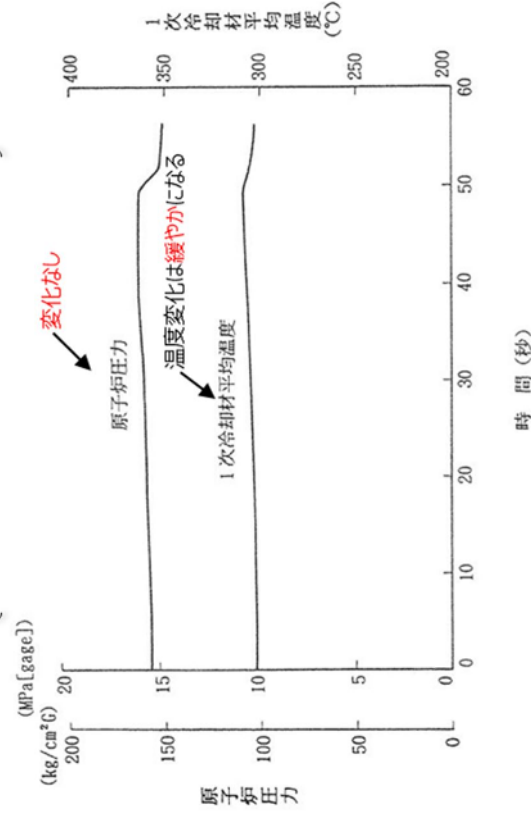
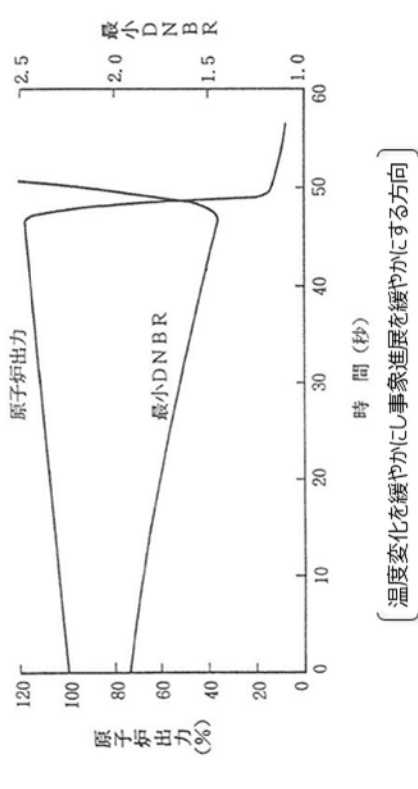
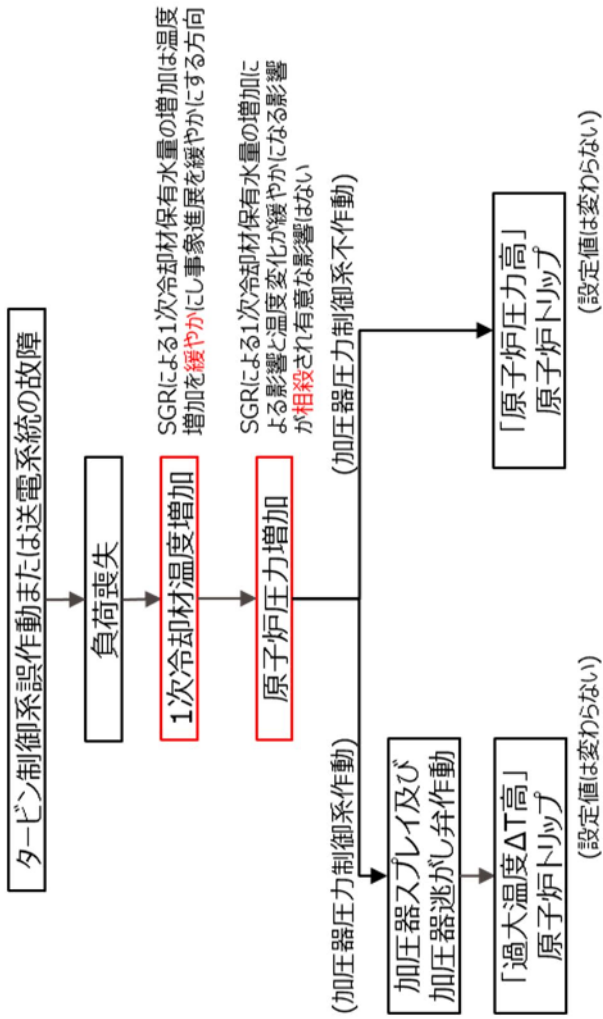


図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(既許可)

第 1 2 図 分類 B (出力運転中の制御棒の異常な引き抜き (遅い)) の事象進展概要図

— 事象概要 —



【既許可の評価結果】

- ・最小DNBR (≧ 1.17) : 約1.70
- ・燃料中心温度 (< 溶融点) : 溶融点未満
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 (≦ 18.88MPa[gage]) ⇒ 約18.2MPa[gage]

【SGR影響】

SGRによる1次冷却材保有水量の増加は事象進展を緩やかにする方向であるものの、原子炉トリップの設定値に変更はないことから評価結果に有意な影響はない

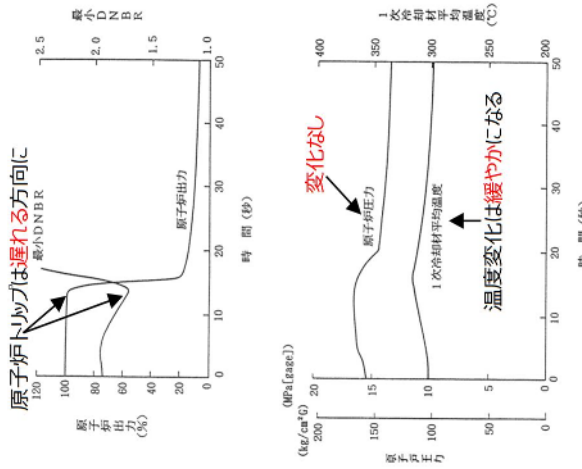


図 負荷の喪失(加圧器圧力制御系作動)

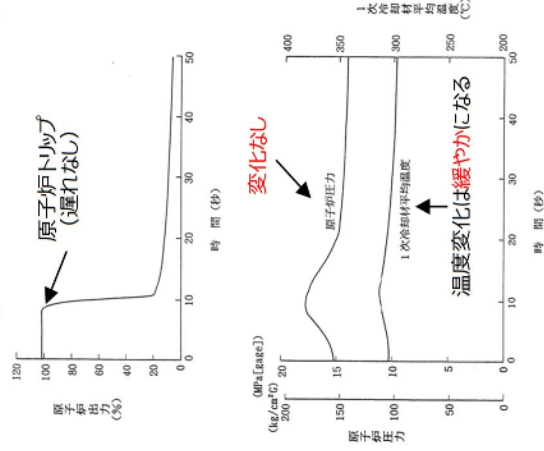


図 負荷の喪失(加圧器圧力制御系不動作)

第 1 3 図 分類 B (負荷の喪失) の事象進展概要図

分類 A および分類 B と整理した事象に対する評価の妥当性を確認するため、代表事象の解析を実施する。代表事象は以下の通り選定する。

分類 A においては、1 次冷却材保有水量の増加により、温度低下が緩やかになり、事象進展が遅くなることを踏まえ、事象が長く続くものほど、その影響が出ると考えられるため、事象収束までの時間が比較的長い「2 次冷却系の異常な減圧」を代表とする。

分類 B においては、圧力上昇への影響が相殺されることを踏まえ、原子炉圧力バウンダリにかかる圧力評価が最も厳しい「負荷の喪失」を代表とする。

(1) 2 次冷却系の異常な減圧

a. 事象概要

原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の 2 次冷却系の弁が誤開放し、1 次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象。

安全注入 (SI) が作動してほう酸水が炉心に到達することで、反応度は低下する。

b. 結果 (図 1 参照)

SGR 後の挙動は、SGR 前に比べ、1 次系の温度低下が緩やかになり、反応度の上昇が緩やかになっている。SGR 前後ともに原子炉は臨界に至ることなく過渡変化は終止する。

(2) 負荷の喪失

a. 事象概要

原子炉の出力運転中に、外部送電系統又はタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象。

主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、1 次冷却系は過圧されることはない (加圧器圧力制御系作動のケース)。加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合 (加圧器圧力制御系不作動のケース) でも、1 次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇は抑制される。

b. 結果 (図 2, 3 参照)

SGR 後は SGR 前に比べ、1 次冷却材保有水量が増加するため 1 次冷却材保有水の膨張量が大きくなる方向であるが、1 次冷却材温度の過渡変化が緩やかになる効果と相殺され、原子炉圧力の変化は SGR 後でほぼ同等となっている。

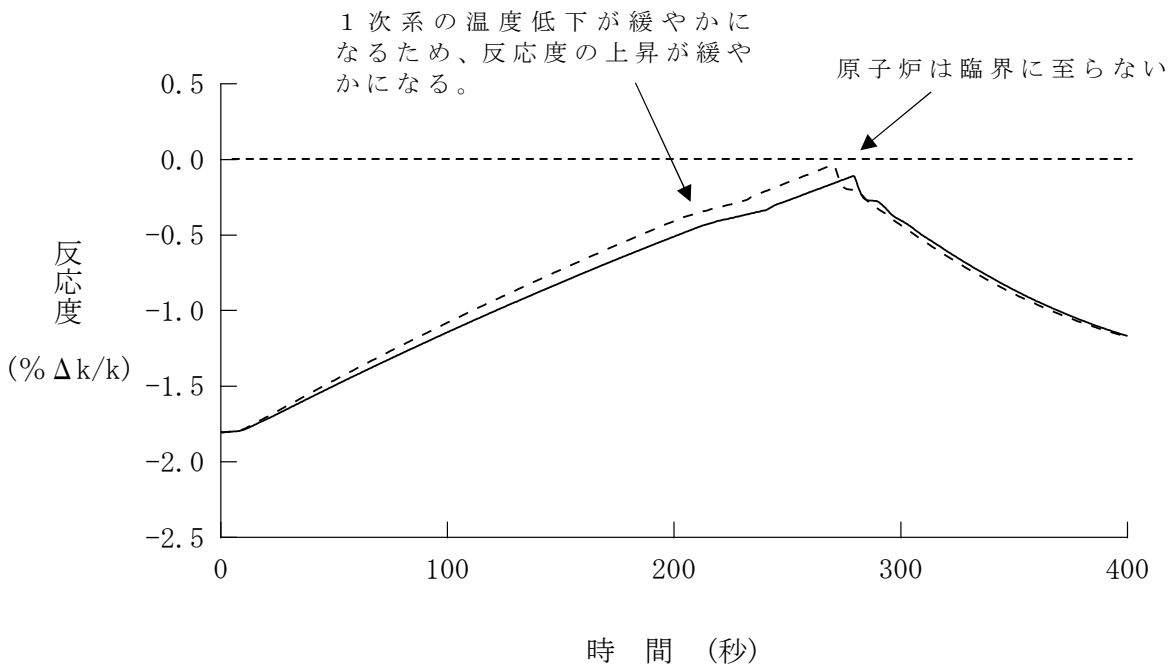
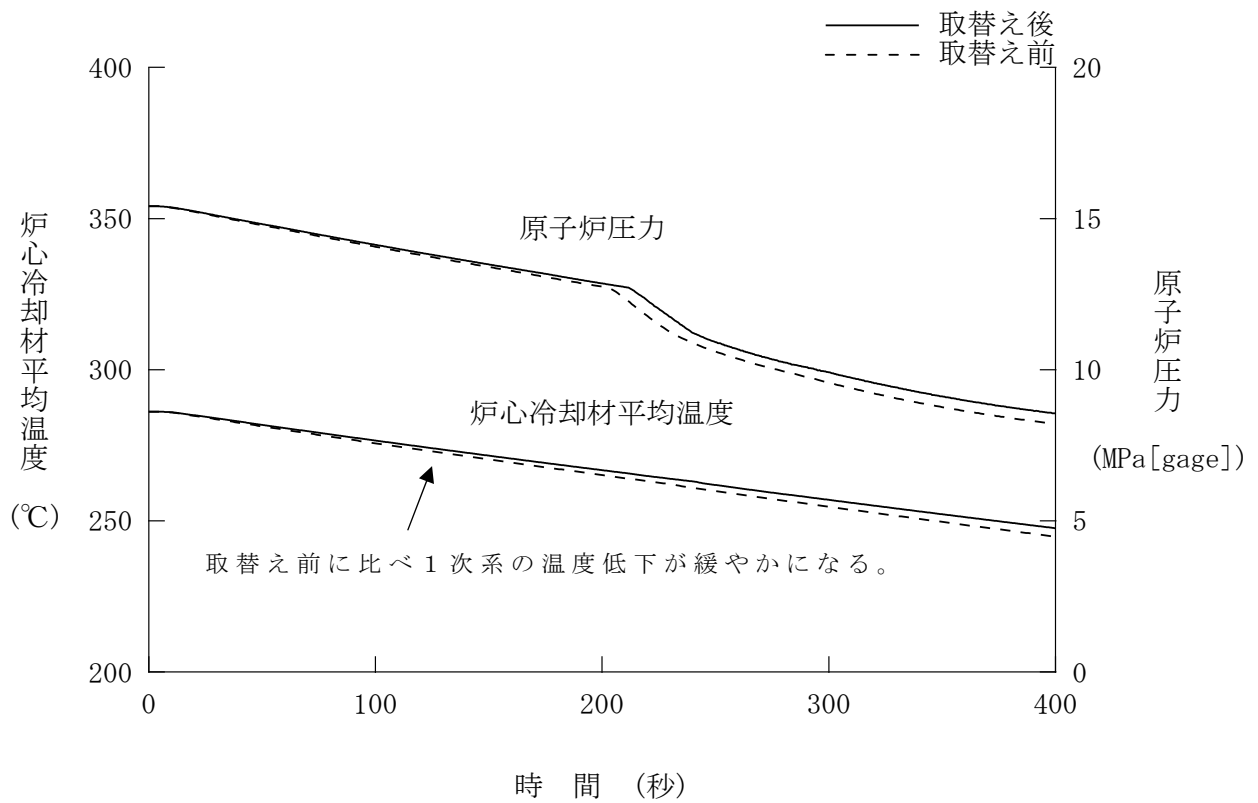


図 1 4 蒸気発生器取替え前後の解析の比較
(2次冷却系の異常な減圧)

別添 2-6-20

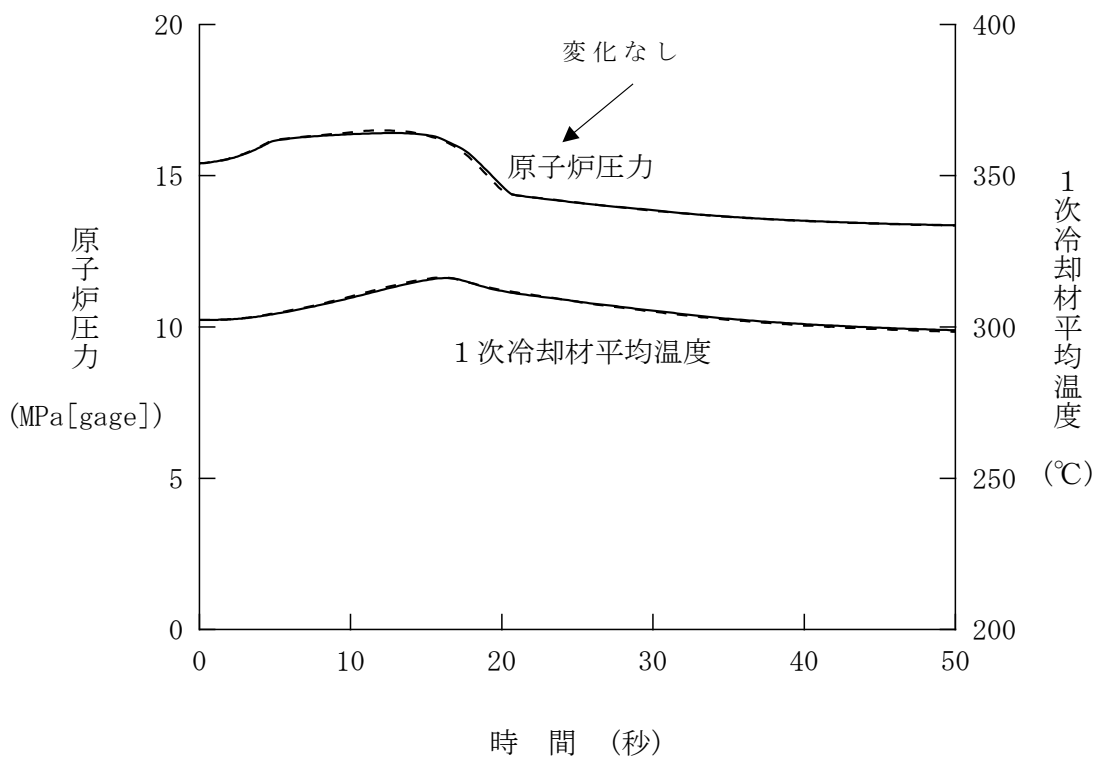
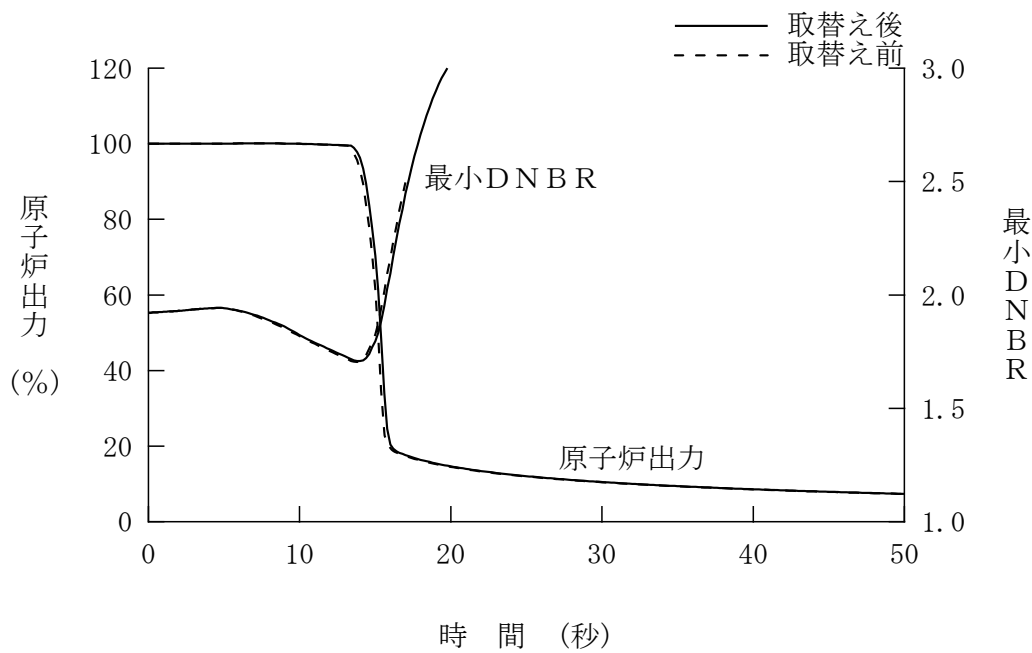


図 1 5 蒸気発生器取替え前後の解析の比較
(負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動)

