

図 1.2-8 「蒸気負荷の異常な増加」の事象過程

表 1.2-7 「蒸気負荷の異常な増加」の主要事象クロノロジ

ケース C：制御棒クラスタ自動運転・サイクル初期

| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|---------|
| 0 | 蒸気負荷の急増 |
| 約 71～ | DNBR 最小 |
| 約 180～ | 原子炉圧力最大 |
| 300 | 計算終了 |

ケース D：制御棒クラスタ自動運転・サイクル末期

| 時刻 (秒) | 事 象 |
|----------|---------|
| 0 | 蒸気負荷の急増 |
| 約 3～約 23 | 原子炉圧力最大 |
| 約 62～ | DNBR 最小 |
| 300 | 計算終了 |

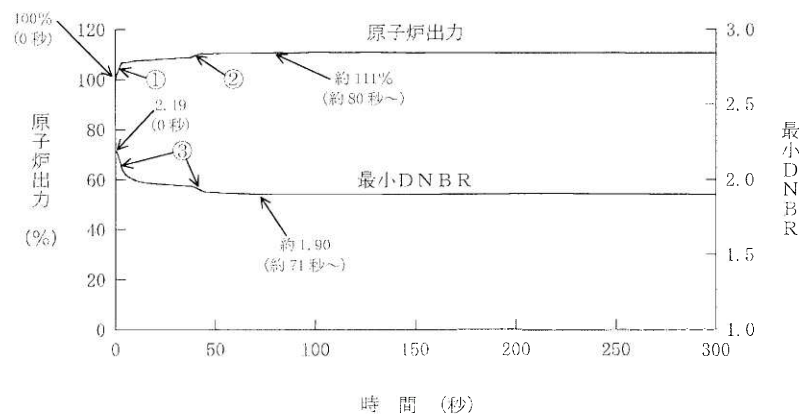
表 1.2-8 「蒸気負荷の異常な増加」の解析条件及び解析結果

①ケース C (制御棒自動運転 サイクル初期)

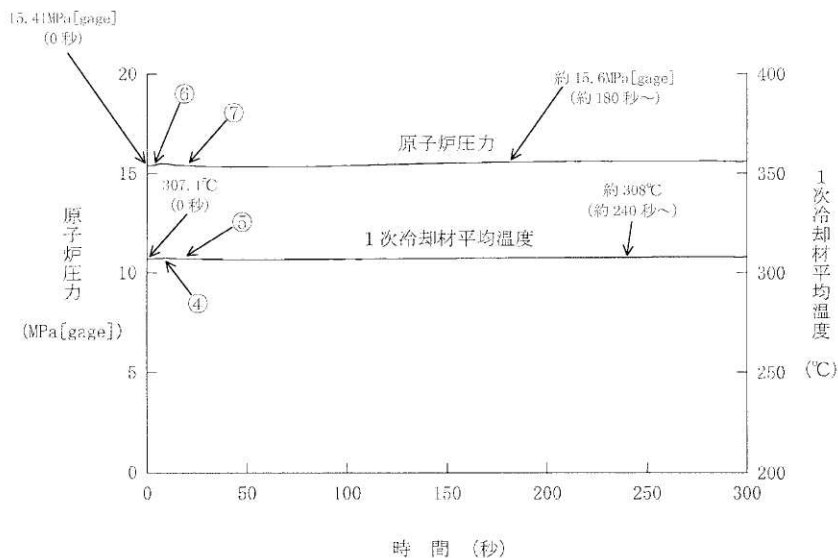
②ケース D (制御棒自動運転 サイクル末期)

| 項 目 | | 解析件名 | |
|------------------|--|--|---|
| | | 蒸気負荷の異常な増加 (制御棒クラスタ自動運転) 注 | |
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 | 蒸気流量 10%急増 | 2次冷却系の弁(蒸気加減弁)1個誤開時を上回る値 |
| | 減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | ①0 ②0.51 | サイクル初期(出力運転時の最小値) サイクル末期(出力運転時の最大値) |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図 1.1-5 の下限値 | 燃料温度上昇による反応度増加抑制効果を最小 |
| | 原子炉出力% | 100 | 定格値 |
| | 1次冷却材平均温度℃ | 307.1 | 同上 |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | 15.41 | 同上 |
| | 熱水路係数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62\cos$ | 熱水力設計値を使用 |
| | 単 一 故 障 | — | 解析上、安全機能の動作には至らない |
| 解 析 コ ー ド | | MARVEL | プラントの過渡応答の解析 |
| 原子炉トリップ信号 | | 原子炉トリップなし | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 最 小 D N B R | ①約 1.90 ②約 1.90 | ≥ 1.42 |
| | 燃 料 中 心 温 度 | いずれの場合にも原子炉出力は約111%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 上昇は約 0.2 以下 | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

注) ケース C 及びケース D の場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBR に関してより厳しい結果となる。

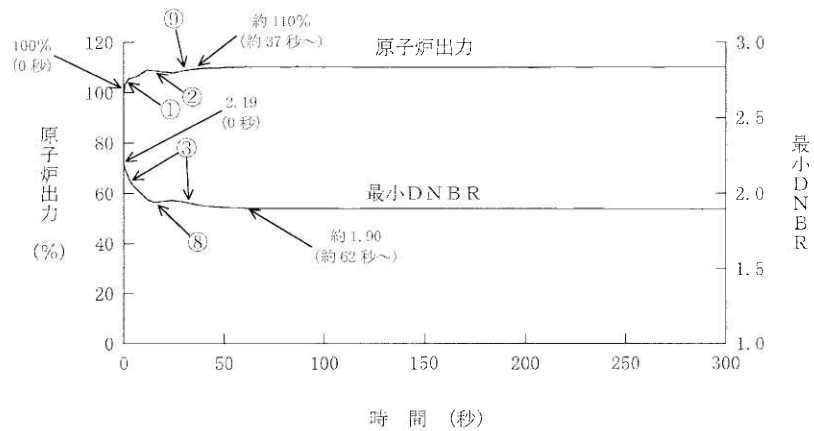


- 原子炉出力
 - ① 蒸気負荷の急増による原子炉出力とタービン出力の偏差信号に伴う制御棒自動引き抜きにより出力上昇
 - ② 1次冷却材温度がわずかに低下するため1次冷却材平均温度偏差信号による制御棒自動引き抜きにより出力上昇
- 最小DNBR
 - ③ 出力上昇に伴うDNBR低下

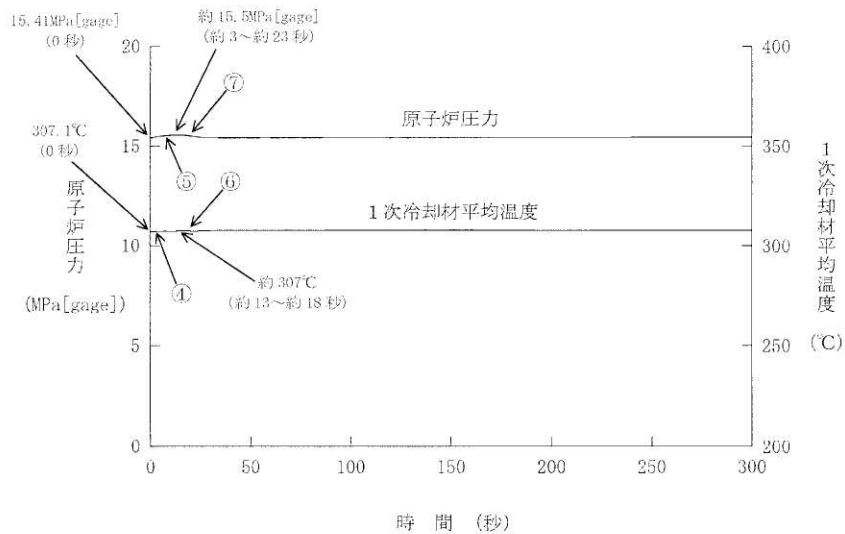


- 原子炉圧力
 - ⑥ 1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑦ 1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
- 1次冷却材平均温度
 - ④ 出力上昇に伴う温度上昇
 - ⑤ SG除熱量が出力上昇による発熱量を上回るためわずかに低下

図 1.2-9 蒸気負荷の異常な増加—ケース C
(自動運転・サイクル初期)



- 原子炉出力
 - ① 蒸気負荷の急増による原子炉出力とタービン出力の偏差信号に伴う制御棒自動引き抜きにより出力上昇
 - ② 1次冷却材温度がわずかに上昇するため、1次冷却材平均温度偏差信号による制御棒自動挿入により出力低下
 - ⑨ 1次冷却材温度がわずかに低下するため、減速材密度増加による反応度添加により出力上昇
- 最小DNBR
 - ③ 出力上昇に伴うDNBR低下
 - ⑧ 出力低下に伴うDNBR上昇



- 原子炉圧力
 - ⑤ 1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇
 - ⑦ 1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
- 1次冷却材平均温度
 - ④ 出力上昇に伴う温度上昇
 - ⑥ 出力低下に伴う温度低下

図 1.2-10 蒸気負荷の異常な増加—ケース D
(自動運転・サイクル末期)

(6) 2次冷却系の異常な減圧

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用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、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。

さらに、炉心出力分布を核設計計算コード **ANC** により求め、熱水力計算コード **THINC-III** により **DNBR** への影響を解析する。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-11 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-9 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-10 及び図 1.2-12～図 1.2-14 に示す。

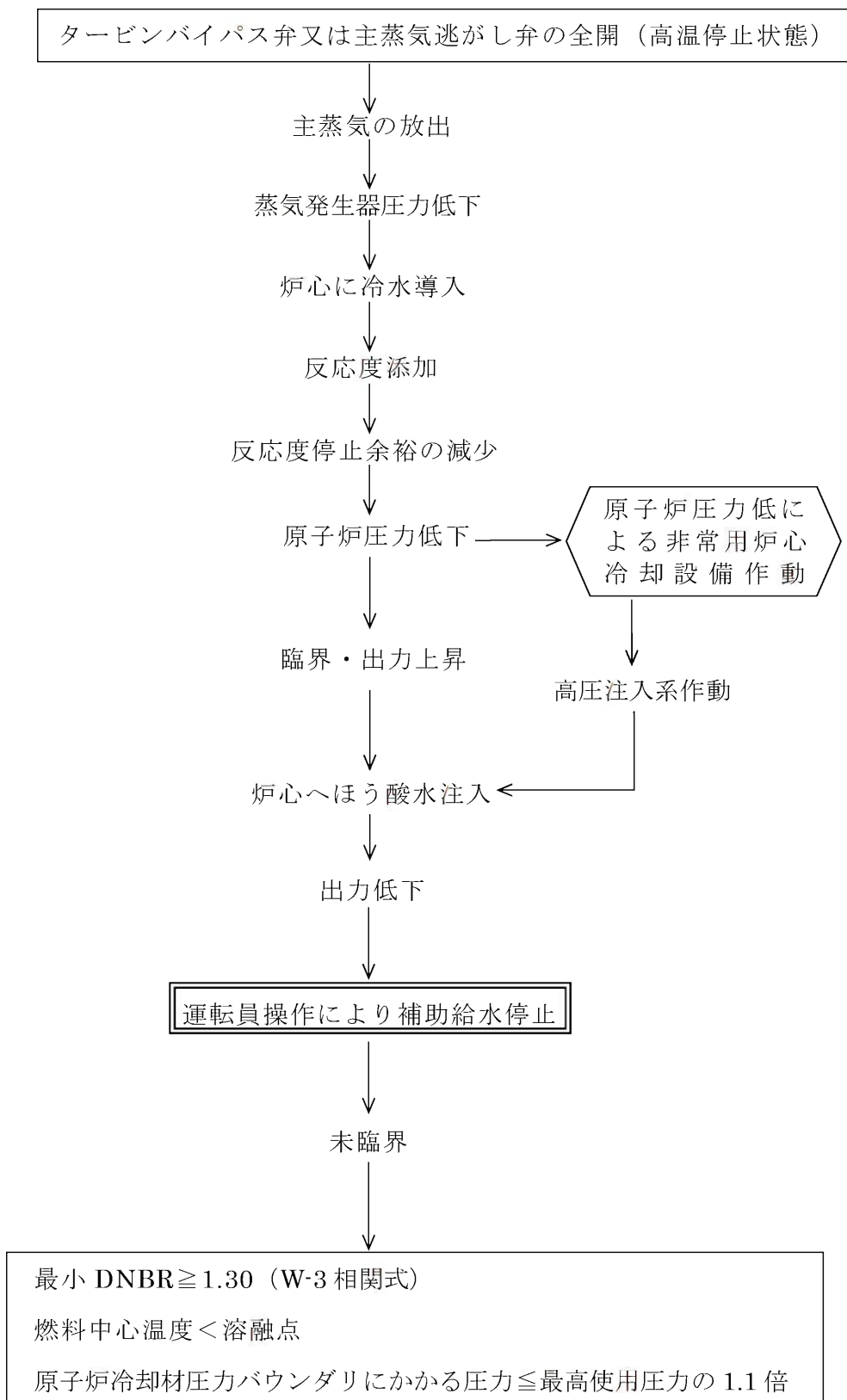


図 1.2-11 「2次冷却系の異常な減圧」の事象過程

表 1.2-9 「2次冷却系の異常な減圧」の主要事象クロノロジ

| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|-----------------------------------|
| 0 | 2次冷却系の弁の誤開放 |
| 約 159 | 「原子炉圧力低」信号による 非常用炉心冷却設備作動限界値到達 |
| 約 174 | 非常用炉心冷却設備作動 |
| 約 204 | 臨界到達 |
| 約 292 | ほう酸水が1次冷却材低温側配管に到達 |
| 約 801 | 補助給水停止 |
| | 未臨界達成 |
| 1200 | 計算終了 |

表 1.2-10 「2次冷却系の異常な減圧」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 解析件名 | |
|------------------|---|---|---|
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 (蒸気の放出量) t/h | 440 | 2次冷却系の弁のうち最大容量（タービンバイパス弁）を上回る値 |
| | 減速材密度反応度欠損 | 図 1.2-12 | 冷却による反応度添加量を最大にする |
| | ド ッ プ ラ 出 力 欠 損 | 図 1.2-13 | 出力上昇による反応度帰還量を最小にする |
| | 原 子 炉 出 力 % | 高温停止状態 | 指針の要求事項 |
| | 1 次 冷 却 材 平 均 温 度 °C | 291.7 | 高温停止時の値 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 15.41 | 同 上 |
| | 反 応 度 停 止 余 裕 % $\Delta K/K$ | 1.6 | 炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 |
| | 燃料取替用水ピットの ほう素濃度 ppm | 3,100 | 設計条件 |
| | ほう素の反応度価値 $10^{-5}(\Delta K/K)/\text{ppm}$ | -7.4 (減速材密度 0.85g/cm ³ 、ほう素 濃度 300ppm におけ る値) | ほう素による負の反応度添加を最小にする |
| | 単 一 故 障 | 高圧注入ポンプ 1 台 | ほう酸水の添加に対し最も厳しい |
| 解 析 コ ー ド | MARVEL ANC THINC-III | プラントの過渡応答の解析 過渡変化時の出力分布の解析 最小 DNBR の解析 | |
| 非常用炉心冷却設備作動信号 | 原子炉圧力低 | | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 最 小 D N B R | 約 3.3 | ≥ 1.30 (W-3 相関式) |
| | 燃 料 中 心 温 度 | 燃料中心温度は融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。 | |
| | 原 子 炉 圧 力 | 過度に上昇しない。 | ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| | そ の 他 | 非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、補助給水を停止する操作を行うことに伴い、原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。 | |

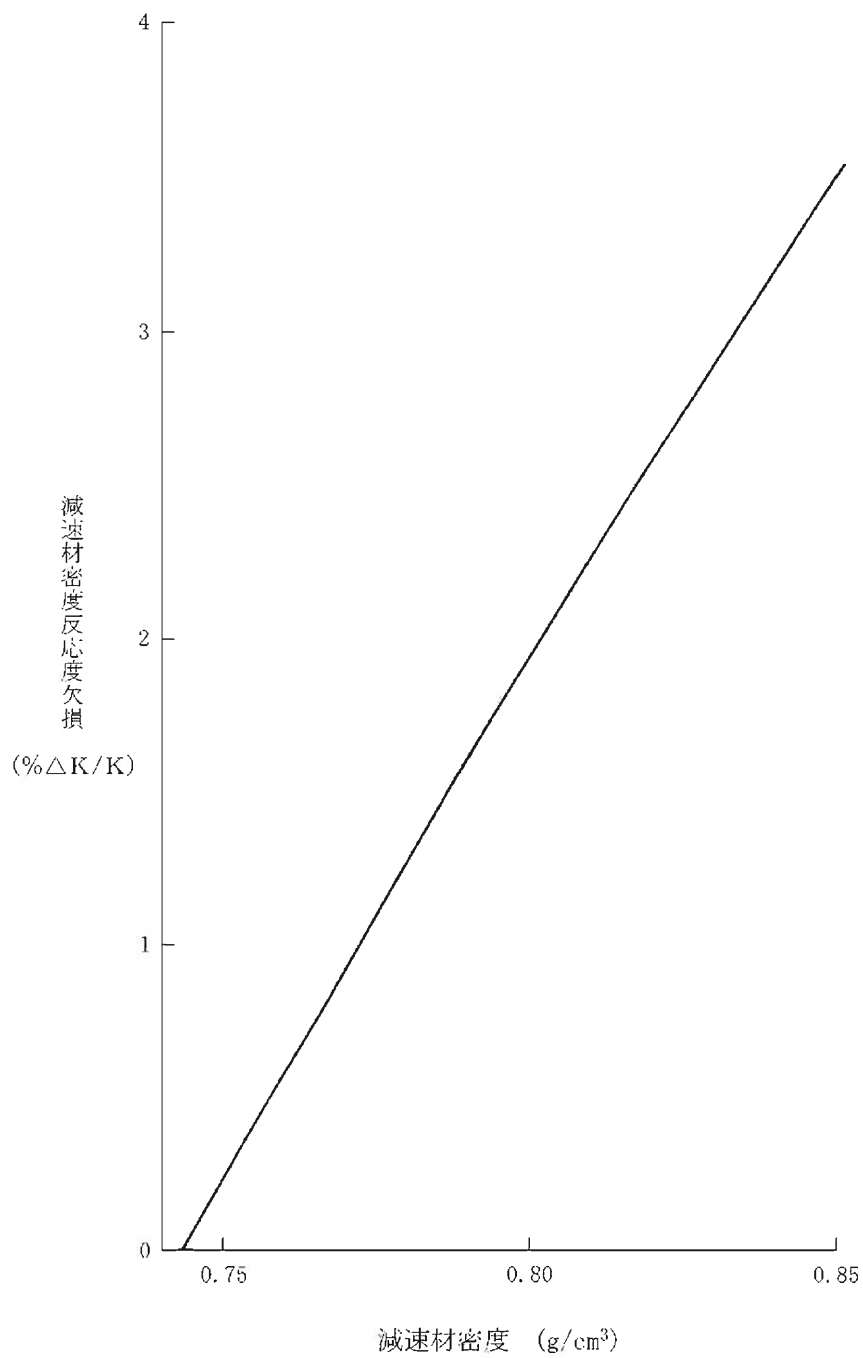


図 1.2-12 解析に使用した減速材密度反応度欠損

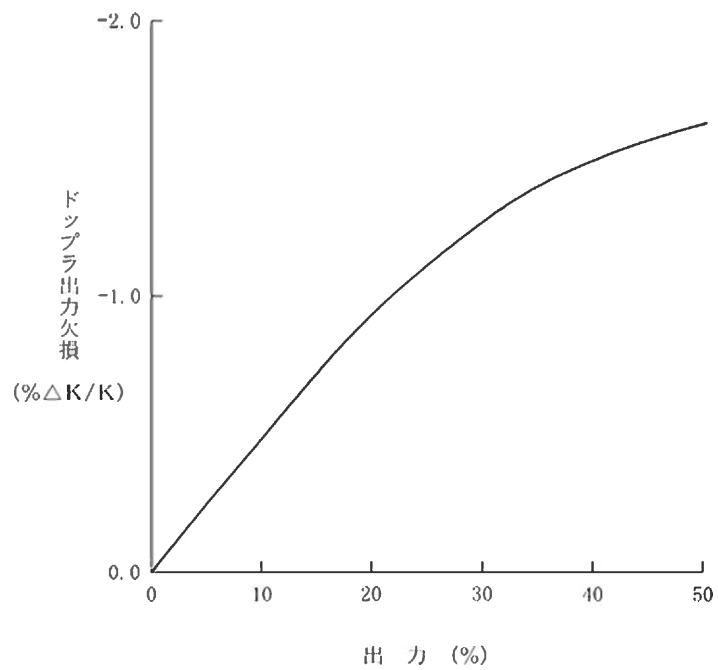


図 1.2-13 解析に使用したドップラ出力欠損

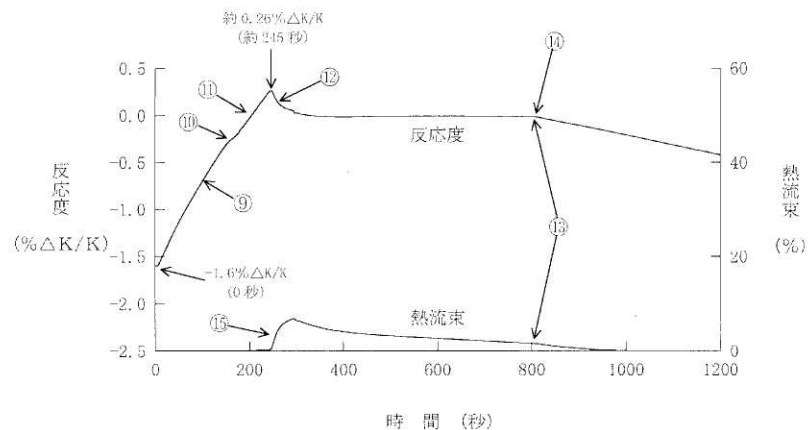
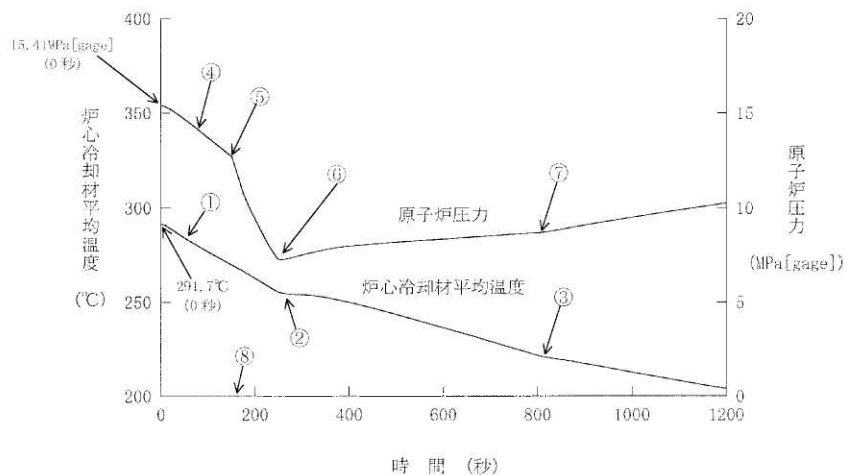


図 1.2-14 2次冷却系の異常な減圧

⑧ 非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (約 159 秒)

・炉心冷却材平均温度

- ① 2次系弁の誤開による蒸気放出に伴う1次系の冷却
- ② 臨界到達による出力上昇に伴う温度低下の緩和
- ③ 誤開側SGへの補助給水停止 (約 801 秒) による温度低下の緩和

・原子炉圧力

- ④ 1次冷却材温度低下による圧力低下
- ⑤ 加圧器空による圧力低下
- ⑥ 臨界到達による温度低下の緩和および非常用炉心冷却設備からの注入に伴う圧力上昇
- ⑦ 誤開側SGへの補助給水停止 (約 801 秒) による温度低下の緩和に伴う圧力上昇

・反応度

- ⑨ 1次冷却材温度低下による反応度添加
- ⑩ 原子炉圧力が大きく低下し、冷却による減速材密度の増大が若干緩和されたことによる反応度添加の緩和
- ⑪ 臨界到達
- ⑫ ドップラ効果による反応度抑制
- ⑬ 誤開側SGへの補助給水停止 (約 801 秒) による1次冷却材温度上昇に伴う反応度減少
- ⑭ 未臨界達成

・熱流束

- ⑮ 臨界到達による熱流束上昇
- ⑬ 誤開側SGへの補助給水停止 (約 801 秒) による未臨界達成に伴う熱流束低下

(7) 蒸気発生器への過剰給水

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、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、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及び **DNBR** の過渡応答を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-15 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-11 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-12 及び図 1.2-16 に示す。

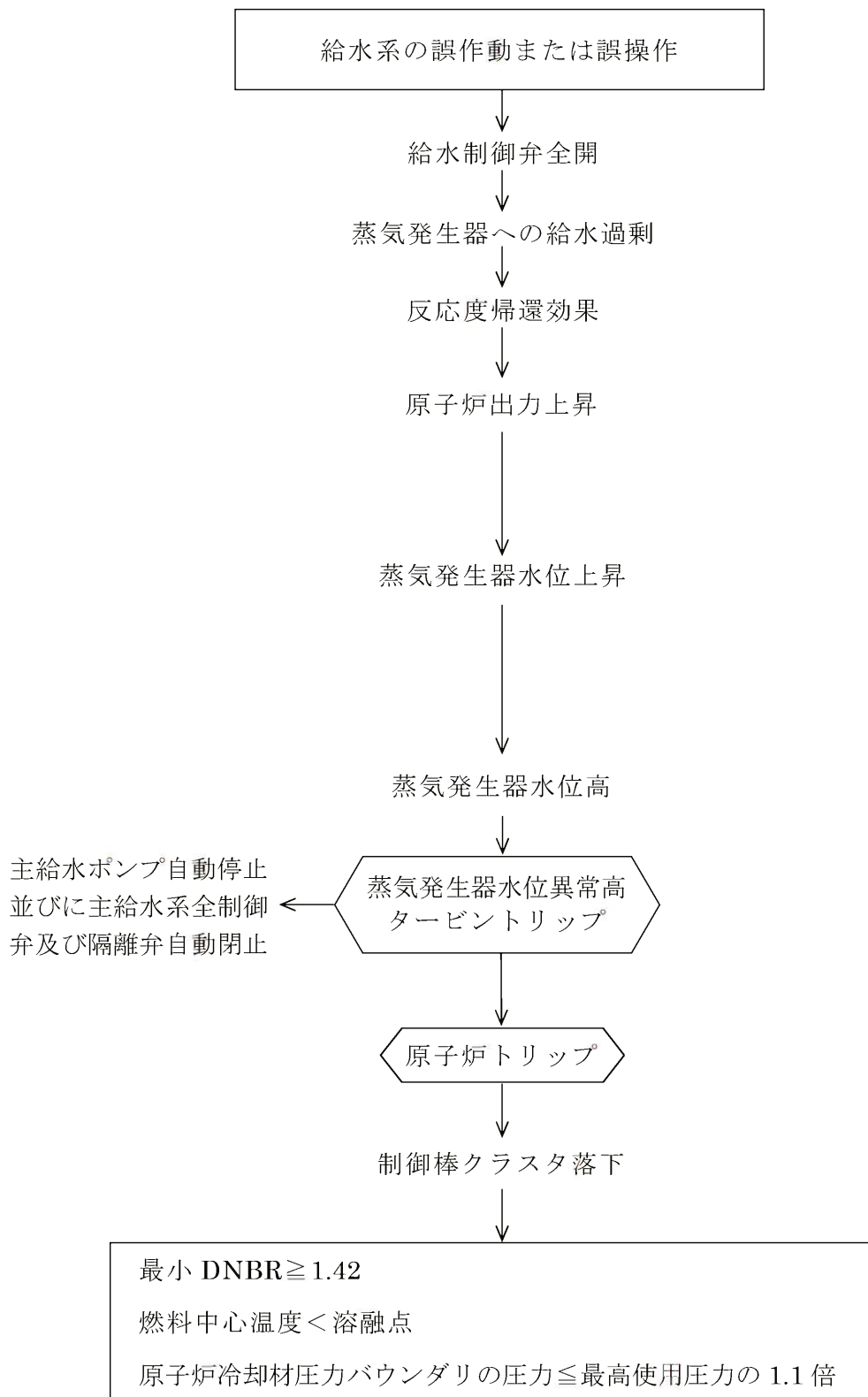


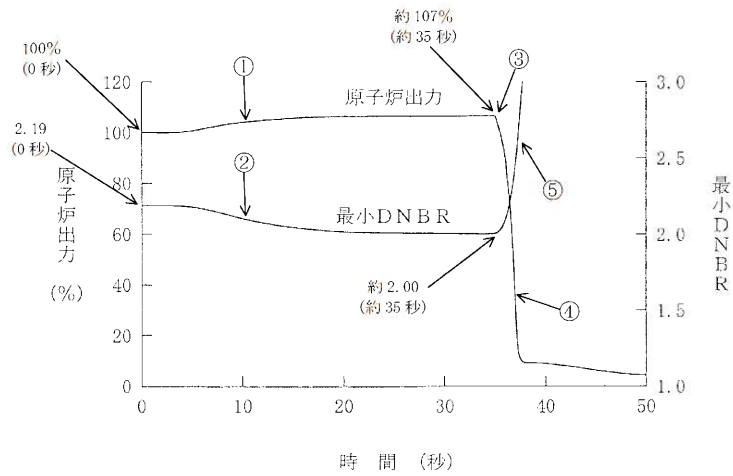
図 1.2-15 「蒸気発生器への過剰給水」の事象過程

表 1.2-11 「蒸気発生器への過剰給水」の主要事象クロノロジ

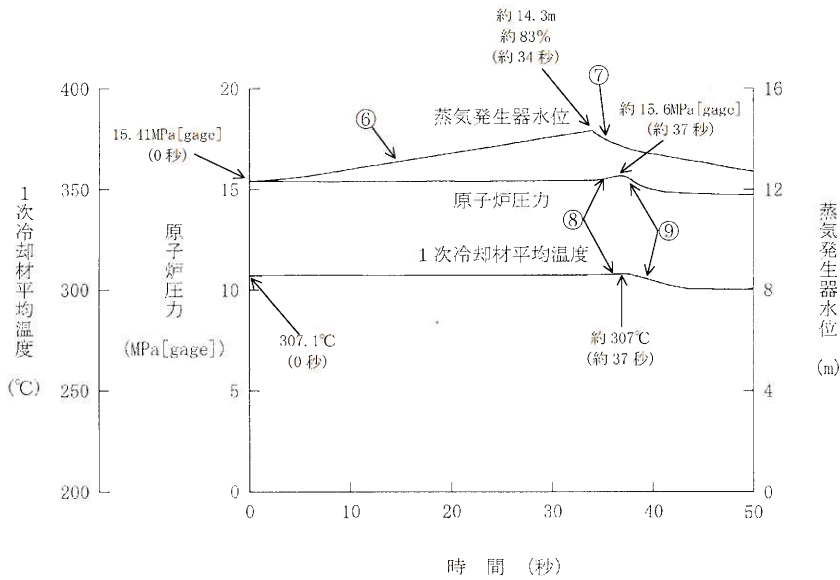
| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|---|
| 0 | 蒸気発生器 2 次側への過剰給水開始 |
| 約 34 | 「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップ |
| 約 35 | タービントリップ信号による原子炉トリップ、 制御棒クラスタ落下開始 DNBR 最小 |
| 約 37 | 原子炉圧力最大 |
| 50 | 計算終了 |

表 1.2-12 「蒸気発生器への過剰給水」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 解析件名 | |
|-------------------|--|--|---|
| | | 蒸気発生器への過剰給水 | |
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 | 蒸気発生器 1 基へ定 格流量の 230%で給水 | 主給水制御弁全開時の最大給水流量を上回 る値 |
| | 減 速 材 密 度 係 数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | 0.51 | 温度低下による正の反応度帰還が最大 になるように出力運転時の最大値を使用 |
| | ド ッ プ ラ 出 力 係 数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図 1.1-5 の下限値 | 燃料温度上昇による反応度増加抑制効 果を最小 |
| | 原 子 炉 出 力 % | 100 | 定 格 値 |
| | 1 次冷却材平均温度℃ | 307.1 | 同 上 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 15.41 | 同 上 |
| | 熱 水 路 係 数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62 \cos$ | 熱水力設計値を使用 |
| | 単 一 故 障 | — | 安全保護系の単一故障を想定するが、 多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | | MARVEL | プラントの過渡応答の解析 |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | | 蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ信号 | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 最 小 D N B R | 約 2.00 | ≥ 1.42 |
| | 燃 料 中 心 温 度 | 原子炉出力の最大値は約 107%にとどまるので、燃料中心温度 は十分熔融点未満である。 | |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 上昇は約 0.2 | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原 子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が 問題となることはない。 |