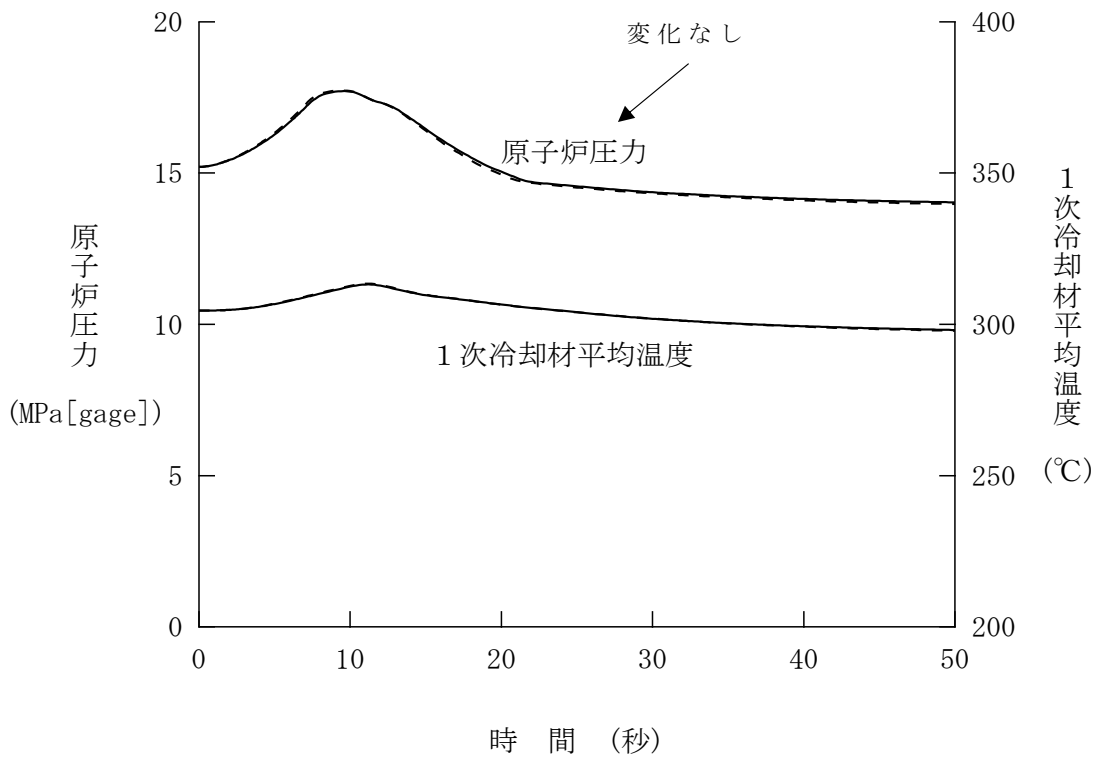
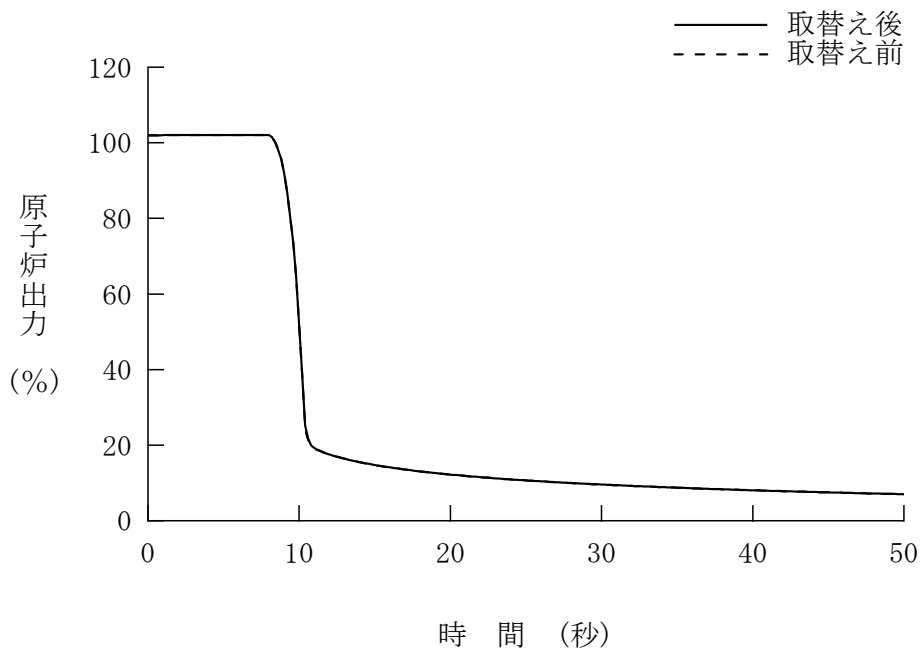
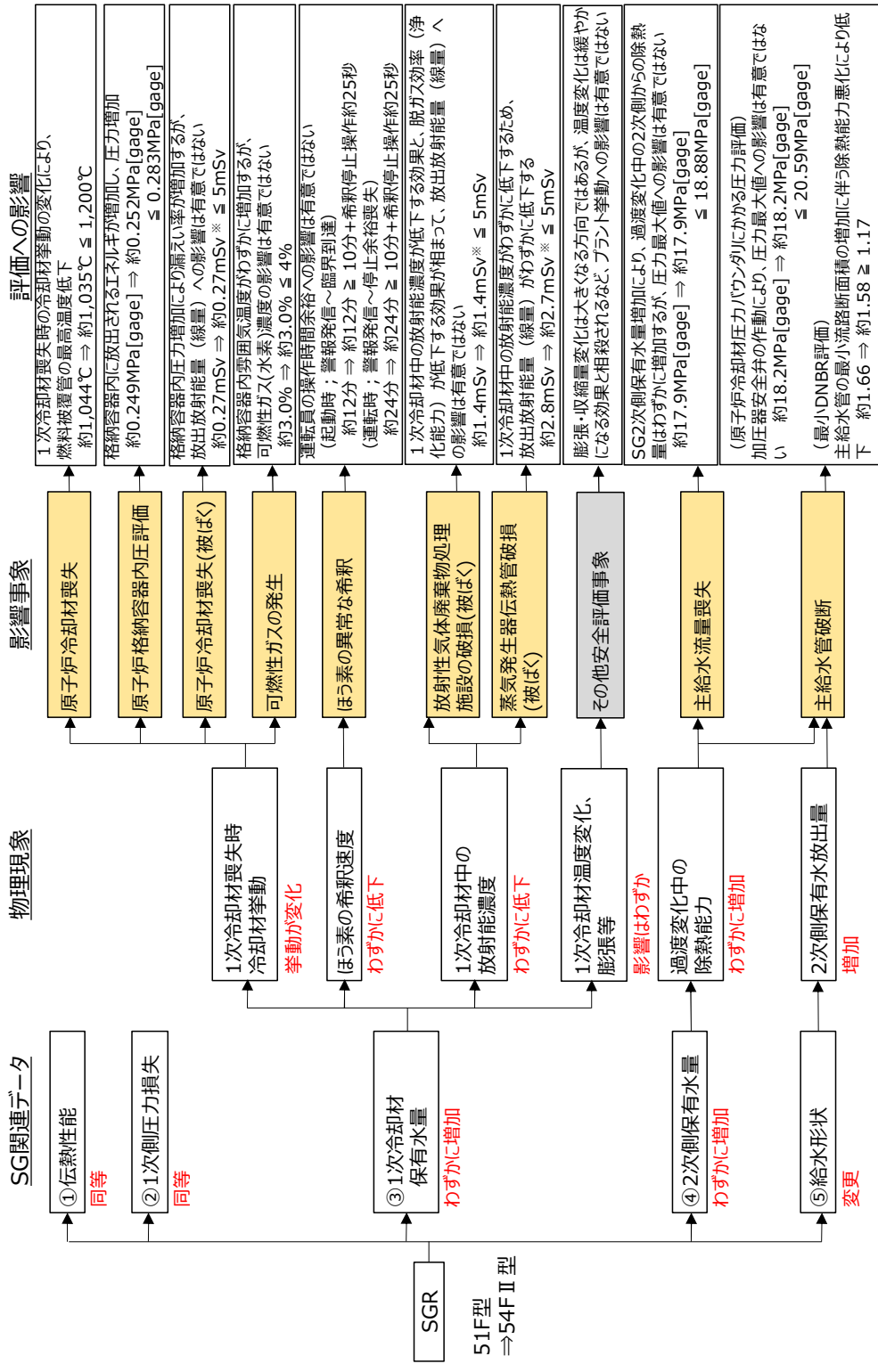


図 1 6 蒸気発生器取替え前後の解析の比較
 (負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動)



※蒸気発生器取替え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

(参考図) 蒸気発生器取替えによる安全解析への影響

7. 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価結果について

本申請においては、設計基準事故時の敷地境界被ばく評価について、蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更、保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの変更、大気拡散評価に用いる気象資料の変更の影響を受けることから、これら評価条件を変更した評価を実施した。

(1) 評価条件

a. 蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更

本評価に用いた事故時の放出放射エネルギーについて第1表に示す。

「放射性気体廃棄物処理施設の破損」においては、蒸気発生器取替えによる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低下する効果と、脱ガス効率（浄化能力）が低下する効果が相まって、放出放射エネルギーへの影響は有意ではないが、詳細値はわずかに減少する。

「蒸気発生器伝熱管破損」においては、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とともに、1次冷却材の2次系へ流出する割合が低下するため、放出放射エネルギーは既許可よりもわずかに減少となる。

「原子炉冷却材喪失」においては、1次冷却材保有水量の増加に伴い原子炉格納容器内圧力が大きくなるため、原子炉格納容器からの設計漏えい率（設定値）がわずかに増加するが、放出放射エネルギーへの影響は有意ではなく、詳細値がわずかに増加する程度である。

b. 保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの変更

本評価に用いた事故時の放出源の有効高さを第2表に示す。

排気筒からの放出を想定する「燃料集合体の落下」、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒飛び出し」において使用する放出源の有効高さについては、保守点検建屋の設置に伴う風洞実験の実施結果に基づき設定した。

c. 気象資料の変更

既許可の事故時被ばく評価は、敷地において観測した2006年1月から2006年12月までの1年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかの検討を行ったところ、代表性がないことを確認している。

このため、本評価では、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断した2019年1月から2019年12月の気象資料を用いて、評価を実施した。

(2) 評価結果

被ばく評価結果を第3表に示す。

評価の結果、事故時の判断めやすの実効線量5mSvを下回ることを確認した。

第1表 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価条件
(蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更)

項目		既許可	蒸気発生器 取替え影響	
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	排気筒/地上放出		地上放出	
	希ガス	放出放射エネルギー[Bq]	約 2.9×10^{14} (約 2.863×10^{14}) ※1	約 2.9×10^{14} (約 2.850×10^{14}) ※1
		実効放出継続時間	1 時間	1 時間
	よう素	放出放射エネルギー[Bq]	—	—
		実効放出継続時間	—	—
蒸気発生器 伝熱管破損	排気筒/地上放出		地上放出	
	希ガス	放出放射エネルギー[Bq]	約 4.9×10^{14} (約 4.856×10^{14}) ※1	約 4.7×10^{14} (約 4.738×10^{14}) ※1
		実効放出継続時間	1 時間	1 時間
	よう素	放出放射エネルギー[Bq]	約 1.2×10^{11} (約 1.173×10^{11}) ※1	約 1.2×10^{11} (約 1.153×10^{11}) ※1
		実効放出継続時間	1 時間	1 時間
燃料集合体の落下	排気筒/地上放出		排気筒放出	
	希ガス	放出放射エネルギー[Bq]	約 3.9×10^{13}	(影響なし)
		実効放出継続時間	1 時間	
	よう素	放出放射エネルギー[Bq]	約 2.7×10^{10}	
実効放出継続時間		1 時間		
原子炉冷却材喪失	排気筒/地上放出		排気筒放出	
	希ガス	放出放射エネルギー[Bq]	約 5.2×10^{13} (約 5.203×10^{13}) ※1	約 5.2×10^{13} (約 5.211×10^{13}) ※1
		実効放出継続時間	12 時間	12 時間
	よう素	放出放射エネルギー[Bq]	約 2.3×10^{11} (約 2.319×10^{11}) ※1	約 2.3×10^{11} (約 2.320×10^{11}) ※1
		実効放出継続時間	3 時間	3 時間
制御棒飛び出し	排気筒/地上放出		排気筒放出	
	希ガス	放出放射エネルギー[Bq]	約 1.5×10^{13}	(影響なし)
		実効放出継続時間	14 時間	
	よう素	放出放射エネルギー[Bq]	約 7.5×10^{10}	
実効放出継続時間		2 時間		

※1：括弧内は詳細値

第2表 事故時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ(m)

着目方位	3号機		4号機	
	既許可	今回	既許可	今回
N	<u>75</u>	<u>80</u>	80	80
NNE	<u>110</u>	<u>115</u>	110	110
NE	<u>135</u>	<u>140</u>	140	140
ESE	85	85	90	90
SE	55	55	60	60
SSE	<u>55</u>	<u>60</u>	<u>55</u>	<u>60</u>
S	65	65	60	60
SSW	55	55	55	55
SW	55	55	<u>50</u>	<u>45</u>
WSW	40	40	35	35
W	<u>40</u>	<u>45</u>	45	45
WNW	50	50	45	45
NW	50	50	45	45
NNW	110	110	<u>105</u>	<u>110</u>

第3表 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価結果

事象	項目	既許可 ^{*1}	蒸気発生器取替え影響	申請書記載値 ^{*1, 2}	評価への影響
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	放出放射線量 ^{*3}	希ガス：約 2.9×10^{10} Bq	希ガス：約 2.9×10^{10} Bq	希ガス：約 2.9×10^{10} Bq	蒸気発生器取替え（以下、SGR）により1次冷却材保有水量が増加することにより、1次冷却材中の希ガスは希釈されるものの、脱ガス効率（浄化能力）も低下するため、放出放射線量の評価値への影響は有意ではなく、数値の丸めにより、結果的に申請書記載値に変わりはない。
	大気拡散条件	D/Q：約 4.7×10^{-16} Gy/Bq	←	D/Q：約 5.2×10^{-16} Gy/Bq	
	着目方位	3号炉 W	←	4号炉 S W	
	実効線量	約 1.4mSv	約 1.4mSv	約 1.5mSv	
蒸気発生器 伝熱管破損	放出放射線量 ^{*3}	希ガス：約 4.9×10^{10} Bq よう素：約 1.2×10^{11} Bq	希ガス：約 4.7×10^{10} Bq よう素：約 1.2×10^{11} Bq	希ガス：約 4.7×10^{10} Bq よう素：約 1.2×10^{11} Bq	SGR後の放出放射線量の変更を反映した結果、実効線量の評価値に変更はない。なお、大気拡散評価条件の変更を反映した結果、実効線量の評価値が変更となり、申請書記載値を変更した。
	大気拡散条件	α/Q ：約 2.9×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 4.7×10^{-16} Gy/Bq	←	α/Q ：約 3.1×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 5.2×10^{-16} Gy/Bq	
	着目方位	3号炉 W	←	4号炉 S W	
	実効線量	約 2.8mSv	約 2.7mSv	約 3.0mSv	
燃料集合体の落下	放出放射線量 ^{*3}	希ガス：約 3.9×10^{10} Bq よう素：約 2.7×10^{10} Bq	←	←	SGRによる放出放射線量の変更はない。
	大気拡散条件	α/Q ：約 2.4×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 5.4×10^{-16} Gy/Bq	←	α/Q ：約 2.6×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 7.2×10^{-16} Gy/Bq	
	着目方位	4号炉 S S W	←	3号炉 S E	
	実効線量	約 0.03mSv	←	約 0.03mSv	
原子炉冷却材喪失	放出放射線量 ^{*3}	希ガス：約 5.2×10^{10} Bq よう素：約 2.3×10^{11} Bq	希ガス：約 5.2×10^{10} Bq よう素：約 2.3×10^{11} Bq	希ガス：約 5.2×10^{10} Bq よう素：約 2.3×10^{11} Bq	大気拡散評価条件の変更を反映した結果、実効線量の評価値が変更となり、申請書記載値を変更した。
	大気拡散条件	α/Q ：約 2.9×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 2.9×10^{-16} Gy/Bq	←	α/Q ：約 3.4×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 3.5×10^{-16} Gy/Bq	
	着目方位	4号炉 W S W	←	4号炉 W S W	
	実効線量	約 0.27mSv (約 0.18mSv) ^{*4}	約 0.27mSv (約 0.18mSv) ^{*4}	約 0.28mSv (約 0.18mSv) ^{*4}	
制御棒飛び出し	放出放射線量 ^{*3}	希ガス：約 1.5×10^{10} Bq よう素：約 7.5×10^{10} Bq	←	←	SGRによる放出放射線量の変更はない。
	大気拡散条件	α/Q ：約 3.2×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 3.0×10^{-16} Gy/Bq	←	α/Q ：約 3.7×10^{-5} s/m ³ D/Q：約 3.4×10^{-16} Gy/Bq	
	着目方位	4号炉 W S W	←	4号炉 W S W	
	実効線量	約 0.079mSv (約 0.052mSv) ^{*4}	←	約 0.084mSv (約 0.052mSv) ^{*4}	

※1：申請書記載値が変更になるものを下線にて示す。

※2：保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さ及び気象資料変更の影響を含む。

※3：希ガスはγ線エネルギー0.5MeV換算値。よう素はI-131等価量（小児実効線量係数換算）。

※4：括弧内は原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びびスクリーン線量。

(添付資料)

添付1 1次冷却材中放射能濃度について

添付2 原子炉格納容器からの漏えい率について

添付3 事故時被ばく評価に用いる実効放出継続時間について

1 次冷却材中放射能濃度について

放射性気体廃棄物処理施設の破損時及び蒸気発生器伝熱管破損時の放出放射エネルギー評価に用いる 1 次冷却材中放射能濃度は、1 サイクルを実際のプラント運転時間を踏まえて 395 日とし、燃料が炉心に滞在するサイクル数を考慮して評価している。具体的には、1 サイクルめ、2 サイクルめ、及び 3 サイクルめの燃料が炉心に 1/3 ずつ存在すると仮定し、各燃焼サイクルにおける 1 次冷却材中放射能濃度のピーク値を足し合わせ、平衡炉心の値としている。

各サイクル中の 1 次冷却材中の核分裂生成物濃度は、以下の微分方程式より求める。

注目核種の破損燃料棒内の原子数

親核種

$$\frac{dN_{cp}}{dt} = F \cdot Y_p - (\lambda_p + \nu_p + \sigma_p \cdot \phi_{th}) \cdot N_{cp} \dots\dots\dots ①$$

娘核種

$$\frac{dN_{cd}}{dt} = F \cdot Y_d + \lambda_p \cdot b \cdot N_{cp} - (\lambda_d + \nu_d + \sigma_d \cdot \phi_{th}) \cdot N_{cd} \dots\dots\dots ②$$

注目核種の 1 次冷却材中原子数密度

親核種

$$\frac{dN_{wp}}{dt} = \frac{\nu_p \cdot N_{cp}}{V_w} - \left(\lambda_p + \frac{Q}{V_w} \cdot \frac{DF_p - 1}{DF_p} + \frac{B'}{B_0 - tB'} + \frac{Q}{V_w} \cdot FS_p \right) \cdot N_{wp} \dots\dots\dots ③$$

娘核種

$$\begin{aligned} \frac{dN_{wd}}{dt} = & \frac{\nu_d \cdot N_{cd}}{V_w} + (\lambda_p \cdot b \cdot N_{wp}) \\ & - \left(\lambda_d + \frac{Q}{V_w} \cdot \frac{DF_d - 1}{DF_d} + \frac{B'}{B_0 - tB'} + \frac{Q}{V_w} \cdot FS_d \right) \cdot N_{wd} \dots\dots\dots ④ \end{aligned}$$

1 次冷却材中放射能濃度

$$A_w = \lambda \cdot N_w$$

..... ⑤

上記①～⑤式において、

- A_w : 1次冷却材中放射能濃度 (Bq/g)
 N_c : 破損燃料棒内の原子数 (atoms)
 N_w : 1次冷却材中原子数密度 (atoms/g)
 F : 破損燃料棒内の核分裂数 (fissions/s)
 $F = 3.2 \times 10^{16} \cdot P \cdot f$
 P : 炉心熱出力 (=2,705MWt ; 102%出力)
 f : 燃料被覆管欠陥率 (=0.01)
 Y : 核分裂収率⁽¹⁾⁽²⁾
 λ : 崩壊定数 (1/s) ⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾
 ν : 1次冷却材中への漏出率 (1/s) ^{注1)}
 σ : 熱中性子吸収断面積
 (=2.65×10⁻¹⁸ cm² ; Xe-135のみ考慮。他の核種は無視。)
 ϕ_{th} : 炉心平均熱中性子束 (=4.3×10¹³ n/cm²/s)
 b : 崩壊による娘核種の生成割合⁽¹⁾
 Q : CVCS浄化系流量 (=3,750 g/s)
 V_w : 1次冷却材保有水量 (=1.90×10⁸ g) ^{注2)}
 DF : CVCS浄化系脱塩塔の除染係数 ^{注3)}
 B_0 : 初期ほう素濃度 (=1,400 ppm)
 B' : ほう素濃度減少率 (=3.66×10⁻⁵ ppm/s)
 FS : 体積制御タンク脱ガス係数 ^{注4)}
 t : 原子炉運転時間 (=3.41×10⁷ s=395日)

である。添字 p は親核種、d は娘核種を示す。

なお、注 1) ～注 4) に関するパラメータは、以下に示す。

注 1) : 1 次冷却材中への漏出率

a. K r, X e	6.5×10^{-8}	(1/s)
b. I, B r	1.3×10^{-8}	(1/s)
c. T e	1.0×10^{-9}	(1/s)

注 2) : 1 次冷却材保有水量

既許可評価では、 1.84×10^8 g である。

注 3) : CVCS 浄化系脱塩塔の除染係数

a. 冷却材混床式脱塩塔	K r, X e	1.0
	B r, I, T e	10.0
b. 冷却材陽イオン脱塩塔	B r, K r, I, X e, T e	1.0

注 4) : 体積制御タンク脱ガス係数

核 種	連続脱ガス無しの場合
$^{83m}K r$	7.2×10^{-1}
$^{85m}K r$	2.7×10^{-1}
$^{85}K r$	2.3×10^{-5}
$^{87}K r$	6.0×10^{-1}
$^{88}K r$	4.3×10^{-1}
$^{131m}X e$	1.0×10^{-2}
$^{133m}X e$	3.7×10^{-2}
$^{133}X e$	1.6×10^{-2}
$^{135m}X e$	8.0×10^{-1}
$^{135}X e$	1.8×10^{-1}
$^{138}X e$	1.0

蒸気発生器取替えに伴い変更となるパラメータは、1次冷却材保有水量のみである。以上に示した計算式及び計算パラメータを用いて、平衡炉心の値として求めた3, 4号炉の1次冷却材中放射能濃度を表1に示す。なお、各サイクル中の1次冷却材中の核分裂生成物濃度は保守的にピーク値を採用し、3サイクルまでの燃料が炉心に1/3ずつ存在すると仮定している。

表 1 (1/2) 1次冷却材中のよう素の平衡濃度 (3, 4号炉)