- 原子炉出力
 - ① 過剰給水による1次冷却材温度低下に伴う反応度添加による出力上昇
 - ③ 「蒸気発生器水位異常高」タービントリップ（約34秒）による原子炉トリップ（約35秒）
 - ④ 制御棒落下による出力低下
- 最小DNBR
 - ② 出力上昇に伴うDNBR低下
 - ⑤ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復



- 蒸気発生器水位
 - ⑥ 過剰給水による水位上昇
 - ⑦ タービントリップ、給水停止による水位低下
- 原子炉圧力
 - ⑧ タービントリップ後、原子炉トリップまでの1次冷却系の加熱による圧力上昇
 - ⑨ 原子炉トリップによる1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
- 1次冷却材平均温度
 - ⑧ タービントリップ後、原子炉トリップまでの1次冷却系の加熱による上昇
 - ⑨ 原子炉トリップによる出力低下に伴う温度低下

図 1.2-16 蒸気発生器への過剰給水

1.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

(1) 負荷の喪失

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、外部電源あるい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** により原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び **DNBR** の過渡応答を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.3-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.3-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.3-2 及び図 1.3-2～図 1.3-3 に示す。

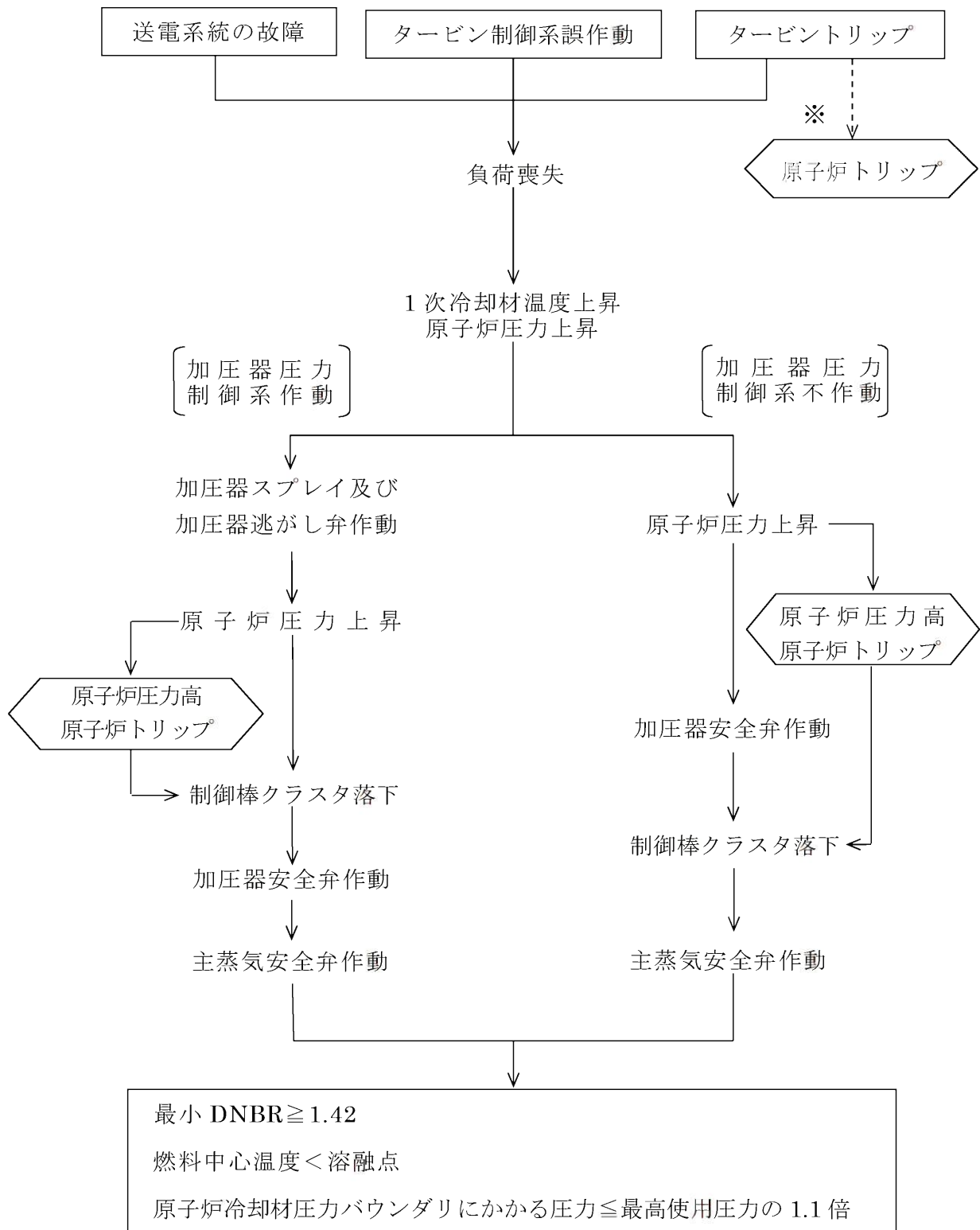


図 1.3-1 「負荷の喪失」の事象過程

表 1.3-1 「負荷の喪失」の主要事象クロノロジ

① 加圧器圧力制御系作動

| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|--|
| 0 | 負荷の喪失 |
| 約 9 | 「原子炉圧力高」信号トリップ限界値到達 |
| 約 11 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始、 加圧器安全弁作動、DNBR 最小 |
| 約 12 | 主蒸気安全弁作動 |
| 50 | 計算終了 |

② 加圧器圧力制御系不作動

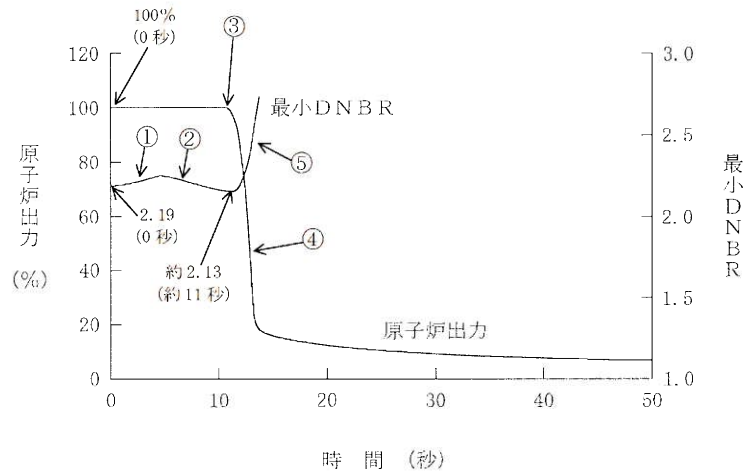
| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|---------------------|
| 0 | 負荷の喪失 |
| 約 6 | 「原子炉圧力高」信号トリップ限界値到達 |
| 約 7 | 加圧器安全弁作動 |
| 約 8 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約 9 | 原子炉圧力最大 |
| 約 10 | 主蒸気安全弁作動 |
| 50 | 計算終了 |

表 1.3-2 「負荷の喪失」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 解析）

②加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力解析）

| 項 目 | | 解析件名 | |
|------------------------|--|---|--|
| | | 負 荷 の 喪 失 | |
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 | 蒸気流量 0%に急減 | 指針の要求事項 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする |
| | 減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | 0 | 温度上昇による負の反応度帰還が最小になるように出力運転時の最小値を使用 |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図 1.1-5 の上限値 | トリップ後の出力低下を遅くするようドップラの反応度帰還を最大 |
| | 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℃ | ①307.1 ②309.3 | 同 上 |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | ①15.41 ②15.20 | 定 格 値 定常誤差を考慮した下限値 |
| | 熱水路係数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62\cos$ | 熱水力設計値を使用 |
| | 単 一 故 障 | — | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | | MARVEL | プラントの過渡応答の解析 |
| 原子炉トリップ信号 | | 原子炉圧力高 | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 最 小 D N B R | ① 約 2.13 | ≥ 1.42 |
| | 燃 料 中 心 温 度 | 原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | ②約 17.9 (原子炉冷却材圧力バウンダリ にかかる圧力約 18.5) | 原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力) \leq 最高使用圧力の 1.1 倍 (=18.88) | |

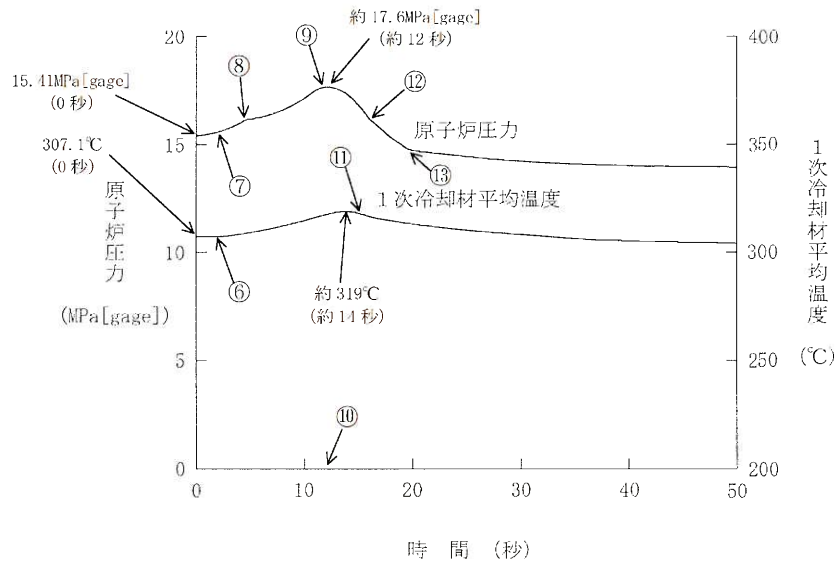


・最小DNBR

- ① 1次冷却材温度上昇に伴いDNBRは低下する方向であるが原子炉圧力上昇に伴いDNBRは上昇
- ② 加圧器逃がし弁作動により圧力上昇が緩和されたため1次冷却材温度上昇によりDNBRは低下
- ⑤ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復

・原子炉出力

- ③ 「原子炉圧力高」原子炉トリップ (約 11 秒)
- ④ 制御棒落下による出力低下



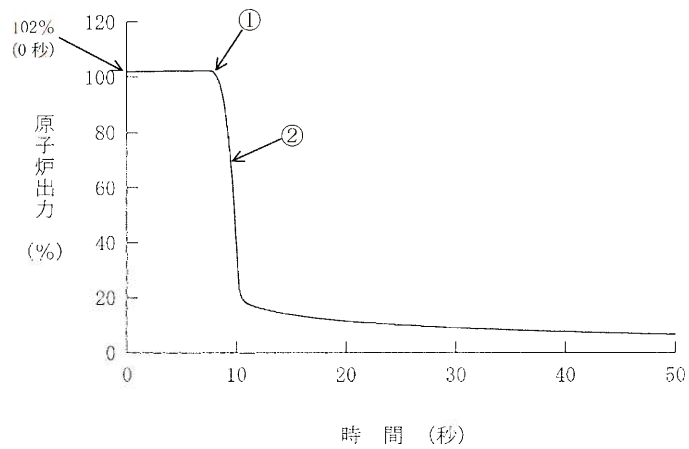
・原子炉圧力

- ⑦ 1次冷却材温度上昇による圧力上昇
- ⑧ 加圧器逃がし弁作動 (約 5 秒) による圧力上昇の緩和
- ⑨ 加圧器安全弁作動 (約 11 秒) による圧力上昇の緩和
- ⑫ 加圧器逃がし弁閉 (約 16 秒)
- ⑬ 加圧器内の減圧沸騰 (フラッシング) による圧力低下の緩和

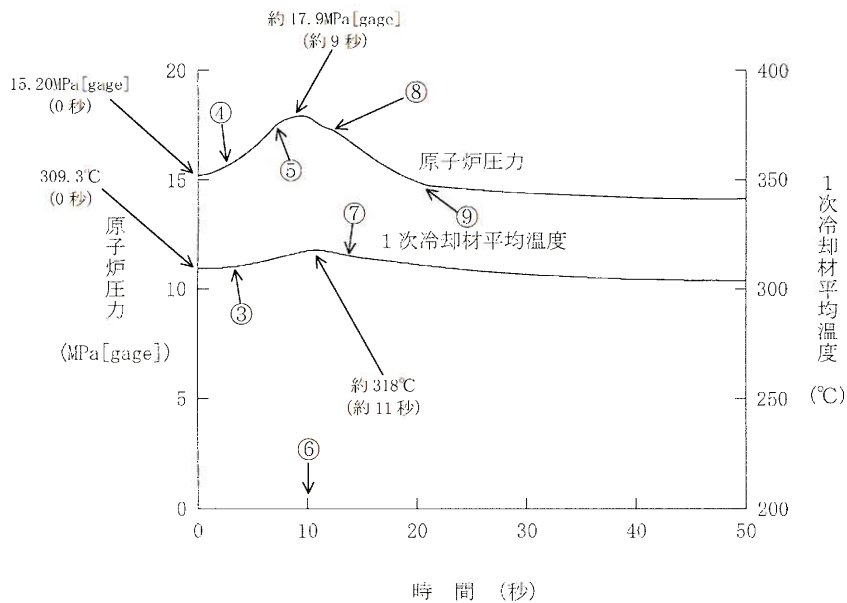
・1次冷却材平均温度

- ⑥ 負荷喪失により2次側除熱が不足することによる温度上昇
- ⑪ 原子炉トリップによる出力低下に伴う温度低下
- ⑩ 主蒸気安全弁作動 (約 12 秒)

図 1.3-2 負荷の喪失
—加圧器圧力制御系作動—



- 原子炉出力
 - ① 「原子炉圧力高」原子炉トリップ（約 8 秒）
 - ② 制御棒落下による出力低下



- 原子炉圧力
 - ④ 1次冷却材温度上昇による圧力上昇
 - ⑤ 加圧器安全弁作動（約 7 秒）による圧力上昇の緩和
 - ⑧ 加圧器安全弁閉（約 12 秒）
 - ⑨ 加圧器内の減圧沸騰（フラッシング）による圧力低下の緩和
- 1次冷却材平均温度
 - ③ 負荷喪失により2次側除熱が不足することによる温度上昇
 - ⑦ 原子炉トリップによる出力低下に伴う温度低下
 - ⑥ 主蒸気安全弁作動（約 10 秒）

図 1.3-3 負荷の喪失
—加圧器圧力制御系不動作

(2) 原子炉冷却材系の異常な減圧

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、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、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び **DNBR** の過渡応答を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.3-4 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.3-3 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.3-4 及び図 1.3-5 に示す。

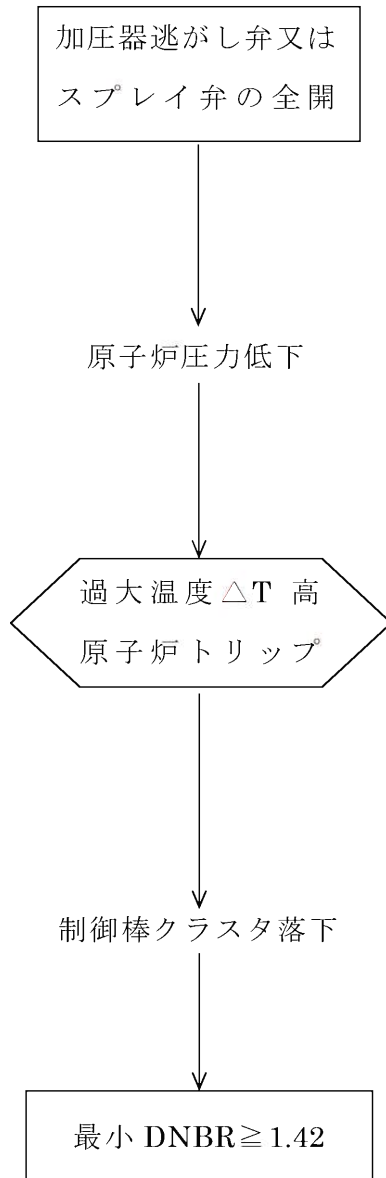


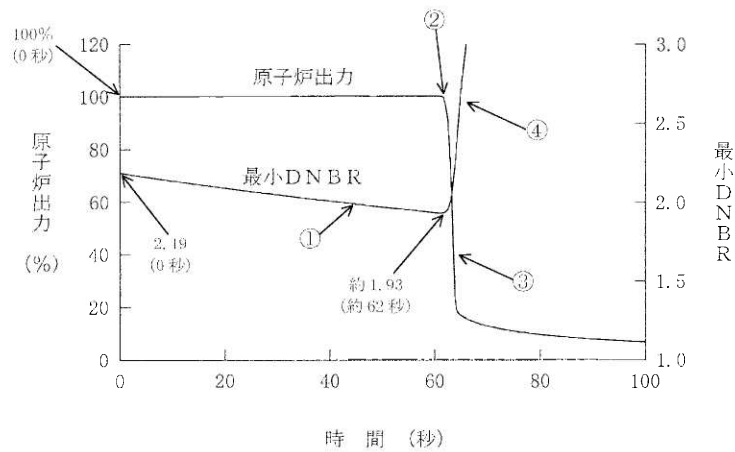
図 1.3-4 「原子炉冷却材系の異常な減圧」の事象過程

表 1.3-3 「原子炉冷却材系の異常な減圧」の主要事象クロノロジ

| 時刻 (秒) | 事 象 |
|--------|--------------------------------|
| 0 | 加圧器逃がし弁 1 個全開 |
| 約 55 | 「過大温度 ΔT 高」信号トリップ限界値到達 |
| 約 61 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約 62 | DNBR 最小 |
| 100 | 計算終了 |

表 1.3-4 「原子炉冷却材系の異常な減圧」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 解析件名 | 原子炉冷却材系の異常な減圧 | |
|-------------------|--|--------------------------|--|--|
| | | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 | 加圧器逃がし弁 1 個の全開 (容量×120%) | | 加圧器逃がし弁もしくは加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果を持つ加圧器逃がし弁が全開 |
| | 減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | | 0 | 出力運転時の最小値で 1 次冷却材圧力低下による負の反応度帰還を最小 |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | | 図 1.1-5 の上限値 | トリップ後の出力低下を遅くするようにドップラの反応度帰還を最大 |
| | 原 子 炉 出 力 % | | 100 | 定 格 値 |
| | 1 次冷却材平均温度℃ | | 307.1 | 同 上 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | | 15.41 | 同 上 |
| | 熱 水 路 係 数 | | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62 \cos$ | 熱水力設計値を使用 |
| | 単 一 故 障 | | — | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | | MARVEL | プラントの過渡応答の解析 | |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | | | 過大温度 ΔT 高 | |
| 解 析 結 果 | | | 結 果 | 判 定 |
| | 最 小 D N B R | | 約 1.93 | ≥ 1.42 |



- 最小DNBR
 - ① 圧力低下によるDNBR低下
 - ④ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復

- 原子炉出力
 - ② 「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップ (約 61 秒)
 - ③ 制御棒落下による出力低下

- 原子炉圧力
 - ⑤ 加圧器逃がし弁の誤開による圧力低下

- 1次冷却材平均温度
 - ⑥ 原子炉トリップによる出力低下に伴う温度低下

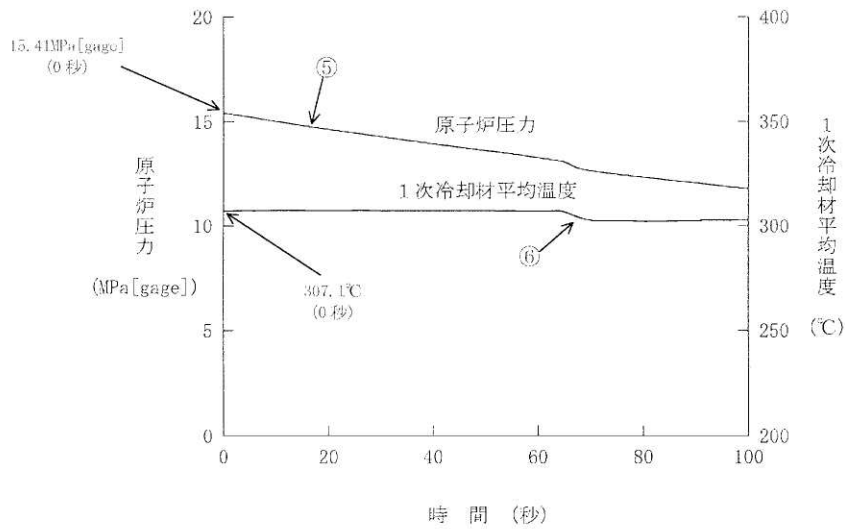


図 1.3-5 原子炉冷却材系の異常な減圧

(3) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

a. 過渡変化の原因

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高压注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、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現象として考える。

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、1次冷却材平均温度、蒸気流量及び DNBR の過渡応答を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.3-6 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.3-5 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.3-6 及び図 1.3-7 に示す。

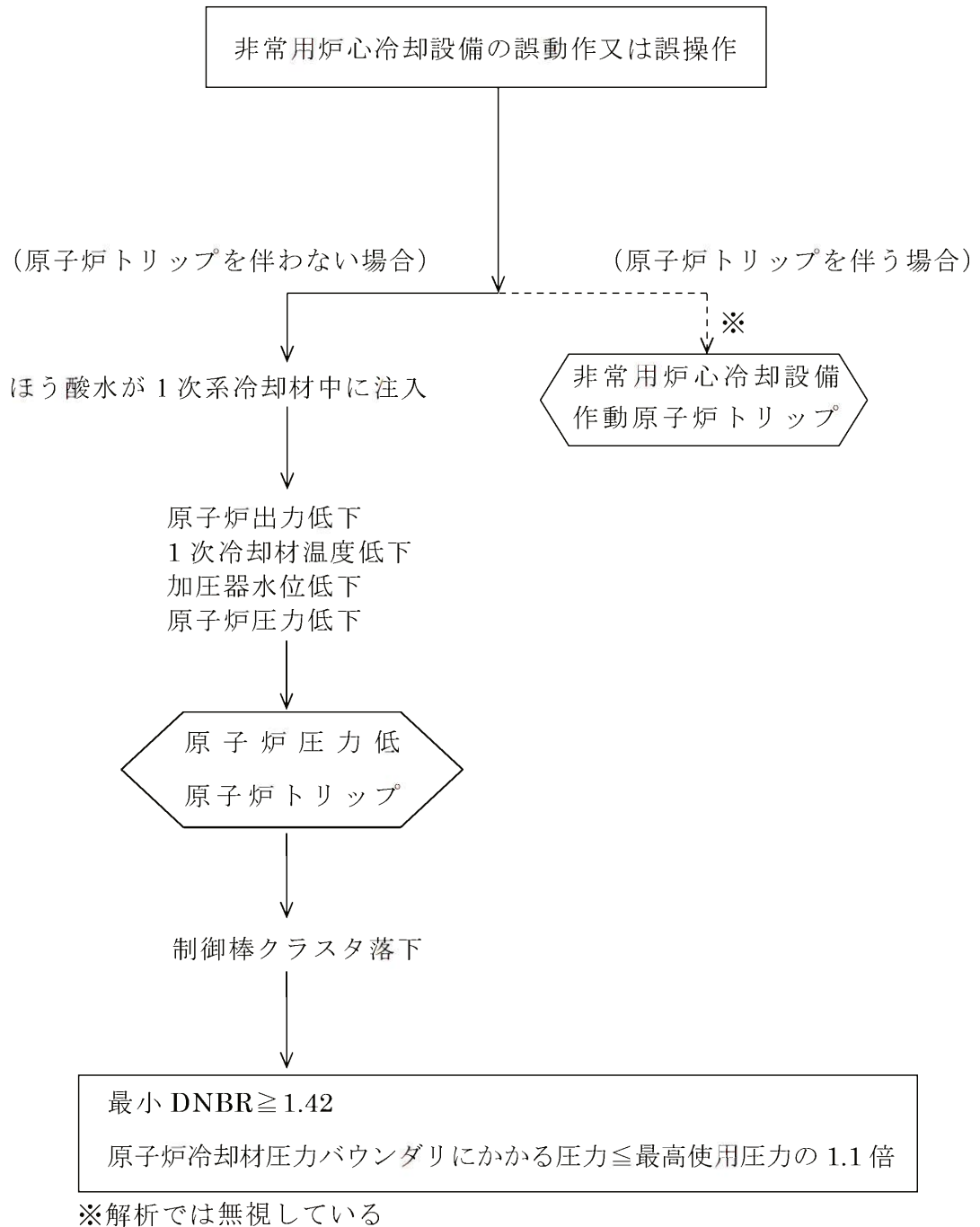


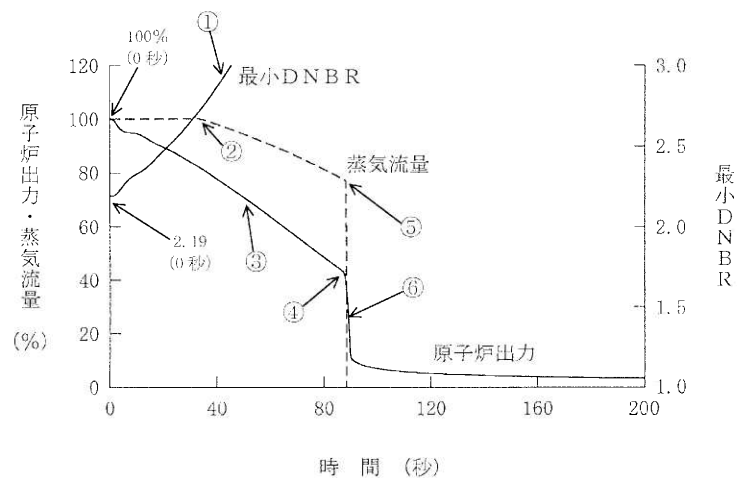
図 1.3-6 「出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動」の事象過程

表 1.3-5 「出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動」の
主要事象クロノロジ

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|---------------------|
| 0 | 非常用炉心冷却設備の誤起動 |
| 約 85 | 「原子炉圧力低」信号トリップ限界値到達 |
| 約 87 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 200 | 計算終了 |

表 1.3-6 「出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動」の
解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 解析件名 | 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 | |
|-------------------|--|--|--------------------|--|
| | | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 外 乱 条 件 | 非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動 | | 指針の要求事項 |
| | 減 速 材 密 度 係 数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | 0 | | 出力低下が大きくなるように正の反応度帰還効果を最小（出力低下に伴う圧力低下を大きくし、非常用炉心冷却設備からの注入を促進） |
| | ド ッ プ ラ 出 力 係 数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図 1.1-5 の下限値 | 同 | 上 |
| | 原 子 炉 出 力 % | 100 | 同 | 定 格 値 |
| | 1 次 冷 却 材 平 均 温 度 °C | 307.1 | 同 | 上 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 15.41 | 同 | 上 |
| | 燃料取替用水ピットの ほう素濃度 ppm | 3,100 | | 設計条件 |
| | 熱 水 路 係 数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62 \cos$ | | 熱水力設計値を使用 |
| | 単 一 故 障 | — | | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | MARVEL | | プラントの過渡応答の解析 | |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | | | 原 子 炉 圧 力 低 | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 | |
| | 最 小 D N B R | 初期値より増加 | ≥ 1.42 | |
| | 原 子 炉 圧 力 | 過度に上昇しない。 | | ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、原子炉圧力が過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |



- ・ 最小DNBR
 - ① 出力低下に伴うDNBR上昇
- ・ 蒸気流量
 - ② 主蒸気加減弁全開
 - ⑤ 原子炉トリップに伴うタービントリップ
- ・ 原子炉出力
 - ③ ほう酸水注入による負の反応度添加に伴う出力低下
 - ④ 「原子炉圧力低」原子炉トリップ（約87秒）
 - ⑥ 制御棒落下による出力低下
- ・ 原子炉圧力
 - ⑧ 出力低下による1次冷却材温度低下に伴う圧力低下
 - ⑨ 高圧注入ポンプによるほう酸水注入により圧力上昇
- ・ 1次冷却材平均温度
 - ⑦ 出力低下に伴う温度低下

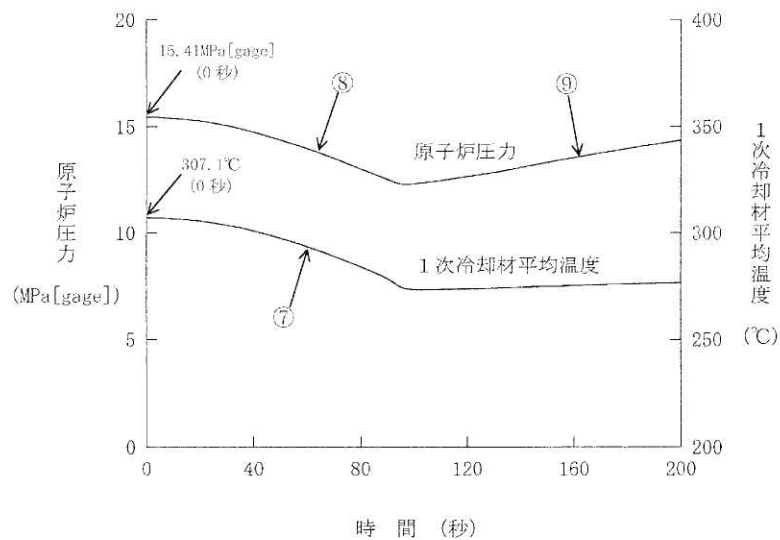


図 1.3-7 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

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 |
|-------------------------|--|---|
| 1.原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き | | |
| (a)燃料エンタルピー | 約 378kJ/kg・UO ₂ | ≦ 712kJ/kg・UO ₂ |
| (b)ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値 | 約 94kJ/kg・UO ₂ | ≦ PCMI 破損しきい値 ^{注1} |
| (c)ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値 | 約 173kJ/kg・UO ₂ | ≦ 272 kJ/kg・UO ₂ (浸水燃料の破裂限界 ^{注2}) |
| (d)原子炉圧力 | 約 17.0MPa[gage] | 原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 2.出力運転中の制御棒の異常な引き抜き | | |
| (a)最小 DNBR | 約 1.64 | ≧ 1.42 |
| (b)燃料中心温度 | 約 2,300℃ | < 2,570℃ (燃料寿命初期の制限値 ^{注3}) |
| (c)原子炉圧力 | 上昇は約 0.7MPa ^{注4} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 3.制御棒の落下及び不整合 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 1.66 | ≧ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | 原子炉出力の最大値は約 105%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| (c) 原子炉圧力 | 上昇は約 0.2MPa ^{注4} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

注 1) ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上、75,000MWd/t 程度までの PCMI 破損しきい値は 167kJ/kg・UO₂

注 2) 浸水燃料の破裂が生じないため、原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはない。

注 3) ステップ 1 燃料(理論密度の約 95%)で燃料中心温度が最高となる燃焼度約 1,200MWd/t における制限値

注 4) 通常運転時の圧力は、約 15.41MPa[gage]

2.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化（つづき）

| 事 象 | 解析結果 | 判断基準 |
|--|--|------|
| 4.原子炉冷却材中の ほう素の異常な希釈 （プラント起動時） (a) 最小 DNBR (b) 燃料中心温度 (c) 原子炉圧力 | <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 16 分を要する。</p> <p>運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間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の点で問題とならない。</p> | |
| （出力運転時） (a) 最小 DNBR (b) 燃料中心温度 (c) 原子炉圧力 | <p>①手動制御</p> <p>反応度添加率 ($1.8 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$) 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 15 分を要する。</p> <p>運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに、希釈停止操作時間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の点で問題とならない。</p> | |

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 |
|-------------------------|--|--|
| 1.原子炉冷却材流量の 部分喪失 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 1.92 | ≥ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | 原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| (c) 原子炉圧力 | 上昇は約 0.5MPa ^{注1} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 2.原子炉冷却材系の 停止ループの誤起動 | | |
| (a) 最小 DNBR | 熱流束の最大値は定格値の約 64%であり、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかならない。したがって、最小 DNBR の許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。 | |
| (b) 燃料中心温度 | | |
| (c) 原子炉圧力 | 上昇は約 0.7MPa ^{注1} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 3.外部電源喪失 | | |
| (a) 最小 DNBR | 「原子炉冷却材流量の喪失」及び「主給水流量喪失」の解析で包含される。 | ≥ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | | $< 2,570^{\circ}\text{C}$ (燃料寿命初期の制限値 ^{注2}) |
| (c) 原子炉圧力 | | 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 \leq 最高使用圧力の 1.1 倍 18.88MPa[gage] |
| 4.主給水流量喪失 | | |
| (a) 原子炉圧力 | 約 17.4MPa[gage] | 原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| (加圧器保有水量) | (加圧器容積の約 81%) | (加圧器は満水にならないこと) |
| 5.蒸気負荷の異常な増加 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 1.90 | ≥ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | 原子炉出力は約 111%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| (c) 原子炉圧力 | 上昇は約 0.2MPa 以下 ^{注1} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

注 1) 通常運転時の原子炉圧力は、約 15.41MPa[gage]

注 2) ステップ 1 燃料 (理論密度の約 95%) で燃料中心温度が最高となる燃焼度約 1,200MWd/t における制限値

2.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化（つづき）

| 事象 | 解析結果 | 判断基準 |
|----------------|---|---|
| 6.2 次冷却系の異常な減圧 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 3.3 | ≥ 1.30 (W-3 相関式) |
| (b) 燃料中心温度 | 燃料中心温度は溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。 | |
| (c) 原子炉圧力 | 過度に上昇しない | ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| (d) その他 | 非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、補助給水を停止する操作を行うことに伴い、原子炉は未臨界となり、過渡変化は安全に終止する。 | |
| 7.蒸気発生器への過剰給水 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 2.00 | ≥ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | 原子炉出力の最大値は約 107%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| (c) 原子炉圧力 | 上昇は約 0.2MPa ^{注1} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

注 1) 通常運転時の原子炉圧力は、約 15.41MPa[gage]

2.3 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

| 事象 | 解析結果 | 判断基準 |
|----------------------|---|---|
| 1.負荷の喪失 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 2.13 | ≥ 1.42 |
| (b) 燃料中心温度 | 原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である | |
| (c) 原子炉圧力 | 約 17.9MPa[gage] 〔原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力約 18.5MPa[gage]〕 | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 〔原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力〕 \leq 最高使用圧力の 1.1 倍 (= 18.88MPa[gage]) |
| 2.原子炉冷却材系の異常な減圧 | | |
| (a) 最小 DNBR | 約 1.93 | ≥ 1.42 |
| 3.出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動 | | |
| (a) 最小 DNBR | 初期値より増加 | ≥ 1.42 |
| (b) 原子炉圧力 | 過度に上昇しない | ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計するため、原子炉圧力が過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

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 | 13条-別添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 | 13条-別添2-1 |
| 1.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 | 13条-別添2-43 |
| 1.3 環境への放射性物質の異常な放出 | 13条-別添2-56 |
| 1.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 | 13条-別添2-62 |
| 2. 解析結果 | 13条-別添2-72 |
| 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 | 13条-別添2-72 |
| 2.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化 | 13条-別添2-74 |
| 2.3 環境への放射性物質の異常な放出 | 13条-別添2-75 |
| 2.4 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化 | 13条-別添2-76 |

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、発電用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失し、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** により、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、炉心部に到達するほう酸水の速度（炉心再冠水速度）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 1.1-1 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、原子炉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、ブローダウン過程に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、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。

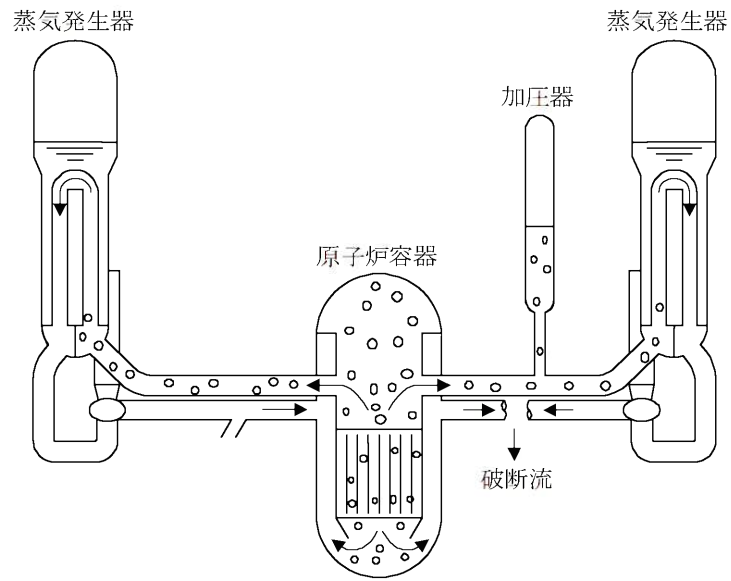
事象説明を図 1.1-2 に示す。

c. 解析条件及び解析結果

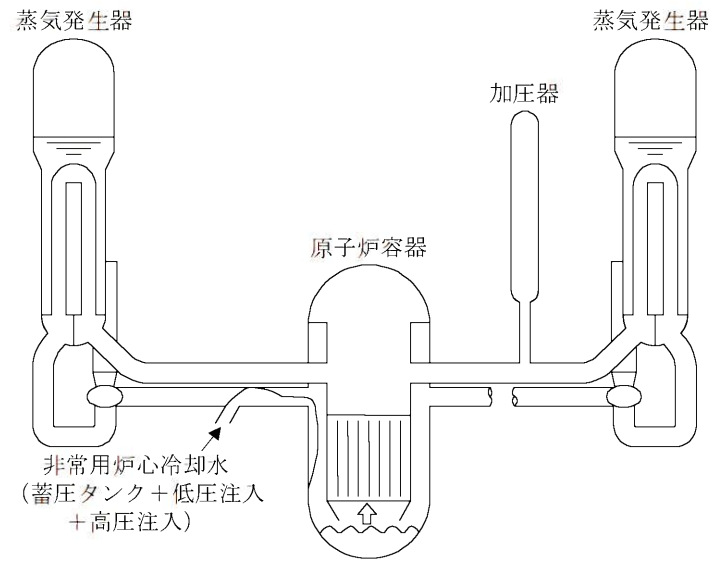
事象の過程を図 1.1-3 に示す。

大破断の主要事象クロノロジを表 1.1-1 に、小破断の主要事象クロノロジを表 1.1-2 に示す。

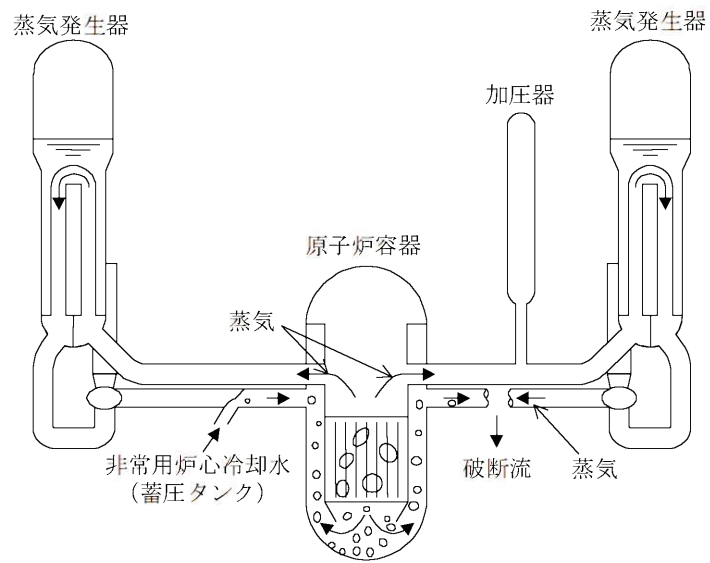
大破断の解析条件及び解析結果を表 1.1-3 に、小破断の解析条件及び解析結果を表 1.1-4 に示す。さらに、主要パラメータの時間変化を図 1.1-4～図 1.1-10 に示す。



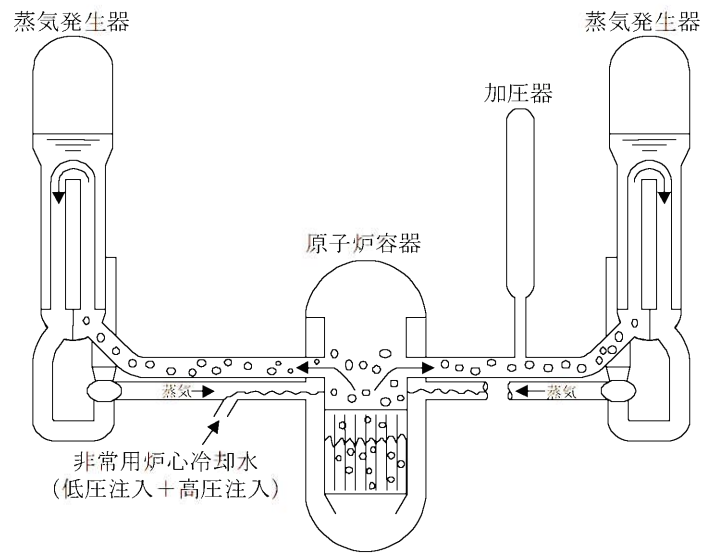
(1) 破断直後



(3) リフィル過程

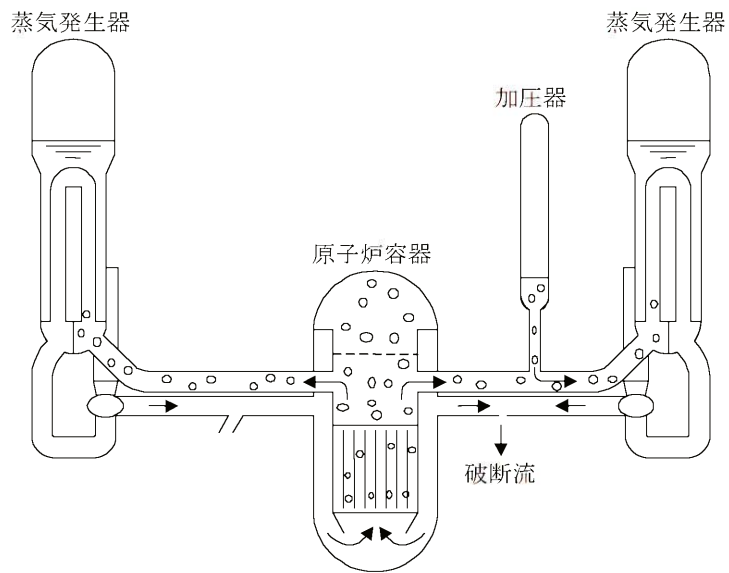


(2) ブローダウン過程

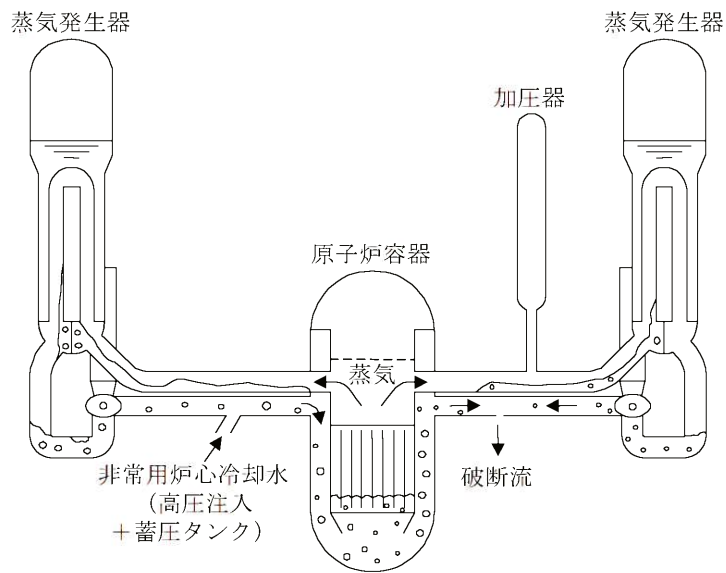


(4) 炉心再冠水過程

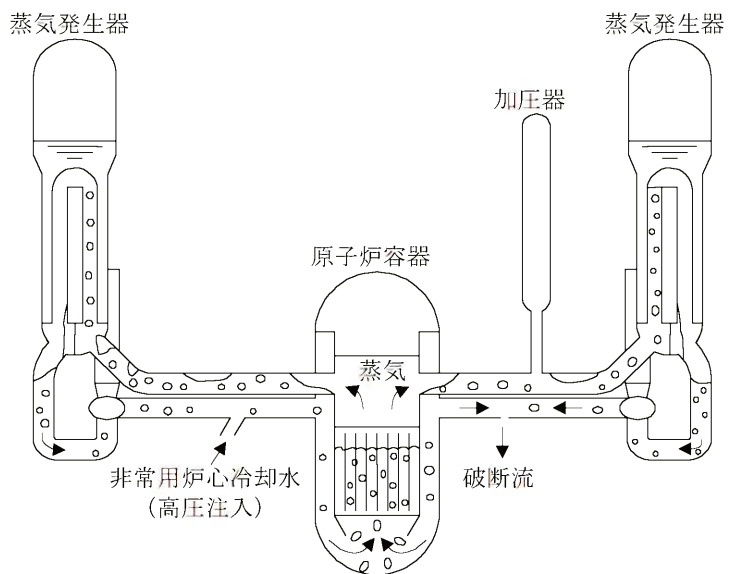
図1.1-1 「原子炉冷却材喪失 (大破断)」の事象説明



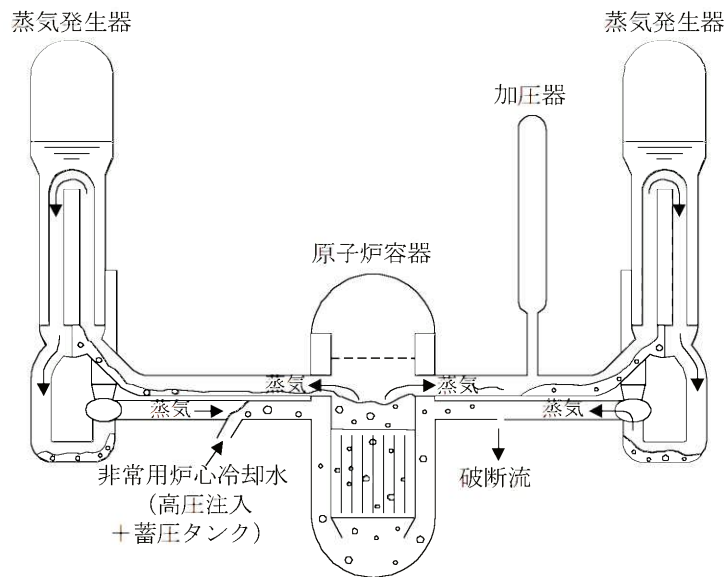
(1) 安全注入信号発信直後



(3) 炉心水位回復 (蓄圧タンク作動) 時



(2) 炉心露出開始時



(4) 炉心冠水後

図1.1-2 「原子炉冷却材喪失 (小破断)」の事象説明

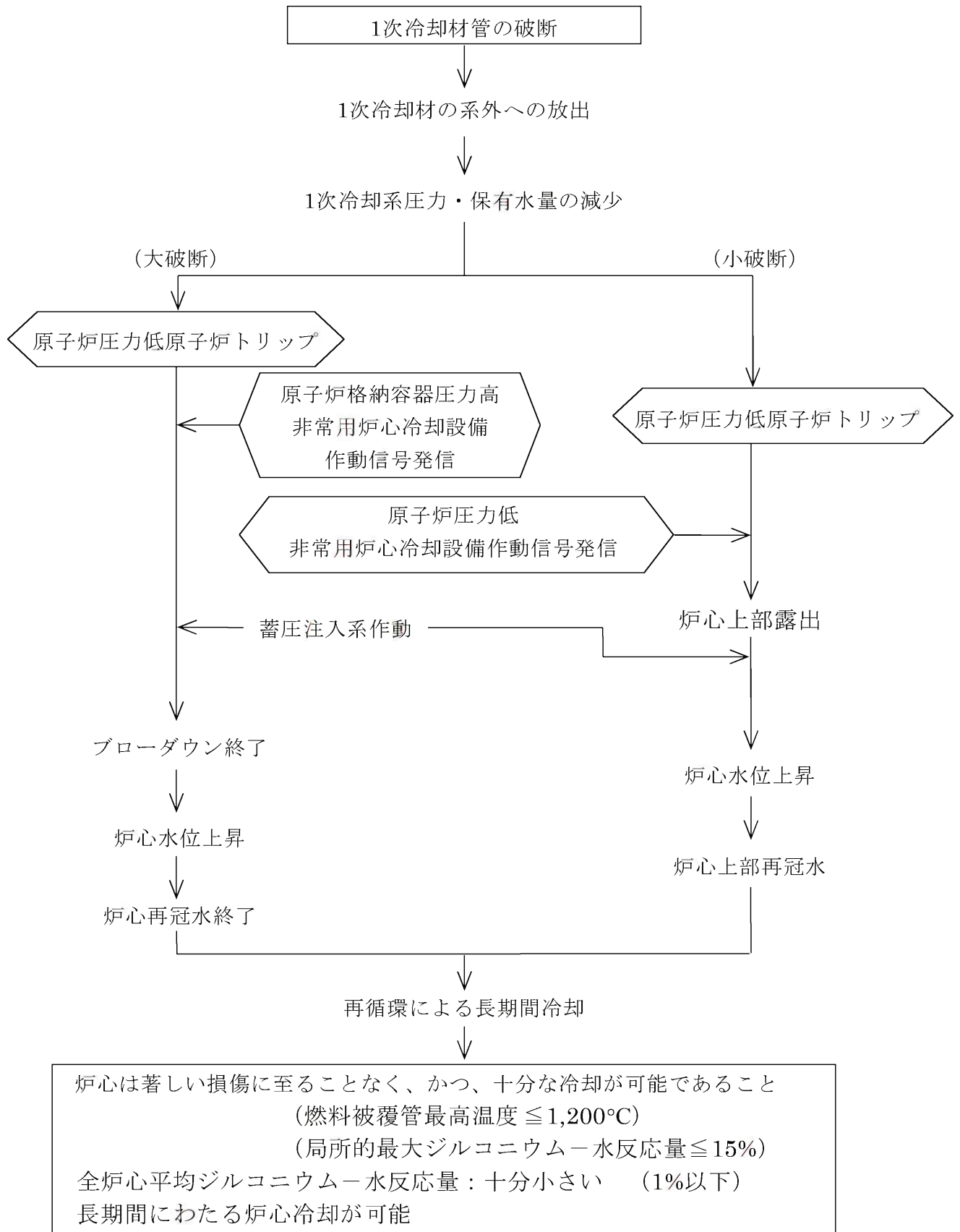


図1.1-3 「原子炉冷却材喪失」の事象過程

表1.1-1 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の主要事象クロノロジ

(低温側配管スプリット破断、流出係数0.6、蒸気発生器伝熱管施栓率0%)

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|--------------------------------|
| 0 | 低温側配管スプリット破断発生 |
| 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6 | 燃料被覆管温度最高 |
| 約15 | 蓄圧注入系注入開始 |
| 約25 | ブローダウン終了 |
| 約35 | 高圧注入系、低圧注入系注入開始 |
| 約38 | 炉心再冠水開始 |
| 約240 | 計算終了 |

表1.1-2 「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25.4cm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0%)

| 時刻（秒） | | 事 象 |
|-------|-------|----------------------------|
| 液相部破断 | 気相部破断 | |
| 0 | 0 | 破断発生 |
| 約7 | 約7 | 「原子炉圧力低」信号トリップ限界値到達 |
| 約8 | — | 「原子炉圧力低」信号非常用炉心冷却設備作動限界値到達 |
| 約9 | 約9 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| — | 約10 | 「原子炉圧力低」信号非常用炉心冷却設備作動限界値到達 |
| 約35 | 約37 | 高圧注入系注入開始 |
| 約71 | — | 炉心上部露出開始 |
| 約115 | 約602 | 蓄圧注入系注入開始 |
| 約138 | — | 燃料被覆管温度最高 |
| 約158 | — | 炉心上部再冠水 |
| 180 | 1,200 | 計算終了 |

表1.1-3 「原子炉冷却材喪失（大破断）」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 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 | 低温側配管スプリット破断 流出係数=0.6 | 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 |
| | 単 一 故 障 | 低压注入系1系列 | 被覆管温度上昇で最も厳しい |
| | 崩 壊 熱 | 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 | MHI-NES-1010改4「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく |
| | 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 | 41.5×1.02 | 定格出力運転時は、41.5kW/m以下 |
| 解 析 コ ー ド | 非常用炉心冷却設備作動遅れ 秒 | 34 | ディーゼル発電機起動時間など考慮した低压注入系及び高压注入系作動遅れ時間の最大値 |
| | | SATAN-M WREFLOOD BASH-M COCO LOCTA-M | ブローダウン時熱水力挙動解析 リフィル時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 原子炉格納容器内圧解析 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 | |
| 解 析 結 果 | | 結果 | 判 定 |
| | 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1)} | 約984 約979 | ≤ 1,200℃ |
| | (局所的最大ジルコニウム-水反応量 ^{注1、注2} %) | 約0.4 約0.4 | ≤ 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) 上段は蒸気発生器伝熱管施栓率0%、下段は蒸気発生器伝熱管施栓率10%

注2) 破断の体様が低温側配管両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウム-水反応量は、低温側配管スプリット破断に比べ若干大きくなるが、その場合でも約1%であり、制限値に比べて余裕がある。

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高压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。

注4) 燃焼末期燃料を対象として解析した結果は、低温側配管スプリット破断、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合で、燃料被覆管最高温度は約759℃、局所的最大ジルコニウム-水反応量は約0.1%となり、ECCS性能評価指針の判断基準を下回る。

表1.1-4 「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低温側配管の約25.4cm径相当のスプリット破断 ②加圧器気相部約13cm口径の破断 | ①約30.5cm、約25.4cm、約20.3cm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 |
| | 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 | 日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線 | MHI-NES-1010改4「PWRの安全解析用崩壊熱について」に基づく |
| | 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 | 41.5×1.02 | 定格出力運転時は、41.5kW/m以下 |
| 非常用炉心冷却設備作動遅れ 秒 | 27 | 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 | |
| 解 析 コ ー ド | SATAN-M(SmallLOCA) LOCTA-IV | ブローダウン時熱水力挙動解析 燃料棒熱解析 | |
| 非常用炉心冷却設備作動信号 | | 原子炉圧力低 | |
| 解 析 結 果 | | 結果 | 判 定 |
| | 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1}) | ① $\frac{\text{約}684}{\text{約}670}$ | ≤1,200℃ |
| | (局所的最大ジルコニウム-水反応量 % ^{注1}) | ① $\frac{\text{約}0.1}{\text{約}0.1}$ | ≤15% |
| | 全炉心平均ジルコニウム-水反応量 % ^{注1} | ① $\frac{0.1\text{以下}}{0.1\text{以下}}$ | 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) 上段は蒸気発生器伝熱管施栓率0%、下段は蒸気発生器伝熱管施栓率10%

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。

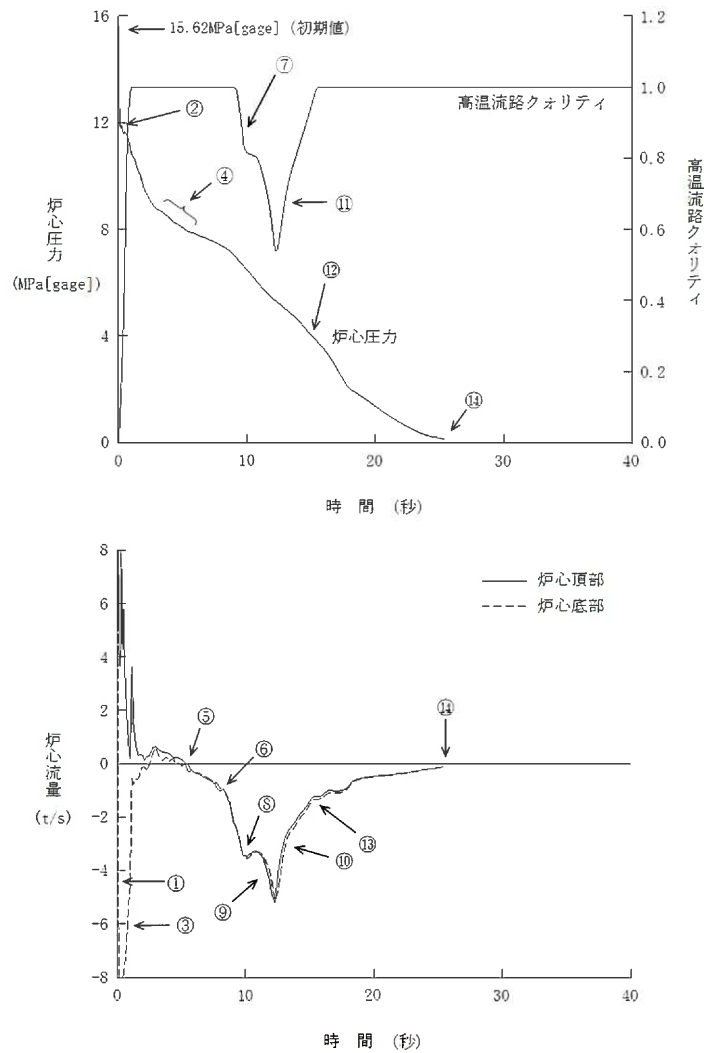


図1.1-4 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断（1/4）

・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二相となる。
- ⑫ 蓄圧注入系注入開始（約 15 秒）。
- ⑭ ブローダウン終了（約 25 秒）。

・高温流路クオリティ

- ⑦ 炉心下降流増加に伴いクオリティが低下する。
- ⑪ 炉心下降流減少に伴いクオリティが上昇する。

・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。
- ⑥ 健全高温側配管から上部プレナムへの逆流による下降流の増加。
- ⑧ 加圧器空による影響。
- ⑨ 上部プレナムからの落水による下降流増加。
- ⑩ 上部プレナムボイド率上昇により炉心下降流が減少する。
- ⑬ 蓄圧注入系による影響。
- ⑭ ブローダウン終了（約 25 秒）。

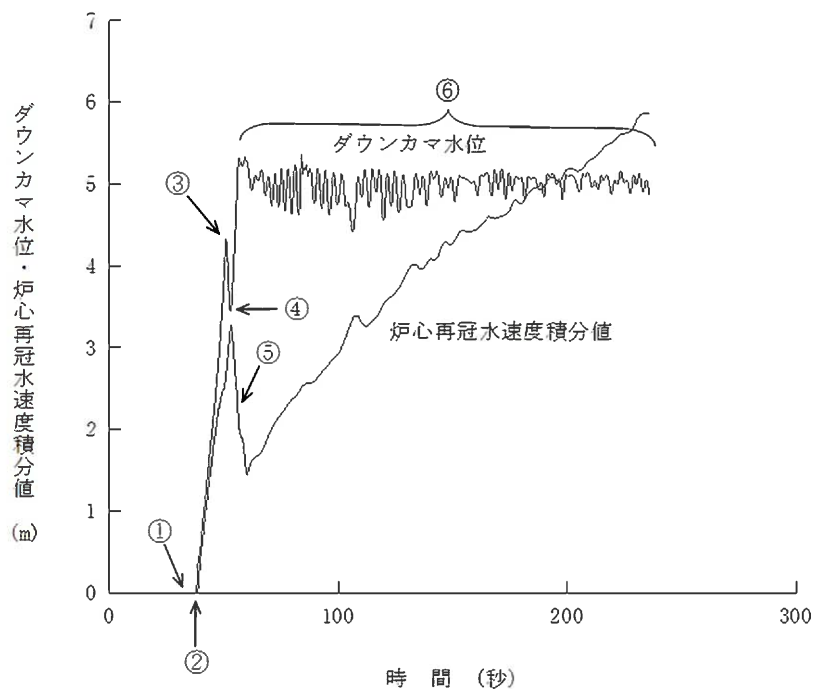
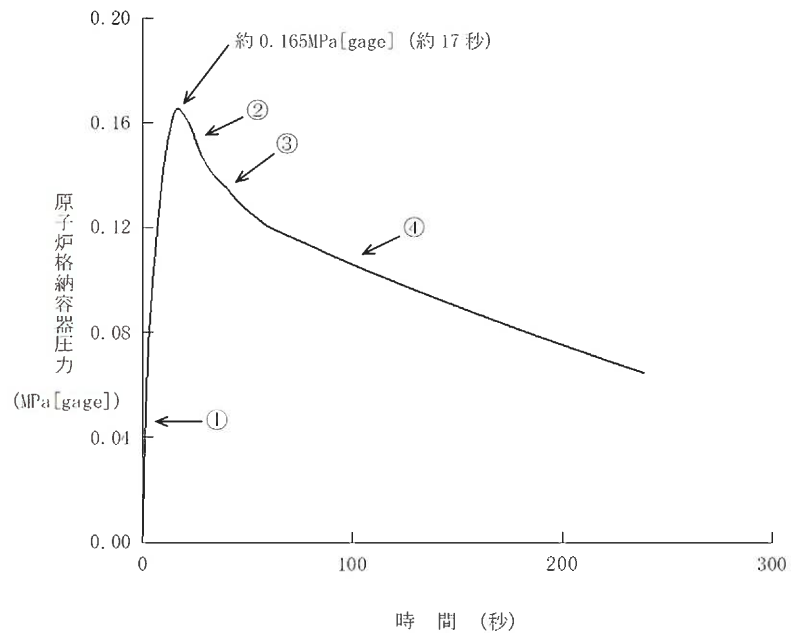


図1.1-5 原子炉冷却材喪失—ECCS性能評価解析
—大破断 (2/4)

- ・ダウンカマ水位
 - ① 高压注入系及び低压注入系注入開始 (約 35 秒)。
 - ② 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。
 - ③ 蓄圧注入系注入終了 (約 51 秒)。
 - ④ 蓄圧注入系注入終了に伴う水位の一時的減少。
 - ⑥ 高压注入系及び低压注入系の注入により、ダウンカマ部は満水に維持される。

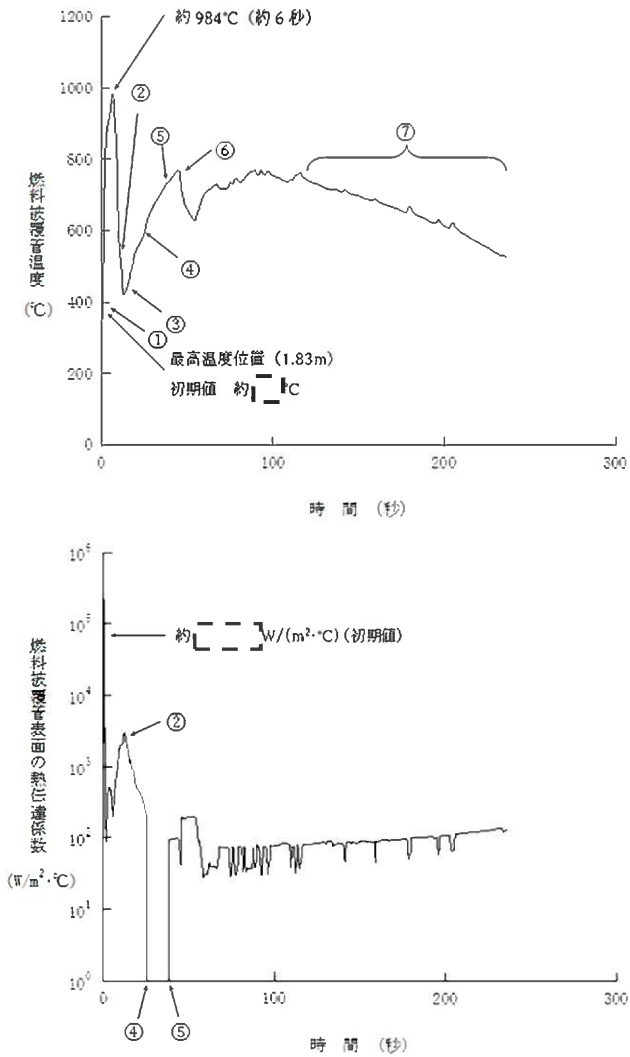
- ・炉心再冠水速度積分値
 - ① 高压注入系及び低压注入系注入開始 (約 35 秒)。
 - ② 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。
 - ⑤ 炉心発生蒸気に取り込まれた水滴の炉心からの流出開始により、ループ抵抗が急激に増大することで一時的に減少する。