核種	核分裂収率 (%)	半減期	1次冷却材中放射能濃度 (Bq/g)
I-131	2.84	8.06d	約 8.89×10^4
I-132	4.21	2.28h	約 3.22×10^4
I-133	6.77	20.8h	約 1.48×10^5
I-134	7.61	52.6min	約 2.00×10^4
I-135	6.41	6.61h	約 8.09×10^4
合計	—	—	約 3.70×10^5 *

※：既許可評価では約 3.75×10^5 Bq/g である。

表 1 (2/2) 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度 (3, 4号炉)

核種	核分裂収率 (%)	半減期	1次冷却材中放射能濃度 (Bq/g)
Kr-83m	0.53	1.83h	約 1.66×10^4
Kr-85m	1.31	4.48h	約 8.01×10^4
Kr-85	0.29	10.73y	約 5.66×10^5
Kr-87	2.54	76.3min	約 4.61×10^4
Kr-88	3.58	2.80h	約 1.37×10^5
Xe-131m	0.040	11.9d	約 1.34×10^5
Xe-133m	0.19	2.25d	約 1.37×10^5
Xe-133	6.77	5.29d	約 1.07×10^7
Xe-135m	1.06	15.65min	約 2.29×10^4
Xe-135	6.63	9.083h	約 2.36×10^5
Xe-138	6.28	14.17min	約 2.23×10^4
合計	—	—	約 1.21×10^7 *

※：既許可評価では約 1.24×10^7 Bq/g である。

(参考資料)

- (1) 「Compilation of Fission Product Yields」
NEDO-12154-1
Vallecitos Nuclear Center, M.E.Meek and B.F.Rider, 1974
- (2) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂
- (3) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」
原子炉安全専門審査会、昭和 46 年 7 月 6 日
- (4) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
C.M.Lederer, et al. John Wiley & Sons, Inc., 1968

原子炉格納容器からの漏えい率について

原子炉冷却材喪失の評価に使用する原子炉格納容器漏えい率については、「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。）」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定一部改訂平成13年3月29日）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」としており、安全評価指針の条件を満足している。

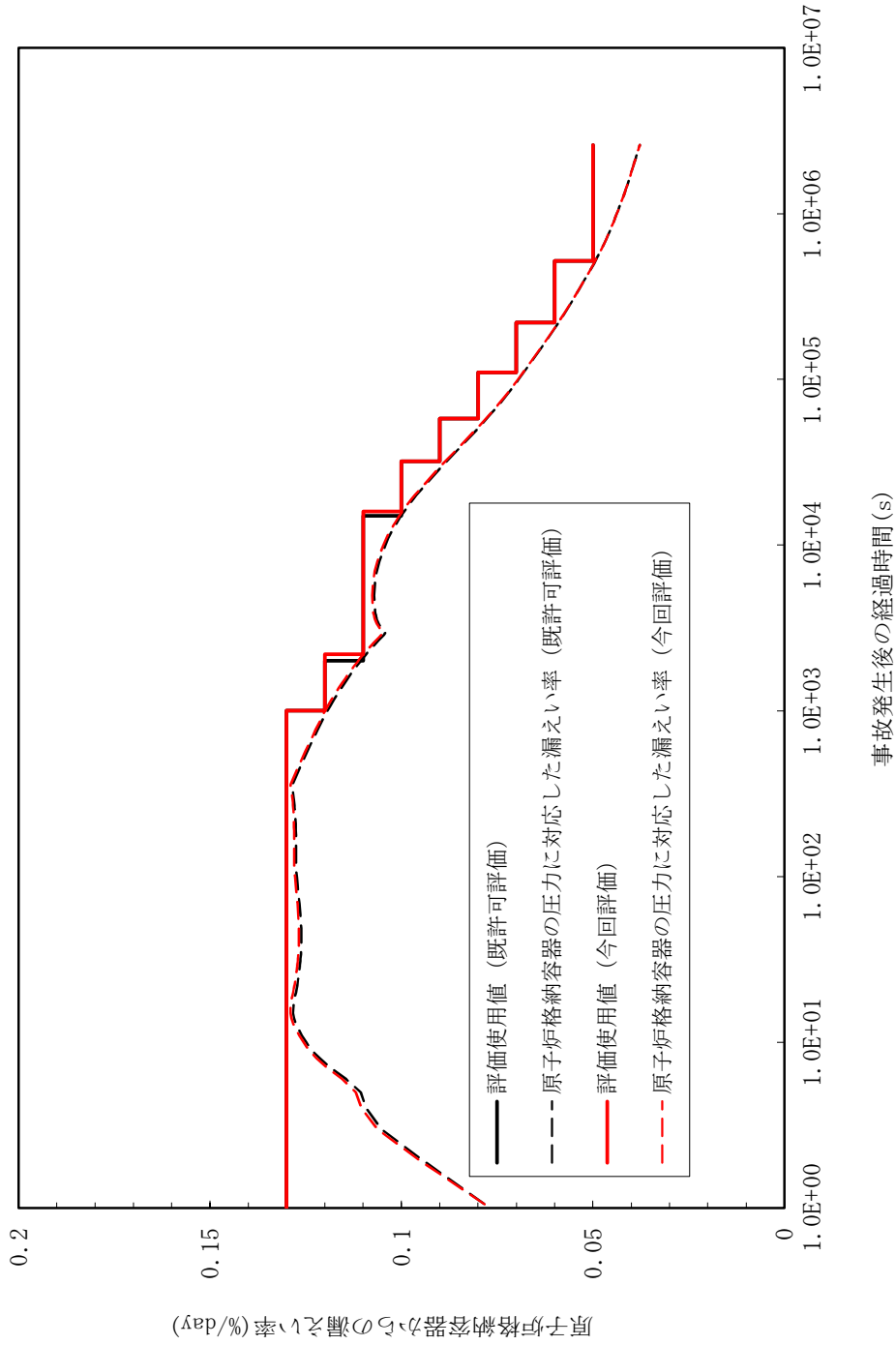
原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器からの漏えい率について、既許可評価と蒸気発生器取替え後の比較を第1表及び第1図に示す。

安全評価に使用した漏えい率は、公開文献¹に基づき設定しており、第1図に示すように、原子炉格納容器内の圧力に対応し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ことから十分妥当なものである。

第1表 「原子炉冷却材喪失」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

格納容器 漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)	
	既許可評価	蒸気発生器 取替え後
0.13	0 ～ 1,000	0 ～ 1,000
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	32,000 ～ 58,000
0.08	58,000 ～ 110,000	58,000 ～ 110,000
0.07	110,000 ～ 220,000	110,000 ～ 220,000
0.06	220,000 ～ 520,000	220,000 ～ 520,000
0.05	520,000 ～ 2,592,000	520,000 ～ 2,592,000

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



第1図 高浜3,4号炉 原子炉格納容器からの漏えい率 (LOCA (設計基準事故))

事故時被ばく評価に用いる実効放出継続時間について

事故時被ばく評価に用いる実効放出継続時間については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の「解説」に次のように示されている。

「実効放出継続時間 (T) は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。」

原子炉冷却材喪失時の放出放射エネルギー評価に基づく実効放出継続時間は、上記と同様の方法で求めている。この際、得られた数値については、端数を切り捨てて 1 時間単位の値に丸めたものを実効放出継続時間として使用している。

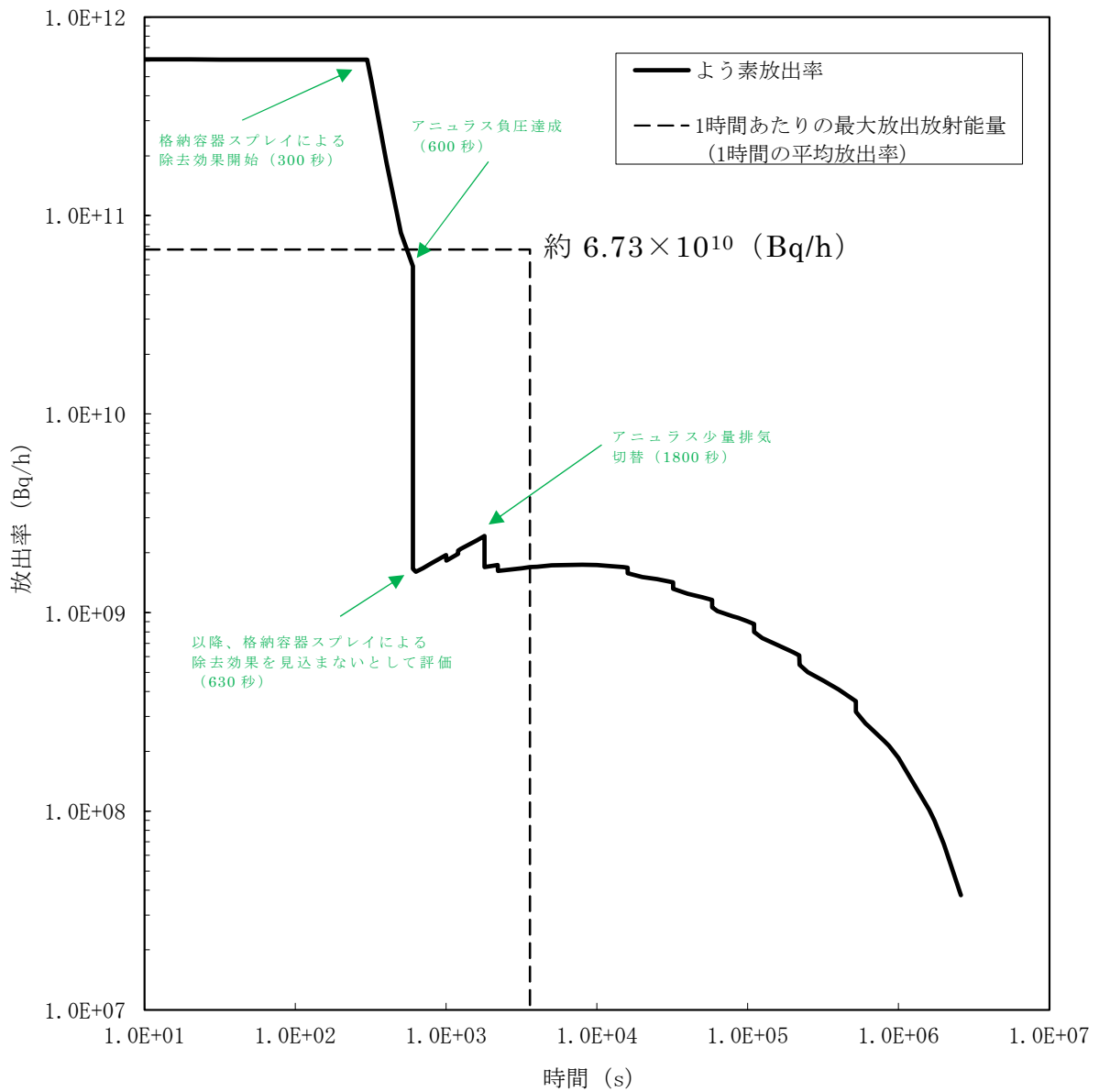
原子炉冷却材喪失時の事故評価 30 日間の全放出放射エネルギー、1 時間あたりの最大放出放射エネルギー及び実効放出継続時間を第 1 表に示す。

また、参考として原子炉冷却材喪失時の放射能放出率について、事故評価 30 日間の推移及び 1 時間あたりの最大値 (1 時間平均) を第 1 図～第 2 図に示す。なお、事象発生直後の放射能放出率が評価期間を通じて最も大きいことから、1 時間あたりの最大放出放射エネルギーは事象発生 0～1 時間での値となる。

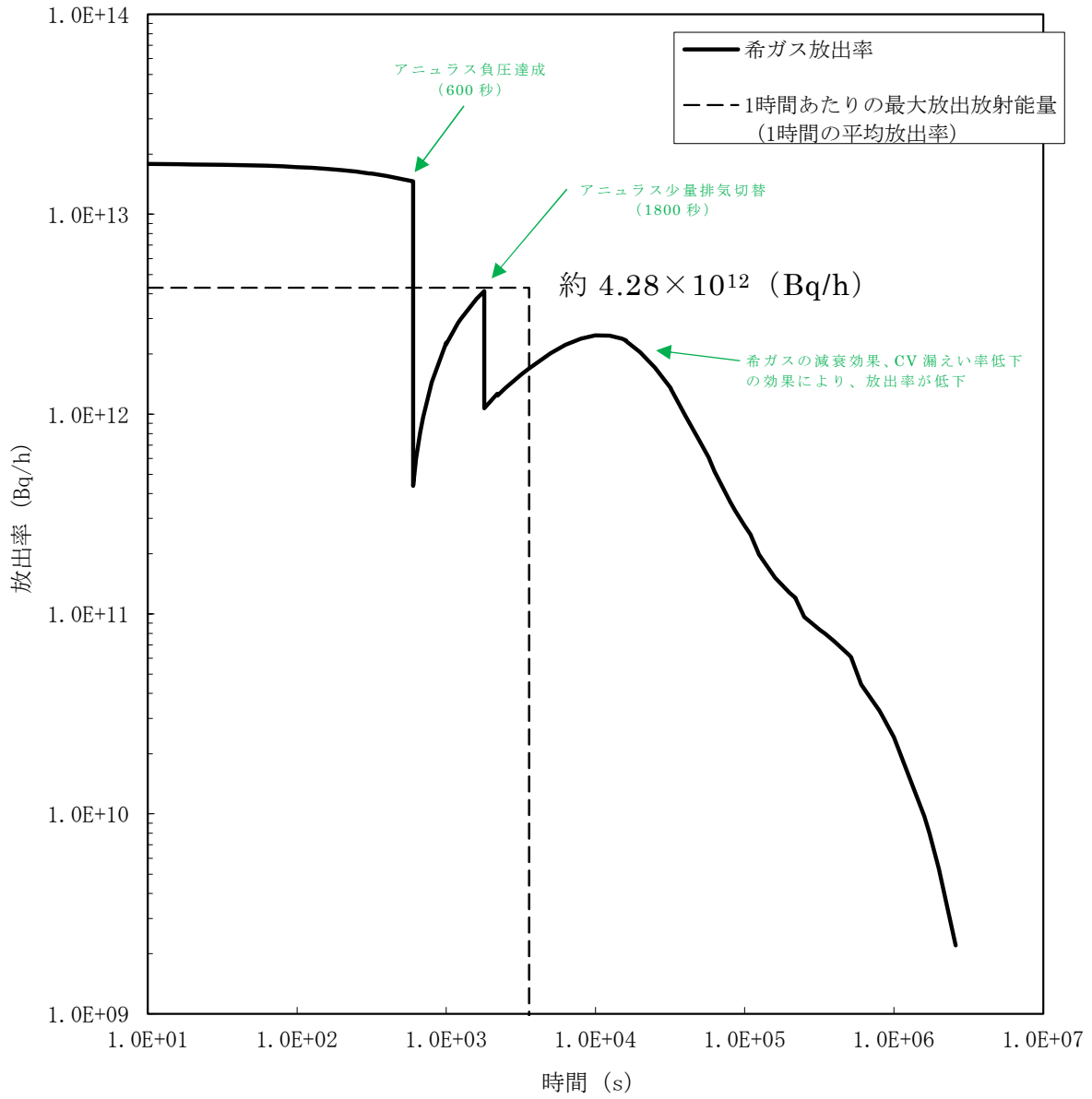
第1表 原子炉冷却材喪失時の放出放射エネルギー及び実効放出継続時間
(3, 4号炉)

	事故評価30日間の全放出放射エネルギー (Bq)	1時間あたりの最大放出放射エネルギー (Bq)	実効放出継続時間 (h)
よう素	約 2.32×10^{11}	約 6.73×10^{10}	3
希ガス	約 5.21×10^{13}	約 4.28×10^{12}	12

(注) よう素は I-131 等価量、希ガスは γ 線エネルギー0.5MeV 換算
 (実効放出継続時間) = (事故評価30日間の全放出放射エネルギー)
 \div (1時間あたりの最大放出放射エネルギー)



第 1 図 原子炉冷却材喪失時
 よう素の放射能放出率
 (I-131 等価量)



第 2 図 原子炉冷却材喪失時
希ガスの放射能放出率
(γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)

(参考) 気象資料を変更した場合における
高浜 1 号炉及び 2 号炉の設計基準事故時の敷地境界被ばく評価について

高浜 1 号炉及び 2 号炉の設計基準事故時の敷地境界被ばく評価（既許可）は、敷地において観測した 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの 1 年間の気象資料（以下、「2006 年気象」という。）を用いて実施しているが、長期間の気象状態に対して代表性がないことを確認していることから、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断した 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料（以下、「2019 年気象」という。）を用いて評価を行った。

なお、排気筒からの放出を想定する「燃料集合体の落下」、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒飛び出し」の評価に当たっては、第 1 表に示す保修点検建屋の設置に伴う風洞実験の実施結果に基づく放出源の有効高さを設定した。気象資料及び放出源の有効高さを除く評価条件は既許可と同じである。

第 1 表 影響確認に用いた放出源の有効高さ(m)

着目方位	1 号炉		2 号炉	
	既許可	本評価※	既許可	本評価※
N	60	60	55	55
NNE	80	<u>85</u>	75	75
NE	170	170	115	115
SE	<u>60</u>	<u>65</u>	65	65
SSE	55	55	55	55
S	<u>55</u>	<u>60</u>	65	65
SSW	<u>85</u>	<u>90</u>	90	90
SW	90	90	85	85
WSW	70	70	70	70
W	<u>70</u>	<u>65</u>	<u>65</u>	<u>60</u>
WNW	<u>55</u>	<u>60</u>	55	55
NW	<u>120</u>	<u>130</u>	115	115
NNW	60	60	<u>55</u>	<u>60</u>

※保修点検建屋の設置に伴う風洞実験の実施結果に基づく放出源の有効高さ

評価結果を第 2 表に示す。全ての事象において事故時の判断めやすの実効線量 5mSv を下回ることを確認した。

第2表(1/2) 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価への影響確認結果(1号炉)

事象	項目	既許可 (2006年気象)	本評価 (2019年気象)
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	大気拡散条件	D/Q : 2.4×10^{-18} Gy/Bq	D/Q : 2.4×10^{-18} Gy/Bq
	着目方位	<u>W</u>	<u>SW</u>
	実効線量	約 0.37mSv	約 0.37mSv
蒸気発生器 伝熱管破損	大気拡散条件	$\chi/Q : 1.9 \times 10^{-4}$ s/m ³ D/Q : 2.4×10^{-18} Gy/Bq	$\chi/Q : 1.9 \times 10^{-4}$ s/m ³ D/Q : 2.4×10^{-18} Gy/Bq
	着目方位	<u>W</u>	<u>SW</u>
	実効線量	約 1.4mSv	約 1.4mSv
燃料集合体の落下	大気拡散条件	$\chi/Q : 2.4 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 7.1×10^{-19} Gy/Bq	$\chi/Q : 2.1 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 6.5×10^{-19} Gy/Bq
	着目方位	NNW	NNW
	実効線量	約 0.040mSv	約 0.035mSv
原子炉冷却材喪失	大気拡散条件	$\chi/Q : 1.8 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.5×10^{-19} Gy/Bq	$\chi/Q : 1.6 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.1×10^{-19} Gy/Bq
	着目方位	<u>S</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.17mSv (約 0.11mSv) ※	約 0.15mSv (約 0.099mSv) ※
原子炉冷却材喪失 (静的機器単一故障)	大気拡散条件	$\chi/Q : 1.8 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.3×10^{-19} Gy/Bq	$\chi/Q : 1.6 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.0×10^{-19} Gy/Bq
	着目方位	<u>S</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.17mSv (約 0.11mSv) ※	約 0.16mSv (約 0.099mSv) ※
制御棒飛び出し	大気拡散条件	$\chi/Q : 2.1 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.3×10^{-19} Gy/Bq	$\chi/Q : 1.9 \times 10^{-5}$ s/m ³ D/Q : 3.0×10^{-19} Gy/Bq
	着目方位	<u>S</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.047mSv (約 0.026mSv) ※	約 0.043mSv (約 0.024mSv) ※

※括弧内は原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量

第2表(2/2) 設計基準事故時の敷地境界被ばく評価への影響確認結果(2号炉)

事象	項目	既許可 (2006年気象)	本評価 (2019年気象)
放射性気体廃棄物 処理施設の破損	大気拡散条件	D/Q : $2.5 \times 10^{-18} \text{Gy/Bq}$	D/Q : $2.6 \times 10^{-18} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	<u>W</u>	<u>SW</u>
	実効線量	約 0.39mSv	約 0.40mSv
蒸気発生器 伝熱管破損	大気拡散条件	$\chi/Q : 2.0 \times 10^{-4} \text{s/m}^3$ D/Q : $2.5 \times 10^{-18} \text{Gy/Bq}$	$\chi/Q : 2.1 \times 10^{-4} \text{s/m}^3$ D/Q : $2.6 \times 10^{-18} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	<u>W</u>	<u>SW</u>
	実効線量	約 1.5mSv	約 1.5mSv
燃料集合体の落下	大気拡散条件	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $8.0 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	$\chi/Q : 2.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $6.5 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	NNW	NNW
	実効線量	約 0.051mSv	約 0.035mSv
原子炉冷却材喪失	大気拡散条件	$\chi/Q : 2.5 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $4.6 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	$\chi/Q : 1.6 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $3.0 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	<u>NNW</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.12mSv <u>(約 0.032mSv) *</u>	約 0.12mSv <u>(約 0.065mSv) *</u>
原子炉冷却材喪失 (静的機器単一故障)	大気拡散条件	$\chi/Q : 2.5 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $4.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	$\chi/Q : 1.6 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $2.9 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	<u>NNW</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.12mSv <u>(約 0.032mSv) *</u>	約 0.12mSv <u>(約 0.065mSv) *</u>
制御棒飛び出し	大気拡散条件	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $4.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$	$\chi/Q : 1.9 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ D/Q : $2.9 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$
	着目方位	<u>NNW</u>	<u>SSE</u>
	実効線量	約 0.038mSv <u>(約 0.0076mSv) *</u>	約 0.035mSv <u>(約 0.015mSv) *</u>