・原子炉格納容器圧力

- ① 「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (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除熱効果により圧力が低下する。
- ③ 格納容器スプレイ開始 (約 40 秒)。
- ④ 格納容器スプレイ及びヒートシンク除熱効果により減圧が継続する。

図1.1-6 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断 (3/4)



- ・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 ブローダウン終了 (約 25 秒)。
 - ⑤ 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。
 - ⑥ 炉心再冠水開始後に大量の蒸気及び水滴が発生することにより、一時的に燃料被覆管温度は低下する。
 - ⑦ 高压注入系及び低压注入系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 ブローダウン終了 (約 25 秒)。
 - ⑤ 炉心再冠水開始 (約 38 秒)。

[- - -]: 商業機密に係る事項のため公開できません。

図1.1-7 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－大破断 (4/4)

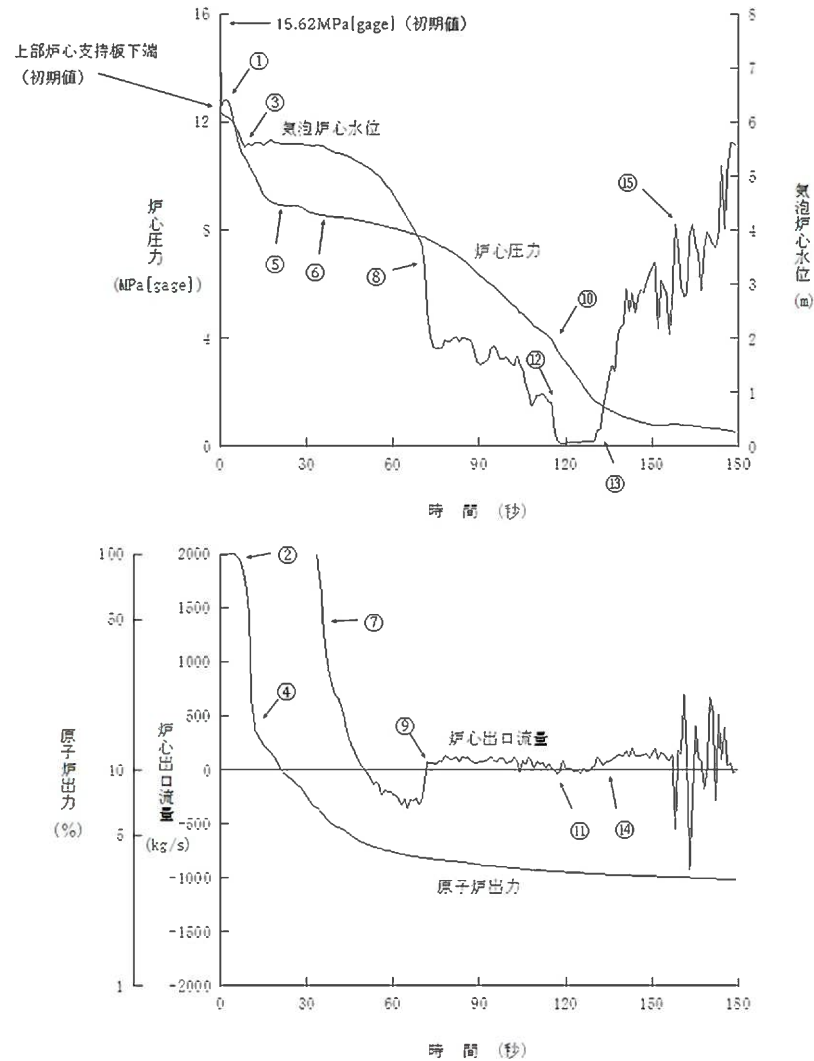


図1.1-8 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
－小破断（1/3）－液相部破断

・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 高压注入系注入開始（約35秒）。
- ⑩ 蓄圧注入系注入開始（約115秒）。

・気泡炉心水位

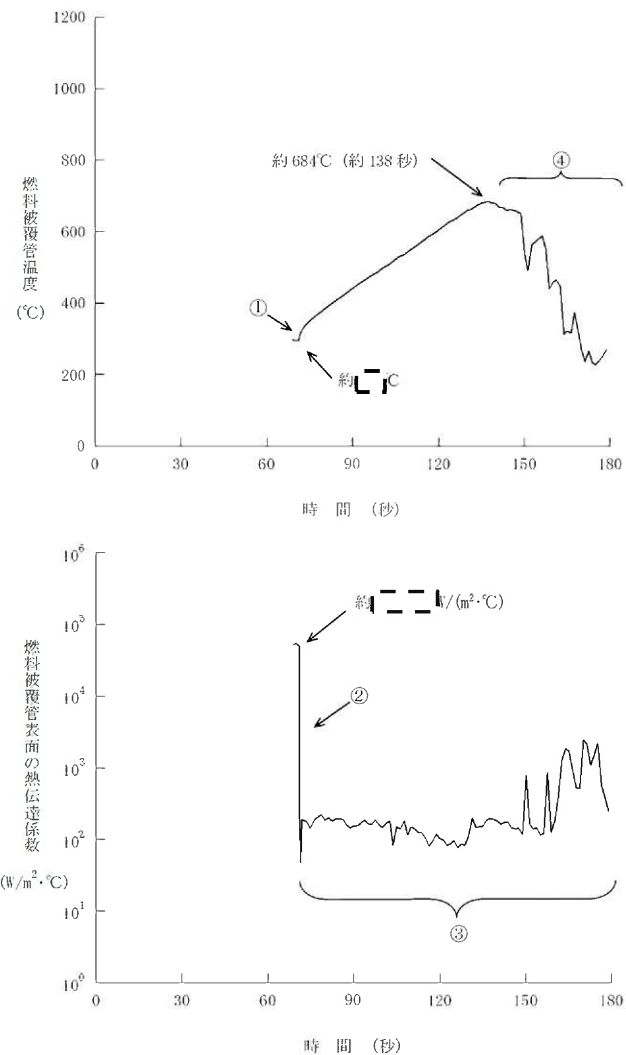
- ③ 高温側配管上端まで水位が低下する。
- ⑧ 炉心上部露出（約71秒）。
- ⑫ 蓄圧注入開始後の凝縮効果により一時的に水位が低下する。
- ⑬ ダウンコマ水頭の増加により水位が回復する。
- ⑮ 炉心上部再冠水（約158秒）。

・原子炉出力

- ② 「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値到達（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が蒸気上昇流に移行する。
- ⑪ 蓄圧注入開始後の凝縮効果により流量が低下する。
- ⑭ 炉心水位の上昇により蒸気流量が増加する。

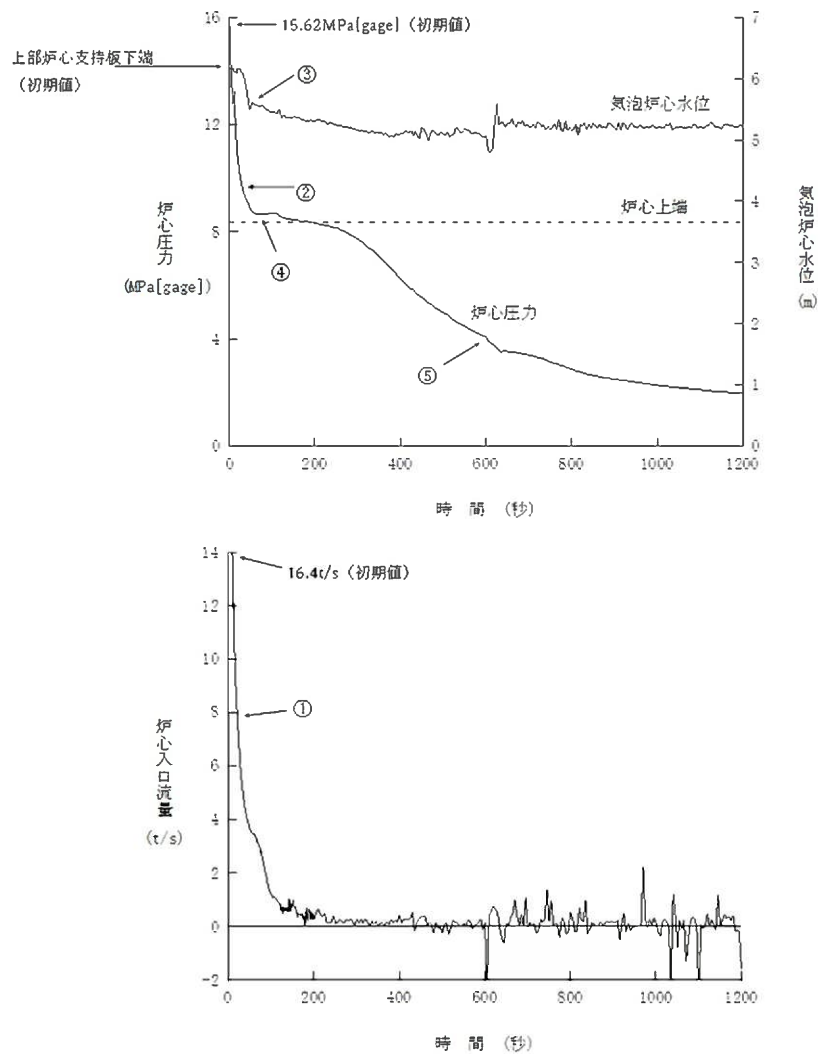


- 燃料被覆管温度
 - ① 炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇開始。
 - ④ 炉心水位上昇による燃料被覆管温度低下。

- 燃料被覆管表面の熱伝達係数
 - ② 炉心上部露出による蒸気冷却への移行。
 - ③ 炉心流量に応じて変動。

[- - -]: 商業機密に係る事項のため公開できません。

図1.1-9 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



- 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 37 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 602 秒)。
- 炉心入口流量
 - ① ポンプコーストダウンにより流量が低下する。

図1.1-10 原子炉冷却材喪失－ECCS性能評価解析
 ー小破断 (3/3) ー気相部破断

(2) 原子炉冷却材流量の喪失

a. 事故の原因

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に 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低下する事象を想定する。

具体的には 1 次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するものと考ええる。

b. 解析方法

1 次冷却材流量過渡特性解析コード PHOENIX により 1 次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コード MARVEL により、原子炉出力及び原子炉圧力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平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、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。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-11 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-5 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-6 及び図 1.1-12～図 1.1-13 に示す。

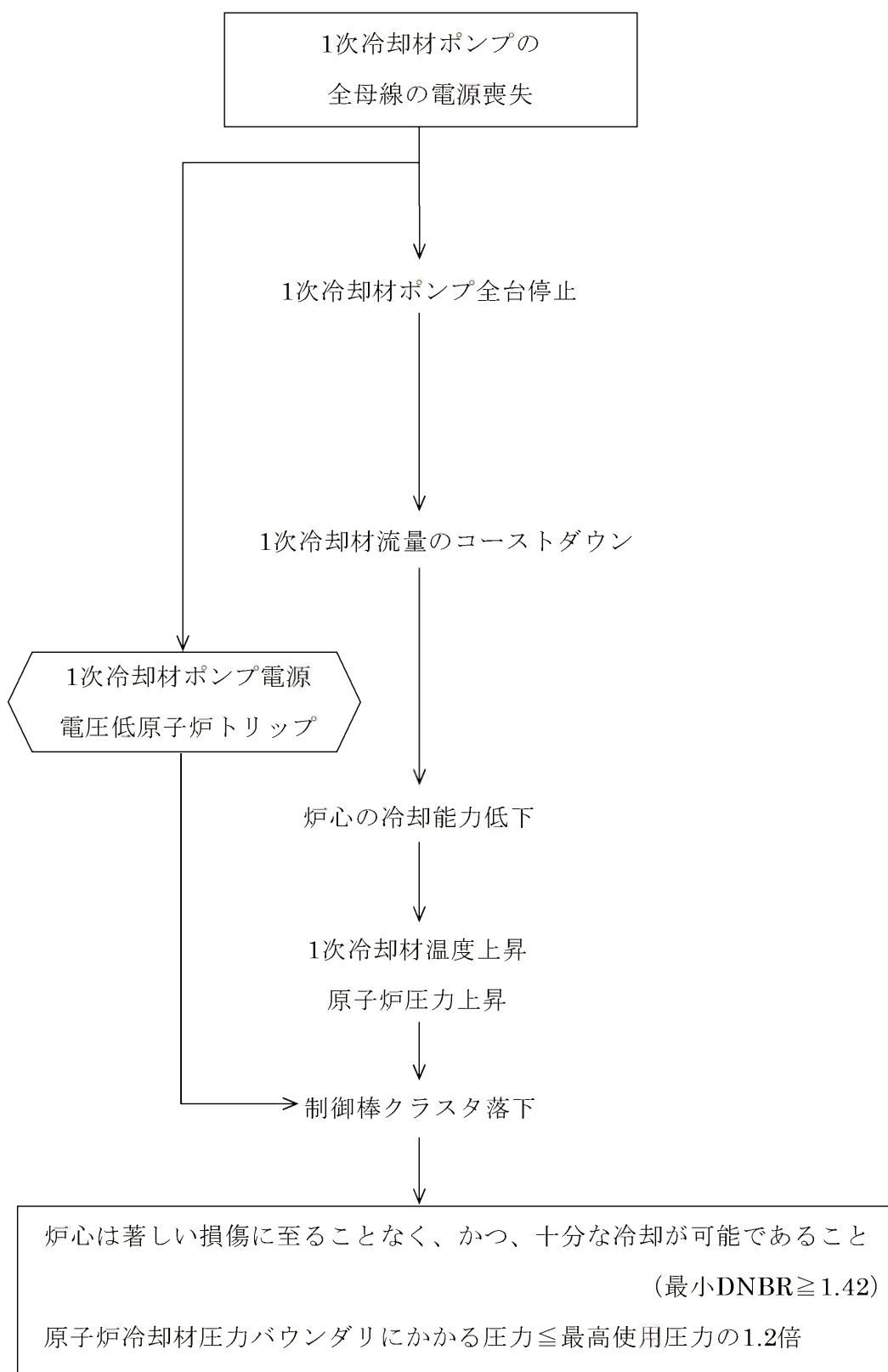


図1.1-11 「原子炉冷却材流量の喪失」の事象過程

表1.1-5 「原子炉冷却材流量の喪失」の主要事象クロノロジ

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|---|
| 0 | コーストダウン開始 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号トリップ 限界値到達 |
| 約1.5 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約2.8 | DNBR最小 |
| 約4.7 | 原子炉圧力最大 |
| 10 | 計算終了 |

表1.1-6 「原子炉冷却材流量の喪失」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 解析件名 | |
|------------------|--|--|---|
| | | 原子炉冷却材流量の喪失 | |
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 | 全台の1次冷却材ポンプのコーストダウン | 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で反応度帰還による出力減少効果を最小 |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図1.1-12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 |
| | 原子炉出力% | 100 | 定 格 値 |
| | 1次冷却材平均温度℃ | 307.1 | 同 上 |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | 15.41 | 同 上 |
| | 熱水路係数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_z^N = 1.62 \cos$ | DNBR解析に使用 |
| | 単 一 故 障 | — | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III | 1次冷却材ポンプのコーストダウン流量解析 プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的变化の解析 最小DNBRの解析 | |
| 原子炉トリップ信号 | 1次冷却材ポンプ電源電圧低 | | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 炉心冷却能力 (最小DNBR) | 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。 約1.77 | ≥ 1.42 |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | 上昇は約0.7 | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |

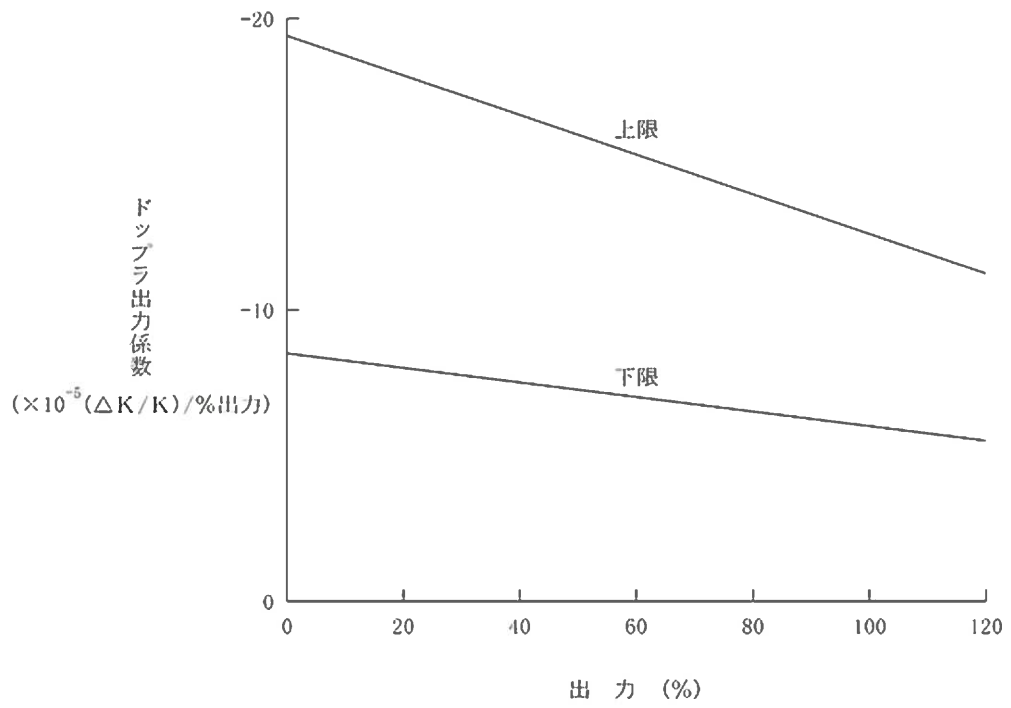
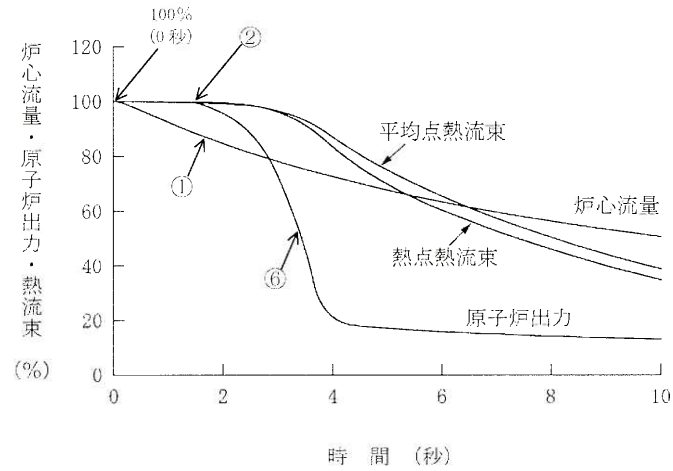
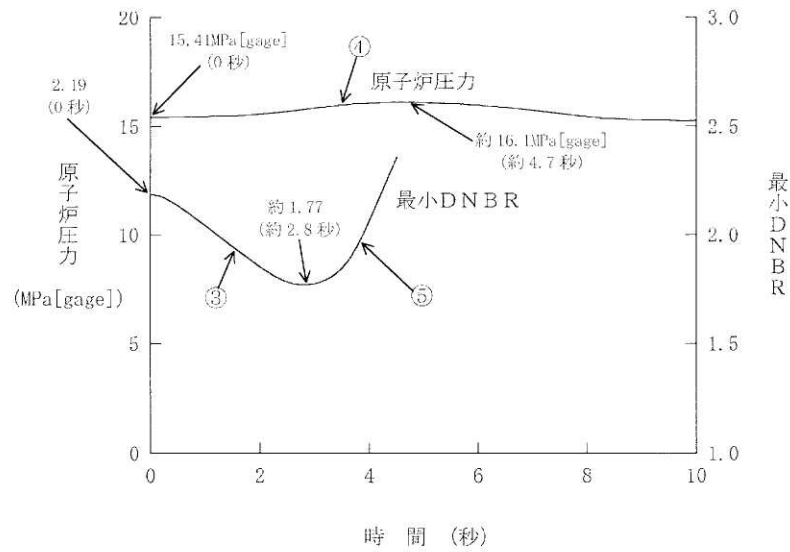


図1.1-12 解析に使用したドップラ出力係数



- ・炉心流量
 - ① RCP全台停止による流量低下
- ・原子炉出力
 - ② 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ(約1.5秒)
 - ⑥ 制御棒落下による出力低下



- ・最小DNBR
 - ③ 流量低下に伴うDNBR低下
 - ⑤ 出力低下によるDNBR回復
- ・原子炉圧力
 - ④ 流量低下による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇

図1.1-13 原子炉冷却材流量の喪失

(3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

a. 事故の原因

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、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を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。

b. 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コード PHOENIX により1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コード MARVEL により原子炉出力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平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、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。加えて、THINC-III により炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して MARVEL により原子炉圧力を求める。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-14 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-7 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-8 及び図 1.1-15 に示す。

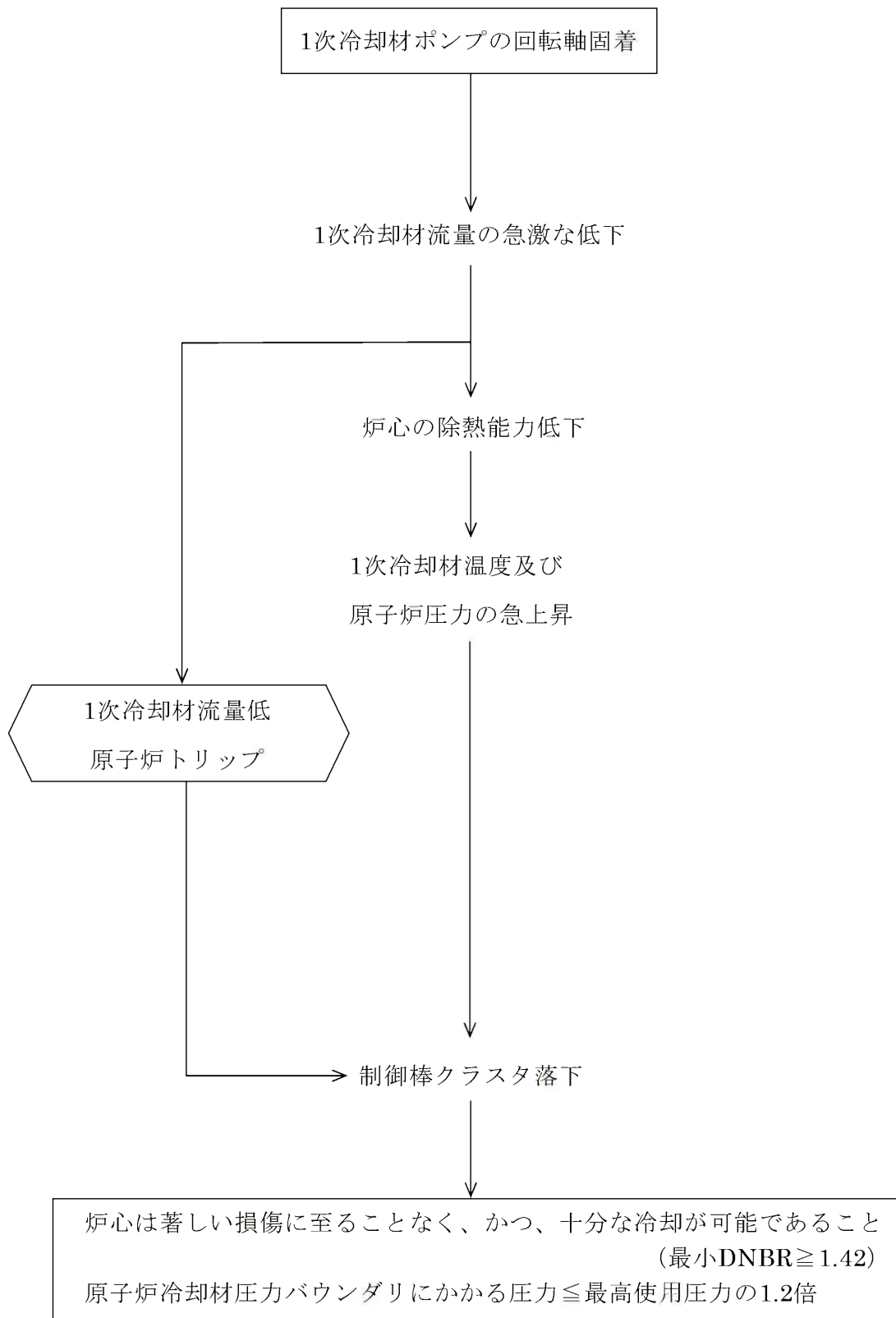


図1.1-14 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の事象過程

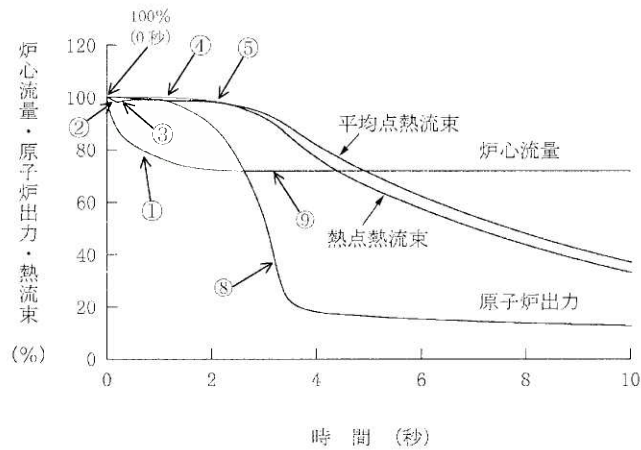
表1.1-7 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の主要事象クロノロジ

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|-----------------------|
| 0 | 1次冷却材ポンプ1台の軸固着発生 |
| 約0.1 | 「1次冷却材流量低」信号トリップ限界値到達 |
| 約1.1 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約2.0 | DNBR最小 |
| 約4.0 | 原子炉圧力最大 |
| 10 | 計算終了 |

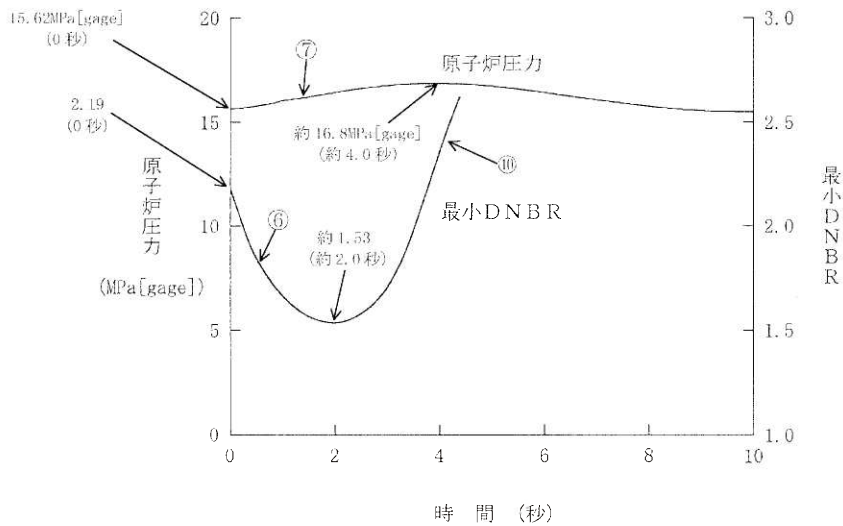
表1.1-8 「原子炉冷却材ポンプの軸固着」の解析条件及び解析結果

①最小DNBR解析、②原子炉圧力解析

| 項 目 | | 解析件名 | 原子炉冷却材ポンプの軸固着 | |
|------------------|--|---|---|---------|
| | | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 | 1台の1次冷却材ポンプ流量急減 | 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で反応度帰還による出力減少効果を最小 | |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図1.1-12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 | |
| | 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℃ | ①307.1 ②309.3 | 同 上 | |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | ①15.41 ②15.62 | 同 上 | |
| | 熱水路係数 | $F_{\Delta H}^N = 1.64$ $F_Z^N = 1.62\cos$ | DNBR解析に使用 | |
| | 単 一 故 障 | — | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし | |
| 解 析 コ ー ド | PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III | 1次冷却材ポンプの軸固着流量解析 プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的変化の解析 最小DNBR及びボイド生成の解析 | | |
| 原子炉トリップ信号 | 1次冷却材流量低 | | | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 | |
| | 炉心冷却能力 (最小DNBR) | 約1.53 | ≥ 1.42 | |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | 約16.8 | 原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 | |



- 炉心流量
 - ① RCP 1 台軸固着による流量低下
 - ⑨ RCP 1 台停止時の流量に整定
- 原子炉出力
 - ④ 「1次冷却材流量低」原子炉トリップ (約 1.1 秒)
 - ⑧ 制御棒落下による出力低下
- 热点熱流束
 - ⑤ 局所的に沸騰している状況であるため流量の影響はほとんどなし
- 平均点熱流束
 - ② 流量急減による熱伝達の低下に伴い熱流束低下
 - ③ 被覆管表面温度の上昇に伴い1次冷却材との温度差が大きくなることによる熱流束上昇



- 最小DNBR
 - ⑥ 流量低下に伴うDNBR低下
 - ⑩ 出力低下によるDNBR回復
- 原子炉圧力
 - ⑦ 流量低下による1次冷却材温度上昇に伴う圧力上昇

図1.1-15 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(4) 主給水管破断

a. 事故の原因

この事故は、発電用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、発電用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

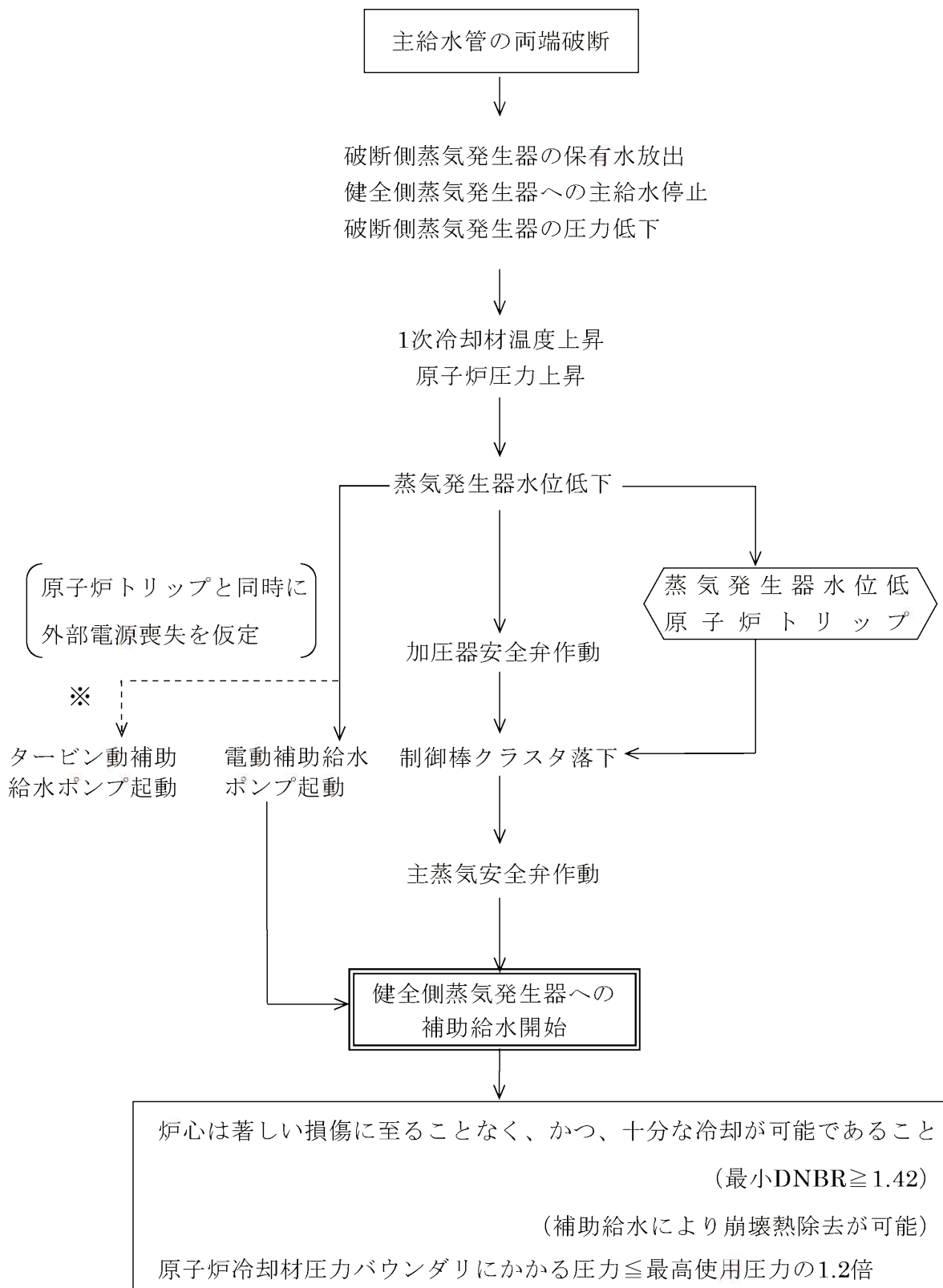
プラント過渡特性解析コード **MARVEL** により原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び、1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コード **FACTRAN** により燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コード **THINC-III** により **DNBR** への影響を解析する。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-16 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-9 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-10 及び図 1.1-17～図 1.1-18 に示す。



※解析では単一故障を仮定している

図1.1-16 「主給水管破断」の事象過程

表1.1-9 「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18 | 破断側「蒸気発生器水位低」信号トリップ限界値到達 |
| 約20 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約22 | 原子炉圧力最大 |
| 約660 | 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 |
| 2,000 | 計算終了 |

表1.1-10 「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解析）

②加圧器圧力制御系不作動（原子炉圧力解析）

| 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 | |
| | 減速材密度係数 ($\Delta K/K$)/(g/cm ³) | 0 | |
| | ドップラ出力係数 ($\Delta K/K$)/%出力 | 図1.1-12の上限値 | |
| | 原子炉出力% | ①100 ②102 | |
| | 1次冷却材平均温度℃ | ①307.1 ②309.3 | |
| | 原子炉圧力 MPa[gage] | ①15.41 ②15.62 | |
| | 熱水路係数 | F _{ΔH} ^N =1.64 F _Z ^N =1.62cos | |
| | 単 一 故 障 | タービン動補助給水ポンプ 1台故障 | |
| | 外 部 電 源 | 無 | |
| | 運 転 員 操 作 時 間 | 事故検知後10分 | |
| 解 析 コ ー ド | MARVEL FACTRAN THINC-III | | |
| 原子炉トリップ信号 | 蒸気発生器水位低 | | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | 判 定 |
| | 炉 心 冷 却 能 力 (最 小 D N B R) (崩 壊 熱 除 去) | 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。 | |
| | | 約1.63 | ≥1.42 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 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。 | |
| 約17.8 (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力約18.4) | | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 (原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤ 最高使用圧力×1.2倍 (=20.59)) | |

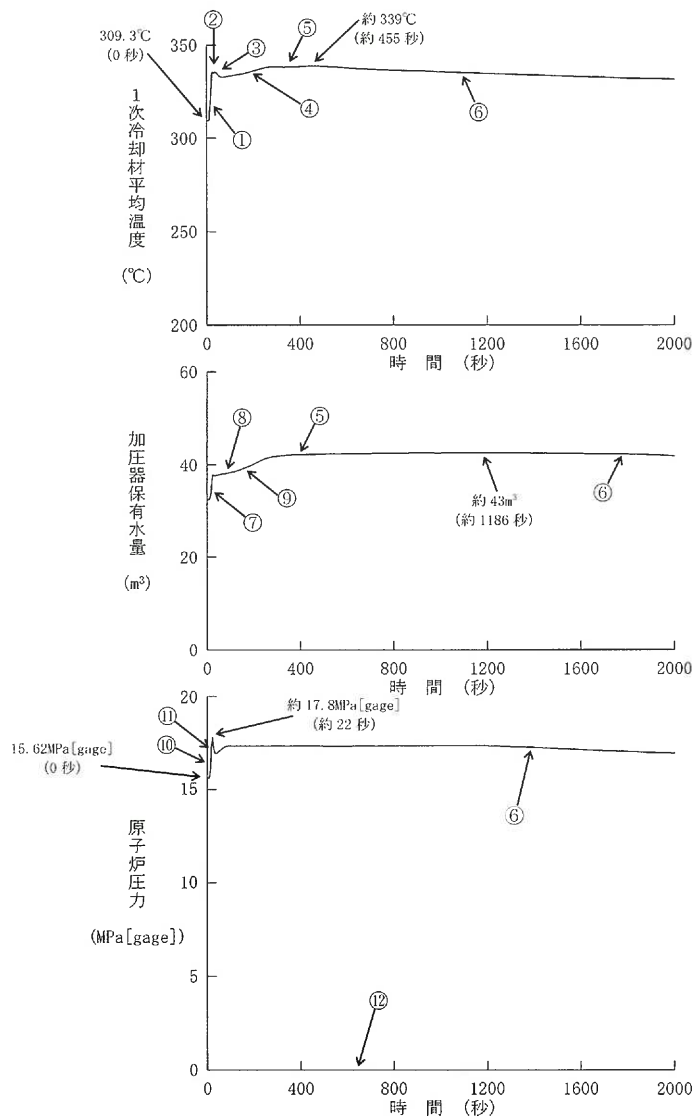


図1.1-17 主給水管破断(1/2)

・ 1次冷却材平均温度

- ① 主給水管破断に伴う給水およびSG 2次側保有水の喪失により1次系の除熱が十分でなくなることに伴う温度上昇
- ② 「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ (約 20 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次冷却材流量低下による温度上昇
- 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温度低下

・ 加圧器保有水量

- ⑦ 1次冷却材温度上昇による保有水量増加
- ⑧ 原子炉トリップによる保有水量増加の緩和
- ⑨ 崩壊熱および1次冷却材流量低下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 1次冷却材温度上昇による圧力上昇
- ⑪ 加圧器安全弁作動
- ⑫ 健全側SGへの補助給水の開始 (約 660 秒)
- ⑥ 補助給水による健全側SGの除熱能力の回復に伴う1次冷却材温度低下による圧力低下

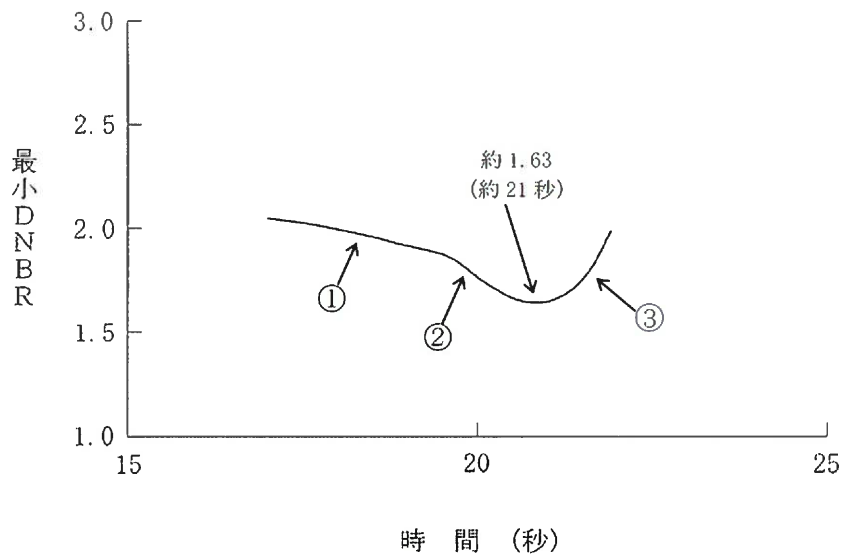


図1.1-18 主給水管破断(2/2)

・最小DNBR

- ① 主給水管破断による給水およびSG 2次側保有水の喪失に伴う1次冷却材温度上昇により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次冷却材流量低下に伴うDNBR低下
- ③ 原子炉トリップによる出力低下に伴うDNBR回復

(5) 主蒸気管破断

a. 事故の原因

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、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を想定する。具体的には主蒸気管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、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、炉心出力分布を核設計計算コード ANC により求め、熱水力計算コード THINC-III により DNBR への影響を解析する。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.1-19 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.1-11 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.1-12 及び図 1.1-20～図 1.1-23 に示す。

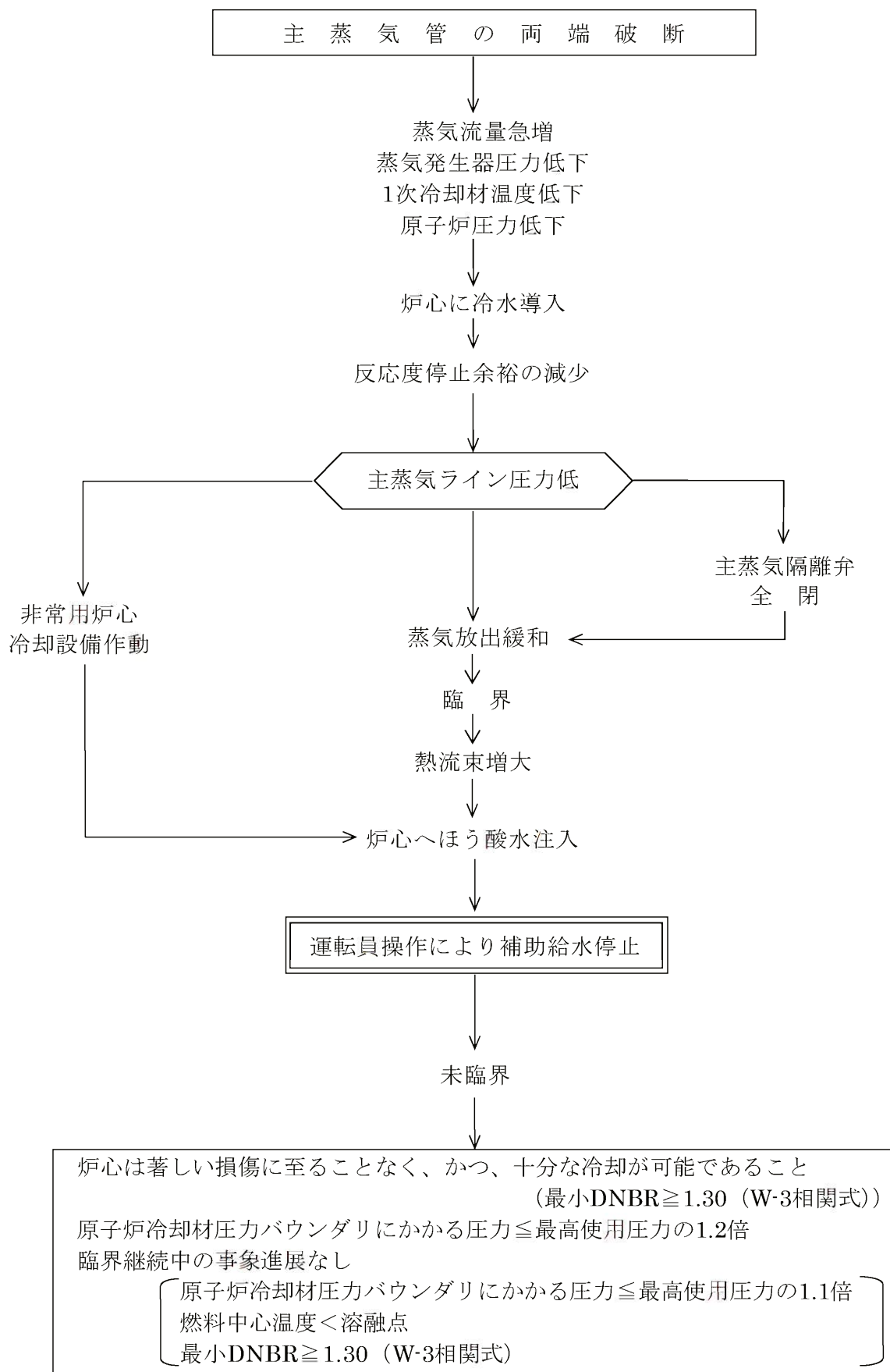


図1.1-19 「主蒸気管破断」の事象過程

表1.1-11 「主蒸気管破断」の主要事象クロノロジ

ケースA：外部電源あり

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|--|
| 0 | 主蒸気管破断発生 |
| 約2 | 「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達 |
| 約10 | 主蒸気隔離弁全閉 |
| 約17 | 非常用炉心冷却設備作動 |
| 約17 | 臨界到達 |
| 約120 | ほう酸水が1次冷却材低温側配管に到達 |
| 約644 | 運転員の手動操作による破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁閉止 未臨界達成 |
| 1,200 | 計算終了 |

ケースB：外部電源なし

| 時刻（秒） | 事 象 |
|--------|-----------------------------------|
| 0 | 主蒸気管破断発生 |
| 約2 | 「主蒸気ライン圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達 |
| 約10 | 主蒸気隔離弁全閉 |
| 約22 | 臨界到達 |
| 約29 | 非常用炉心冷却設備作動 |
| 約132 | ほう酸水が1次冷却材低温側配管に到達 |
| 約644 | 運転員の手動操作による破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁閉止 |
| 約1,270 | 未臨界達成 |
| 3,600 | 計算終了 |

表1.1-12 「主蒸気管破断」の解析条件及び解析結果

| 項 目 | | 主 蒸 気 管 破 断 | |
|------------------|---|--|--|
| | | 使用値等 | 選 定 理 由 |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 | 主蒸気管両端破断 | 指針どおり |
| | 原 子 炉 出 力 % | 高 温 停 止 | 指針どおり |
| | 減速材密度反応度欠損 | 図1.1-20 | 冷却による反応度添加量を最大にする |
| | ド ッ プ ラ 出 力 欠 損 | 図1.1-21 | 出力上昇による反応度帰還量を最小にする |
| | 燃料取替用水ピットの ほう素濃度 ppm | 3,100 | 設計条件 |
| | ほう素の反応度価値 $10^{-5}(\Delta K/K)/\text{ppm}$ | -7.4 (減速材密度 0.85g/cm ³ 、ほう素濃度 300ppmにおける値) | ほう素による負の反応度添加を最小にする |
| | 単 一 故 障 | 高圧注入ポンプ1台 | ほう酸水の添加に対し最も厳しい |
| | 反 応 度 停 止 余 裕 % $\Delta K/K$ | 1.6 | 炉心の安全性確認項目における安全解析 使用値 |
| | 外 部 電 源 | あり/なし | 外部電源はある場合の方が1次冷却材流 量が維持され炉心がより冷却されるので、 厳しい仮定になると考えられるが、両方の ケースについて解析する。 |
| | 運 転 員 操 作 時 間 | 事故検知後10分 | 事故検知後10分で運転員操作を開始する |
| 解 析 コ ー ド | MARVEL ANC THINC-III | プラントの過渡応答の解析 過渡変化時の出力分布の変化の解析 最小DNBRの解析 | |
| 非常用炉心冷却設備作動信号 | 主蒸気ライン圧力低 | | |

表1.1-12 「主蒸気管破断」の解析条件及び解析結果（つづき）

| 項 目 | | 主 蒸 気 管 破 断 | |
|-----|--|--|--|
| | | 結 果 | 判 定 |
| 解 析 | 炉 心 冷 却 能 力 (最 小 D N B R) | 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。 | |
| | (臨 界 未 満 達 成) | 約1.57 ^{注1} | ≥ 1.30 (W-3相関式) |
| 結 果 | 原 子 炉 圧 力 | 過度に上昇することはない ^{注2} | 原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| | 臨 界 継 続 中 の 事 象 進 展 (最 小 D N B R) | 臨界状態が継続する間に事象が進展しないためのめやすを満足 | |
| 果 | (燃 料 中 心 温 度) | 最大熱流束は定格出力の約20%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| | (原 子 炉 圧 力) | 過度に上昇することはない ^{注2} | 原子炉圧力は過度に上昇することなく、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の1.1倍を下回る。 |
| | そ の 他 | 臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。 | |

注1) 外部電源がある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定となる。

注2) ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはない。

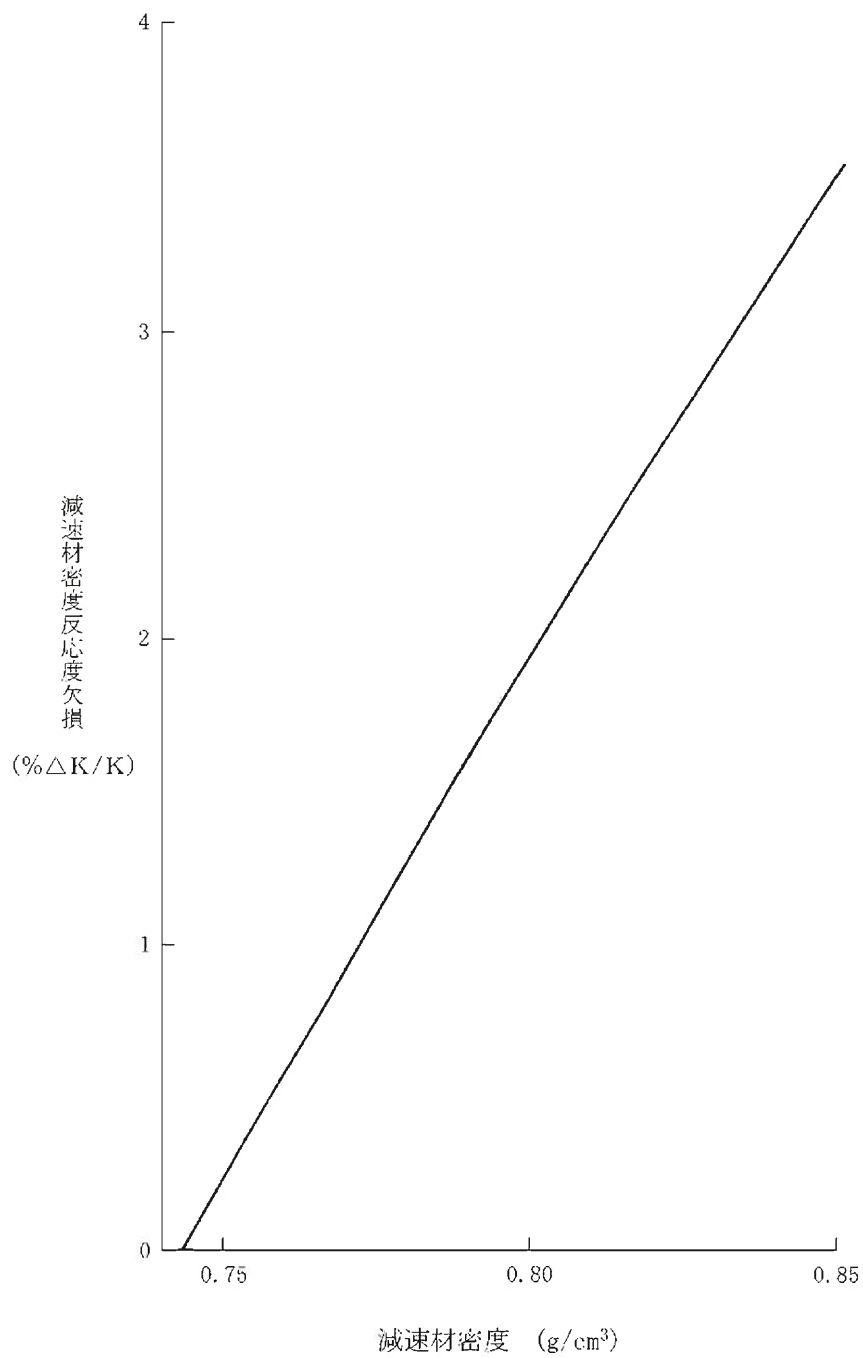


図1.1-20 解析に使用した減速材密度反応度欠損

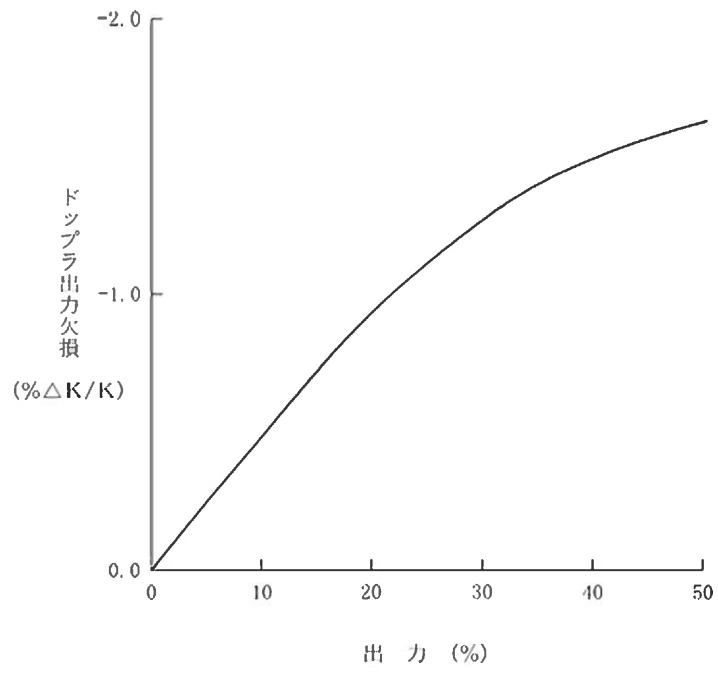


図1.1-21 解析に使用したドップラ出力欠損

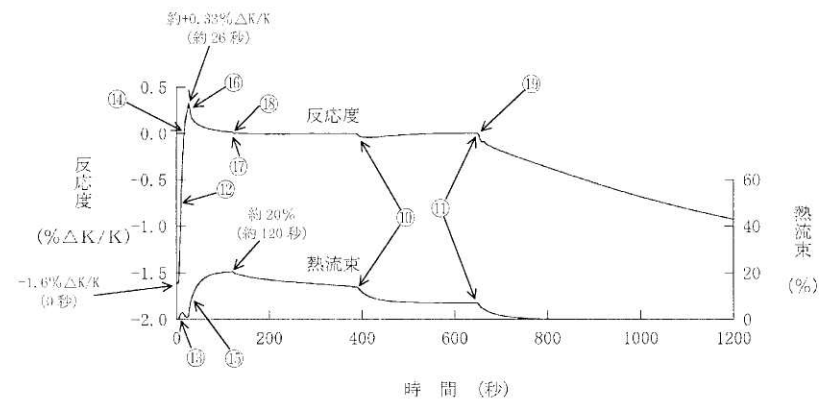
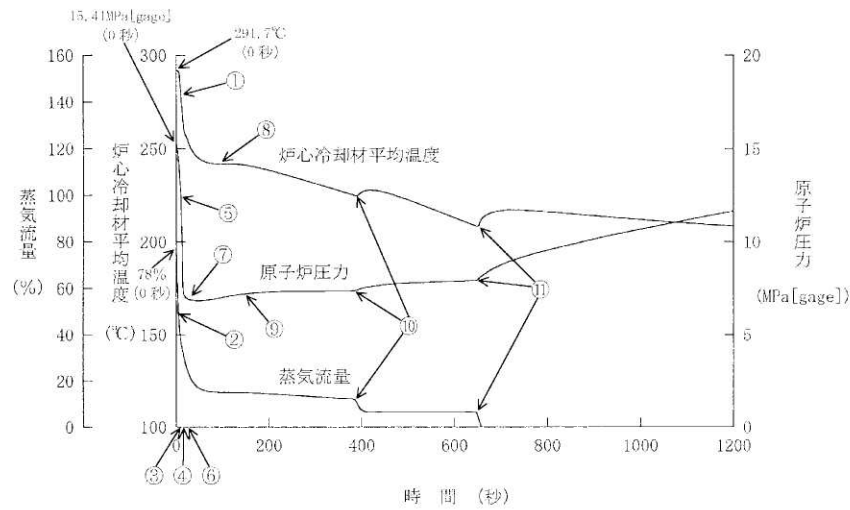


図1.1-22 主蒸気管破断一ケースA (外部電源あり)

- ③ 「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (約2秒)
- ④ 主蒸気隔離弁全閉 (約10秒)
- ⑥ 非常用炉心冷却設備作動 (約17秒)

・炉心冷却材平均温度

- ① 主蒸気管破断による蒸気放出に伴う1次冷却系の冷却
- ⑧ 臨界到達による出力上昇および蒸気流量低下による温度低下の緩和
- ⑩ 破断側SGドライアウトによる一時的な温度上昇
- ⑪ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)による一時的な温度上昇

・原子炉圧力

- ⑤ 加圧器空による圧力低下
- ⑦ 原子炉容器頂部ボイド発生による圧力低下の緩和
- ⑨ 温度低下の緩和および高圧注入ポンプによるほう酸水注入により圧力上昇
- ⑩ 破断側SGドライアウトによる一時的な温度上昇に伴う圧力上昇
- ⑪ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)による一時的な温度上昇に伴う圧力上昇

・蒸気流量

- ② 蒸気圧力の低下に伴う蒸気流量低下
- ⑩ 破断側SGドライアウトによる蒸気流量低下
- ⑪ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)による蒸気流量低下

・反応度

- ⑫ 1次冷却材温度低下に伴う反応度添加
- ⑭ 臨界到達 (約17秒)
- ⑯ ドップラ効果による反応度抑制
- ⑰ 非常用炉心冷却設備作動によりほう酸水が1次冷却材低温側配管に到達 (約120秒)
- ⑱ ほう素の負の反応度効果により反応度低下
- ⑩ 破断側SGドライアウトによる1次冷却材温度上昇に伴う反応度低下
- ⑪ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)による1次冷却材温度上昇に伴う反応度低下
- ⑲ 未臨界達成 (約644秒)

・熱流束

- ⑬ 1次冷却材温度低下に伴う熱流束上昇
- ⑮ 臨界到達により熱流束上昇
- ⑩ 破断側SGドライアウトによる反応度の低下に伴う熱流束低下
- ⑪ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)による未臨界達成に伴う熱流束低下

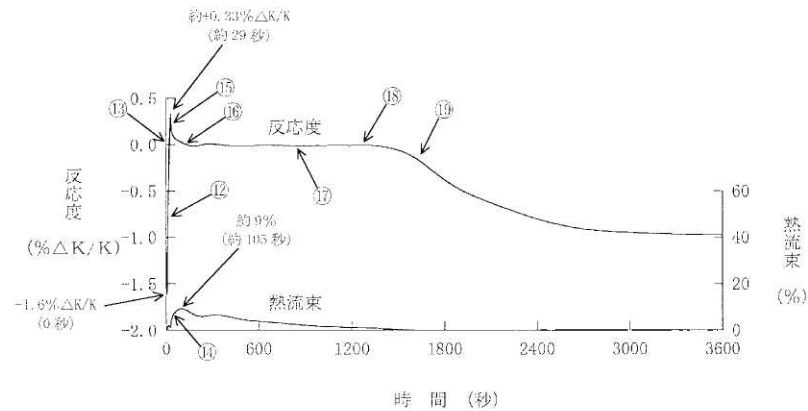
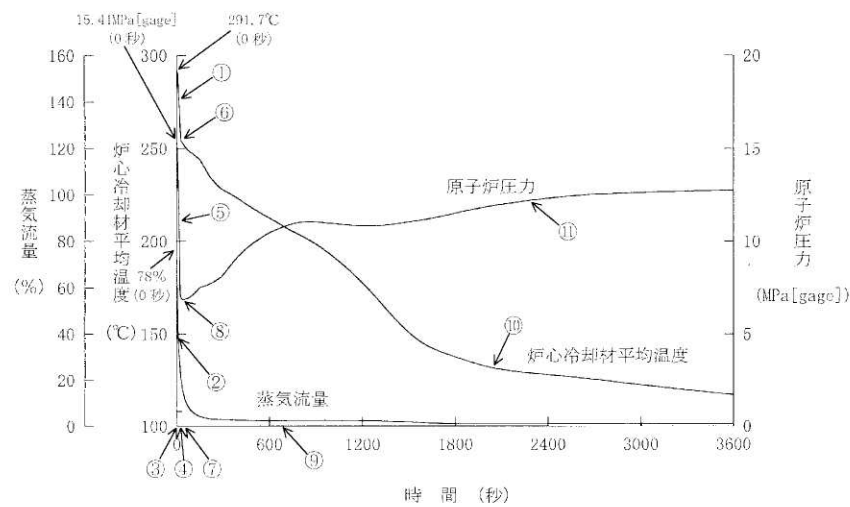


図1.1-23 主蒸気管破断—ケースB (外部電源なし)

- ③ 「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備作動限界値到達 (約2秒)
- ④ 主蒸気隔離弁全閉 (約10秒)
- ⑦ 非常用炉心冷却設備作動 (約29秒)
- ⑨ 破断側SGへの補助給水停止 (約644秒)

- 炉心冷却材平均温度
 - ① 主蒸気管破断による蒸気放出に伴う1次冷却系の冷却
 - ⑥ 臨界到達による出力上昇および蒸気流量低下による温度低下の緩和
 - ⑩ 蒸気流量の低下に伴う温度低下の緩和
- 原子炉圧力
 - ⑤ 加圧器空による圧力低下
 - ⑧ 臨界到達による温度低下の緩和および高圧注入ポンプによるほう酸水注入により圧力上昇
 - ⑪ 温度低下の緩和および非常用炉心冷却設備からの注入による圧力上昇
- 蒸気流量
 - ② 蒸気圧力の低下に伴う流量低下
- 反応度
 - ⑫ 1次冷却材温度低下に伴う反応度添加
 - ⑬ 臨界到達 (約22秒)
 - ⑮ ドップラ効果による反応度抑制
 - ⑯ 非常用炉心冷却設備作動によりほう酸水が1次冷却材低温側配管に到達 (約132秒)
 - ⑰ 冷却による正の反応度添加とほう素による負の反応度添加が釣りあうことにより臨界状態が継続
 - ⑱ 未臨界達成 (約1270秒)
 - ⑲ 炉心ほう素濃度上昇による負の反応度添加が、冷却による反応度添加を上回り低下
- 熱流束
 - ⑭ 臨界到達により熱流束上昇

1.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

(1) 制御棒飛び出し

a. 事故の原因

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスター 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を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が 1 ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

b. 解析方法

多次元炉心動特性解析コード TWINKLE により、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コード FACTRAN により、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する。また、熱水力計算コード THINC-III により炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コード MARVEL により原子炉圧力の時間変化を求める。

なお、高温零出力のケースにおいては「RIE 報告書」に示される評価手法を適用している。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.2-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.2-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.2-2～表 1.2-3 及び図 1.2-2～図 1.2-7 に示す。

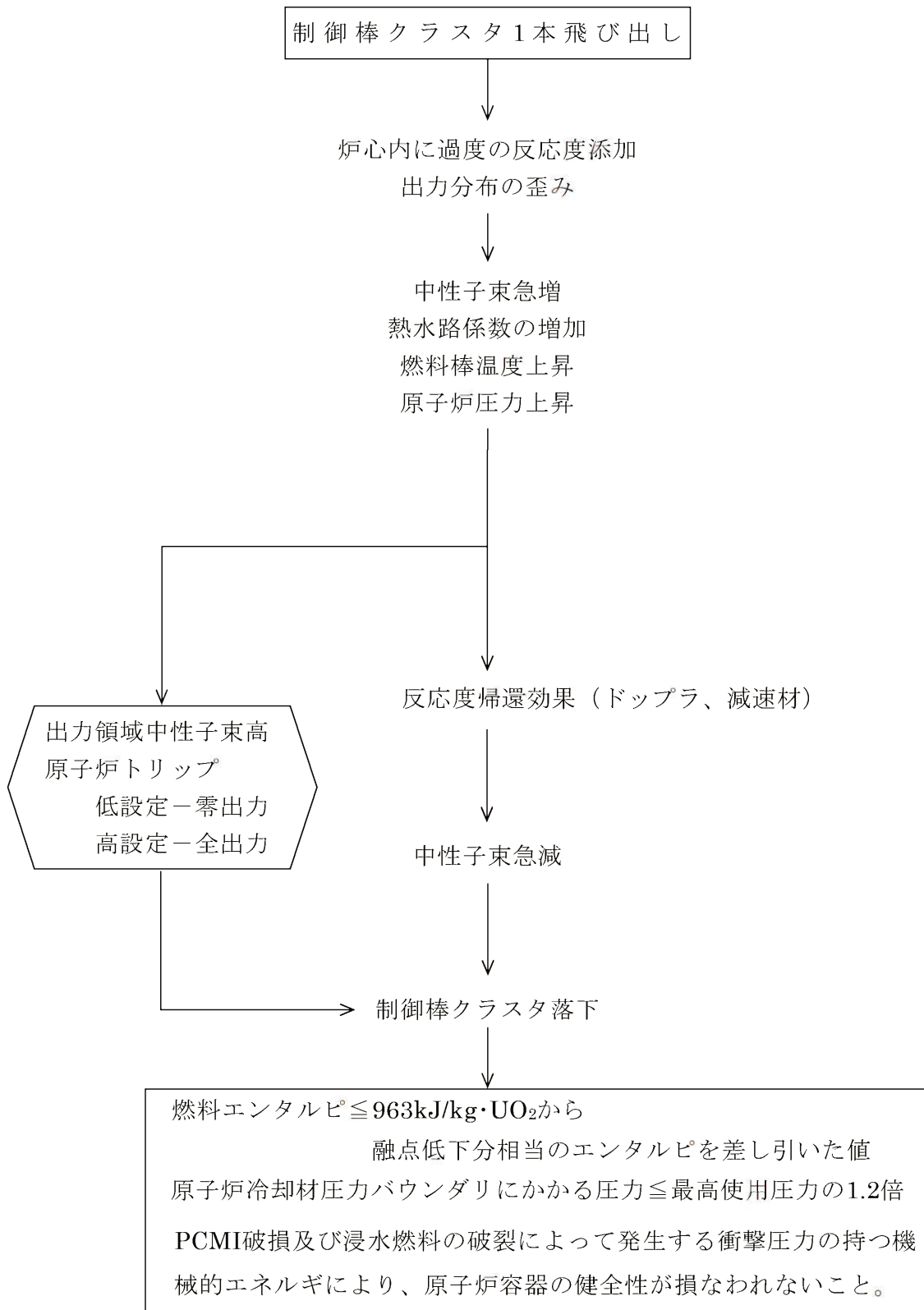


図1.2-1 「制御棒飛び出し」の事象過程

表1.2-1 「制御棒飛び出し」の主要事象クロノロジ

(1) 高温全出力（サイクル初期及び末期）

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|-----------------------------|
| (初期) | |
| 0 | 制御棒飛び出し |
| 約0.06 | 「出力領域中性子束高（高設定）」信号トリップ限界値到達 |
| 約0.6 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 5 | 計算終了 |
| (末期) | |
| 0 | 制御棒飛び出し |
| 約0.05 | 「出力領域中性子束高（高設定）」信号トリップ限界値到達 |
| 約0.6 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 5 | 計算終了 |