※括弧内は原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量

8. 保修点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの確認結果について

平常時及び事故時被ばく評価では、放射性物質の大気拡散評価条件として「放出源の有効高さ」を設定している。

今回設置予定の保修点検建屋の設計を踏まえ、風洞実験の実施により放出源の有効高さを確認した結果を以下に示す。

(1) 風洞実験の実施について

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、排気筒の高さ以上と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こととしている。

第 1 表に設置予定の保修点検建屋の高さ及び建屋設置面の標高の関係を、第 1 図に保修点検建屋の配置及び着目方位（2 号炉の例）を示す。第 1 表に示すとおり、建屋高さを 2.5 倍した値に建屋設置面の標高を加えた高さは、排気筒の高さを超えることから、今回新たに風洞実験を実施し放出源の有効高さへの影響を確認することとした。なお、風洞実験方法は、既許可の添付書類六の「2.6 参考資料(6) 高浜発電所風洞実験報告書、関西電力株式会社、平成 31 年 2 月」に同じである。

(2) 風洞実験の実施結果及び放出源の有効高さへの影響について

a. 平常時被ばく

保修点検建屋を増設するにあたり、平常時被ばくの有効高さへの影響を確認した結果、影響することが確認されたことから、全方位における風洞実験を実施した。

風洞実験により求めた平常時の放出源の有効高さ（詳細値）を第 2-1-1 表および第 2-1-2 表に示す。なお、平常時被ばくの風洞実験に用いる気象資料は、2019 年 1 月～2019 年 12 月の観測資料に変更している。

第 2-1-1 表および第 2-1-2 表に示すとおり、前回実験において確認した平常時の放出源の有効高さ（詳細値）との差は-19m から+21m の範囲にあり、保修点検建屋の設置及び気象観測データの変更による影響があった。

一方、平常時の敷地境界被ばく評価においては、風洞実験により求めた詳細値を 5m 単位で厳しめに丸めた値を放出源の有効高さとして設定している。

風洞実験により求めた詳細値を 5m 単位で厳しめに丸めた値を第 2-1-3 表及び第 2-1-4 表に示す。第 2-1-3 表及び第 2-1-4 表に示すとおり、前回

の評価に用いた値から変更のある方位が一部あることから、本申請においては、今回求めた放出源の有効高さを平常時の敷地境界被ばく評価に用いることとした。

b. 事故時被ばく

風洞実験により求めた事故時の放出源の有効高さ（詳細値）を第 2-2-1 表に示す。

第 2-2-1 表に示すとおり、前回実験において確認した事故時の放出源の有効高さ（詳細値）との差は-1m から+4m の範囲にあり、保修点検建屋の設置による影響は軽微であると言える。

一方、設計基準事故時の敷地境界被ばく評価のうち、排気筒からの放出を想定する事象の評価においては、風洞実験により求めた詳細値を 5m 単位で厳しめに丸めた値を放出源の有効高さとして設定している。

風洞実験により求めた詳細値を 5m 単位で厳しめに丸めた値を第 2-2-2 表に示す。第 2-2-2 表に示すとおり、前回の評価に用いた値から変更のある方位が一部あることから、本申請においては、今回求めた放出源の有効高さを設計基準事故時の敷地境界被ばく評価に用いることとした。

第 1 表 保修点検建屋の建屋高さ及び建屋設置面の標高(m) (計画値)

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

第 2-1-1 表 風洞実験より求めた平常時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ
(1, 2号炉 詳細値)

	着目方位 2号炉か らの方位	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]							
		1号炉				2号炉			
		方位	前回	今回	差※	方位	前回	今回	差※
陸 側 評 価 地 点	N	[NNW]	125	115	-10	[N]	68	71	3
	NNE	[N]	74	76	2	[NNE]	71	70	-1
	NE	[NNE]	73	72	-1	[NE]	124	126	2
	SE	[SE]	79	83	4	[SE]	74	77	3
	SSE	[SSE]	82	68	-14	[SSE]	72	65	-7
	S	[S]	116	97	-19	[S]	100	93	-7
	SSW	[SSW]	90	89	-1	[SSW]	91	90	-1
	SW	[WSW]	113	108	-5	[SW]	89	90	1
	WSW	[WSW]	113	108	-5	[WSW]	65	64	-1
	W	[W]	169	180	11	[W]	112	119	7
	WNW	[WNW]	120	118	-2	[WNW]	87	84	-3
	NW	[NW]	144	144	0	[NW]	121	119	-2
NNW	[NNW]	125	115	-10	[NNW]	98	94	-4	
参 考 地 点	ENE	[ENE]	108	125	17	[ENE]	76	86	10
	E	[E]	129	123	-6	[E]	94	93	-1
	ESE	[E]	129	123	-6	[ESE]	69	71	2
牛 乳 摂 取 評 価 地 点	W	[W]	191	212	21	[W]	137	144	7

※：差は、「今回詳細値」－「前回詳細値」

第 2-1-2 表 風洞実験より求めた平常時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ
(3, 4号炉 詳細値)

	着目方位 2号炉か らの方位	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]							
		3号炉				4号炉			
		方位	前回	今回	差*	方位	前回	今回	差*
陸 側 評 価 地 点	N	[NNE]	107	106	-1	[NNE]	104	104	0
	NNE	[NNE]	118	117	-1	[NE]	139	140	1
	NE	[NE]	163	166	3	[NE]	164	166	2
	SE	[ESE]	120	117	-3	[ESE]	130	126	-4
	SSE	[SE]	82	86	4	[SE]	89	91	2
	S	[SE]	82	85	3	[SE]	87	89	2
	SSW	[S]	79	77	-2	[SSE]	88	77	-11
	SW	[SW]	59	57	-2	[SSW]	70	70	0
	WSW	[SW]	57	55	-2	[SW]	62	61	-1
	W	[W]	156	158	2	[WSW]	84	80	-4
	WNW	[NW]	89	89	0	[NW]	97	88	-9
	NW	[NW]	150	152	2	[NW]	159	154	-5
NNW	[N]	82	84	2	[NNE]	103	103	0	
参 考 地 点	ENE	[ENE]	95	106	11	[E]	128	109	-19
	E	[E]	122	103	-19	[E]	126	109	-17
	ESE	[E]	122	106	-16	[E]	127	109	-18
牛 乳 撰 取 評 価 地 点	W	[W]	186	185	-1	[W]	180	190	10

※：差は、「今回詳細値」－「前回詳細値」

第 2-1-3 表 平常時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ（1，2号炉）

	着目方位 2号炉か らの方位	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]							
		1号炉				2号炉			
		前回		今回		前回		今回	
陸 側 評 価 地 点	N	<u>125</u>	[NNW]	<u>115</u>	[NNW]	<u>65</u>	[N]	<u>70</u>	[N]
	NNE	<u>70</u>	[N]	<u>75</u>	[N]	<u>70</u>	[NNE]	<u>70</u>	[NNE]
	NE	<u>70</u>	[NNE]	<u>70</u>	[NNE]	<u>120</u>	[NE]	<u>125</u>	[NE]
	SE	<u>75</u>	[SE]	<u>80</u>	[SE]	<u>70</u>	[SE]	<u>75</u>	[SE]
	SSE	<u>80</u>	[SSE]	<u>65</u>	[SSE]	<u>70</u>	[SSE]	<u>65</u>	[SSE]
	S	<u>115</u>	[S]	<u>95</u>	[S]	<u>100</u>	[S]	<u>90</u>	[S]
	SSW	<u>90</u>	[SSW]	<u>85</u>	[SSW]	<u>90</u>	[SSW]	<u>90</u>	[SSW]
	SW	<u>110</u>	[WSW]	<u>105</u>	[WSW]	<u>85</u>	[SW]	<u>90</u>	[SW]
	WSW	<u>110</u>	[WSW]	<u>105</u>	[WSW]	<u>65</u>	[WSW]	<u>60</u>	[WSW]
	W	<u>165</u>	[W]	<u>180</u>	[W]	<u>110</u>	[W]	<u>115</u>	[W]
	WNW	<u>120</u>	[WNW]	<u>115</u>	[WNW]	<u>85</u>	[WNW]	<u>80</u>	[WNW]
参 考 地 点	NW	<u>140</u>	[NW]	<u>140</u>	[NW]	<u>120</u>	[NW]	<u>115</u>	[NW]
	NNW	<u>125</u>	[NNW]	<u>115</u>	[NNW]	<u>95</u>	[NNW]	<u>90</u>	[NNW]
	ENE	<u>105</u>	[ENE]	<u>125</u>	[ENE]	<u>75</u>	[ENE]	<u>85</u>	[ENE]
牛 乳 撰 取 評 価 地 点	E	<u>125</u>	[E]	<u>120</u>	[E]	<u>90</u>	[E]	<u>90</u>	[E]
	ESE	<u>125</u>	[E]	<u>120</u>	[E]	<u>65</u>	[ESE]	<u>70</u>	[ESE]
	W	<u>190</u>	[W]	<u>210</u>	[W]	<u>135</u>	[W]	<u>140</u>	[W]

第 2-1-4 表 平常時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ（3，4号炉）

	着目方位 2号炉か らの方位	放出源の有効高さ(m) [各炉からの方位]							
		3号炉				4号炉			
		前回		今回		前回		今回	
陸 側 評 価 地 点	N	105	[NNE]	105	[NNE]	100	[NNE]	100	[NNE]
	NNE	115	[NNE]	115	[NNE]	<u>135</u>	[NE]	<u>140</u>	[NE]
	NE	<u>160</u>	[NE]	<u>165</u>	[NE]	<u>160</u>	[NE]	<u>165</u>	[NE]
	SE	<u>120</u>	[ESE]	<u>115</u>	[ESE]	<u>130</u>	[ESE]	<u>125</u>	[ESE]
	SSE	<u>80</u>	[SE]	<u>85</u>	[SE]	<u>85</u>	[SE]	<u>90</u>	[SE]
	S	<u>80</u>	[SE]	<u>85</u>	[SE]	85	[SE]	85	[SE]
	SSW	75	[S]	75	[S]	<u>85</u>	[SSE]	<u>75</u>	[SSE]
	SW	55	[SW]	55	[SW]	70	[SSW]	70	[SSW]
	WSW	55	[SW]	55	[SW]	60	[SW]	60	[SW]
	W	155	[W]	155	[W]	80	[WSW]	80	[WSW]
	WNW	85	[NW]	85	[NW]	<u>95</u>	[NW]	<u>85</u>	[NW]
NW	150	[NW]	150	[NW]	<u>155</u>	[NW]	<u>150</u>	[NW]	
NNW	80	[N]	80	[N]	100	[NNE]	100	[NNE]	
参 考 地 点	ENE	<u>95</u>	[ENE]	<u>105</u>	[ENE]	<u>125</u>	[E]	<u>105</u>	[E]
	E	<u>120</u>	[E]	<u>100</u>	[E]	<u>125</u>	[E]	<u>105</u>	[E]
	ESE	<u>120</u>	[E]	<u>105</u>	[E]	<u>125</u>	[E]	<u>105</u>	[E]
牛 乳 摂 取 評 価 地 点	W	185	[W]	185	[W]	<u>180</u>	[W]	<u>190</u>	[W]

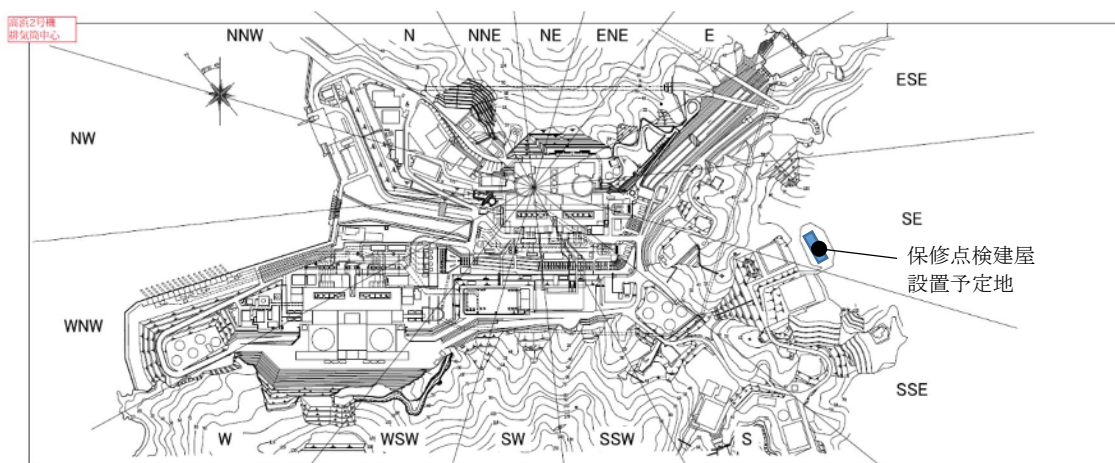
第 2-2-1 表 風洞実験より求めた事故時の放出源の有効高さ(m) (詳細値)

着目方位	3号炉			4号炉		
	前回	今回	差※	前回	今回	差※
N	79	83	4	81	83	2
NNE	114	115	1	113	113	0
NE	138	140	2	144	144	0
ESE	86	87	1	93	93	0
SE	56	57	1	61	63	2
SSE	58	61	3	59	60	1
S	67	68	1	64	63	-1
SSW	55	55	0	55	55	0
SW	57	57	0	50	49	-1
WSW	43	43	0	36	37	1
W	42	45	3	45	47	2
WNW	50	51	1	46	48	2
NW	53	54	1	47	49	2
NNW	113	112	-1	109	112	3

※：差は、「今回詳細値」－「前回詳細値」

第 2-2-2 表 事故時被ばく評価に用いる放出源の有効高さ(m)

着目方位	3号炉		4号炉	
	前回	今回	前回	今回
N	<u>75</u>	<u>80</u>	80	80
NNE	<u>110</u>	<u>115</u>	110	110
NE	<u>135</u>	<u>140</u>	140	140
ESE	85	85	90	90
SE	55	55	60	60
SSE	<u>55</u>	<u>60</u>	<u>55</u>	<u>60</u>
S	65	65	60	60
SSW	55	55	55	55
SW	55	55	<u>50</u>	<u>45</u>
WSW	40	40	35	35
W	<u>40</u>	<u>45</u>	45	45
WNW	50	50	45	45
NW	50	50	45	45
NNW	110	110	<u>105</u>	<u>110</u>



第 1 図 保守点検建屋の配置及び着目方位（2号炉の例）

(参考) 保修点検建屋増設に伴う平常時の有効高さへの影響について

敷地内に建屋が増設されると、図 1 に記載したように建屋周辺の気流を変化させる。建屋後流に巻き込みを伴う渦が発生し、上空からの流れを引き込むなどといった現象が発生する。これにより、建屋上空から到来するガスは、気流の影響を受けるため地表面への着地が早まる。その結果、地表面濃度が高くなる、といった事象が発生する。

平常時においては放出高さが高く、高所源から放出されたガスは地表面に着地するまでの間に、気流の影響を受けやすい傾向がある。そのため、増設による気流の変化によってガスの着地が早まることで地表面濃度が高くなり、結果として有効高さに影響が及ぶことが考えられる。

今回、保修点検建屋を増設するにあたり、有効高さへの影響を確認した結果、前回と有効高さの差が大きかった（有効高さが低くなった）ケースとして、2つ確認された。

1つ目は、図 2-1 に示す 1 号炉の SSE 風向（保修点検建屋が 1 号炉排気筒の風上にある）ケースである。排気筒を通過する気流は、風上に増設した保修点検建屋によって発生した渦も伴うことから、放出源から徐々に降下してくるガスの地表面着地を促す効果が強まる。この効果により増設前と比べて、ガスが地表に着地しやすくなるため、放出源から地表面への着地までの距離が短くなり着地濃度が高くなる。その結果、有効高さが低くなったと考えられる。

2つ目は、図 2-2 に示す 3 号炉の W 風向（保修点検建屋が 3 号炉排気筒の風下にある）ケースである。排気筒から放出されたガスの着地点近傍に保修点検建屋が増設されている。そのため、上空から保修点検建屋周辺に徐々に下降してきたガスは、保修点検建屋によって発生する渦に巻き込まれることでガスが着地しやすくなる。このことから、増設前に比べて着地濃度が高くなる。その結果、有効高さが低くなったと考えられる。

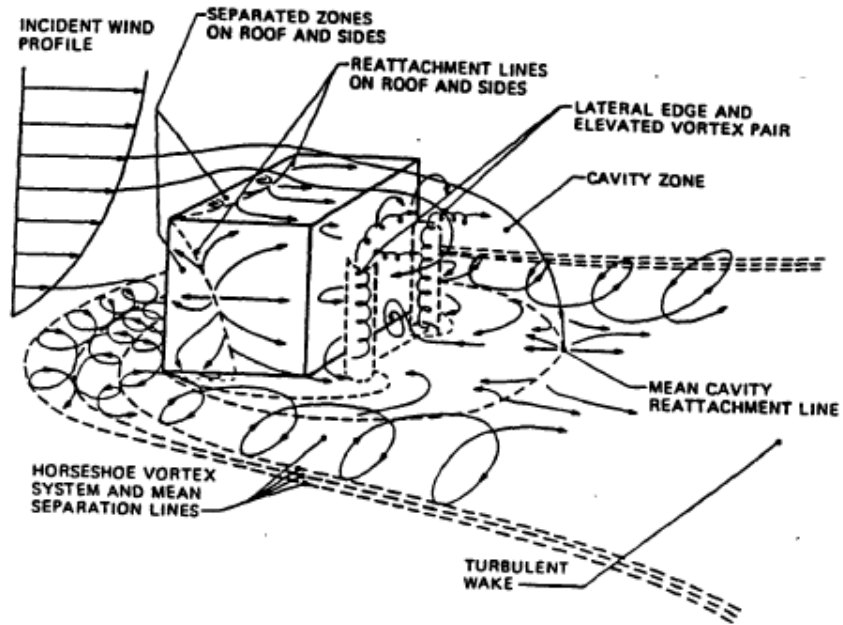
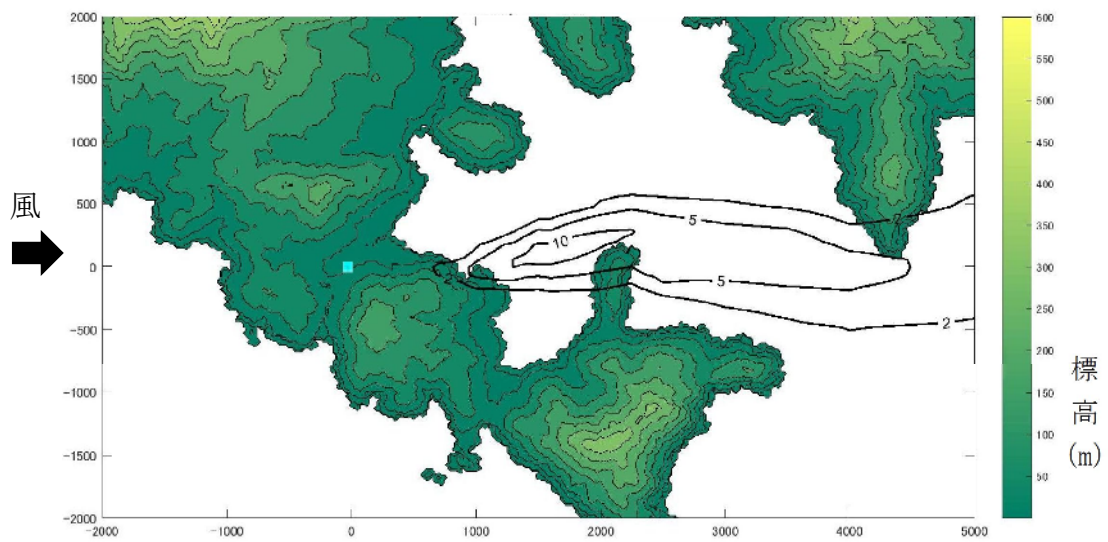
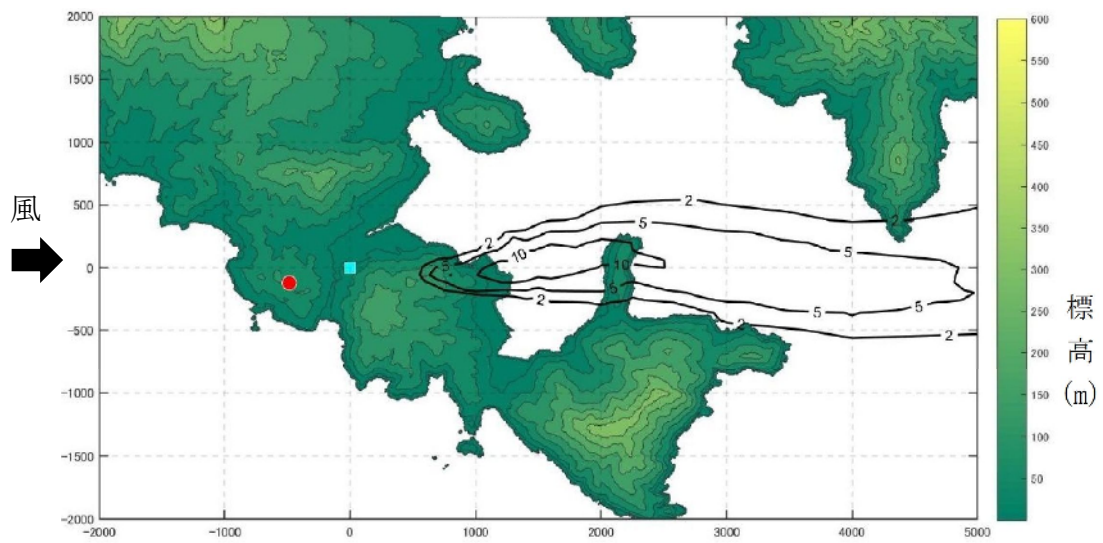