(2) 高温零出力（サイクル初期及び末期）

| 時刻（秒） | 事 象 |
|-------|-----------------------------|
| (初期) | |
| 0 | 制御棒飛び出し |
| 約0.19 | 「出力領域中性子束高（低設定）」信号トリップ限界値到達 |
| 約0.7 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約2.0 | 燃料エンタルピ最大 |
| 5 | 計算終了 |
| (末期) | |
| 0 | 制御棒飛び出し |
| 約0.12 | 「出力領域中性子束高（低設定）」信号トリップ限界値到達 |
| 約0.6 | 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約1.3 | 燃料エンタルピ最大 |
| 5 | 計算終了 |

表1.2-2 「制御棒飛び出し（高温全出力）」の解析条件及び解析結果

①DNBR解析、②原子炉圧力解析

| 項 目 | | 解析件名 | | |
|-------------------|---|-----------------------------|--|-----------------------------------|
| | | 制 御 棒 飛 び 出 し （ 高 温 全 出 力 ） | | |
| | | サイクル初期 | サイクル末期 | 選 定 理 由 |
| 使用値等 | | | | |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 (反 応 度 添 加 量 ^{注2}) %ΔK/K | 0.12 | 0.12 | 炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 |
| | 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℃ | ①307.1 ②309.3 | | 同 上 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | ①15.41 ②15.62 | | 同 上 |
| | 熱 水 路 係 数 | 5.0 | 5.0 | 炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 |
| | 実効遅発中性子割合% | 0.48 | 0.44 | 最小値 |
| | 即 発 中 性 子 寿 命 ^{注1} μ sec | 9 | 9 | 同 上 |
| | 単 一 故 障 | — | | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL | | 反応度事故時の過渡応答解析 燃料棒の熱的变化の解析 最小DNBR及びボイド生成の解析 圧力応答解析 | |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | 出力領域中性子束高（高設定） | | | |
| 解 析 結 果 | | 結 果 | | 判 定 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 約16.3 | 約16.9 | 原子炉圧力は過度に上昇することはない。注4 |
| | そ の 他 (DNB破損本数割合%) | 約9 ^{注3} | 約3 | — |

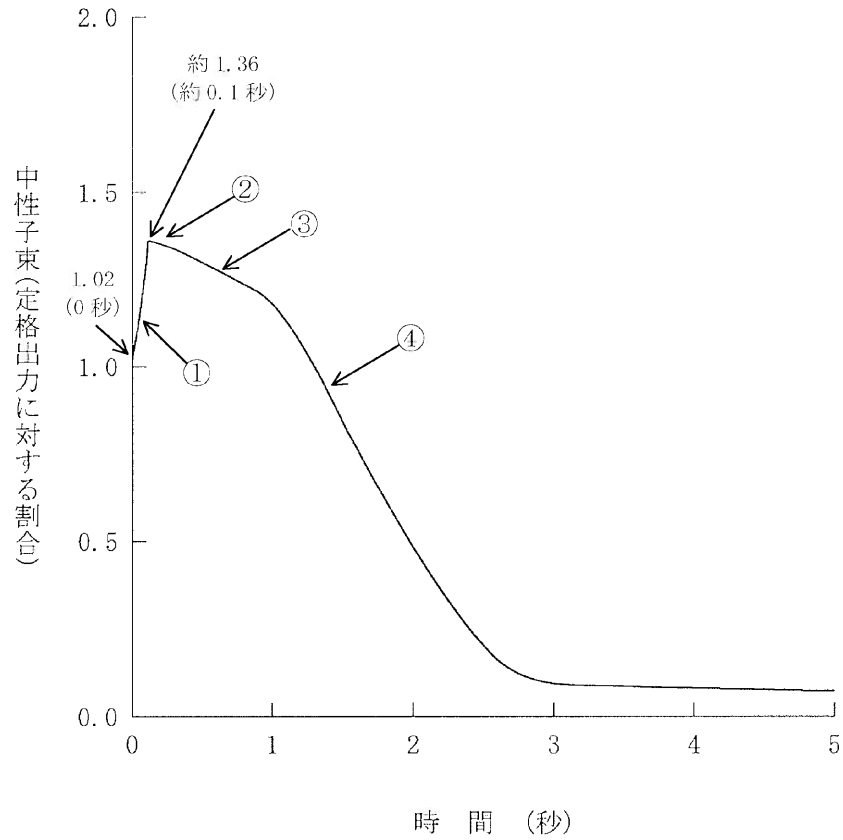
- 注1) ドップラ効果は、燃料実効温度の関数として考慮しており、TWINKLEコードにおいて各空間メッシュの高速中性子のマクロ吸収断面積を変化させることで模擬している。また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。
- 注2) 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- 注3) 線量評価に使用する。
- 注4) 燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見逃している。

表1.2-3 「制御棒飛び出し（高温零出力）」の解析条件及び解析結果

①燃料エンタルピー解析、②原子炉圧力解析

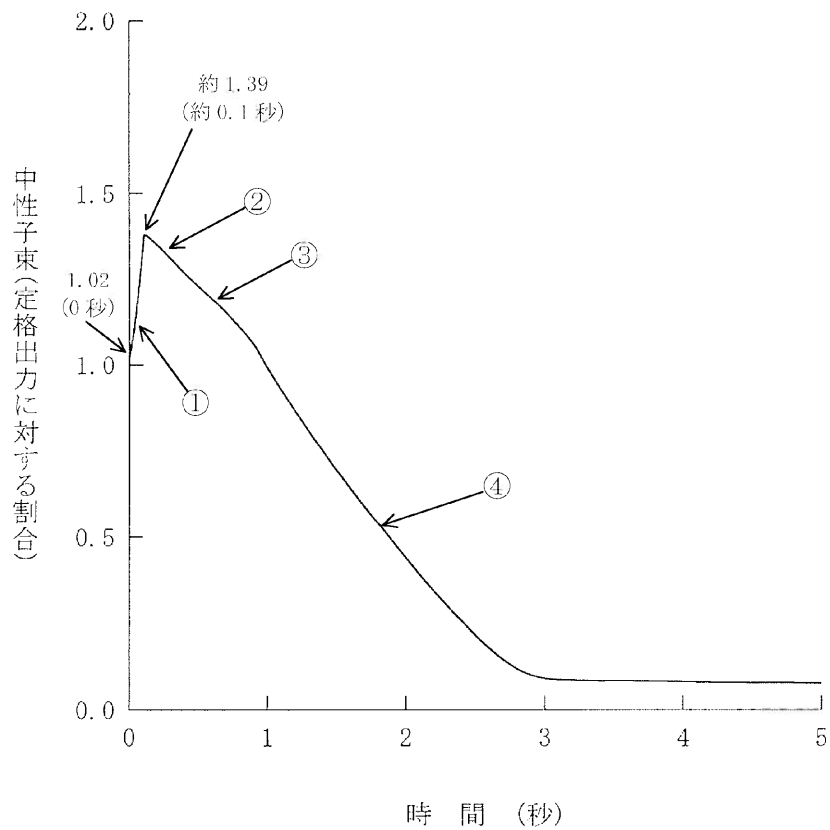
| 項 目 | | 制 御 棒 飛 び 出 し （ 高 温 零 出 力 ） | | |
|-------------------|--|-----------------------------|--|--|
| | | サイクル初期 | サイクル末期 | 選 定 理 由 |
| | | 使用値等 | | |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 （ 反 応 度 添 加 量 ） %ΔK/K | 0.66 | 0.87 | 炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 |
| | 原 子 炉 出 力 % | 定格出力の10 ⁻⁷ | | — |
| | 1 次 冷 却 材 平 均 温 度 ℃ | 293.9 | | 定常誤差を考慮した上限値 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | ①15.20 ②15.62 | | 定常誤差を考慮した下限値 定常誤差を考慮した上限値 |
| | 制 御 棒 飛 び 出 し 直 後 の 熱 水 路 係 数 | 15 | 25 | 炉心の安全性確認項目における安全解析使用値 |
| | 実 効 遅 発 中 性 子 割 合 % | 0.48 | 0.44 | 最小値 |
| | 即 発 中 性 子 寿 命 μ sec | 9 | 9 | 同 上 |
| | 単 一 故 障 | — | | 安全保護系の単一故障を想定するが多重構成としているので機能喪失なし |
| 解 析 コ ー ド | TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL | | 反応度事故時の過渡応答解析 燃料棒の熱的变化の解析 最小DNBR及びボイド生成の解析 圧力応答解析 | |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | 出力領域中性子束高（低設定） | | | |
| 解 析 結 果 | 燃 料 エ ン タ ル ピ ー の 最 大 値 ^{注3} kJ/kg・UO ₂ | 約282 | 約358 | ≤ 791 |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | 約16.0 | 約16.0 | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 ^{注4} |
| | PCMI破損及び浸水 燃料の破裂によって 発生する衝撃圧力の 持つ機械的エネルギー kJ | 0 | 約11 | 原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー（9.4×10 ³ kJ）を下回る。 |
| | そ の 他 (PCMI破損本数割 合%) | 0 | 0 | — |

- 注1) ドップラ効果は、燃料実効温度の関数として考慮しており、TWINKLEコードにおいて各空間メッシュの高速中性子のマクロ吸収断面積を変化させることで模擬している。また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。
- 注2) 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- 注3) ギャップ熱伝達係数は、初期の燃料エンタルピを高めを与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。
- 注4) 燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見逃している。



- ・ 中性子束
 - ① 制御棒クラスタ飛び出しによる反応度添加に伴う中性子束増加
 - ② ドップラ反応度帰還効果による中性子束減少
 - ③ 「出力領域中性子束高(高設定)」原子炉トリップ(約 0.6 秒)
 - ④ 制御棒落下による中性子束減少

図1.2-2 制御棒飛び出し—サイクル初期高温全出力



- 中性子束
- ① 制御棒クラスタ飛び出しによる反応度添加に伴う中性子束増加
- ② ドップラ反応度帰還効果による中性子束減少
- ③ 「出力領域中性子束高(高設定)」原子炉トリップ(約 0.6 秒)
- ④ 制御棒落下による中性子束減少

図1.2-3 制御棒飛び出し-サイクル末期高温全出力

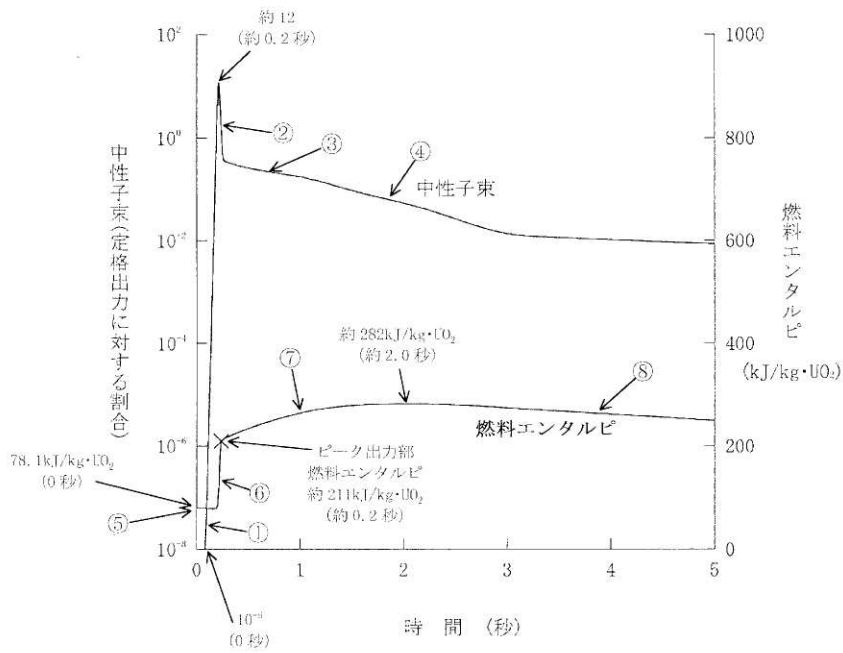


図1.2-4 制御棒飛び出し—サイクル初期高温零出力

- 中性子束
 - ① 制御棒クラスタ飛び出しによる反応度添加に伴う中性子束増加
 - ② ドップラ反応度帰還効果による中性子束減少
 - ③ 「出力領域中性子束高（低設定）」原子炉トリップ（約0.7秒）
 - ④ 制御棒落下による中性子束減少
- 燃料エンタルピー
 - ⑤ 高温零出力状態における初期値（0°C基準）
 - ⑥ 即発臨界による出力上昇に伴うエンタルピー上昇
 - ⑦ ピーク出力部を過ぎても除熱を上回るランアウト出力があるため、燃料エンタルピーは上昇
 - ⑧ 出力低下に伴うエンタルピー低下

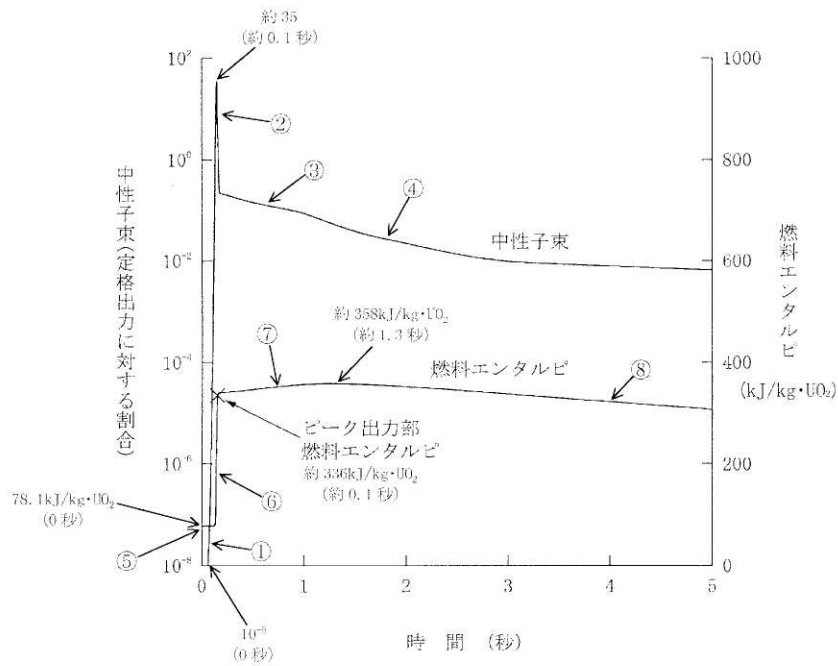
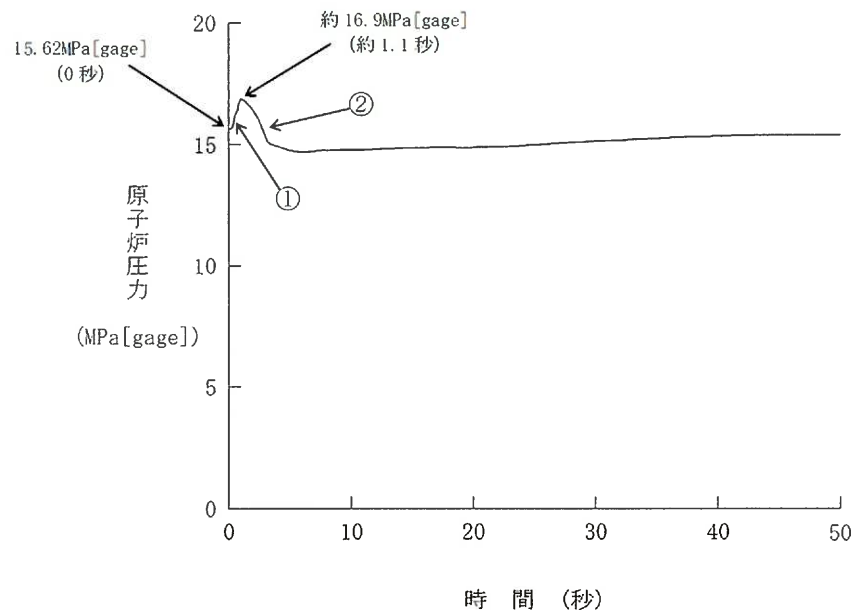


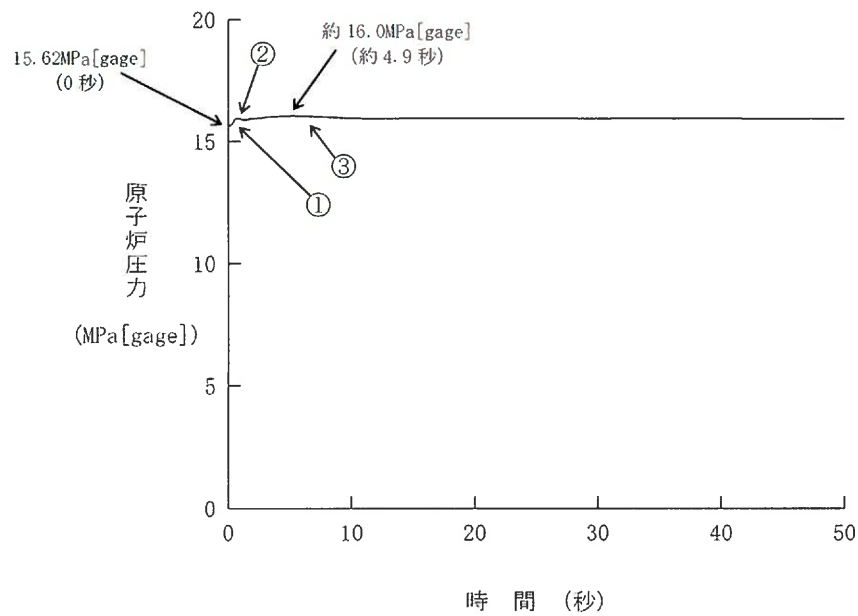
図1.2-5 制御棒飛び出し-サイクル末期高温零出力

- 中性子束
 - ① 制御棒クラスタ飛び出しによる反応度添加に伴う中性子束増加
 - ② ドップラ反応度帰還効果による中性子束減少
 - ③ 「出力領域中性子束高（低設定）」原子炉トリップ（約0.6秒）
 - ④ 制御棒落下による中性子束減少
- 燃料エンタルピー
 - ⑤ 高温零出力状態における初期値（0°C基準）
 - ⑥ 即発臨界による出力上昇に伴うエンタルピー上昇
 - ⑦ ピーク出力部を過ぎても除熱を上回るランアウト出力があるため、燃料エンタルピーは上昇
 - ⑧ 出力低下に伴うエンタルピー低下



- 原子炉圧力
 - ① 出力上昇および炉心内ボイド発生による圧力上昇
 - ② 炉心内ボイド減少による圧力低下

図1.2-6 制御棒飛び出し—サイクル末期高温全出力—圧力解析



- ・ 原子炉圧力
 - ① 出力上昇および炉心内ボイド発生による圧力上昇
 - ② 炉心内ボイド減少による圧力低下
 - ③ 出力上昇に伴う1次冷却材温度上昇による圧力上昇

図1.2-7 制御棒飛び出し-サイクル末期高温零出力
-圧力解析

1.3 環境への放射性物質の異常な放出

(1) 蒸気発生器伝熱管破損

a. 事故の原因

この事故は、発電用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など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又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

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、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量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時間変化を求め、さらに、熱水力計算コード **THINC-III** により **DNBR** への影響を計算する。

c. 事故経過の解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.3-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.3-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.3-2 及び図 1.3-2～図 1.3-3 に示す。

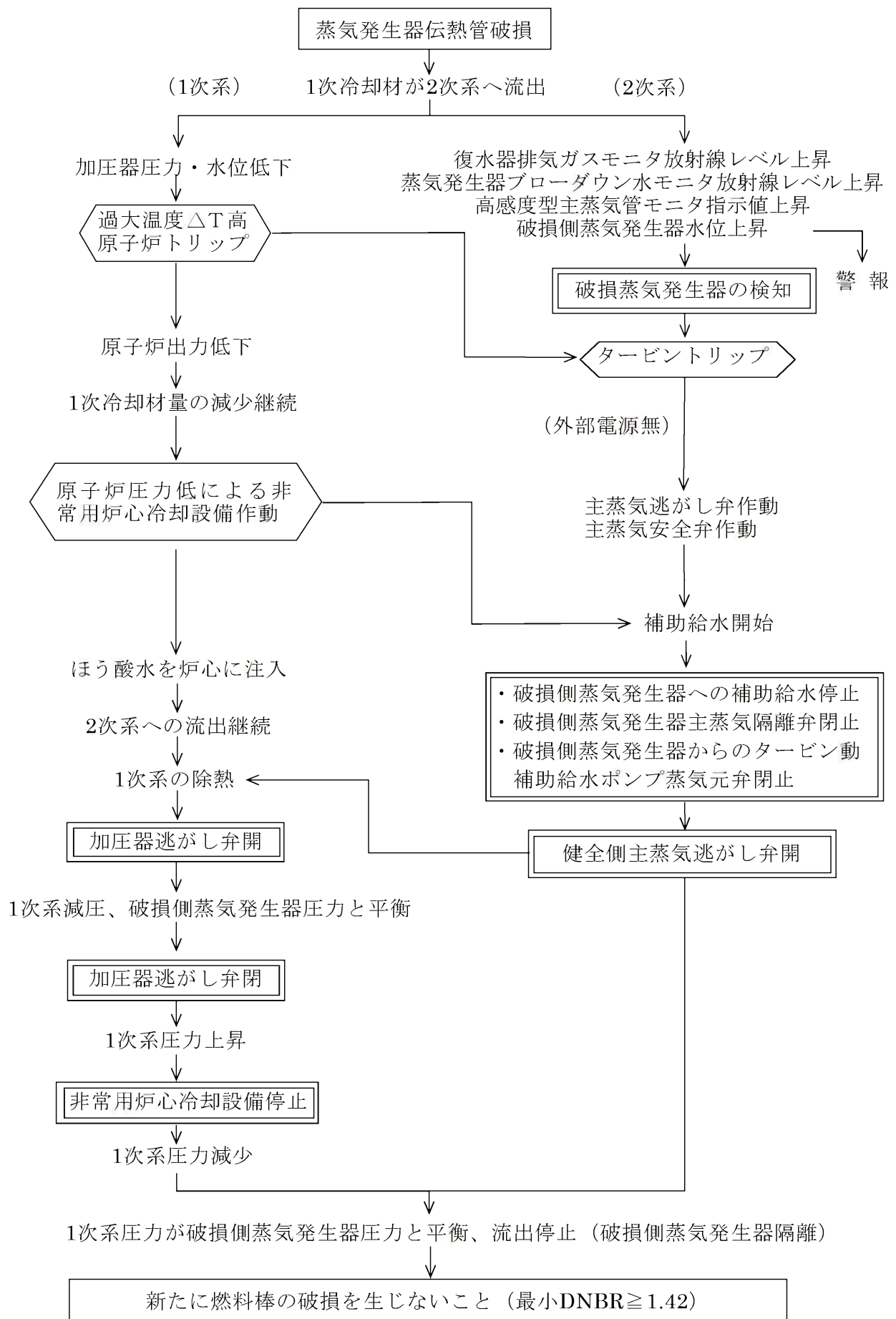


図1.3-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の事象過程

表1.3-1 「蒸気発生器伝熱管破損」の主要事象クロノロジ

| 時刻 (分) | 事 象 |
|-------------------|--|
| 0 | 蒸気発生器伝熱管破損発生 |
| 約5 | 「過大温度 ΔT 高」信号トリップ限界値到達 原子炉トリップ、制御棒クラスタ落下開始 |
| 約11 | 「原子炉圧力低」信号による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信、高圧注入ポンプ作動 |
| 約12 | 補助給水開始 |
| 約15 (トリップ後10分) | 運転員による破損側蒸気発生器への補助給水停止操作、タービン動補助給水ポンプ蒸気元弁閉止操作及び破損側主蒸気隔離弁閉止操作開始 |
| 約25 (トリップ後20分) | 破損側主蒸気隔離弁閉止の完了 |
| 約30 (トリップ後25分) | 健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁手動開による1次冷却系の除熱開始 |
| 約39 | 加圧器逃がし弁手動開による1次冷却系の減圧開始 |
| 約41 | 加圧器逃がし弁閉 |
| 約42 | 非常用炉心冷却設備停止 |
| 約49 | 1次冷却材の2次冷却系への流出停止 (破損側蒸気発生器隔離) 計算終了 |

表1.3-2 「蒸気発生器伝熱管破損」の解析条件及び解析結果

① 最小DNBR解析、② プロセス応答解析

| 項目 | | 解析件名 | 蒸気発生器伝熱管破損 | | |
|-------------------|--------------------------------|----------------------------------|--|--|------------------------|
| | | | 使用値等 | 選 定 理 由 | |
| 解 析 条 件 | 事 故 条 件 | | 伝熱管1本 両端破断 | 指針どおり | |
| | 原 子 炉 出 力 % | | ①100 ②102 | 定 格 値 定常誤差を考慮した上限値 | |
| | 原 子 炉 圧 力 MPa[gage] | | ①15.41 ②15.62 | 定 格 値 定常誤差を考慮した上限値 | |
| | 単 一 故 障 | | タービン動補助給水ポンプ1台 | 除熱の観点で厳しい | |
| | そ の 他 | 外 部 電 源 | | 無 | 同上 |
| | | 運転員操作時間 ^{注1} (事故検知後) | | 破損側蒸気発生器への補助給水停止 破損側蒸気発生器からのタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁閉止 10分 破損側蒸気発生器主蒸気隔離弁閉止完了 20分 健全側主蒸気逃がし弁開 25分 加圧器逃がし弁開 約34分 ECCS停止 約37分 | 事故検知後10分に運転員操作を開始する |
| | | 高 圧 注 入 ポ ン プ | | 2台 | 1次冷却系から2次系への漏えい量を大きくする |
| 解 析 コ ー ド | | MARVEL FACTRAN THINC-III | プラントの過渡応答の解析 燃料棒の熱的变化の解析 最小DNBRの解析 | | |
| 原 子 炉 ト リ ッ プ 信 号 | | 過 大 温 度 Δ T 高 | | | |
| 解 析 結 果 | | | 結 果 | 判 定 | |
| | 燃 料 棒 の 破 損 (最 小 D N B R) | | 新たに燃料棒の破損は生じない 約1.75 | ≥1.42 | |
| | (参 考) | | | | |
| | 1次冷却材の2次系への流出量 トン | | 約 70 | — | |
| | 大 気 中 へ 放 出 さ れ る 蒸 気 量 トン | | 約 26 | | |

注1) 原子炉トリップ信号発信後の時間

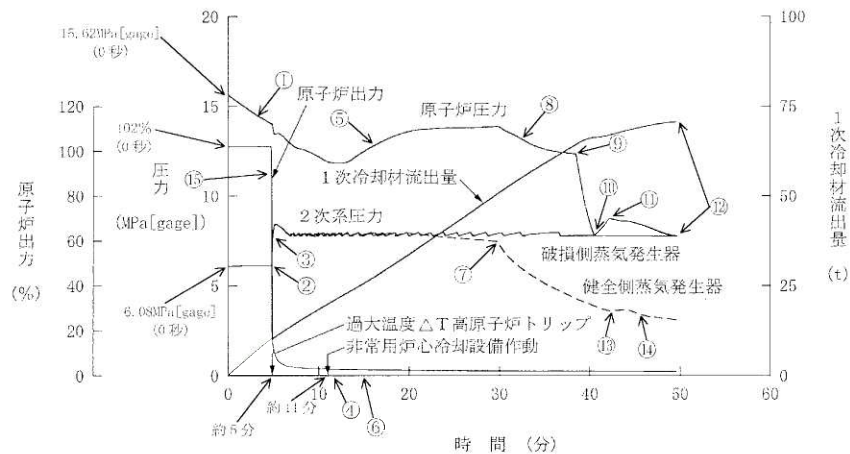


図1.3-2 蒸気発生器伝熱管破損 (1/2)

- ・原子炉圧力
 - ① 1次冷却材の2次冷却系への流出による圧力低下
 - ⑤ 高圧注入ポンプによるほう酸水注入により圧力上昇
 - ⑧ 主蒸気逃がし弁手動開による1次冷却系の除熱に伴う圧力低下
 - ⑨ 加圧器逃がし弁手動開(約39分)による1次冷却系の減圧
 - ⑩ 1次冷却系圧力が破損側蒸気発生器2次側圧力まで低下した時点で加圧器逃がし弁手動閉(約41分)
 - ⑪ 1次冷却材圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備停止(約42分)
 - ⑫ 1次冷却材の2次冷却系への流出停止(約49分)
- ・2次系圧力
 - ② タービントリップによる圧力上昇
 - ③ 主蒸気逃がし弁作動(約5.0分)
 - ④ 補助給水開始(約11.6分)
 - ⑥ 破損側蒸気発生器への補助給水停止操作開始(約15分)
 - ⑦ 健全側主蒸気逃がし弁手動開(約30分)による1次冷却系の除熱開始
 - ⑬ 健全側主蒸気逃がし弁の調整閉
 - ⑭ 健全側主蒸気逃がし弁の調整開
 - ⑫ 1次冷却材の2次冷却系への流出停止(約49分)
- ・原子炉出力
 - ⑮ 制御棒落下による出力低下

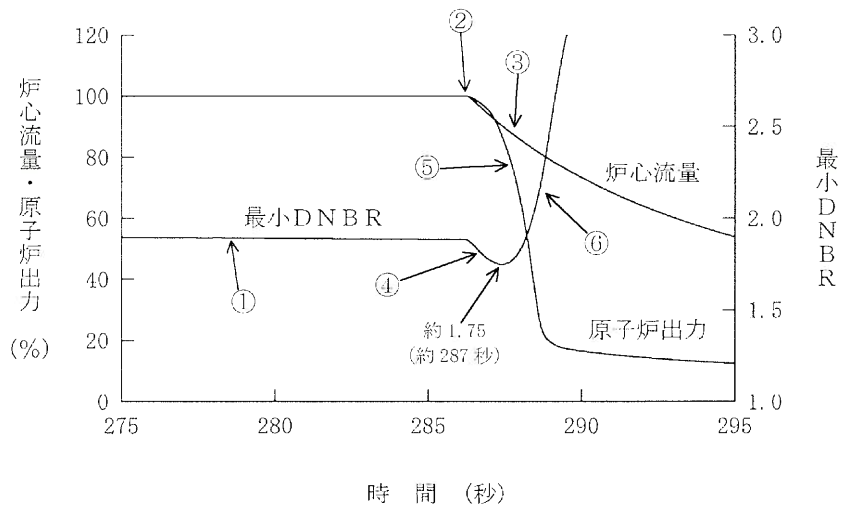


図1.3-3 蒸気発生器伝熱管破損 (2/2)