図1 建屋周辺の気流概略図

(出典 : A USER'S GUIDE FOR THE CALPUFF DISPERSION MODEL,
EPA-454/B-95-006, July 1995)



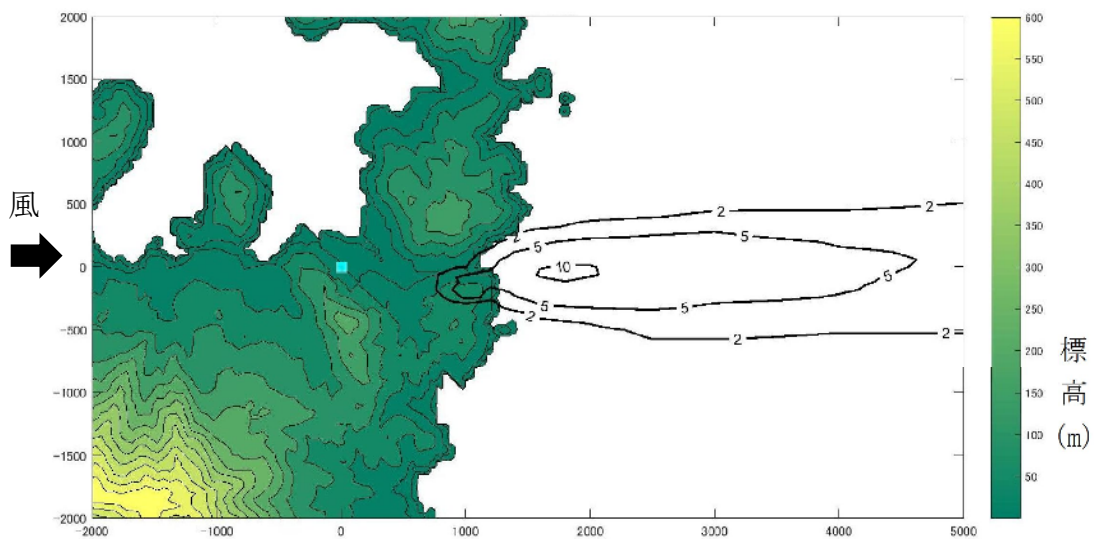
前回結果（保修点検建屋なし）



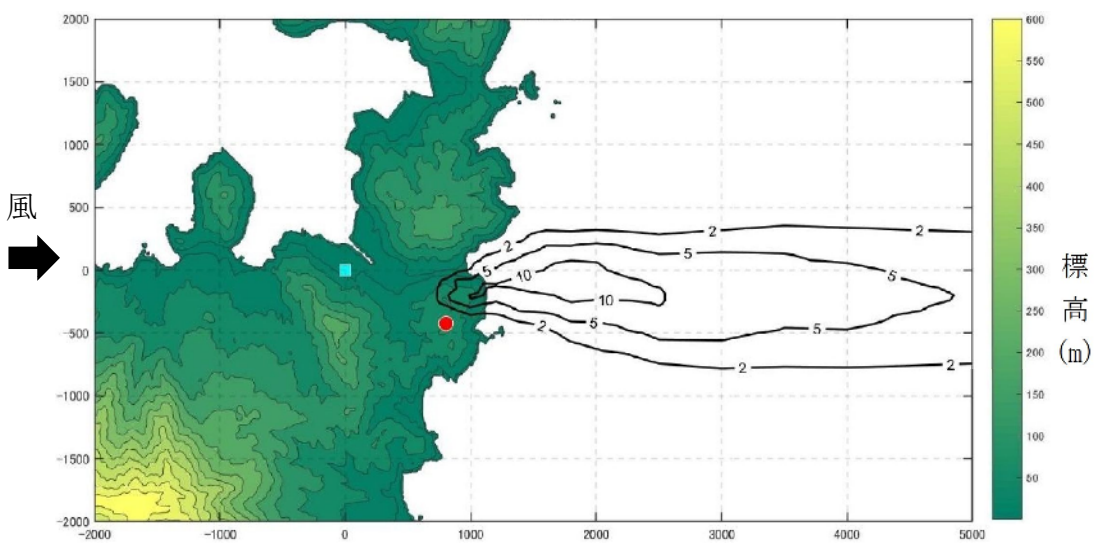
今回結果（保修点検建屋あり）

■：放出源位置、●：保修点検建屋

図 2-1 地表空气中濃度分布比較（1号炉の SSE 風向）



前回結果（保修点検建屋なし）



今回結果（保修点検建屋あり）

■：放出源位置、●：保修点検建屋

図 2-2 地表空气中濃度分布比較（3号炉の W 風向）

9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

既許可の平常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価は、敷地において観測した 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの 1 年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検定を行ったところ、代表性がないことを確認している。

このため、本申請においては、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断した 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料を用い、事故時被ばく評価を行っている。

本資料においては、代表性があると判断した 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料について、その検定結果を示す。

(1) 検定方法

a. 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性を確認するに当たり、排気筒高さ付近を代表する標高 81m の観測記録を用いて検定を行った。

b. 統計期間

統計年：2010 年 1 月～2020 年 12 月（10 年間）

（2019 年 1 月～2019 年 12 月を除く）

検定年：2019 年 1 月～2019 年 12 月

c. 検定方法

風向別出現頻度（16 項目）、風速階級別出現頻度（11 項目）について、F 分布検定（有意水準 5%）を行い、棄却個数が 3 個以下の場合は、気象資料に代表性があると判断する。なお、検定方法は既許可の添付書類六に示す内容と同じである。

(2) 検定結果

第 1 表に検定結果を示す。また、第 2 表及び第 3 表に棄却検定表を示す。

観測項目 27 項目のうち、棄却された個数は 1 個であることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断する。

第 1 表 検定結果

観測項目	検定結果（棄却数）
風向別出現頻度	1 個
風速階級別出現頻度	棄却項目なし

第2表 葉却検定表 (風 向)

観測場所：高浜発電所
 測定器：風車型風向風速計(標高約81m)
 統計期間：2010年1月～2020年12月
 検定年：2019年1月～2019年12月
 単位：%

風向	統計年											判定 ○採択 ×棄却				
	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2020年	平均値		分散	検定年 2019年	上限	下限
N	5.20	5.41	4.95	4.27	4.84	4.72	5.20	4.83	4.44	4.85	4.81	0.13	4.61	5.72	3.91	○
NNE	4.75	4.19	3.88	3.89	4.15	3.50	3.65	4.02	3.84	4.12	4.00	0.11	3.74	4.82	3.18	○
NE	7.07	6.16	6.31	6.05	5.54	5.47	5.46	6.04	5.21	5.66	5.90	0.27	5.58	7.20	4.60	○
ENE	3.29	2.78	2.19	2.38	2.56	3.52	3.46	3.66	3.24	3.30	3.04	0.24	3.86	4.27	1.81	○
E	1.69	1.76	1.68	1.70	1.73	2.28	2.22	1.82	1.95	2.21	1.90	0.05	1.75	2.48	1.33	○
ESE	2.85	2.79	3.45	2.46	2.64	2.69	3.35	2.35	2.78	2.72	2.81	0.11	3.25	3.63	1.98	○
SE	5.03	3.67	4.47	3.58	3.46	3.64	3.73	3.58	4.09	3.64	3.89	0.22	4.09	5.07	2.70	○
SSE	5.90	5.22	5.11	4.58	4.55	4.45	4.66	4.38	4.92	6.07	4.98	0.32	4.97	6.40	3.57	○
S	6.09	5.98	5.31	5.82	4.68	4.64	5.22	4.37	5.24	6.23	5.36	0.39	4.81	6.91	3.80	○
SSW	5.47	5.55	4.01	5.46	4.17	4.14	4.01	4.18	5.18	4.44	4.66	0.40	4.00	6.25	3.08	○
SW	1.33	1.45	1.27	1.60	1.25	1.35	1.03	1.55	1.40	1.40	1.36	0.02	1.26	1.75	0.97	○
WSW	1.49	1.63	1.44	1.25	1.00	0.94	0.95	1.17	1.22	1.34	1.24	0.05	1.15	1.80	0.68	○
W	4.48	4.73	4.68	3.81	2.90	4.02	3.35	3.81	3.37	4.38	3.95	0.34	3.66	5.42	2.48	○
WNW	12.32	12.90	14.29	14.03	13.31	14.12	12.56	12.34	11.63	13.74	13.12	0.74	11.11	15.28	10.97	○
NW	15.47	16.34	19.10	20.50	22.18	20.59	21.01	21.84	18.44	18.28	19.38	4.59	19.01	24.73	14.02	○
NNW	7.64	8.52	8.34	8.20	10.12	8.42	9.45	10.04	12.19	11.90	9.48	2.23	13.83	13.22	6.75	×
C	9.94	10.90	10.14	10.40	10.92	11.52	10.71	10.00	10.86	5.73	10.11	2.35	9.32	13.95	6.28	○

(注) 葉却検定は、不良標本の棄却に関するF分布検定を用いて、危険率(有意水準)を5%として行った。
 C(静穏)は、風速0.4 m/s以下である。

第3表 棄却検定表 (風速)

観測場所：高浜発電所
 測定器：風車型風向風速計(標高約81m)
 統計期間：2010年1月～2020年12月
 検定年：2019年1月～2019年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年											判定				
	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2020年	平均値		分散	検定年 2019年	上限	下限
0.0～0.4	9.94	10.90	10.14	10.40	10.92	11.52	10.71	10.00	10.86	5.73	10.11	2.35	9.32	13.95	6.28	○
0.5～1.4	32.72	34.53	34.84	33.19	35.02	36.15	37.85	35.54	35.28	35.74	35.09	1.90	35.84	38.53	31.64	○
1.5～2.4	24.01	22.39	23.09	22.28	22.10	22.95	23.07	23.01	22.47	25.55	23.09	0.94	23.24	25.52	20.66	○
2.5～3.4	13.92	13.82	13.58	13.78	12.44	11.61	11.91	11.91	13.42	14.46	13.08	0.93	13.01	15.50	10.67	○
3.5～4.4	8.39	8.02	8.46	7.75	7.85	7.41	7.40	7.32	7.60	8.50	7.87	0.19	7.35	8.95	6.79	○
4.5～5.4	5.37	4.63	4.96	4.76	4.78	4.63	4.00	5.03	4.94	4.76	4.79	0.11	5.03	5.63	3.95	○
5.5～6.4	2.91	2.67	2.53	3.20	2.77	2.81	2.60	3.31	2.52	2.45	2.78	0.08	3.21	3.47	2.09	○
6.5～7.4	1.47	1.71	1.32	2.37	1.82	1.45	1.29	1.53	1.80	1.36	1.61	0.10	1.61	2.39	0.83	○
7.5～8.4	0.62	0.67	0.70	1.13	1.11	0.81	0.73	1.21	0.70	0.75	0.84	0.04	0.70	1.36	0.32	○
8.5～9.4	0.45	0.33	0.21	0.69	0.52	0.50	0.25	0.60	0.28	0.41	0.42	0.02	0.43	0.80	0.05	○
9.5～	0.21	0.31	0.17	0.45	0.67	0.15	0.19	0.53	0.14	0.30	0.31	0.03	0.26	0.74	0.00	○

(注) 棄却検定は、不良標本の棄却に関するF分布検定を用いて、危険率(有意水準)を5%として行った。

(参考) 2006年1月～2006年12月の気象資料の代表性確認結果について

既許可の事故時被ばく評価は、敷地において観測した2006年1月から2006年12月までの1年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検定を行ったところ、代表性がないことを確認している。

本資料においては、代表性がないと判断した際の検定結果を示す。

1. 検定方法（統計期間以外は既許可の検定方法と同じ）

(1) 検定に用いた観測記録

気象資料の代表性を確認するに当たり、排気筒高さ付近を代表する標高81mの観測記録を用いて検定を行った。

(2) 統計期間

統計年：2010年1月～2019年12月（10年間）

検定年：2006年1月～2006年12月

(3) 検定方法

風向別出現頻度（16項目）、風速階級別出現頻度（11項目）について、F分布検定（有意水準5%）を行い、棄却個数が3個以下の場合は、気象資料に代表性があると判断する。

2. 検定結果

第1表に検定結果を示す。また、第2表及び第3表に棄却検定表を示す。

観測項目27項目のうち、棄却された個数は5個であることから、検定年が長期間の気象状態を代表していないと判断する。

第1表 検定結果

観測項目	検定結果（棄却数）
風向別出現頻度	2個
風速階級別出現頻度	3個

第2表 棄却検定表 (風 向)

観測場所：高浜発電所
 測定器：風車型風向風速計 (標高約81 m)
 統計期間：2010年1月～2019年12月
 検定年：2006年1月～2006年12月
 単位：%

風向	統計年										分散	平均値	検定年		上限	下限	判定 ○採択 ×棄却
	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2019年			2006年	2006年			
N	5.20	5.41	4.35	4.27	4.84	4.72	5.20	4.83	4.44	4.61	4.79	0.13	4.78	5.70	3.87	x	
NNE	4.75	4.19	3.88	3.89	4.15	3.50	3.65	4.02	3.84	3.74	3.96	0.11	5.25	4.79	3.13	x	
NE	7.07	6.16	6.31	6.05	5.54	5.47	5.46	6.04	5.21	5.58	5.89	0.27	6.55	7.20	4.58	○	
ENE	3.29	2.78	2.19	2.38	2.56	3.52	3.46	3.66	3.24	3.86	3.10	0.30	3.35	4.47	1.72	○	
E	1.69	1.76	1.68	1.70	1.73	2.28	2.22	1.82	1.95	1.75	1.86	0.04	2.06	2.38	1.33	○	
ESE	2.85	2.79	3.45	2.46	2.64	2.69	3.35	2.35	2.78	3.25	2.86	0.12	3.57	3.74	1.98	○	
SE	5.03	3.67	4.47	3.58	3.46	3.64	3.73	3.58	4.09	4.09	3.93	0.22	3.90	5.11	2.76	○	
SSE	5.90	5.22	5.11	4.58	4.55	4.45	4.66	4.38	4.92	4.97	4.87	0.19	5.89	5.96	3.79	○	
S	6.09	5.98	5.31	5.82	4.68	4.64	5.22	4.37	5.24	4.81	5.22	0.32	5.45	6.63	3.80	○	
SSW	5.47	5.55	4.01	5.46	4.17	4.14	4.01	4.18	5.18	4.00	4.62	0.44	4.17	6.27	2.96	○	
SW	1.33	1.45	1.27	1.60	1.25	1.35	1.03	1.55	1.40	1.26	1.35	0.02	1.36	1.74	0.95	○	
WSW	1.49	1.63	1.44	1.25	1.00	0.94	0.95	1.17	1.22	1.15	1.22	0.05	1.51	1.78	0.66	○	
W	4.48	4.73	4.68	3.81	2.90	4.02	3.35	3.81	3.37	3.66	3.88	0.33	4.18	5.32	2.44	○	
WNW	12.32	12.90	14.29	14.03	13.31	14.12	12.56	12.34	11.63	11.11	12.86	1.04	11.97	15.41	10.31	○	
NW	15.47	16.34	19.10	20.50	22.18	20.59	21.01	21.84	18.44	19.01	19.45	4.48	16.90	24.74	14.16	○	
NNW	7.64	8.52	8.34	8.20	10.12	8.42	9.45	10.04	12.19	13.83	9.68	3.50	7.96	14.35	5.00	○	
C	9.94	10.90	10.14	10.40	10.92	11.52	10.71	10.00	10.86	9.32	10.47	0.36	9.15	11.98	8.96	○	

(注) 棄却検定は、不良標本の棄却に関するF分布検定を用いて、危険率(有意水準)を5%として行った。
 C(静穏)は、風速0.4 m/s以下である。

第3表 棄却検定表 (風速)

観測場所：高浜発電所
 測定器：風車型風向風速計 (標高約81 m)
 統計期間：2010年1月～2019年12月
 検定年：2006年1月～2006年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年										検定年 2006年	分散	平均値	上限	下限	判定 ○採択 ×棄却
	2010年	2011年	2012年	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2019年						
0.0～0.4	9.94	10.90	10.14	10.40	10.92	11.52	10.71	10.00	10.86	9.32	10.47	0.36	9.15	11.98	8.96	○
0.5～1.4	32.72	34.53	34.84	33.19	35.02	36.15	37.85	35.54	35.28	35.84	35.10	1.91	31.45	38.55	31.64	×
1.5～2.4	24.01	22.39	23.09	22.28	22.10	22.95	23.07	23.01	22.47	23.24	22.86	0.29	23.81	24.20	21.52	○
2.5～3.4	13.92	13.82	13.58	13.78	12.44	11.61	11.91	11.91	13.42	13.01	12.94	0.72	14.49	15.06	10.82	○
3.5～4.4	8.39	8.02	8.46	7.75	7.85	7.41	7.40	7.32	7.60	7.35	7.76	0.16	7.99	8.75	6.76	○
4.5～5.4	5.37	4.63	4.96	4.76	4.78	4.63	4.00	5.03	4.94	5.03	4.81	0.12	4.97	5.67	3.96	○
5.5～6.4	2.91	2.67	2.53	3.20	2.77	2.81	2.60	3.31	2.52	3.21	2.85	0.08	3.03	3.55	2.15	○
6.5～7.4	1.47	1.71	1.32	2.37	1.82	1.45	1.29	1.53	1.80	1.61	1.64	0.09	2.06	2.39	0.89	○
7.5～8.4	0.62	0.67	0.70	1.13	1.11	0.81	0.73	1.21	0.70	0.70	0.84	0.04	1.49	1.37	0.31	×
8.5～9.4	0.45	0.33	0.21	0.69	0.52	0.50	0.25	0.60	0.28	0.43	0.43	0.02	0.94	0.80	0.05	×
9.5～	0.21	0.31	0.17	0.45	0.67	0.15	0.19	0.53	0.14	0.26	0.31	0.03	0.63	0.74	0.00	○

(注) 棄却検定は、不良標本の棄却に関するF分布検定を用いて、危険率(有意水準)を5%として行った。

10. 中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価の評価事象のうち、設計基準事故時の「蒸気発生器伝熱管破損」については、蒸気発生器取替による1次冷却材保有水量の増加に伴い、大気中への放出放射エネルギーが既許可よりも若干減少となることから、被ばく評価への影響について確認した。

(1) 評価条件

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。

被ばく評価の主要条件を第1表に、事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路及び被ばく経路イメージを第1図及び第2図に、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3図及び第4図に示す。

「蒸気発生器伝熱管破損」においては、1次冷却材保有水量の増加に伴い、1次冷却材中放射能濃度が低下するとともに、1次冷却材の2次系へ流出する割合が低下するため、放出放射エネルギーは既許可よりも若干減少となる。

また、既許可の被ばく評価は、敷地において観測した2006年1月から2006年12月までの1年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかの検討を行ったところ、代表性がないことを確認している。このため、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断した2019年1月から2019年12月の気象資料を用いて評価を実施した。

(2) 評価結果

中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果を第2表に、被ばく評価結果の内訳を第3表に示す。評価の結果、3号炉被災時の実効線量は約12mSv、4号炉被災時の実効線量は約8.1mSvとなり、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）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。

※ 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出入りするための区域は、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いまって、「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。

第1表 中央制御室居住性に係る被ばく評価の主要条件（蒸気発生器伝熱管破損）

項目		主要条件	
		既許可	蒸気発生器取替え後 (2019年気象)
評価事象 に係る条件	評価期間	30日間	←
	評価事象	設計基準事故時 蒸気発生器伝熱管破損 (仮想事故相当)	←
炉心内蓄積量 計算条件	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	←
放出放射エネルギー 条件	放出放射エネルギー	希ガス：約 3.4×10^{15} よう素：約 3.8×10^{12}	希ガス：約 3.3×10^{15} よう素：約 3.7×10^{12}
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	希ガス：1時間 よう素：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	←

第2表(1/2) 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果(蒸気発生器伝熱管破損)
(3号炉)

被ばく経路		実効線量 (mSv)		
		既許可 (2006年気象)	蒸気発生器 取替え後 (2006年気象)	蒸気発生器 取替え後 (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}
合計 (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

第2表(2/2) 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果(蒸気発生器伝熱管破損)
(4号炉)