- ・最小DNBR
 - ① 1次冷却材の2次冷却系への流出による圧力低下に伴わずにDNBR低下
 - ④ 1次冷却材流量低下に伴うDNBR低下
 - ⑥ 出力低下に伴うDNBR回復
- ・原子炉出力
 - ② 「過大温度 ΔT 高」原子炉トリップ
 - ⑤ 制御棒落下による出力低下
- ・炉心流量
 - ③ 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次冷却材流量コストダウン

1.4 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、発電用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圧力、温度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。

c. 解析条件及び解析結果

事象の過程を図 1.4-1 に示す。

主要事象クロノロジを表 1.4-1 に示す。

解析条件及び解析結果を表 1.4-2 及び図 1.4-2 に示す。

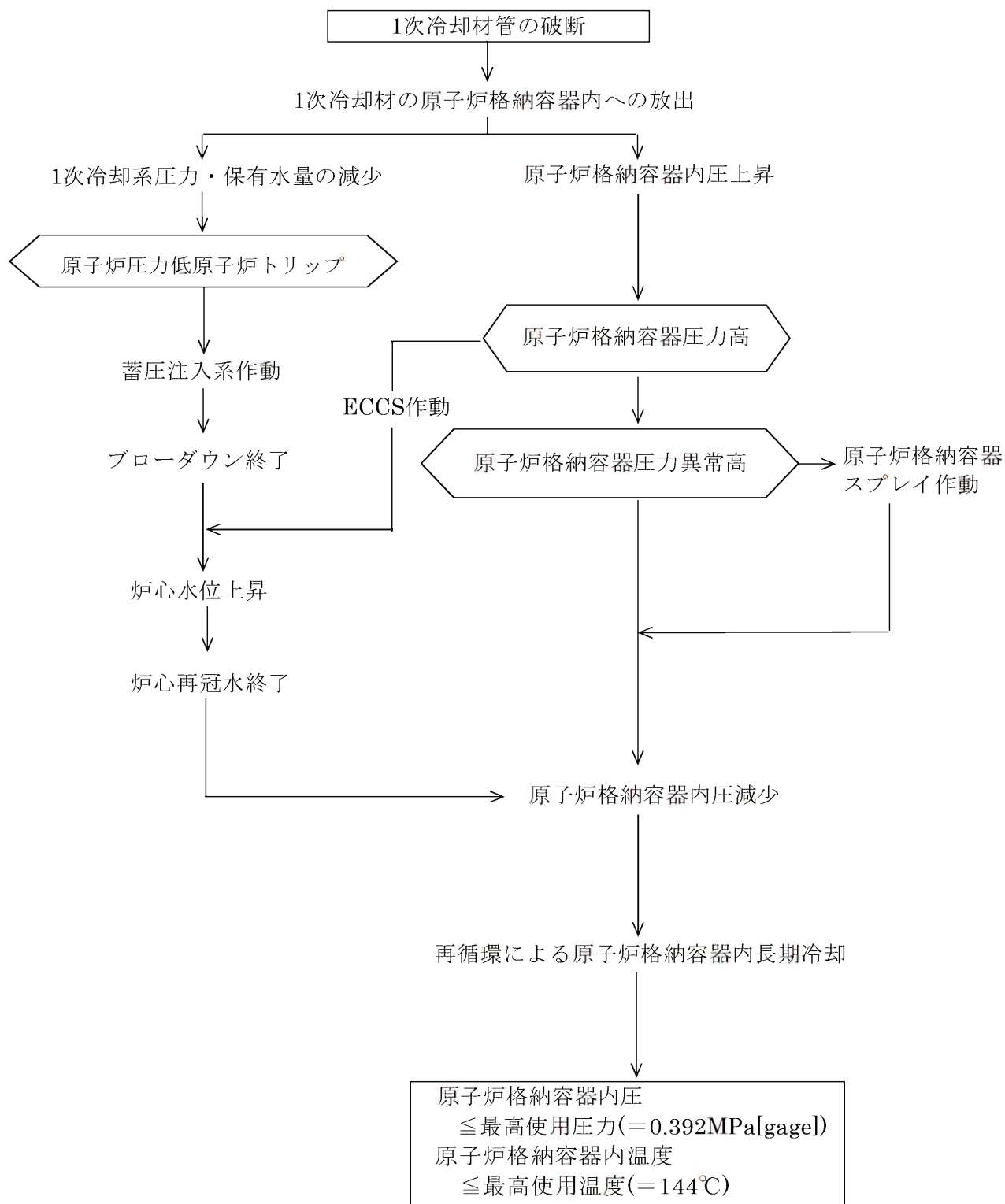


図1.4-1 「原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）」の事象過程

表1.4-1 「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9 | 「原子炉格納容器圧力異常高」信号 原子炉格納容器スプレイ作動限界値到達 |
| 約17 | 第1ピーク圧力 |
| 約22 | 炉心再冠水開始 |
| 約142 | 炉心再冠水終了 原子炉格納容器圧力最大 |
| 約154 | 原子炉格納容器スプレイ開始 |
| 100,000 | 計算終了 |

表1.4-2 「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 | |
| | そ の 他 | 崩 壊 熱 | 日本原子力学会の推奨 値に基づく核分裂生成 物の崩壊熱にアクチニ ドの崩壊熱を考慮した 曲線 | | MHI-NES-1010改4「PWRの安全解析用 崩壊熱について」に基づく |
| | | 外 部 電 源 | | 無 | 原子炉格納容器スプレイの作動遅れを 伴うため厳しい |
| | | 原 子 炉 格 納 容 器 スプレイ開始時刻 秒 | | 154 | ディーゼル発電機起動時間などを考慮 した最大値 |
| | | 原 子 炉 格 納 容 器 自 由 体 積 m ³ | | 72,900 | 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 |
| 解 析 コ ー ド | | SATAN-VI WREFLOOD COCO | | ブローダウン時熱水力挙動解析 再冠水時熱水力挙動解析 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0.308 | ≤0.392MPa[gage]（最高使用圧力） | |
| | 原 子 炉 格 納 容 器 内 最 高 温 度 °C | | 約132 | ≤144°C（最高使用温度） | |

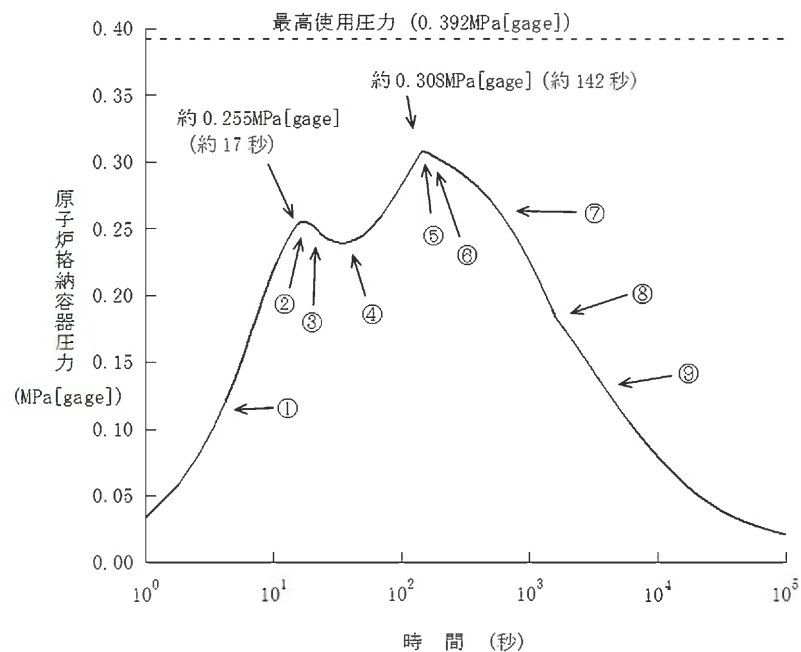


図1.4-2 原子炉冷却材喪失
—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

・原子炉格納容器圧力

- ① 破断流の原子炉格納容器内への流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回り、圧力低下に転ずる。
- ③ 炉心再冠水開始 (約 22 秒)。
- ④ 炉心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 炉心再冠水終了により破断流が急減し、圧力低下に転ずる。
- ⑥ 格納容器スプレイ開始 (約 154 秒)。
- ⑦ 格納容器スプレイ及びヒートシンク除熱効果により、圧力が低下する。
- ⑧ 再循環開始 (約 [] 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。

[]: 商業機密に係る事項のため公開できません。

(2) 可燃性ガスの発生

a. 事故の原因

この事故は、発電用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た際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

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に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1.4-3に示す。

主要事象クロノロジを表1.4-3に示す。

解析条件及び解析結果を表1.4-4及び図1.4-4に示す。

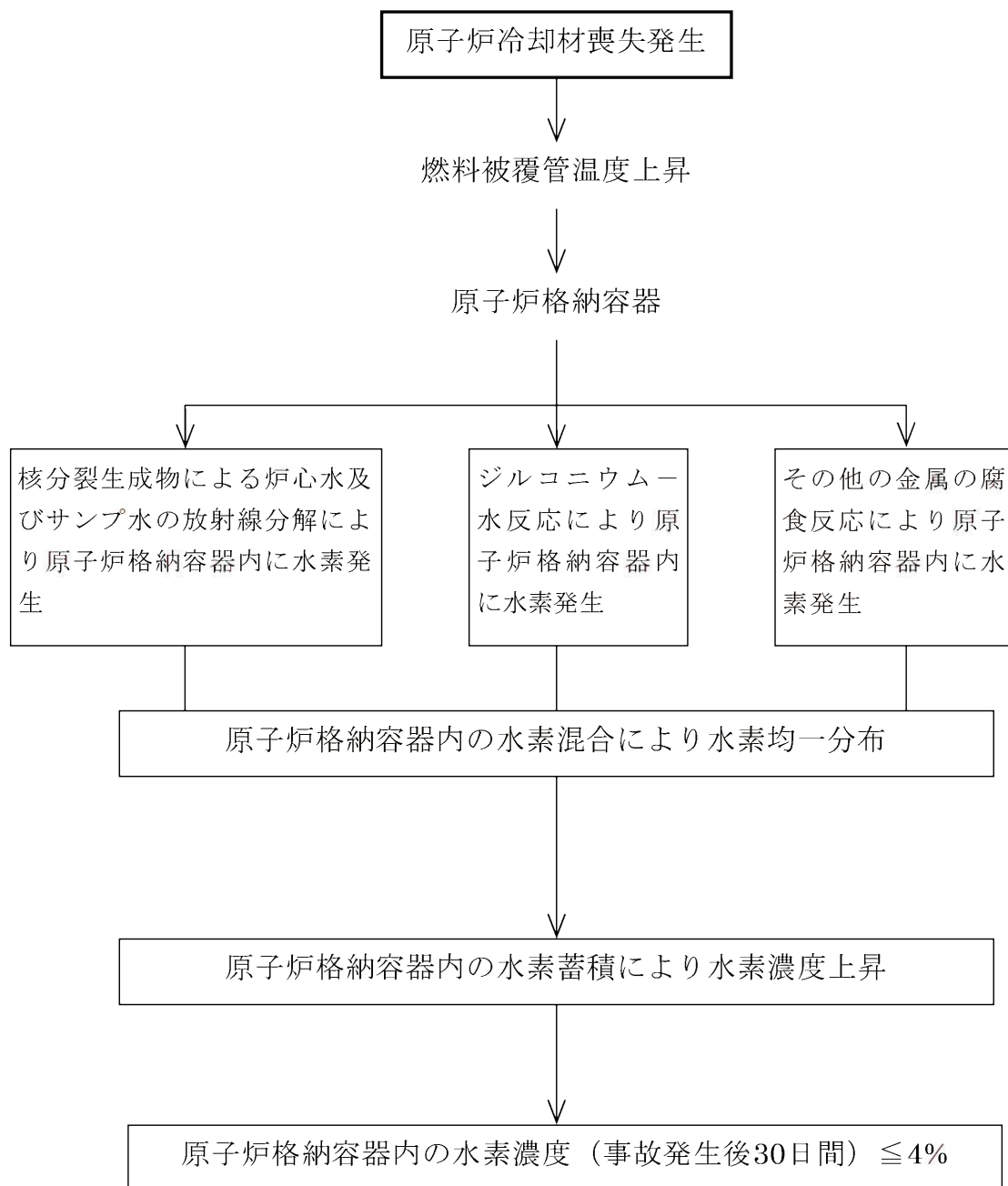


図1.4-3 「可燃性ガスの発生」の事象過程

表1.4-3 「可燃性ガスの発生」の主要事象クロノロジ

| 時刻（時間） | 事 象 |
|----------|--|
| 0 720 | 配管破断発生 原子炉格納容器内水素濃度（約 2.7%） 計算終了 |

表1.4-4 「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5.8μm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。 |
| | | 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 |
| | | 放射線水分解による 水素ガスの生成割合 (G値) 分子/100eV | | 炉心水：0.4 サンプル水：0.3 | 実験結果に基づく値に余裕を見込んで いる。 |
| 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2.7 (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 | |

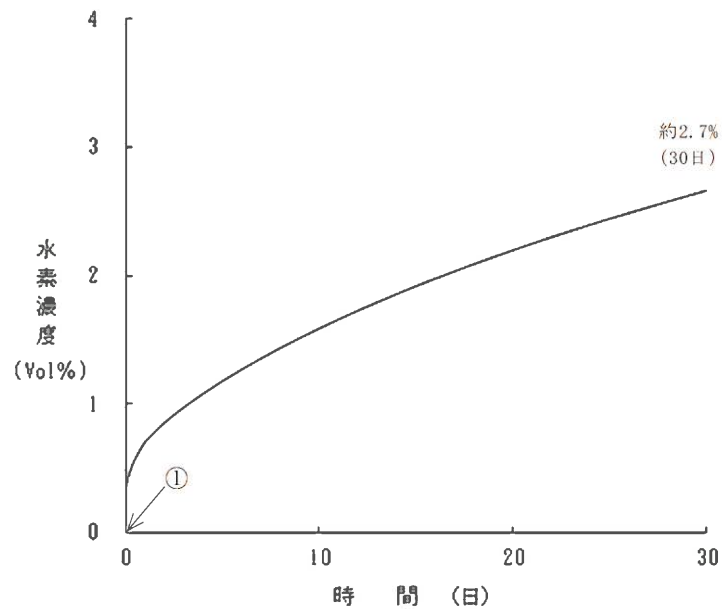


図1.4-4 可燃性ガスの発生

- ・ 水素濃度
 - ① 原子炉冷却材喪失
 - ジルコニウム-水反応による水素の発生
 - 炉心水の放射線分解による水素の発生
 - サンプル水の放射線分解による水素の発生
 - 金属の腐食反応による水素の発生

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 |
|-------------------------|---|---|
| 1.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。 | |
| (燃料被覆管最高温度) | 約984℃ | ≤1,200℃ |
| 〔局所的最大ジルコニウム ー水反応量〕 | 約0.4% ^{注1} | ≤15% |
| (b)全炉心平均ジルコニウムー 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。 |
| 2.原子炉冷却材流量の喪失 | | |
| (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1.77 | ≥1.42 |
| (b)原子炉圧力 | 上昇は約0.7MPa ^{注3} | 原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 3.原子炉冷却材ポンプの 軸固着 | | |
| (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1.53 | ≥1.42 |
| (b)原子炉圧力 | 約16.8 MPa[gage] | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 4.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1.63 | ≥1.42 |
| (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17.8MPa[gage] 〔原子炉冷却材圧力バウン ダリにかかる圧力 約18.4MPa[gage]〕 | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 〔原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ≤最高使用圧力×1.2倍 (20.59MPa[gage])〕 |

注1) 両端破断の場合は、局所的最大ジルコニウムー水反応量は約1%となる。

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高圧注入系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。

注3) 通常運転時の圧力は約15.41MPa[gage]

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（つづき）

| 事 象 | 解析結果 | 判断基準 |
|----------------------------|---|---|
| 5.主蒸気管破断 | | |
| (a)炉心冷却能力 (最小DNBR) | 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。 約1.57 ^{注1} | ≥ 1.30 (W-3相関式) |
| (臨界未満達成) | 非常用炉心冷却設備の作動でほう酸水が炉心に注入されることにより原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って未臨界となる。 | |
| (b)原子炉圧力 | 過度に上昇することはない ^{注2} | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| (c) 臨界継続中の事象進展 (最小DNBR) | 臨界状態が継続する間に事象が進展しないためのめやすを満足。 約1.57 ^{注1} | ≥ 1.30 (W-3相関式) |
| (燃料中心温度) | 最大熱流束は定格出力の約20%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。 | |
| (原子炉圧力) | 過度に上昇することはない ^{注2} | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、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の1.1倍を下回る。 |
| (d)その他 | 臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。 | |

注1) 外部電源がある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定となる。

注2) ほう酸水が注入され続けたとしても、高圧注入ポンプの締切圧力が低く、原子炉圧力は加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはない。

2.2 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

| 事 象 | 解析結果 | 判断基準 |
|---|---------------------------|--|
| 1.制御棒飛び出し | | |
| (a)燃料エンタルピー サイクル初期 | 約282kJ/kg・UO ₂ | ≦791kJ/kg・UO ₂ |
| サイクル末期 | 約358kJ/kg・UO ₂ | |
| (b)原子炉圧力 高温全出力 サイクル末期 | 約16.9MPa[gage] | 原子炉圧力は過度に上昇することはない、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。 |
| 高温零出力 サイクル末期 | 約16.0MPa[gage] | |
| (c) PCMI破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギー 高温零出力 サイクル末期 | 約11kJ | 原子炉容器の吸収可能な歪エネルギー (9.4×10 ³ kJ) を下回る。 |
| (d)燃料破損割合 | | |
| DNBR破損本数割合 高温全出力 サイクル初期 | 約9% ^{注1} | — |
| サイクル末期 | 約3% | |
| PCMI破損本数割合 高温零出力 サイクル初期 | 0% | |
| サイクル末期 | 0% | |

注1) 最大値9%を使用して放出放射エネルギー評価を行う。

2.3 環境への放射性物質の異常な放出

| 事 象 | 解析結果 | 判断基準 |
|-----------------------|-----------------|-------------|
| 1.蒸気発生器伝熱管破損 | | |
| (a)燃料棒の破損 (最小DNBR) | 新たに燃料棒の破損は生じない。 | |
| | 約1.75 | ≥ 1.42 |

2.4 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 |
|-----------------|-----------------------|-------------------------|
| 1.原子炉冷却材喪失 | | |
| (a)原子炉格納容器内最高圧力 | 約0.308MPa[gage] | ≦0.392MPa[gage] |
| (b)原子炉格納容器内最高温度 | 約132°C | ≦144°C |
| 2.可燃性ガスの発生 | | |
| (a)原子炉格納容器内水素濃度 | 約2.7% (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 |

各評価の説明
(設計基準事故時の被ばく評価)

目 次

| | |
|--|--------------|
| 1. 玄海原子力発電所 4 号炉における設計基準事故時の 被ばく評価の評価内容 | 13 条-別添 3-1 |
| 1.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損 | 13 条-別添 3-1 |
| 1.2 蒸気発生器伝熱管破損 | 13 条-別添 3-5 |
| 1.3 燃料集合体の落下 | 13 条-別添 3-11 |
| 1.4 原子炉冷却材喪失 | 13 条-別添 3-16 |
| 1.5 制御棒飛び出し | 13 条-別添 3-23 |

1. 玄海原子力発電所4号炉における設計基準事故時の被ばく評価の 評価内容

1.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

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、ガスサージタンク及び活性炭式希ガスホールドアップ装置等が、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。

この事象に関する評価条件を表1.1-1に、評価結果を表1.1-2に、希ガスの大気放出過程を図1.1-1に、放射能放出経路を図1.1-2に示す。

表 1.1-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の評価条件

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|--|------------------------------|
| 破損箇所 | ガスサージタンク出口 | 指針に準じ、放出放射能が最大量となる破損箇所を選定する。 |
| 原子炉熱出力 | 3,479MWt | 定格出力(3,411MWt)の102% |
| 燃料被覆管欠陥率 | 1% | 設計値 |
| ガスサージタンクへ移行する放射能量 | 1次冷却材中の希ガス全量 | 指針に準じる。 |
| ガスサージタンクへの放射能放出源 | 体積制御タンク | 1次冷却材中の希ガス全量を考える。 |
| 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 | 指針に準じる。 |
| 環境への放射性物質の放出 | 地上放出 | 補助建屋換気空調設備の効果を期待しない。 |
| 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」に基づいて計算された相対線量 (D/Q) | D/Q : $4.0 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ | 指針どおり |

表 1.1-2 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の評価結果

| | | |
|--|----------------------------------|---|
| 環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算) | 約 $2.2 \times 10^{14} \text{Bq}$ | [判定] 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。 $\leq 5 \text{mSv}$ |
| 実効線量 | 約0.089 mSv | |

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)

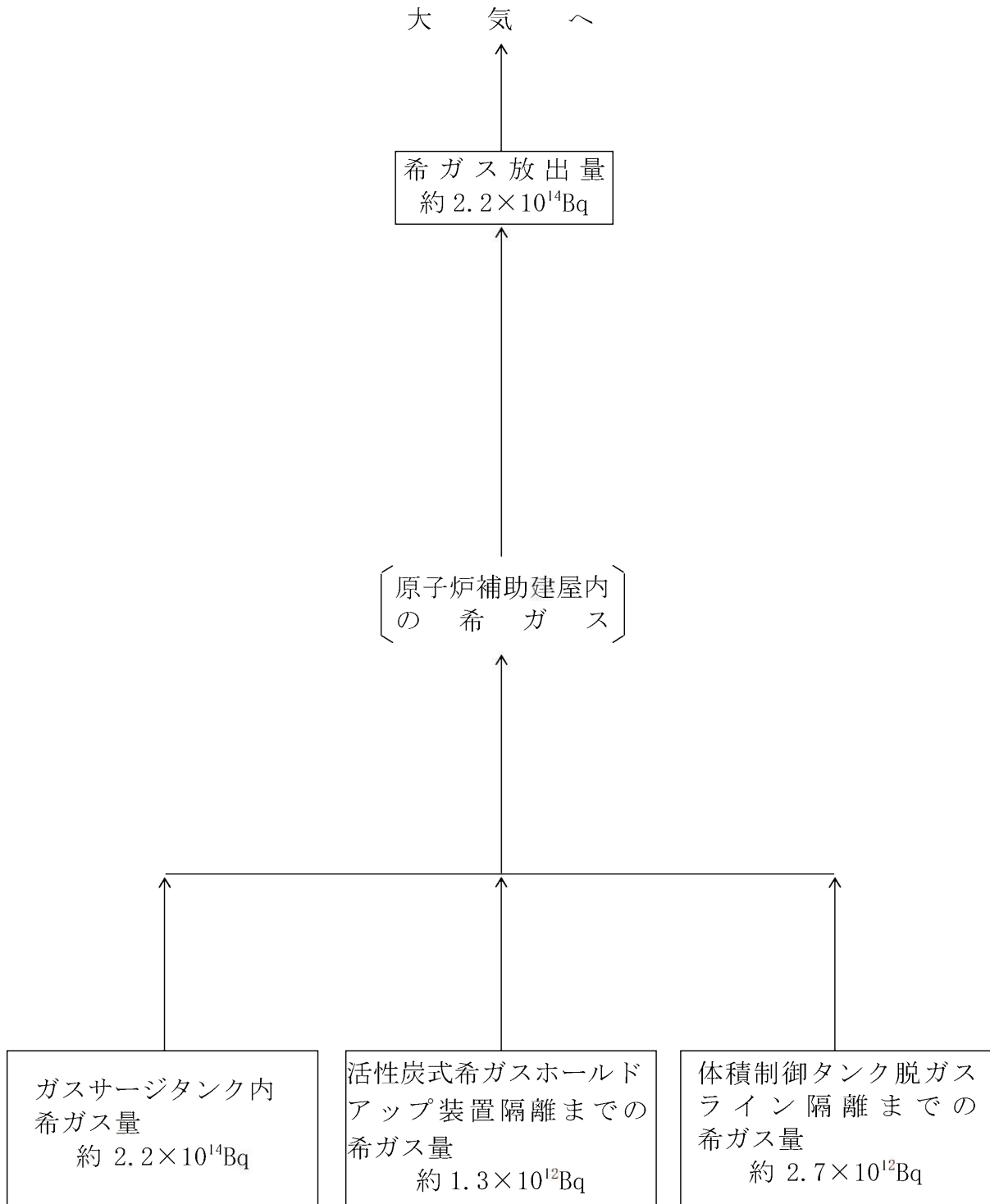


図1.1-1 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程

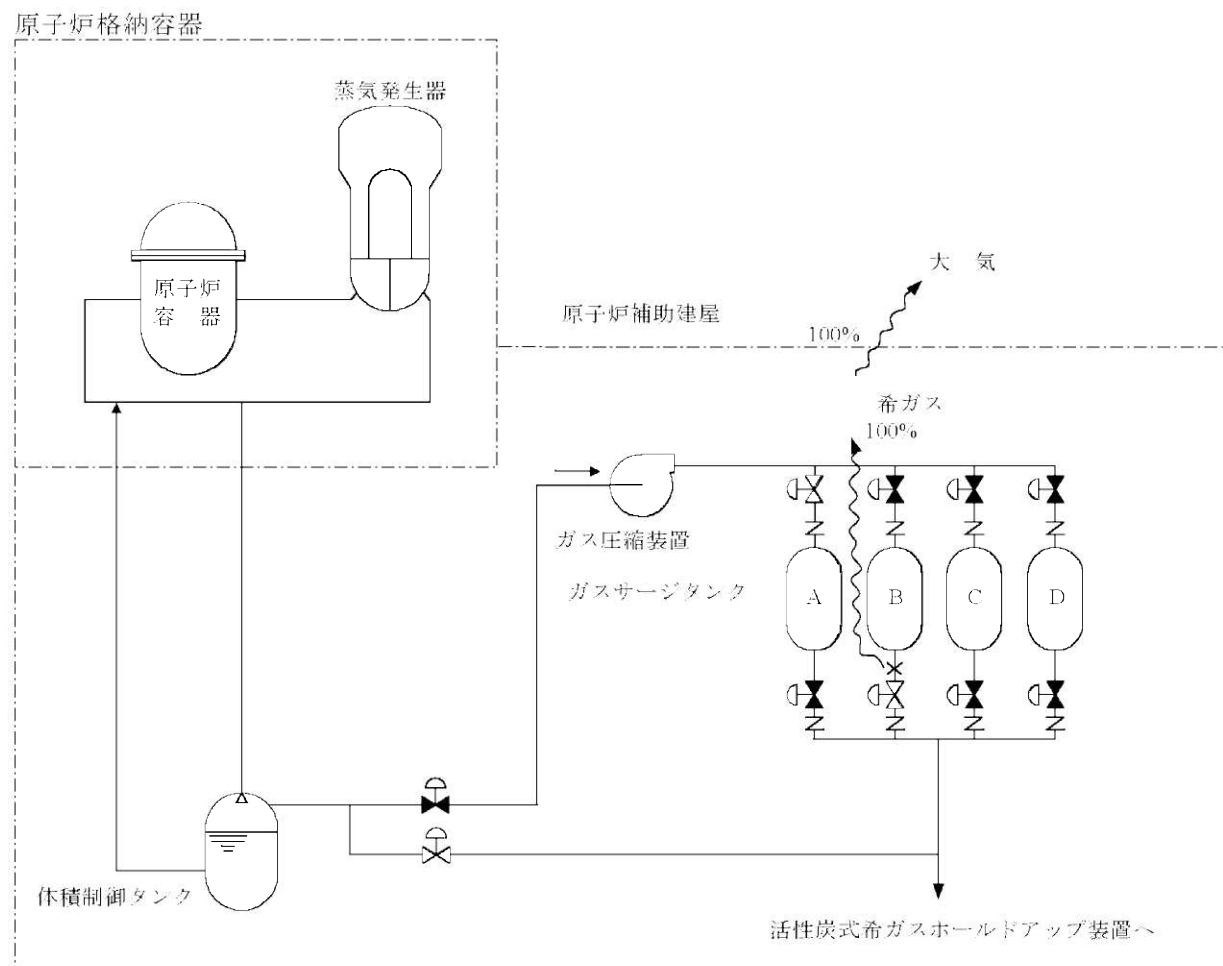


図1.1-2 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の放射能放出経路

1.2 蒸気発生器伝熱管破損

この事故は、発電用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など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又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

この事象に関する評価条件を表1.2-1に、評価結果を表1.2-2に、よう素の大気放出過程を図1.2-1に、希ガスの大気放出過程を図1.2-2に、放射能放出経路を図1.2-3に示す。

表 1.2-1 蒸気発生器伝熱管破損時の評価条件

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|--|--|-------------------------|
| 原子炉熱出力 | 3,479MWt | 定格熱出力 (3,411MWt) の 102% |
| 原子炉運転時間 | 最高 40,000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 | 設計値 |
| 損傷燃料被覆管から新たに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% | ギャップ内蔵量に燃料被覆管欠陥率を考慮した値 |
| | 1次冷却系の圧力降下に比例して放出 | 指針どおり |
| 1次系から2次系に流出する冷却材量 | 85t | 事故解析に基づく値（約70t）に余裕をみた値 |
| 1次系から2次系に流出する放射エネルギー | 1次冷却材中の濃度に依存する | 指針に準じる |
| 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次系へ流出する有機よう素と無機よう素の割合 | 有機よう素 0% 無機よう素 100% | 指針に準じる |
| 2次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 |
| 蒸気の大気放出量 | 35t | 事故解析に基づく値（約26t）に余裕をみた値 |
| 破損蒸気発生器隔離後2次系弁からの蒸気漏えい率 | 漏えい率 5m ³ /d (隔離直後) | 設計値に余裕をみた値 |
| | 隔離後24時間で直線的に大気圧まで減少する2次冷却系圧力に対応する漏えい | 指針どおり |
| 環境への放射性物質の放出 | 地上放出 | 主蒸気安全弁等から放出される。 |
| 環境に放出される放射性物質の大気中の拡散条件 「発電用の原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) | $\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q : 4.0 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ | 指針どおり |

表 1.2-2 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

| | | |
|--|---------------------------|--|
| 環境に放出されるよう素量 (I-131等価) | 約 1.3×10^{11} Bq | <p>[判定] 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。 $\leq 5\text{mSv}$</p> |
| 環境に放出される希ガス量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算) | 約 4.4×10^{14} Bq | |
| 実効線量 | 約0.24mSv | |