被ばく経路		実効線量 (mSv)		
		既許可 (2006年気象)	蒸気発生器 取替え後 (2006年気象)	蒸気発生器 取替え後 (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}
合計 (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

第3表(1/2) 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果 (蒸気発生器伝熱管破損)
(3号炉)

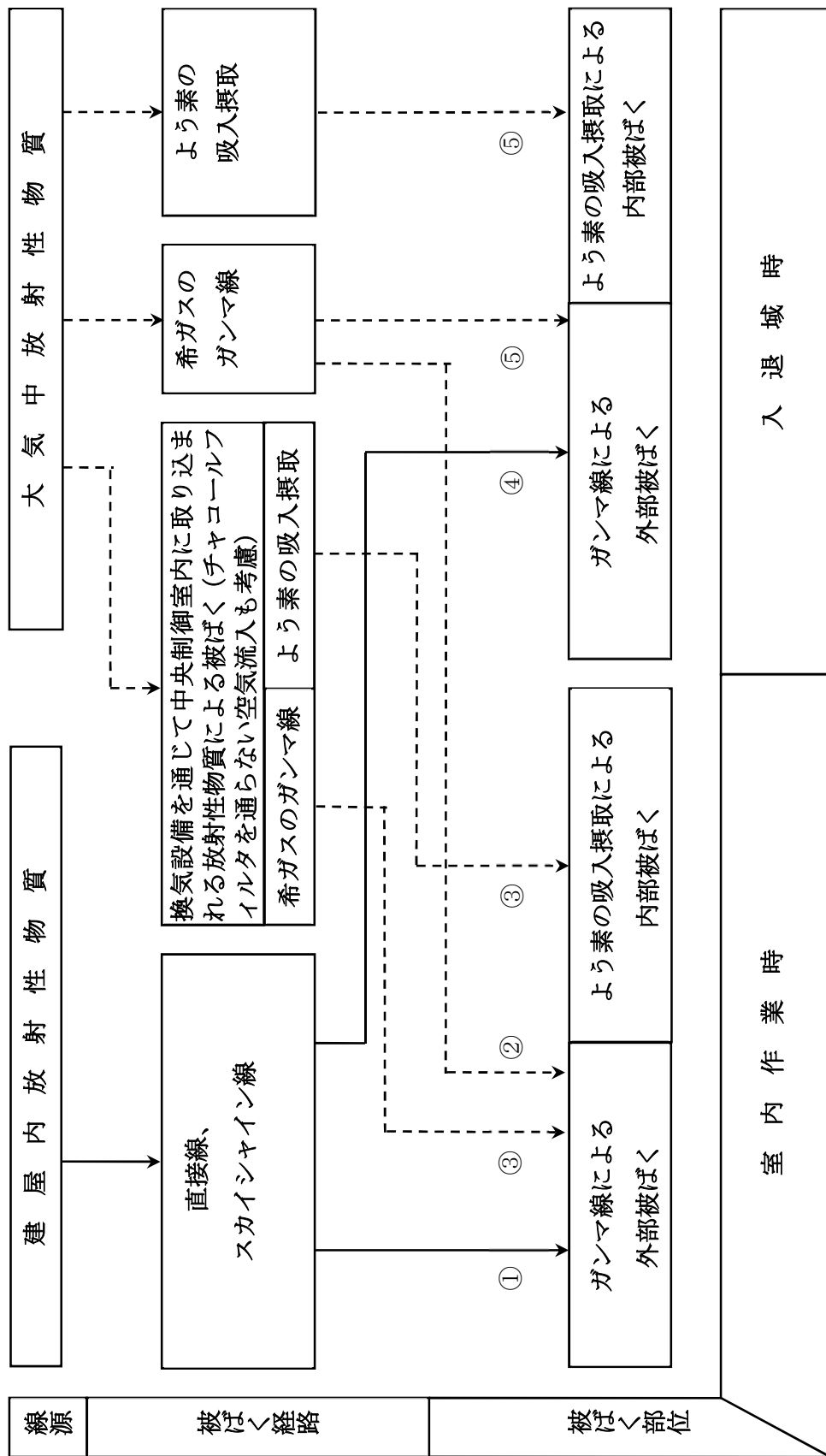
被ばく経路		実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.7×10^{-1}	—	約 3.7×10^{-1}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 3.1×10^0	約 7.8×10^0	約 1.1×10^1
	小 計 (①+②+③)	約 3.5×10^0	約 7.8×10^0	約 1.1×10^1
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	—	約 6.7×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
	小 計 (④+⑤)	—	約 6.7×10^{-3}	約 6.7×10^{-3}
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 3.5	約 7.8	約 12 ^(注)

(注) 有効数字2桁で切り上げた値

第3表(2/2) 中央制御室居住性に係る被ばく評価結果(蒸気発生器伝熱管破損)
(4号炉)

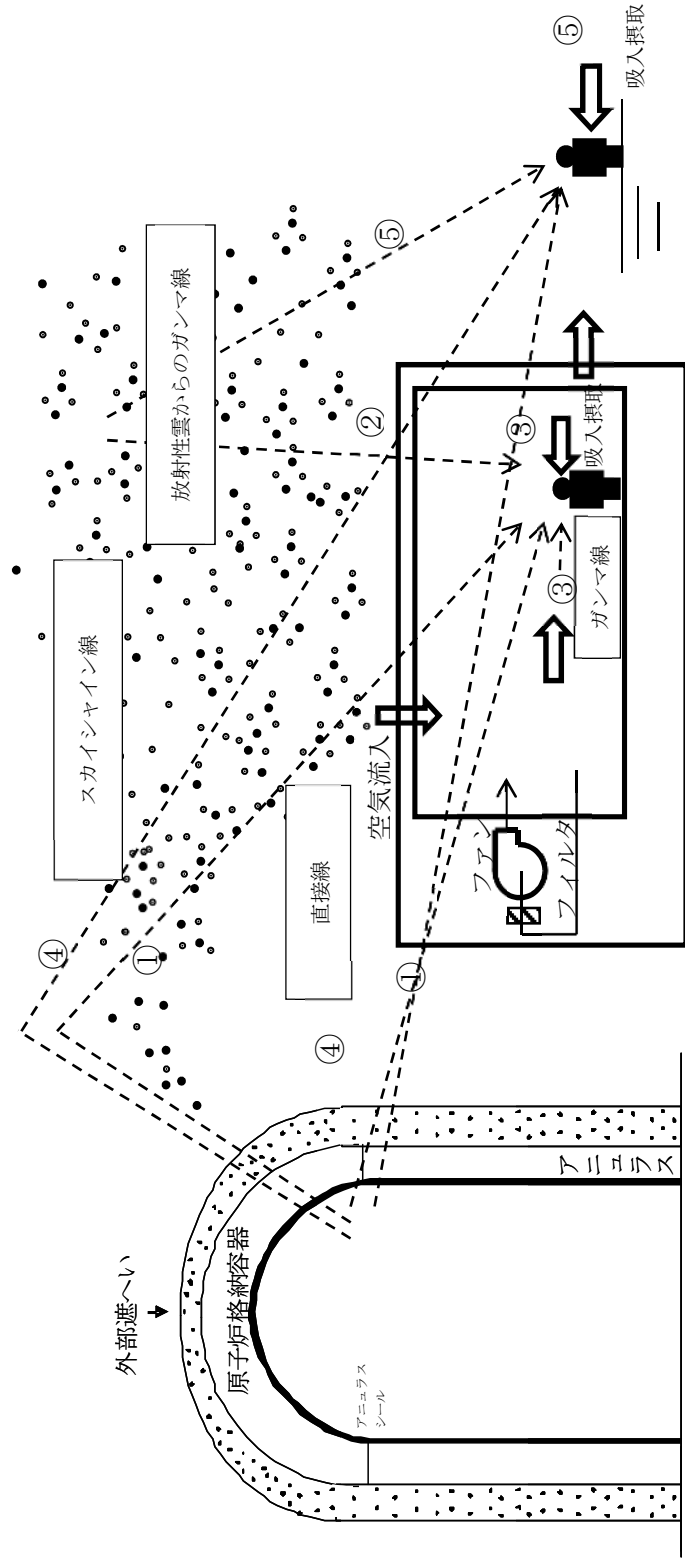
被ばく経路		実効線量 (mSv)		
		外部被ばくによる実効線量	内部被ばくによる実効線量	実効線量の合計値
室内作業時	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0×10^{-1}	—	約 2.0×10^{-1}
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.2×10^0	約 5.6×10^0	約 7.8×10^0
	小 計 (①+②+③)	約 2.4×10^0	約 5.6×10^0	約 8.0×10^0
入退域時	④原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	—	約 4.7×10^{-3}	約 4.7×10^{-3}
	小 計 (④+⑤)	—	約 4.7×10^{-3}	約 4.7×10^{-3}
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 2.4	約 5.6	約 8.1 (注)

(注) 有効数字2桁で切り上げた値



第1図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

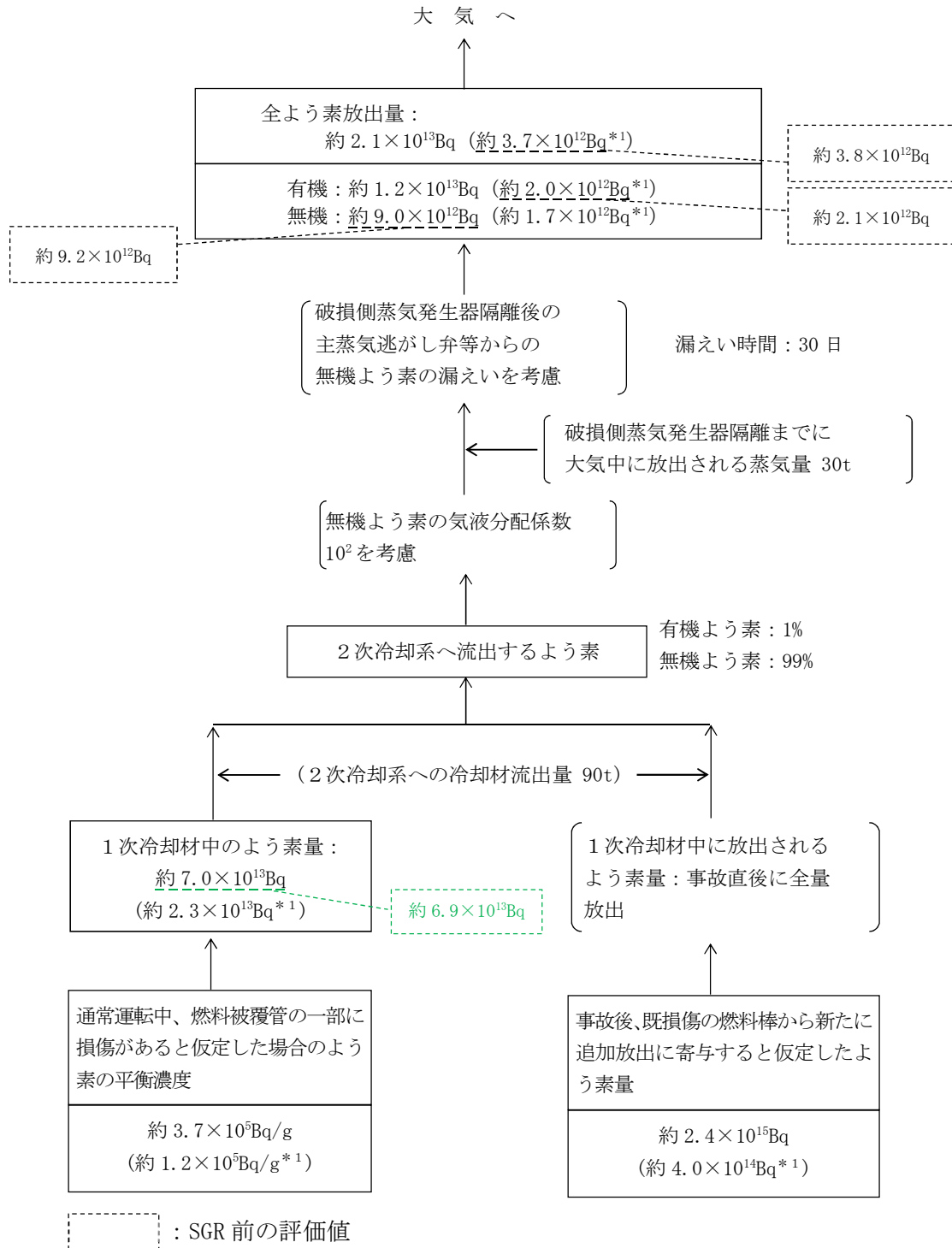
室内作業時の被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく
入退域時の被ばく	④ 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく



第2図 被ばく経路イメージ

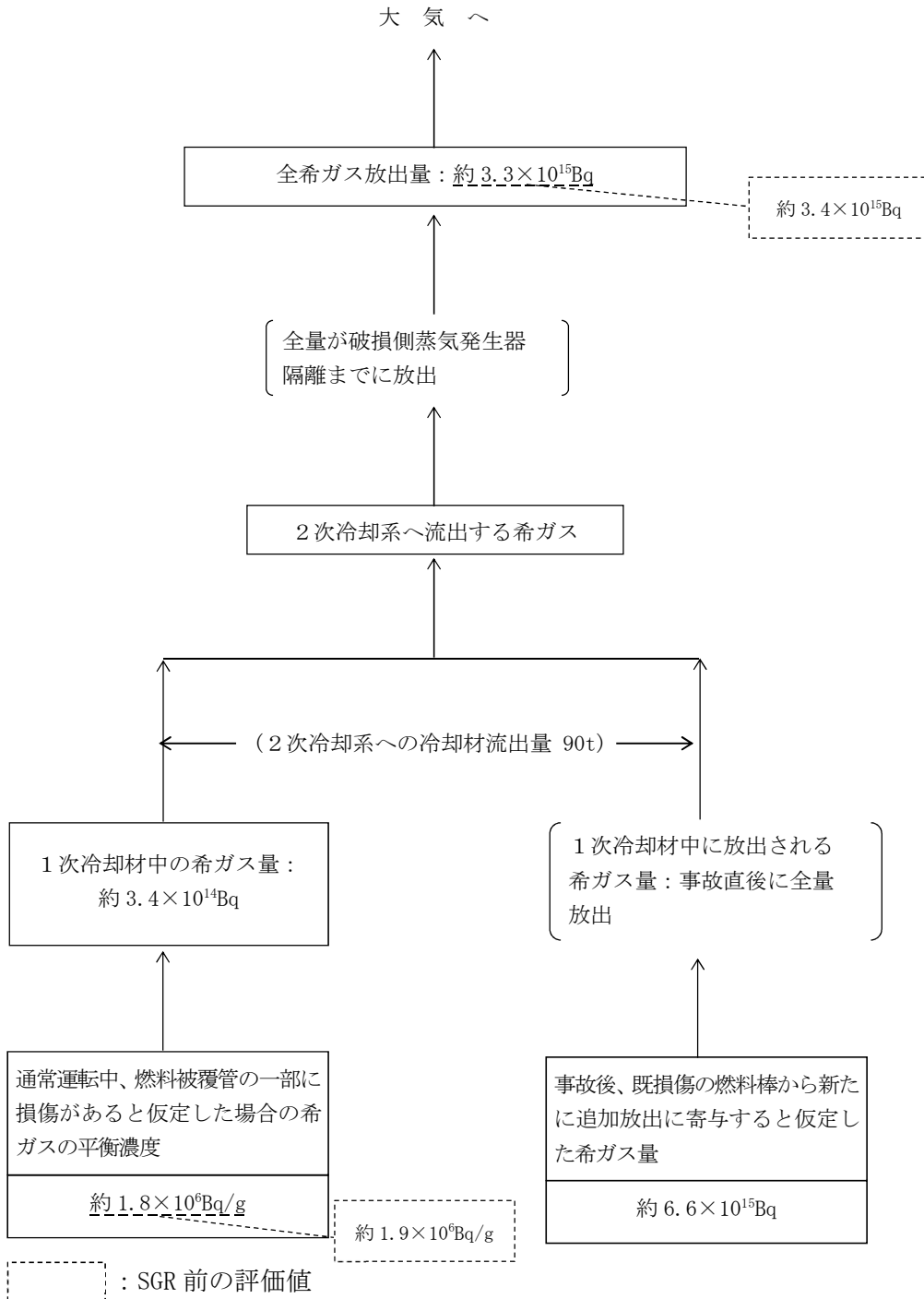
単位：Bq

〔*1 I-131等価量—
成人実効線量係数換算〕



第3図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



第4図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

(参考) 気象資料の変更に伴うその他中央制御室居住性評価事象への影響について

1. はじめに

前述した蒸気発生器取替えに伴う影響を受ける設計基準事故時（蒸気発生器伝熱管破損）の被ばく評価においては、既許可の評価に用いた 2006 年 1 月～12 月の気象資料が最近の長期間の気象状態と比較して代表性がないことの確認を踏まえ、代表性があると判断した 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料を用いて、被ばく評価への影響を確認した。

本資料においては、蒸気発生器取替えの影響を受けない「設計基準事故時：原子炉冷却材喪失」及び「重大事故等時」の中央制御室居住性についても、気象資料の変更に伴う被ばく評価への影響を確認した結果を示す。

2. 評価結果

評価結果を第 1 表に示す。設計基準事故時（原子炉冷却材喪失）及び重大事故等時ともに、判断基準（重大事故等時においては運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと）を満足することを確認し、中央制御室（居住性の確保）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。

※ （重大事故等時）運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

第 1 表 評価結果

評価対象	被災号炉	2006 年気象 (既認可)	2019 年気象 (参考)
設計基準事故時 (原子炉冷却材喪失)	3 号炉	約 11mSv	約 12mSv
	4 号炉	約 7.1mSv	約 7.3mSv
重大事故等時	1～4 号炉	約 24mSv	約 21mSv

— 以 上 —

1 1. 静的機器の単一故障を想定した場合の公衆への被ばく評価への影響について

静的機器の単一故障を想定した場合の公衆への被ばく影響評価については、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時において、アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備の排気ダクト全周破断箇所より事故発生 24 時間後から 4 日まで漏えいが継続することを想定し、その全量が地上放出されるとして敷地境界における被ばく影響評価を実施している。

本被ばく影響評価では、評価条件のうち蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更、保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの変更、及び大気拡散評価に用いる気象資料の変更を踏まえた影響評価を実施した。

影響評価の結果、「原子炉冷却材喪失」の実効線量と同程度であり、事故時の判断めやすの実効線量 5mSv を下回ることを確認した。

(1) 評価条件

a. 蒸気発生器取替えに伴う放出放射エネルギーの変更

本評価に用いた事故時の放出放射エネルギーについて第 1 表に示す。

蒸気発生器取替えにより、1 次冷却材保有水量の増加に伴い原子炉格納容器内圧上昇が大きくなるため、被ばく評価に用いる原子炉格納容器からの設計漏えい率（設定値）が若干増加し、放出放射エネルギーは既許可よりも若干増加となる。

b. 保守点検建屋設置に伴う放出源の有効高さの変更

本評価に用いた事故時の放出源の有効高さを第 2 表に示す。

排気筒からの放出において使用する放出源の有効高さについては、保守点検建屋の設置に伴う風洞実験の実施結果に基づき設定した。

c. 気象資料の変更

既許可の事故時被ばく評価は、敷地において観測した 2006 年 1 月から 2006 年 12 月までの 1 年間の気象資料を用いて実施しているが、この気象資料が長期間の気象状態を代表しているかの検討を行ったところ、代表性がないことを確認している。

このため、本評価では、最近の長期間の気象状態と比較して代表性があると判断された 2019 年 1 月から 2019 年 12 月の気象資料を用いて、評価を実施した。

(2) 評価結果

被ばく影響評価結果を第 1 表に示す。

評価の結果、静的機器の単一故障を想定した場合の公衆への被ばく影響については、設置変更許可申請書の添付書類十に記載の「環境への放射性物質の異常な放出」

のうち「原子炉冷却材喪失」の実効線量（約 0.28mSv）と同程度であり、事故時の判断めやすの実効線量 5mSv を下回ることを確認した。

— 以 上 —

第1表(1/2) 事故時の放出放射エネルギー及び被ばく影響評価結果
(アニュラス空気浄化設備排気ダクト全周破断)

	既許可	今回
よう素放出量 (現行放出経路) (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	約 2.1×10^{11} Bq <u>(2.085×10^{11})</u>	約 2.1×10^{11} Bq <u>(2.088×10^{11})</u>
希ガス放出量 (現行放出経路) (γ 線エネルギー0.5MeV換算値)	約 4.1×10^{13} Bq <u>(4.123×10^{13})</u>	約 4.1×10^{13} Bq <u>(4.128×10^{13})</u>
よう素放出量 (ダクト損傷部からの漏えい) (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	約 3.1×10^{10} Bq <u>(3.088×10^{10})</u>	約 3.1×10^{10} Bq <u>(3.096×10^{10})</u>
希ガス放出量 (ダクト損傷部からの漏えい) (γ 線エネルギー0.5MeV換算値)	約 8.3×10^{12} Bq <u>(8.329×10^{12})</u>	約 8.3×10^{12} Bq <u>(8.349×10^{12})</u>
実効線量	約 <u>0.34mSv</u>	約 <u>0.32mSv</u>

第1表(2/2) 事故時の放出放射エネルギー及び被ばく影響評価結果
(安全補機室空気浄化設備排気ダクト全周破断)

	既許可	今回
よう素放出量 (現行放出経路) (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	約 2.2×10^{11} Bq <u>(2.176×10^{11})</u>	約 2.2×10^{11} Bq <u>(2.179×10^{11})</u>
希ガス放出量 (現行放出経路) (γ 線エネルギー0.5MeV換算値)	約 4.9×10^{13} Bq <u>(4.947×10^{13})</u>	約 5.0×10^{13} Bq <u>(4.955×10^{13})</u>
よう素放出量 (ダクト損傷部からの漏えい) (I-131 等価量 (小児実効線量係数換算))	約 5.8×10^{10} Bq (5.777×10^{10})	約 5.8×10^{10} Bq (5.777×10^{10})
希ガス放出量 (ダクト損傷部からの漏えい) (γ 線エネルギー0.5MeV換算値)	—	—
実効線量	約 <u>0.37mSv</u>	約 <u>0.36mSv</u>

第2表 事故時被ばく評価に用いた放出源の有効高さ(m)

着目方位	3号機		4号機	
	既許可	今回	既許可	今回
N	<u>75</u>	<u>80</u>	80	80
NNE	<u>110</u>	<u>115</u>	110	110
NE	<u>135</u>	<u>140</u>	140	140
ESE	85	85	90	90
SE	55	55	60	60
SSE	<u>55</u>	<u>60</u>	<u>55</u>	<u>60</u>
S	65	65	60	60
SSW	55	55	55	55
SW	55	55	<u>50</u>	<u>45</u>
WSW	40	40	35	35
W	<u>40</u>	<u>45</u>	45	45
WNW	50	50	45	45
NW	50	50	45	45
NNW	110	110	<u>105</u>	<u>110</u>

12. 可燃性ガスの発生における水素発生量の評価への影響について

原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化のうち「可燃性ガスの発生」においては、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している。

評価においては、事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素についてその発生量を求め、原子炉格納容器内の水素の濃度が事故発生後少なくとも30日間は4%以下であることを確認している。

本資料においては、蒸気発生器取替えによる原子炉冷却材喪失時の冷却材挙動の変化により、原子炉格納容器内温度がわずかに上昇することに伴う、水素発生量への影響について説明する。

(1) 水素発生過程

原子炉冷却材喪失後の原子炉格納容器内に蓄積される水素の発生源は、次の3つに大別される。

a. 放射線による水の分解

(a) 炉心内の冷却水の分解

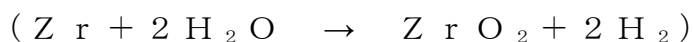
(b) サンプ水の分解

<蒸気発生器取替えに伴う影響>

炉心内蓄積量に変更がないため、線源強度についても変更なく、蒸気発生器取替えによる影響はない。

b. 水-金属反応

ジルコニウム燃料被覆管及びジルカロイグリッドと高温水との反応



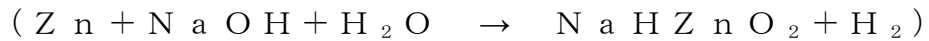
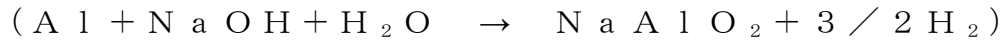
<蒸気発生器取替えに伴う影響>

ECCS 性能評価において全炉心平均ジルコニウム-水反応量が蒸気発生器取替え前後で0.3%以下と変わらず、安全評価指針に従い解析結果の5倍である1.5%を可燃性ガスの発生割合における水-金属反応割合として設定しているため、蒸気発生

器取替えによる影響はない。

c. スpray水による金属の腐食

原子炉格納容器スプレイ水中の苛性ソーダ(N a O H)によるアルミニウム及び亜鉛の腐食反応

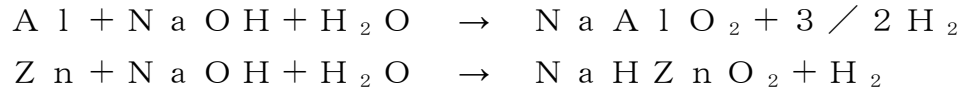


<蒸気発生器取替えに伴う影響>

スプレイ水による金属の腐食のうちアルミニウムの腐食反応による水素の発生量は、蒸気発生器取替えにより原子炉格納容器内温度が高くなるため影響がある。

(2) スプレイ水による金属の腐食による水素発生量の計算方法

原子炉格納容器スプレイ水中の苛性ソーダによるアルミニウム及び亜鉛の腐食^(注1)による水素発生量は、以下の反応より次式で求める。



$$H_{\text{Al}}(t) = \frac{S_{\text{Al}} \times R_{\text{Al}}(t)}{27} \times 1.5 \times 22.4 \times 10^{-3} \dots\dots\dots(1)$$

$$H_{\text{Zn}}(t) = \frac{S_{\text{Zn}} \times R_{\text{Zn}}(t)}{65.4} \times 1.0 \times 22.4 \times 10^{-3} \dots\dots\dots(2)$$

ここで、

- $H_{\text{Al}}(t)$: アルミニウムの腐食による水素発生量 (m^3)
- S_{Al} : アルミニウムの表面積 (m^2)
- $R_{\text{Al}}(t)$: アルミニウムの腐食量^(注2) (g/m^2)
- $H_{\text{Zn}}(t)$: 亜鉛の腐食による水素発生量 (m^3)
- S_{Zn} : 亜鉛の表面積 (m^2)
- $R_{\text{Zn}}(t)$: 亜鉛の腐食量 (g/m^2)
- 27 : アルミニウムの原子量 (g/mol)
- 65.4 : 亜鉛の原子量 (g/mol)
- 1.5 : 1mol のアルミニウムの腐食反応により発生する水素分子の物質質量
- 1.0 : 1mol の亜鉛の腐食反応により発生する水素分子の物質質量
- 22.4×10^{-3} : 理想気体 1mol あたりの体積 (m^3/mol) (0°C 、1atm)

(注1) スプレイ水には、NaOH が含まれていることから pH は 9~10 程度である。この pH 領域では、アルミニウムに対しては腐食を生じるが、亜鉛については不動態⁽¹⁾を形成し腐食は抑制される。ただし、評

⁽¹⁾ 金属表面に酸化皮膜を生成し、腐食をおこさない状態。

価上は保守側に一定の腐食率を設定している。
 (注2) 事故後30日のアルミニウムの腐食量

一方、腐食領域にあるアルミニウムは、温度により腐食率が変動することから、蒸気発生器取替えにより保有水量が増加し原子炉格納容器内温度が上昇することで、腐食率は増加し水素発生量は増加する。

表1に事故後の時間におけるアルミニウムの腐食率を示す。事故後30日のアルミニウムの腐食量は、表1の腐食率を積算した値となる。

表1 事故後の各時間におけるアルミニウム腐食率

事故後の時間	アルミニウム腐食率	
	変更前	変更後
0～1,000 秒		
1,000～8,400 秒		
8,400～10,000 秒		
10,000～34,000 秒		
34,000～100,000 秒		
100,000～340,000 秒		
340,000 秒以上		

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3. 評価結果

上述の評価条件により事故後30日での水素発生量及び水素濃度を評価すると表2のとおりである。

また、スプレイ水と金属の腐食反応により発生する水素の全体への寄与割合は表3のとおりである。

表2及び表3より、全体の水素発生量に対して蒸気発生器取替えによる影響を受けない放射線による水の分解の寄与が大きく、アルミニウムの腐食による水素発生量は変更前と同程度となることから、事故後30日での水素濃度への影響は有意ではなく、既許可の評価結果約3.0%から変更はない。

表2 事故後30日における水素発生量及び水素濃度

項目	変更前	変更後
炉心内の冷却水の分解	約 $9.5 \times 10^2 \text{ m}^3$	同左
サンプル水の分解	約 $4.6 \times 10^2 \text{ m}^3$	同左
ジルコニウム-水反応	約 $1.4 \times 10^2 \text{ m}^3$	同左
アルミニウムの腐食	約 $2.0 \times 10^2 \text{ m}^3$	約 $2.0 \times 10^2 \text{ m}^3$
亜鉛の腐食	約 $2.6 \times 10^1 \text{ m}^3$	同左
水素発生量合計	約 $1.8 \times 10^3 \text{ m}^3$	同左
水素濃度	約 3.0%	同左

表3 事故後30日における発生過程別の水素発生割合

項目		合計発生量に対する 発生割合 (事故後30日)
水の放射線分解 による発生	炉心水	約 54%
	サンプル水	約 26%
化学反応による 発生	ジルコニウム-水反応	約 8%
	金属の腐食反応	約 13%
合計 (注1)		100%

(注1) 発生割合の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

13. 蒸気発生器取替えに伴う影響事象について

(1) 事象選定の考え方について

本申請において、「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）」に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して、蒸気発生器取替え（以下「SGR」という。）によるSG関連データの変更を踏まえて影響がある事象（以下「影響事象」という。）を選定し、これら事象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を確認している。

今回のSGRに伴い変更となるSG関連データを表1、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故における影響事象を表2に示す。本申請においては、影響事象に対して申請書記載を変更している。

影響事象の選定は、公開文献「蒸気発生器伝熱管施栓率及び蒸気発生器型式相違に係わる安全評価への影響について（平成18年10月・三菱重工業・MHI-NES-1037）」（以下「本公開文献」という。）に従って実施している。本公開文献では、国内の他プラントで過去行われてきたSGRに伴う安全評価の実績等を踏まえ、SG型式相違等に係る安全評価への影響及び事象選定の考え方がまとめられており、SG型式相違による影響事象が図1の通り示されている。本申請においては、SG関連データのうち、1次冷却材保有水量（③）、SG2次側保有水量（④）及び主給水管最小流路断面積（⑤）が変更となるため、図1にて示されている、③、④及び⑤に紐づく事象を影響事象として選定している。なお、③に紐づく事象のうち、「冷却材温度変化、膨張量等に影響」に分類される事象については、「原子炉冷却材喪失」等と比べて影響は小さいとされているため、本申請の影響事象として選定していない。

表1 SG関連データのSGR前後比較

分類	SG関連データ	現行SG (51F型)	SGR後 (54FII型)
①	伝熱能力(Wt/°C)	<input type="text"/>	同左
②	SG1次系圧力損失(MPa)	<input type="text"/>	同左
③	1次冷却材保有水量(m ³)	263	271
④	SG2次側保有水量(ton/基)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
⑤	主給水管最小流路断面積(m ²)	<input type="text"/>	<input type="text"/>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 2 今回の SGR による影響事象

分類	安全評価事象	影響有無※1	要因
運転時の異常な過渡変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	—
	制御棒の落下及び不整合	—	—
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○※2	③
	原子炉冷却材流量の部分喪失	—	—
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	—
	外部電源喪失	—	—
	主給水流量喪失	○※2	④
	蒸気負荷の異常な増加	—	—
	2次冷却系の異常な減圧	—	—
	蒸気発生器への過剰給水	—	—
	負荷の喪失	—	—
	原子炉冷却材系の異常な減圧	—	—
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	—
設計基準事故	原子炉冷却材喪失(ECCS性能評価)	○	③
	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	○	④,⑤
	主蒸気管破断	—	—
	制御棒飛び出し	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	—	—
	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器内圧評価)	○	③
	可燃性ガスの発生	○※2	③
	放射性気体廃棄物処理施設の破損(事故時被ばく)	○※2	③
	蒸気発生器伝熱管破損(事故時被ばく)	○	③
	燃料集合体の落下(事故時被ばく)	—	—
	原子炉冷却材喪失(事故時被ばく)	○※2	③
制御棒飛び出し(事故時被ばく)	—	—	

※1 本公開文献で影響事象と整理されているものを「影響有」で「○」としている。

※2 本申請において評価した結果、評価への影響は有意ではなかった事象。

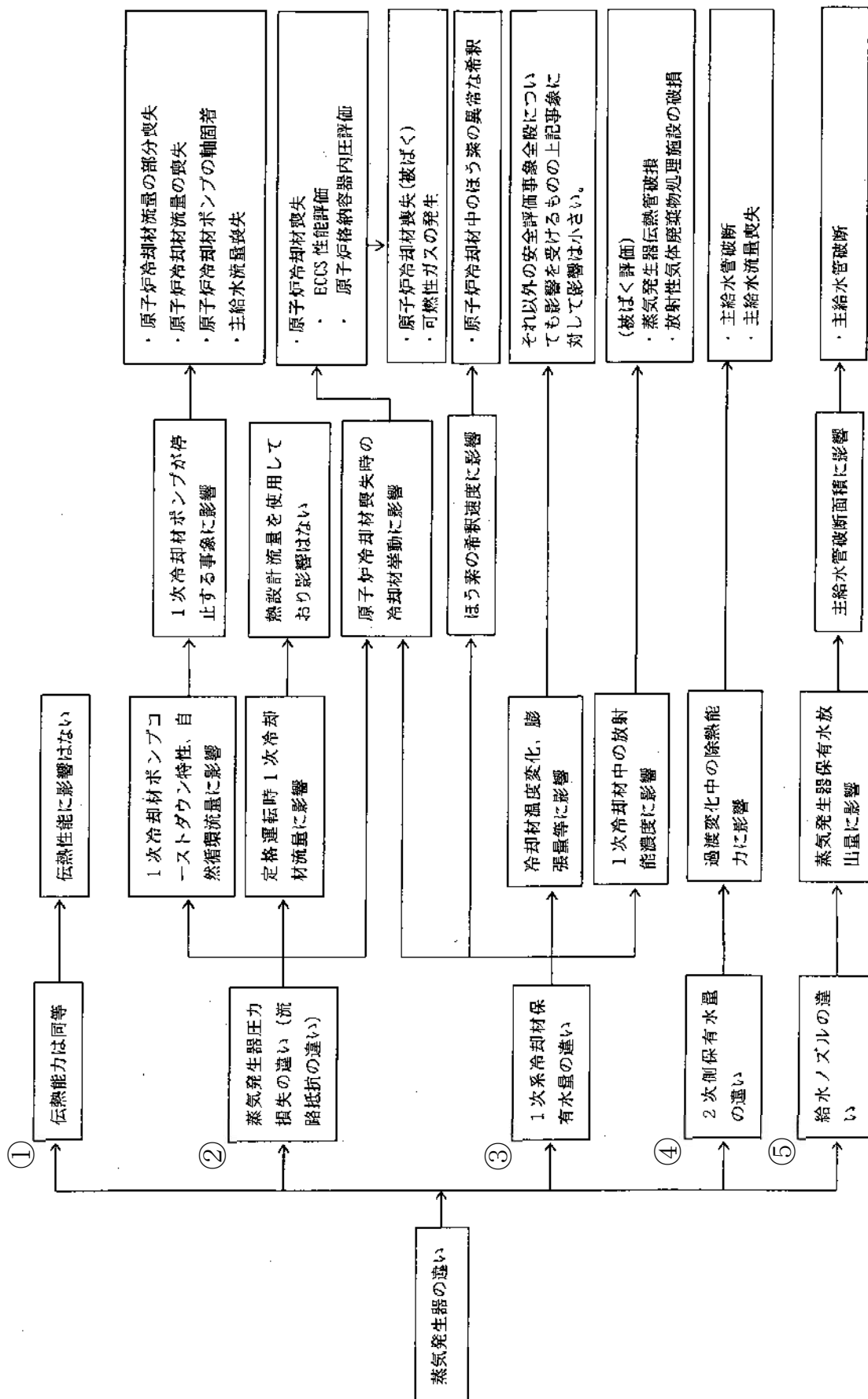


図 1 SG 型式相違に係る安全評価への影響

また、至近実績として、高浜 1, 2 号炉の高燃焼度燃料導入他に係る申請（2010 年 4 月許可）において、SG 型式の異なる高浜 1 号炉（54F 型）及び高浜 2 号炉（52F 型）に対し、本公開文献で影響事象として整理されているものはプラント毎の評価結果を、それ以外の事象は影響が小さいため代表として高浜 2 号炉の評価結果を申請している。

高浜 1 号炉及び高浜 2 号炉の SG 関連データを表 3、プラント間の SG 型式相違による影響事象を表 4 に示す。

表 3 高浜 1, 2 号炉の高燃焼度燃料導入他に係る申請における SG 関連データの号炉間比較

分類	SG 関連データ	高浜 1 号炉 (54F 型)	高浜 2 号炉 (52F 型)
①	伝熱能力(Wt/°C)	<input type="text"/>	同左
②	SG1 次系圧力損失(MPa)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
③	1 次冷却材保有水量(m ³)	266	264
④	SG2 次側保有水量(ton/基)	<input type="text"/>	<input type="text"/>
⑤	主給水管最小流路断面積(m ²)	<input type="text"/>	同左

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 4 高浜 1, 2 号炉の高燃焼度燃料導入他に係る申請における
SG 型式相違による影響事象

分類	安全評価事象	影響 有無	要因
運転時の異常 な過渡変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	—	—
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	—	—
	制御棒の落下及び不整合	—	—
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	③
	原子炉冷却材流量の部分喪失	○*	②
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	—
	外部電源喪失	—	—
	主給水流量喪失	○	②, ④
	蒸気負荷の異常な増加	—	—
	2 次冷却系の異常な減圧	—	—
	蒸気発生器への過剰給水	—	—
	負荷の喪失	—	—
	原子炉冷却材系の異常な減圧	—	—
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	—	—
設計基準事故	原子炉冷却材喪失(ECCS 性能評価)	○	③
	原子炉冷却材流量の喪失	○*	②
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	○*	②
	主給水管破断	○	④
	主蒸気管破断	—	—
	制御棒飛び出し	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損	—	—
	原子炉冷却材喪失(原子炉格納容器内圧評価)	○	③
	可燃性ガスの発生	○	③
	放射性気体廃棄物処理施設の破損(事故時被ばく)	○*	③
	蒸気発生器伝熱管破損(事故時被ばく)	○	③
	燃料集合体の落下(事故時被ばく)	—	—
	原子炉冷却材喪失(事故時被ばく)	○	③
制御棒飛び出し(事故時被ばく)	—	—	

※ 本公開文献で影響事象として整理されているが、プラント毎に評価した結果、申請書記載値としてはプラント間で差異がなかった事象。

(2) その他安全評価事象について

本公開文献において示されている通り、影響事象の選定にあたっては、SG 型式相違に伴う影響を網羅的に抽出しており、このうち、1次冷却材保有水量の変化に伴う1次冷却材の温度変化や膨張等についても抽出しているが、これは他に比べ影響は小さいとしている。

今回のSGRにおいて、この物理現象に関係する事象を「その他安全評価事象」とし、影響は有意ではないとして整理した。

この物理現象の一般的な概念について、図2に示す。入熱が一定の条件下では、全体の水量が多ければ温度上昇はその分緩慢になる(①)一方、全体の水量が多ければ一定の温度上昇に伴う体積変化(膨張)量はその分大きくなる(②)。結果として、①と②の効果が相殺することから、全体の水量の差異による体積変化(膨張)量は同等となる。

今回のSGRによる1次冷却材保有水量の変化に伴う1次冷却材の温度変化や膨張(圧力上昇)等においても同様であり、上記の通りこの物理現象の影響は小さく、これに関係する「その他安全評価事象」への影響は有意ではない。

なお、「その他安全評価事象」の代表例として、「負荷の喪失」におけるSGR前後の解析の比較結果を図3に示すが、プラント挙動に差異はほとんどない。

上記を踏まえ、「その他安全評価事象」については、本公開文献においてSG型式相違に伴う影響は小さいとされていること、今回のSGRによる1次冷却材の温度変化や膨張等の物理現象の影響は小さいことから、本申請の影響事象として選定していない。

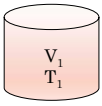
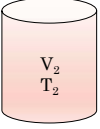
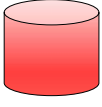
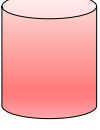
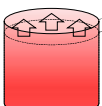
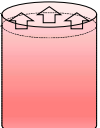
水の状態	水の概念図 (水量小)	水の概念図 (水量大)	説明
通常 ($V_1 < V_2$ $T_1 = T_2$)			水量(V)に差異がある2つの状態を想定。 (水の初期温度(T)は同じ)
入熱 ΔQ (一定) ↓ 温度上昇 ($\Delta T_1 > \Delta T_2$)			熱容量(水量)の大きい方が温度上昇は緩慢になる。
↓ 体積変化 ↓ 膨張 ($\Delta V \propto V \cdot \Delta T$ $\Delta T \propto \Delta Q / V$ $\Rightarrow \Delta V \propto \Delta Q$ (一定))			水量が大きいと体積変化(膨張)量が大きくなる。 一方で、温度上昇は緩慢になるため、体積変化(膨張)量が小さくなる側面もある。 このため、 <u>水量の差異による体積変化(膨張)量は同等である。</u>

図2 水の温度変化・膨張等に係る物理現象の概念図

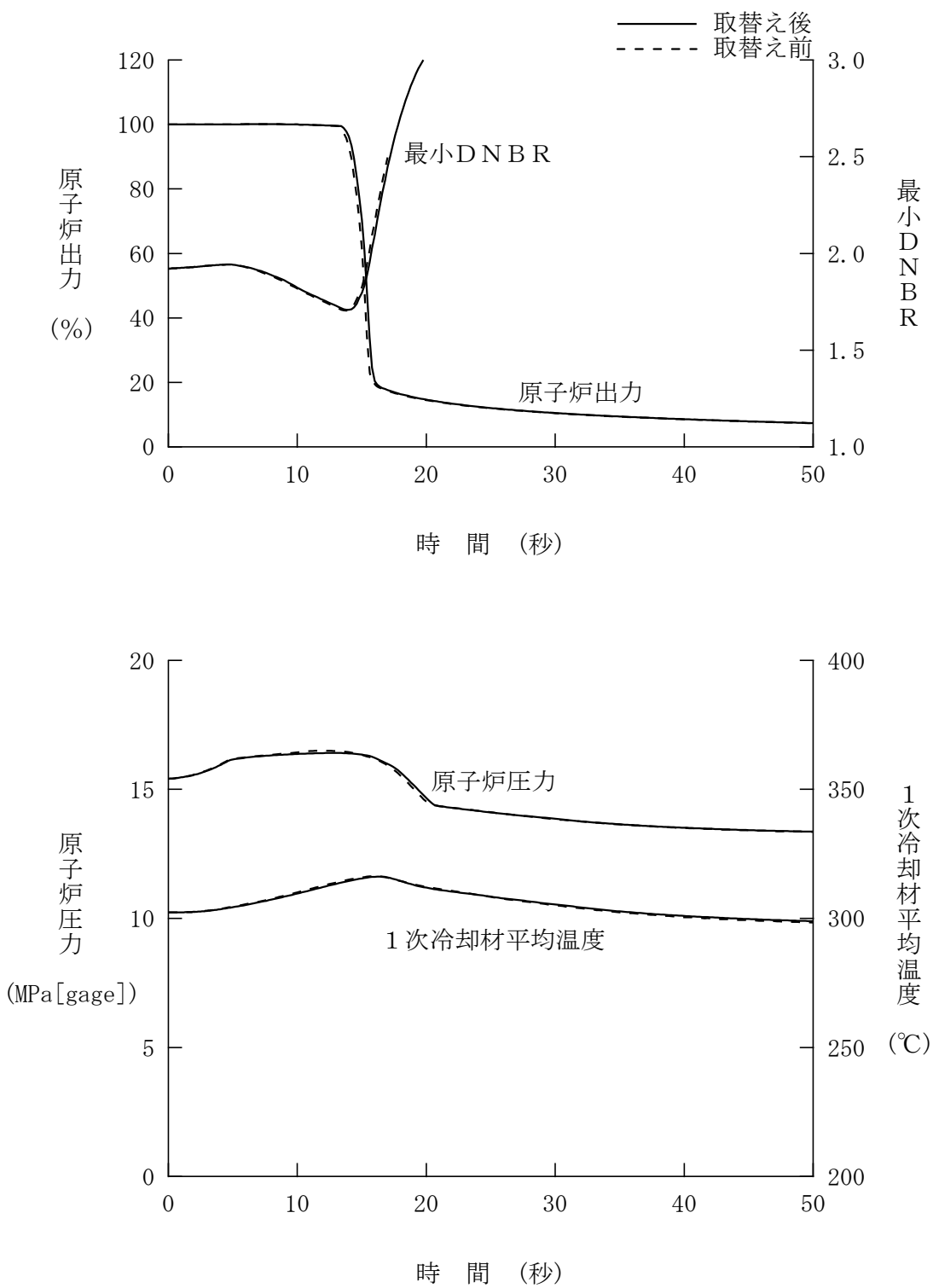


図 3 SGR 前後の解析の比較(負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動)

(3) 安全評価への影響程度に係る記載の使い分けについて

本申請に係る安全審査資料において、安全評価への影響程度に応じて、以下のとおり記載を使い分けている。

○SG 関連データ等

設計値が明らかに増加(低下)したもの(a)は、「増加(低下)」と表現し、増加(低下)がわずかなもの(b)は「わずかに増加(低下)」と表現している。

(例)

(a)主給水管最小流路断面積： ⇒

(b)1次冷却材保有水量： $263\text{m}^3 \Rightarrow 271\text{m}^3$ (約3%の増加)

○評価結果

評価値が表記上変更とならなかったもの(c)は、「影響は有意ではない」と表現している。また、SG 関連データ等の設計値が「増加(低下)」したことで評価値が変更となったもの(d)などは、「増加(低下)」と表現し、SG 関連データ等の設計値が「わずかに増加(低下)」したことで評価値が変更となったもの(e)は「わずかに増加(低下)」と表現している。

(例)

(c)主給水管破断(圧力評価)：約 $18.2\text{MPa} \Rightarrow$ 約 18.2MPa

(d)主給水管破断(最小 DNBR 評価)：約 $1.66 \Rightarrow$ 約 1.58

(e)蒸気発生器伝熱管破損(事故時被ばく)：約 $2.8\text{mSv} \Rightarrow$ 約 2.7mSv

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

美浜 1 号機及び美浜 2 号機の SGR について

高浜 3, 4 号機 SGR に伴う影響事象の選定は、本公開文献に基づき選定している。

一方、美浜 1 号機及び美浜 2 号機における SGR では、全事象に対する解析を実施している。これは、美浜 1 号機および 2 号機における SGR による設計変更が大きく、SG 関連データへの影響が大きかったためである。

表 1 に美浜 1 号機、表 2 に美浜 2 号機の SG 関連データの SGR 前後の比較表を示す。

表 1 美浜 1 号機 SGR 前後の SG 関連データ

SG 関連データ	SGR 前 (CE 型)	SGR 後 (35F 型)	変化率
1 次側圧力損失 (kg/cm ²)	□	□	約 50% 減少
1 次冷却材体積 (m ³ /基)	16	22	約 40% 増加
2 次側保有水量 (ton/基)	23	38	約 65% 増加
主給水管の最小流路断面 (m ²)	□	□	約 40% 減少

表 2 美浜 2 号機 SGR 前後の SG 関連データ

SG 関連データ	SGR 前 (44 型)	SGR 後 (46F 型)	変化率
1 次側圧力損失 (kg/cm ²)	□	□	約 30% 減少
1 次冷却材体積 (m ³ /基)	24	28	約 20% 増加
2 次側保有水量 (ton/基)	39	45	約 15% 増加
主給水管の最小流路断面 (m ²)	□	□	約 35% 増加

美浜 1 号機及び美浜 2 号機における SG 関連データの変動を踏まえても、SG 関連データの変更による、その他安全評価事象における評価結果への影響は軽微であることを確認している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

また、影響事象については、他の SGR の解析結果と同様に、評価結果への影響を確認しており、これらの解析結果を踏まえて、本公開文献は作成されている。

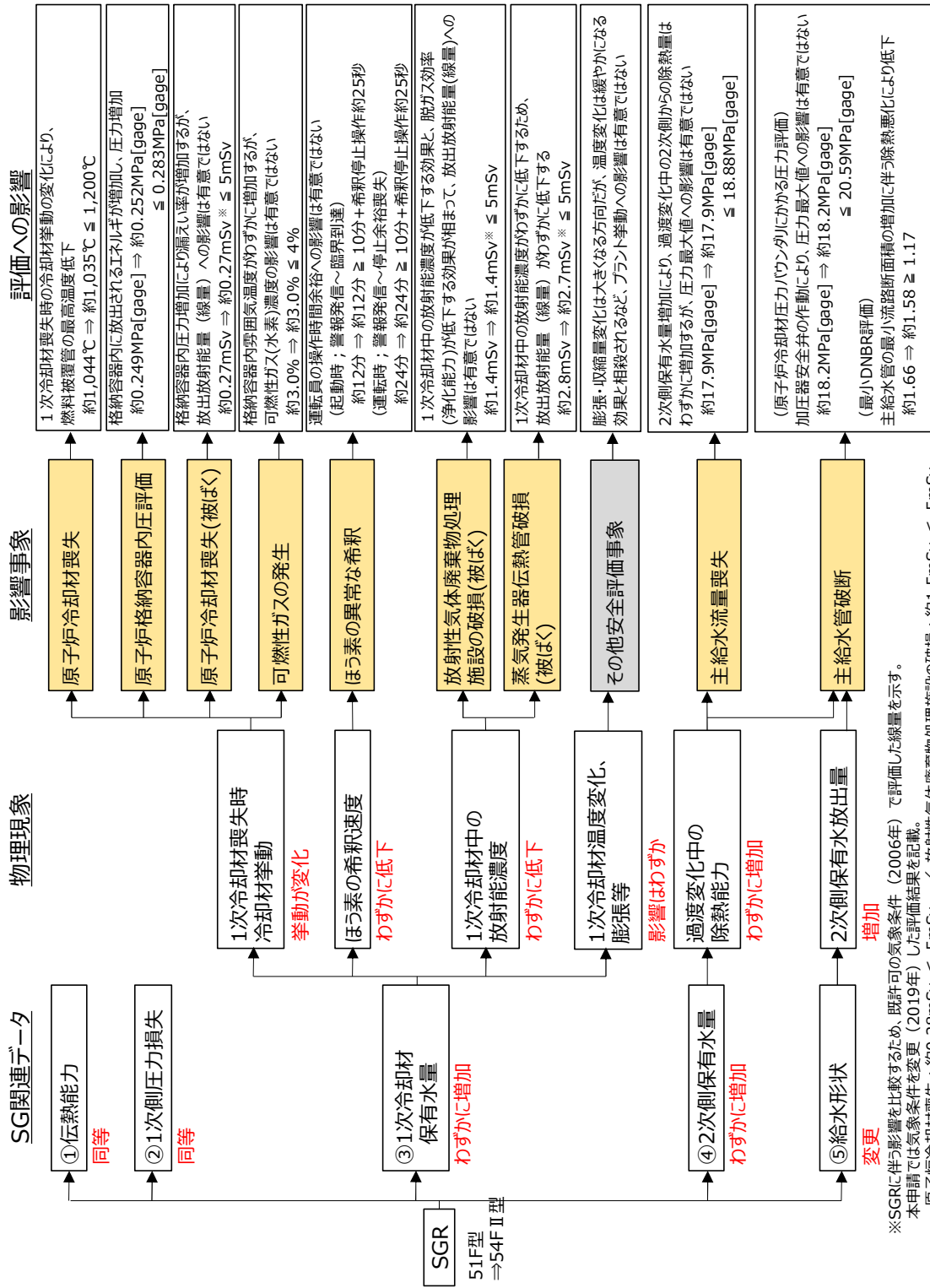
高浜 3, 4 号機における SG 関連データの変動は、美浜 1 号機および 2 号機に比べ、大幅に小さく、その影響は更に限定的であることから、本公開文献に基づく事象選定結果は妥当である。

高浜 3, 4 号機における SG 関連データの SGR 前後の比較表を表 3 に示す。

表 3 高浜 3, 4 号機 SGR 前後の SG 関連データ

SG 関連データ	SGR 前 (51F 型)	SGR 後 (54F II 型)	変化率
1 次側圧力損失 (MPa)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	変化なし
1 次冷却材体積 (m ³ /基)	31	33	約 6% 増加
2 次側保有水量 (ton/基)	50	51	約 2% 増加
主給水管の最小流路断面 (m ²)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	約 48% 増加

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



※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 / 放射能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

参考図 SGR による安全評価への影響

14. 添付書類十における参考文献の最新化について

本申請において、添付書類十の 1.4 参考文献に記載している内容を最新化している。参考文献の最新化の状況を表 1 に示す。また、改訂内容及び本申請との関係性について、表 2 に示す。参考文献の改訂内容は形式的なものなど、本申請に関係性のないものである。

表 1 添付書類十参考文献の最新化状況

参考文献		本申請
既許可		
(1) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」 MAPI-1075 改1 三菱原子力工業、昭和63年	(1) 「三菱新DNB相関式(MIRC-1)について」 MAPI-1075 改4 三菱重工業、平成18年	
(2) 「統計的熱設計手法について」 MAPI-1076 改1 三菱原子力工業、昭和63年		同左
(3) 「三菱PWRのMOX燃料装荷炉心の安全評価について」 MAPI-1088 改3 三菱重工業、平成10年		同左
(4) 「三菱PWRの事故解析コードの概要」 MAPI-1017 改2 三菱原子力工業、昭和52年		同左
(5) 「三菱PWRの事故解析コードの検証」 MAPI-1058 三菱原子力工業、昭和55年		同左
(6) 「THINC-IIIコードの概要」 MAPI-1072 三菱原子力工業、昭和59年		同左
(7) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改1 三菱原子力工業、昭和51年	(7) 「DNB相関式について」 MAPI-1029 改3 三菱重工業、平成16年	
(8) 「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6 三菱原子力工業、昭和63年	(8) 「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	
(9) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2 三菱原子力工業、平成2年		同左
(10) 「PWR非常用炉心冷却系安全評価解析コード」 MAPI-1035 改1 三菱原子力工業、昭和51年	(10) 「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	
(11) 「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6 三菱原子力工業、昭和63年	(11) 「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	
(12) 「ジルコニウム-水蒸気反応速度式」 MAPI-1057 改1 三菱原子力工業、昭和56年		同左
(13) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures, III, Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」 L.Baker, L.C.Just, ANL-6548, 1962		同左

表 2 改訂内容及び本申請との関係性

No	改訂内容	関係性
(1)	<p>① 19×19 型燃料集合体向け DNB 試験データ及び試験解析の記載削除 (改 1→改 2)</p> <p>② 原燃工 17×17 ジルカロイグリッド燃料に対する説明を追加 (改 2→改 3)</p> <p>③ 相関式の適用範囲に係る一部説明の充実(改 3→改 4)</p>	<p>改訂内容①は 19×19 型燃料集合体の記載を削除したものであり、本申請に関係性はない。改訂内容②は原燃工製ジルカロイグリッド燃料の情報の追加であり、ジルカロイグリッド燃料を使用していないため、本申請に関係性はない。改訂内容③は説明の充実であり内容に変更はなく、本申請に関係性はない。</p>
(7)	<p>① SI 単位化 (改 1→改 2)</p> <p>② 相関式の適用範囲に係る一部説明の充実(改 2→改 3)</p>	<p>改訂内容①は形式的な変更であり、本申請に関係性はない。改訂内容②は説明の充実であり内容に変更はなく、本申請に関係性はない。</p>
(8)	<p>① 日本原子力学会推奨の崩壊熱モデルの記載の追加(改 6→改 7)</p> <p>② LOCTA-M の酸化計算修正に伴う検証解析結果見直し記載 (改 7→改 8)</p>	<p>改訂内容①について、本申請では既許可と同様、改 6 に記載の米国原子力学会推奨の崩壊熱モデルを適用しており、影響はない。改訂内容②の修正モデルは既許可で適用しており、本申請に関係性はない。</p>
(10)	<p>MAPI-1035 改 1 は、SATAN-VI コードの ECCS 性能評価解析及び CV 内圧評価の双方への適用について記載したものの、MHI-NES-1016 では、SATAN-VI コードの CV 内圧評価への適用のみ記載したものととして新規作成したものの</p>	<p>既許可より、SATAN-VI コードは CV 内圧評価へのみ適用しており、本申請においても変わらないことから、関係性はない。</p>
(11)	<p>SATAN-M (Small LOCA) に AESJ 推奨の崩壊熱モデルの記載追加</p>	<p>(8) の改訂内容①と同様、関係性はない。</p>

15. 解析における入力条件の設定根拠について

添付1～3で整理して示した安全評価事象における解析条件の使用値等の設定根拠について、以下のとおり補足する。

1. 運転時の異常な過渡変化

1-1. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（プラント起動時）

評価条件	使用値	設定根拠
希釈流量	81.8m ³ /h	希釈流量については起動時の実機の希釈流量の設計値を上回る値を使用している。 起動時は1次冷却系(以下「RCS」という。)圧力が低く、充てん/高压注入ポンプ(以下「CH/SIP」という。)のRCSへの充てん能力は大きい、1次系補給水ポンプ(以下「PMWP」という。)によるCH/SIPの吸込部への補給能力が追いつかないため、PMWPの補給能力が制限となる。なお、CH/SIPによって、希釈水をRCSへ送るためには、CH/SIPのNPSHを満足する必要があるため、これを考慮する。 起動時：設計値 約78.7m ³ /h、安全解析使用値81.8m ³ /h
臨界ほう素濃度	1,850ppm	平衡炉心の臨界ほう素濃度評価値（約1,350ppm）+核的不確定性（100ppm）+取替炉心による変動分（400ppm）の合計値

1-2. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈（出力運転時）

評価条件	使用値	設定根拠
希釈流量	37.5m ³ /h	希釈流量については出力運転時の実機の希釈流量の評価値を上回る値を使用している。 RCS圧力が高く、CH/SIPのRCSへの充てん能力がPMWPによる補給能力よりも小さいので、CH/SIPの充てん能力が制限となる。 出力運転時：評価値 約35.6m ³ /h、安全解析使用値37.5m ³ /h
原子炉冷却材初期ほう素濃度	1,900ppm	平衡炉心のほう素濃度評価値（約1,550ppm）+核的不確定性（50ppm）+取替炉心による変動分（300ppm）の合計値。
停止余裕喪失時ほう素濃度	1,720ppm	初期ほう素濃度1,900ppm から停止余裕分を差し引いて算出した値であり、計算式は下式のとおり。 $\text{停止余裕喪失時ほう素濃度} = 1900 + \frac{A}{B} = 1720\text{ppm}$ A：反応度停止余裕 = 1.8%Δk/k B：ほう素値 = -10×10 ⁻⁵ Δk/k/ppm

2. 設計基準事故時の被ばく評価

2-1. 共通

評価条件	使用値	設定根拠						
原子炉運転時間	最高30,000時間	以下の計算式で算出される平衡炉心の炉内滞在時間に対して、最高30,000時間として評価を実施している。 $(\text{原子炉運転時間}) = \frac{(\text{取替燃料集合体平均燃焼度}) \times (\text{炉心全ウラン・プルトニウム量})}{(\text{炉心熱出力})}$ <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <tr> <td>取替燃料集合体平均燃焼度(MW)</td> <td>約40000[MWd/t]</td> </tr> <tr> <td>炉心全ウラン・プルトニウム量[t]</td> <td>約72</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力[MWt]</td> <td>2,652</td> </tr> </table>	取替燃料集合体平均燃焼度(MW)	約40000[MWd/t]	炉心全ウラン・プルトニウム量[t]	約72	炉心熱出力[MWt]	2,652
取替燃料集合体平均燃焼度(MW)	約40000[MWd/t]							
炉心全ウラン・プルトニウム量[t]	約72							
炉心熱出力[MWt]	2,652							

2-2. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

評価条件	使用値	設定根拠
化学体積制御系浄化流量	13.6 m ³ /h	この流量は、通常運転時に被ばく低減の観点から設定している数値であり、RCSの通常運転圧力において、当該流量が確保できるように抽出オリフィスを設計している。
体積制御タンク気相部体積	5.1 m ³	化学体積制御タンクガスバージ時の代表的な気相部体積として、化学体積制御タンクの容量約8.5m ³ の60%値を使用している。
体積制御タンク気相部バージ流量	1.2 Nm ³ /h	線量目標値審査指針に示す体積制御タンクバージ流量（330Nm ³ /s）を使用している。 （330Nm ³ /s×3600s≒1.2 Nm ³ /h）

2-3. 燃料集合体の落下

評価条件	使用値	設定根拠										
燃料集合体出力	26.4MWt	<p>燃料集合体の落下の評価において最大出力燃料集合体の出力として、高浜3号炉及び4号炉は、26.4MWtを使用している。これは、炉心熱出力及び炉心内の燃料集合体数を基に燃料集合体1体の平均出力を求め、これに対して$F_{\text{品}}^N$設計値を考慮して最大出力燃料集合体出力としている。</p> <p>燃料集合体1体の平均出力(MW) : $Q_{AV} = \frac{Q_{RE}}{N_{ASSY}} \times \kappa_Q$</p> <p>最大出力燃料集合体出力(MW) : $Q_{HA} = Q_{AV} \times \boxed{}$</p> <table border="1"> <tr> <td>Q_{RE} : 炉心熱出力(MW)</td> <td>2652</td> </tr> <tr> <td>N_{ASSY} : 炉心内の燃料集合体数</td> <td>157</td> </tr> <tr> <td>κ_Q : 熱出力誤差</td> <td>1.02</td> </tr> <tr> <td>$F_{\Delta H}^N$: 核的エンタルピ上昇熱水路係数の設計値</td> <td>1.60</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;"> <div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div> </td> </tr> </table>	Q_{RE} : 炉心熱出力(MW)	2652	N_{ASSY} : 炉心内の燃料集合体数	157	κ_Q : 熱出力誤差	1.02	$F_{\Delta H}^N$: 核的エンタルピ上昇熱水路係数の設計値	1.60	<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div>	
Q_{RE} : 炉心熱出力(MW)	2652											
N_{ASSY} : 炉心内の燃料集合体数	157											
κ_Q : 熱出力誤差	1.02											
$F_{\Delta H}^N$: 核的エンタルピ上昇熱水路係数の設計値	1.60											
<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 20px; margin: 0 auto;"></div>												

2-4. 原子炉冷却材喪失及び制御棒飛び出し

評価条件	使用値	設定根拠
再循環系から安全補機室内への漏えい率	$4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$	再循環時の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備のポンプや弁のフランジ等からの漏えい率を合計し、余裕を持たせて、再循環水漏えい率を設定している。
再循環水体積	1,400 m^3	再循環水中の無期よう素の濃度が高くなり、放出量が厳しくなるよう、燃料取替用水タンクの通常水位から再循環切り替え開始水位までの体積を保守的に少なめに丸めた値を設定している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。