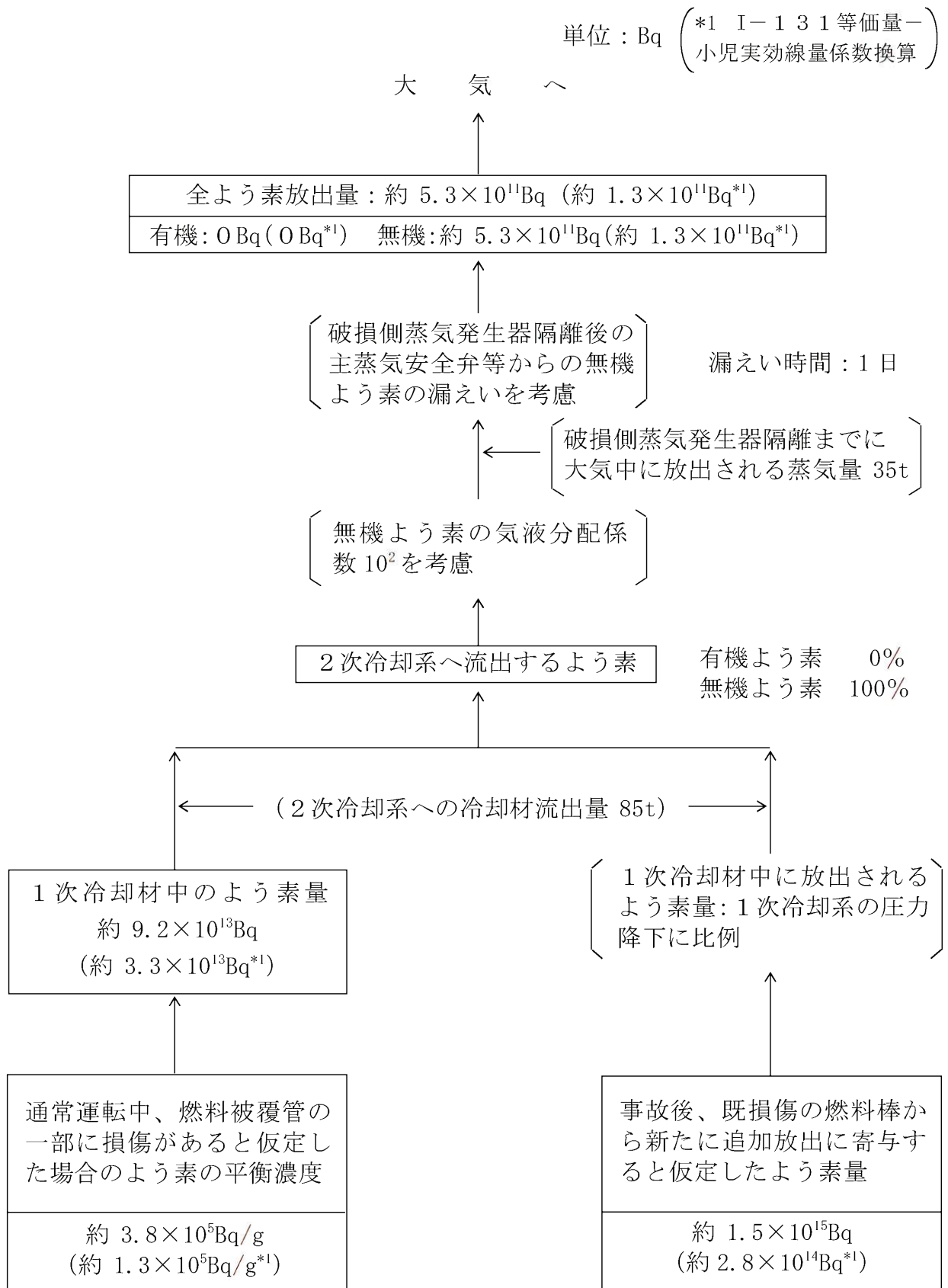


図1.2-1 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)

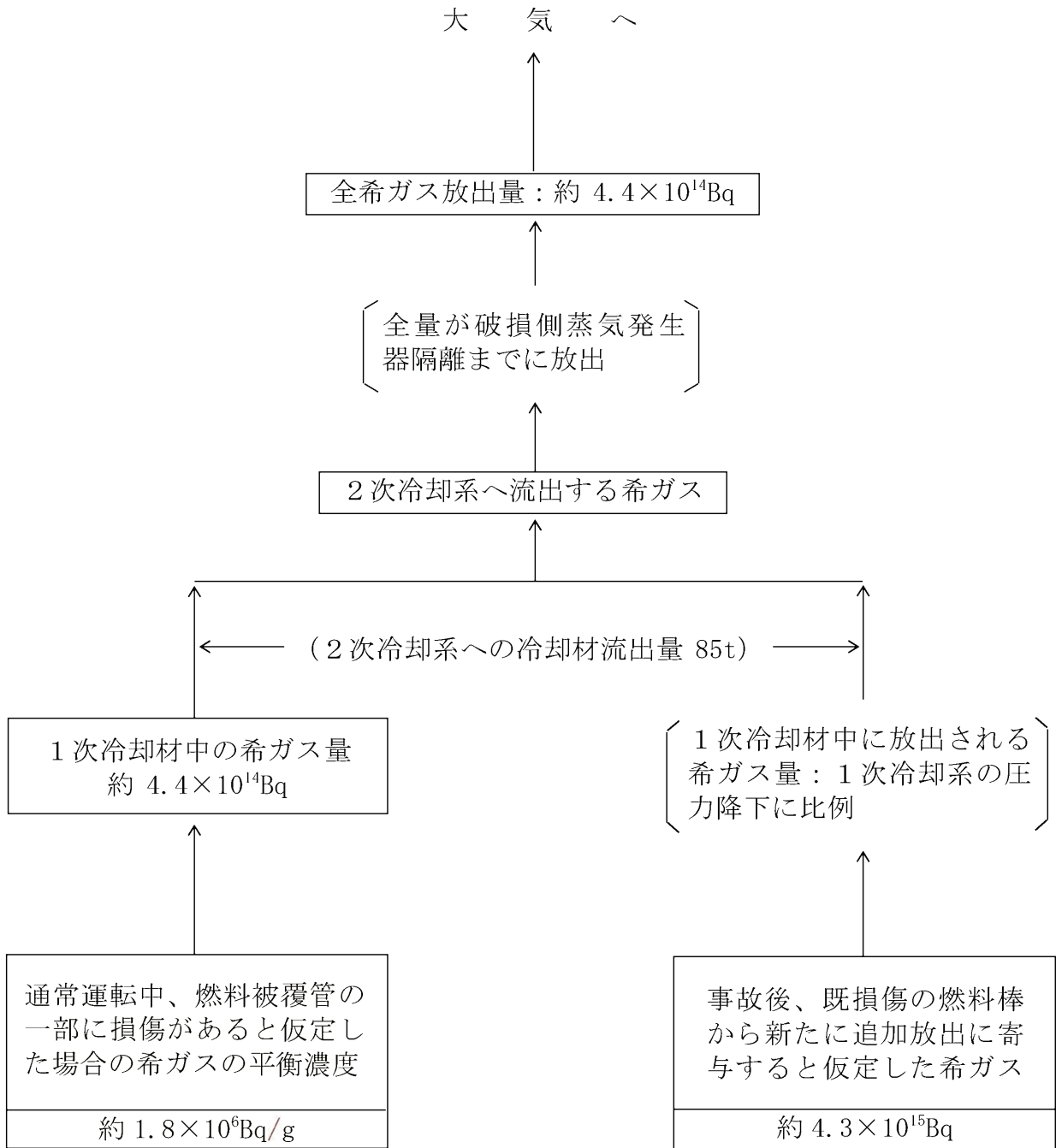


図1.2-2 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

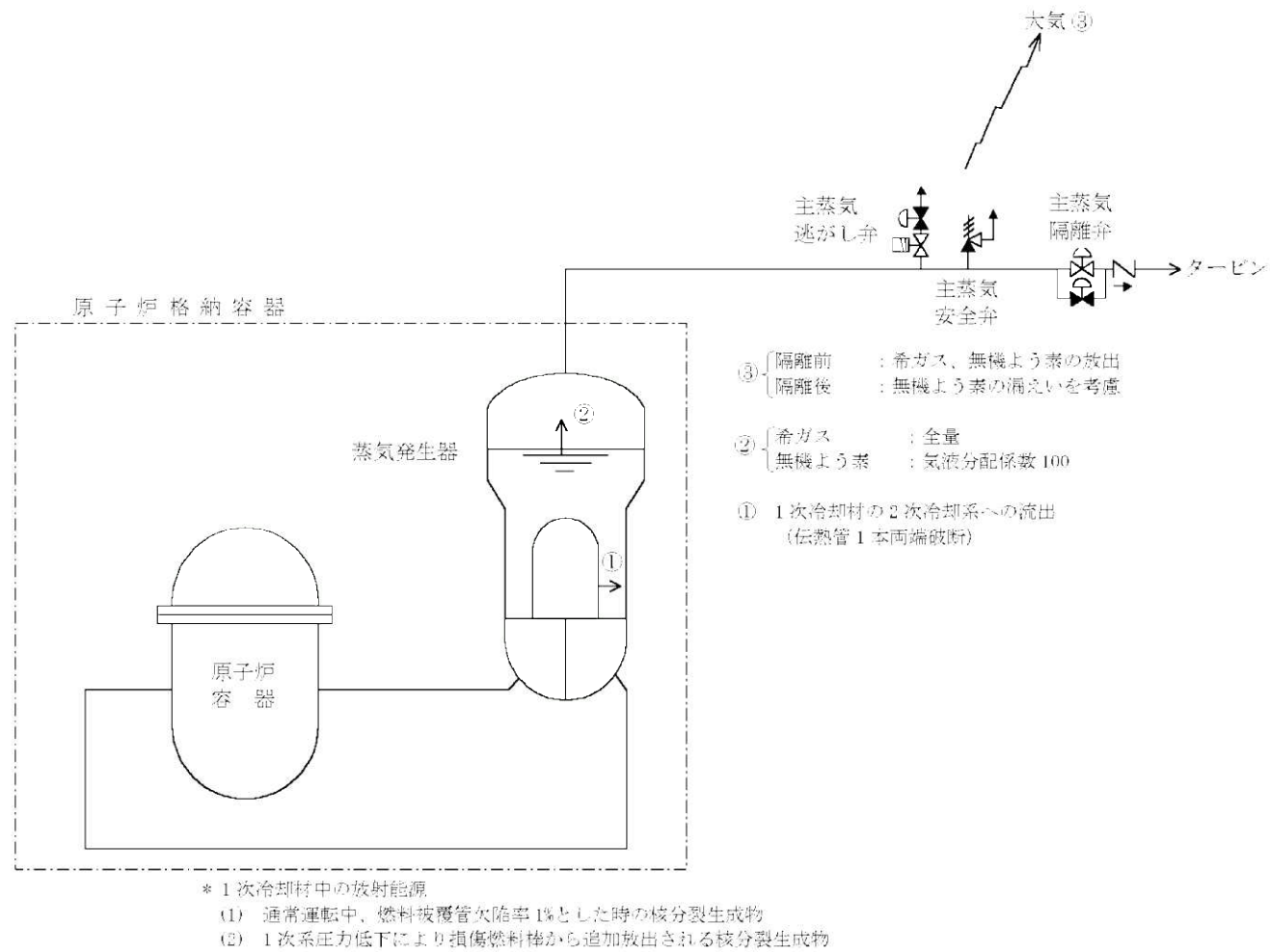


図1.2-3 蒸気発生器伝熱管破損時の放射能放出経路

1.3 燃料集合体の落下

この事故は、発電用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在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。

この事象に関する評価条件を表1.3-1に、評価結果を表1.3-2に、よう素の大気放出過程を図1.3-1に、希ガスの大気放出過程を図1.3-2に、放射能放出経路を図1.3-3に示す。

表 1.3-1 燃料集合体の落下時の評価条件

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|--|--|-----------------------------|
| 燃料集合体破損割合 | 燃料集合体 0.1体 | 指針に準じ、実験に基づいて評価された値 |
| 燃料集合体熱出力 | 28.2MWt | 最大出力の燃料集合体 |
| 燃料集合体運転時間 | 最高 40,000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核分裂生成物の量 | 燃料ギャップに蓄積した核分裂生成物全量 | 指針に準じる |
| 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 |
| よう素の水中での除染係数 | 500 | 指針どおり |
| 環境への放射性物質の放出 | 地上放出 | 原子炉補助建屋から放出される。 |
| 環境に放出される放射性物質の大気中の拡散条件 「発電用の原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) | $\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ $D/Q : 4.0 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ | 指針どおり |

表 1.3-2 燃料集合体の落下時の評価結果

| | | |
|---|----------------------------------|---|
| 環境に放出されるよう素量 (I-131等価) | 約 $8.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ | [判定] 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0.5MeV換算) | 約 $6.2 \times 10^{12} \text{Bq}$ | |
| 実効線量 | 約 0.039mSv | |

単位：Bq（*1 I-131等価量）
（小児実効線量係数換算）

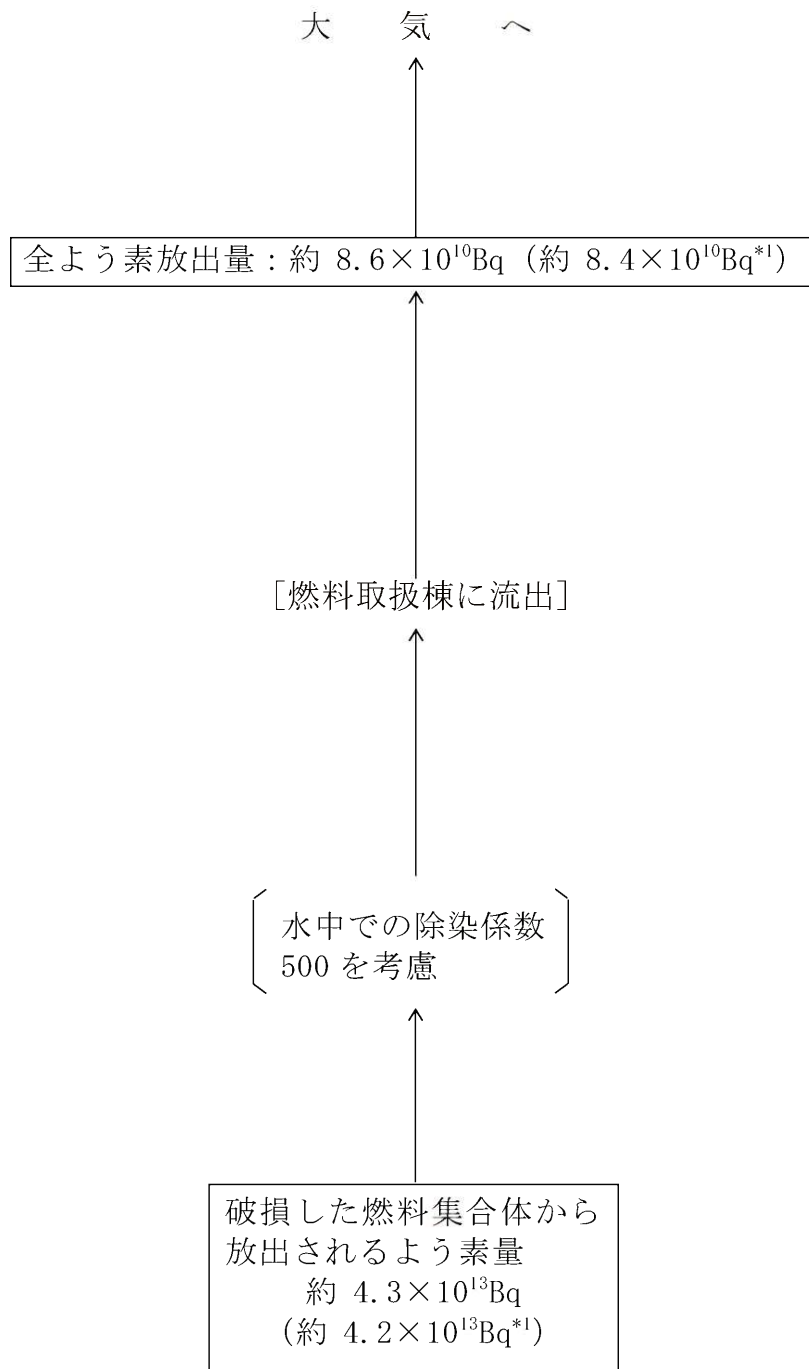


図1.3-1 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

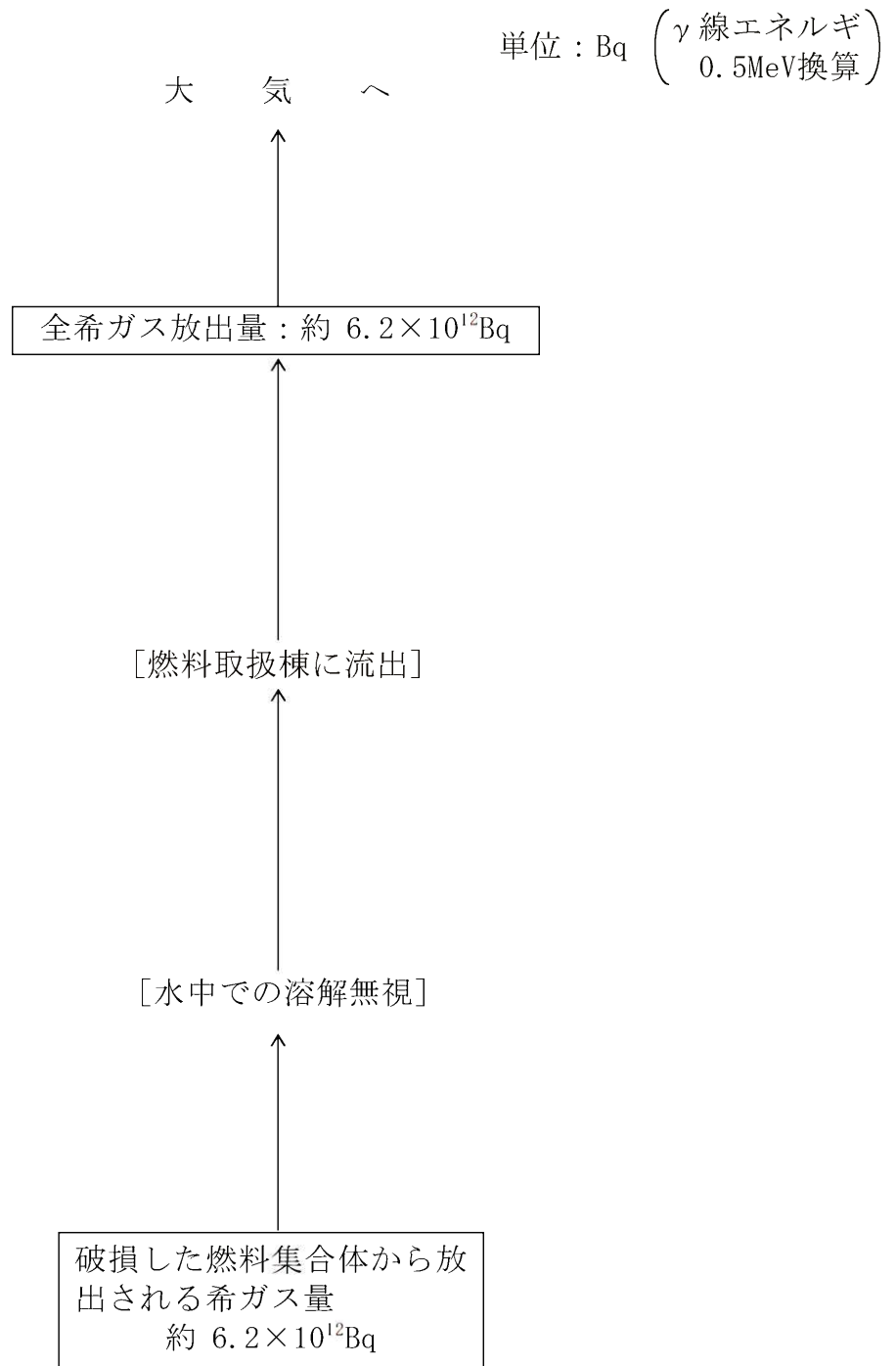
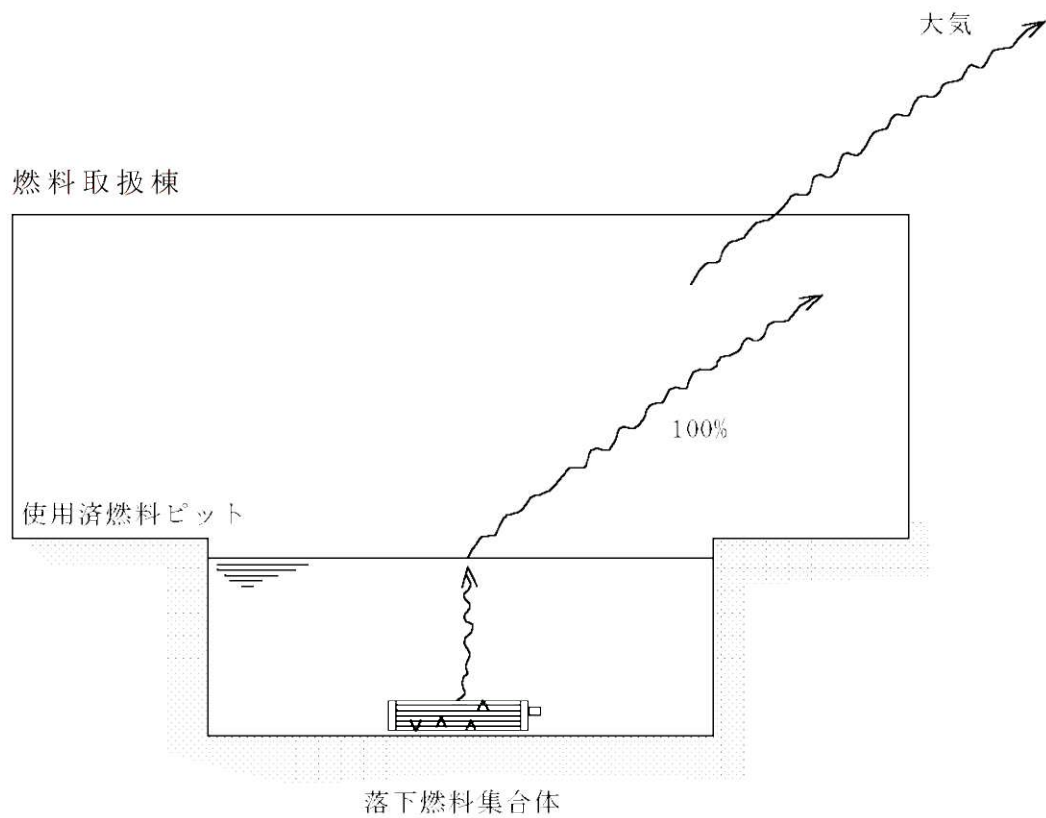


図1.3-2 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程



*使用済燃料ピット水中に放出される希ガス及び放射性物質の量は、最大出力の燃料集合体 0.1 体中のギャップ内蔵量全量とする。
 (ただし、100 時間の放射性崩壊を考慮)

図1.3-3 燃料集合体の落下時の放射能放出経路

1.4 原子炉冷却材喪失

発電用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、炉心の冷却能力が低下し、放射性物質が環境に放出される事象を想定し、評価を行った。

この事象に関する評価条件を第1.4-1表に、評価結果を第1.4-2表に、よう素の大気放出過程を第1.4-1図に、希ガスの大気放出過程を第1.4-2図に、放射能放出経路及び被ばく経路を第1.4-3図に示す。

表1.4-1 原子炉冷却材喪失時の評価条件（1 / 3）

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|--|---|
| 原子炉熱出力 | 3,479MWt | 定格熱出力(3,411MWt)の102% |
| 原子炉運転時間 | 最高 40,000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 | 炉心内蓄積量に対し 希ガス 1% よう素 0.5% | 指針どおり |
| 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による除去効率が有効になる時間 | 事故後6分で有効になる。 | 設計値に余裕をみた値 |
| 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率 | 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 但し、有機よう素・希ガスについては考えない。 | 指針に準じ、実験に基づいて評価された値(50秒以内)に余裕を見込んだ値。 指針どおり |
| 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 $L = \frac{C}{V} \sqrt{\frac{\Delta P}{\rho}}$ L : 漏えい率[Vol%/d] C : 定数 V : 格納容器内気相部体積 ΔP : 差圧 ρ : 格納容器内気体密度 | 指針に準じ、事故時の原子炉格納容器の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 |

表1.4-1 原子炉冷却材喪失時の評価条件（2 / 3）

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|--|-----------------------------|
| アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率 | 95% | 設計上は95%以上の効率を有す。 |
| 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 | (0～2分) アニュラス空気浄化設備を通して全量放出(フィルタの効果は考慮しない) (2分～30分) アニュラス空気浄化設備を通してファン容量の15%放出(フィルタの効果は考慮する) | 負圧達成時間は評価上2分とする。 |
| 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再循環系(以下「再循環系」という。)から安全補機室内への漏えい率 | $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ | 設計値に余裕をみた値 |
| 再循環水中の放射エネルギー | よう素の炉心内蓄積量に対し0.5% | 指針どおり |
| 再循環水体積 | 1,600m ³ | 設計値に余裕をみた値 |
| 再循環開始時間 | 事故後20分 | 設計に基づく評価では20分以上である。 |
| 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 |
| 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% | 設計上は95%以上の効率を有す。 |
| 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量の線源 | 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を下回らない値 |

表1.4-1 原子炉冷却材喪失時の評価条件（3 / 3）

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|---|---|
| 事故の評価期間 | 30日 | 指針に準じ、原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とする。 |
| 環境への放射性物質の放出 | 排気筒放出及び地上放出 | アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される放射性物質に対し排気筒放出。 アニュラス部以外から漏えいする放射性物質に対し地上放出。 |
| 環境に放出される放射性物質の大気中の拡散条件 「発電用の原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ） | χ/Q : $3.3 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$ (排気筒放出) $6.0 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ (地上放出) D/Q : $4.6 \times 10^{-20} \text{Gy/Bq}$ (排気筒放出) $3.2 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ (地上放出) | 指針どおり |

表1.4-2 原子炉冷却材喪失時の評価結果

| | | |
|--|----------------------------------|---|
| 環境に放出されるよう素量 (I-131等価) | 約 $2.3 \times 10^{11} \text{Bq}$ | [判定] 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0.5MeV換算) | 約 $4.5 \times 10^{13} \text{Bq}$ | |
| 実効線量 | 約 0.095mSv^*1 | |

*1 直接線量：約 0.0014mSv を含む。

単位：Bq （*1 I-131 等価量 - 小児実効線量係数換算）

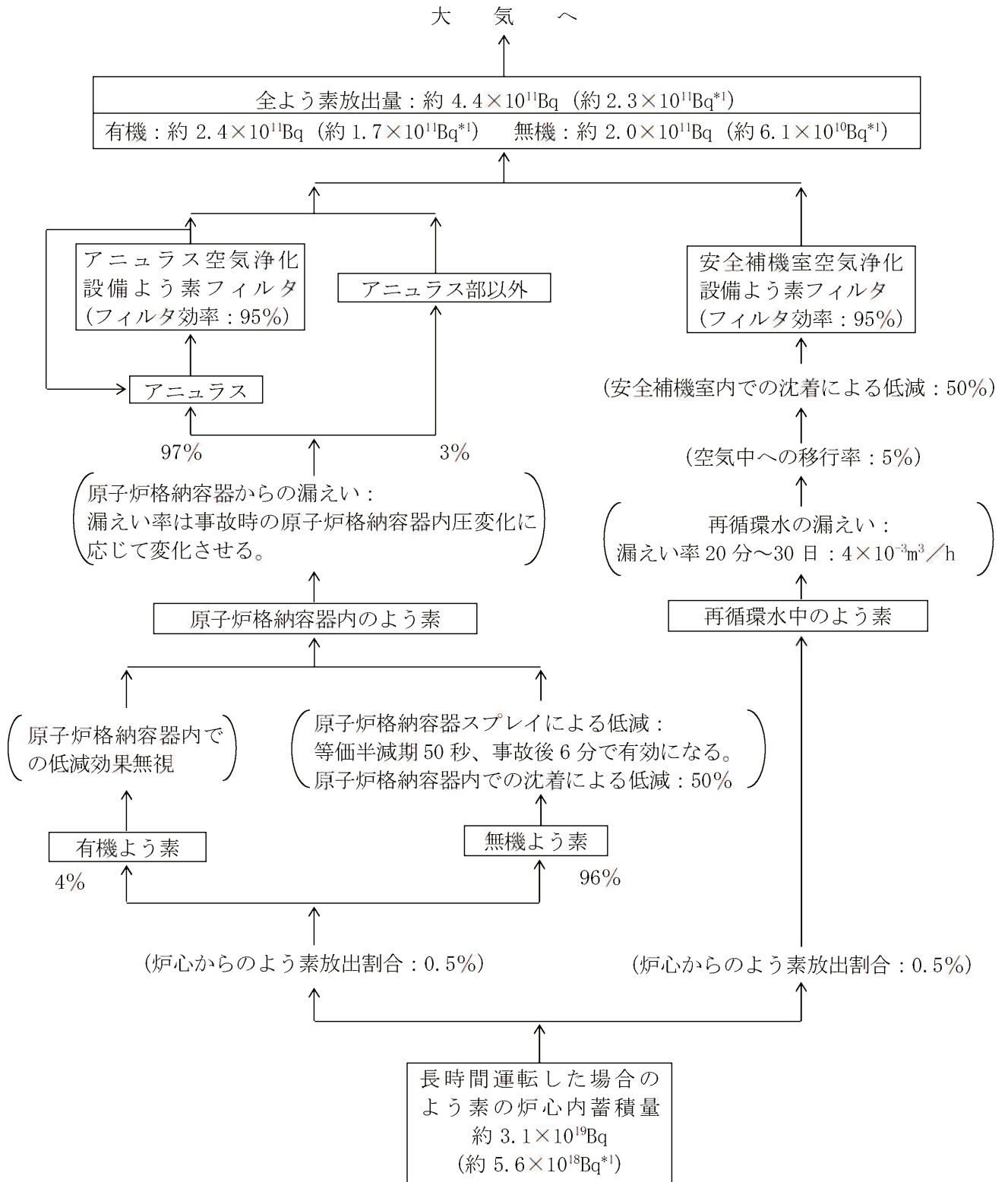


図 1.4-1 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)

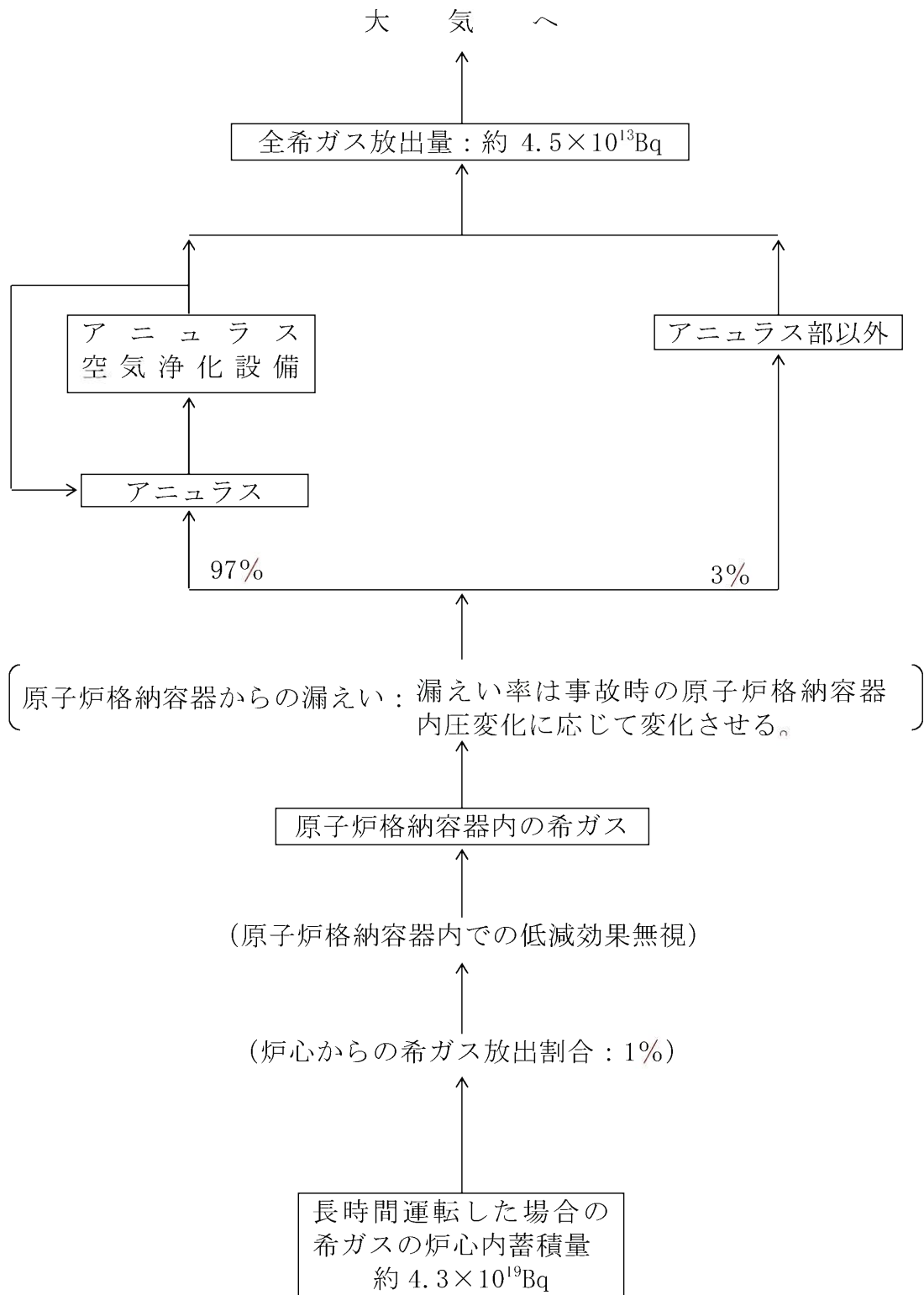


図1.4-2 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程

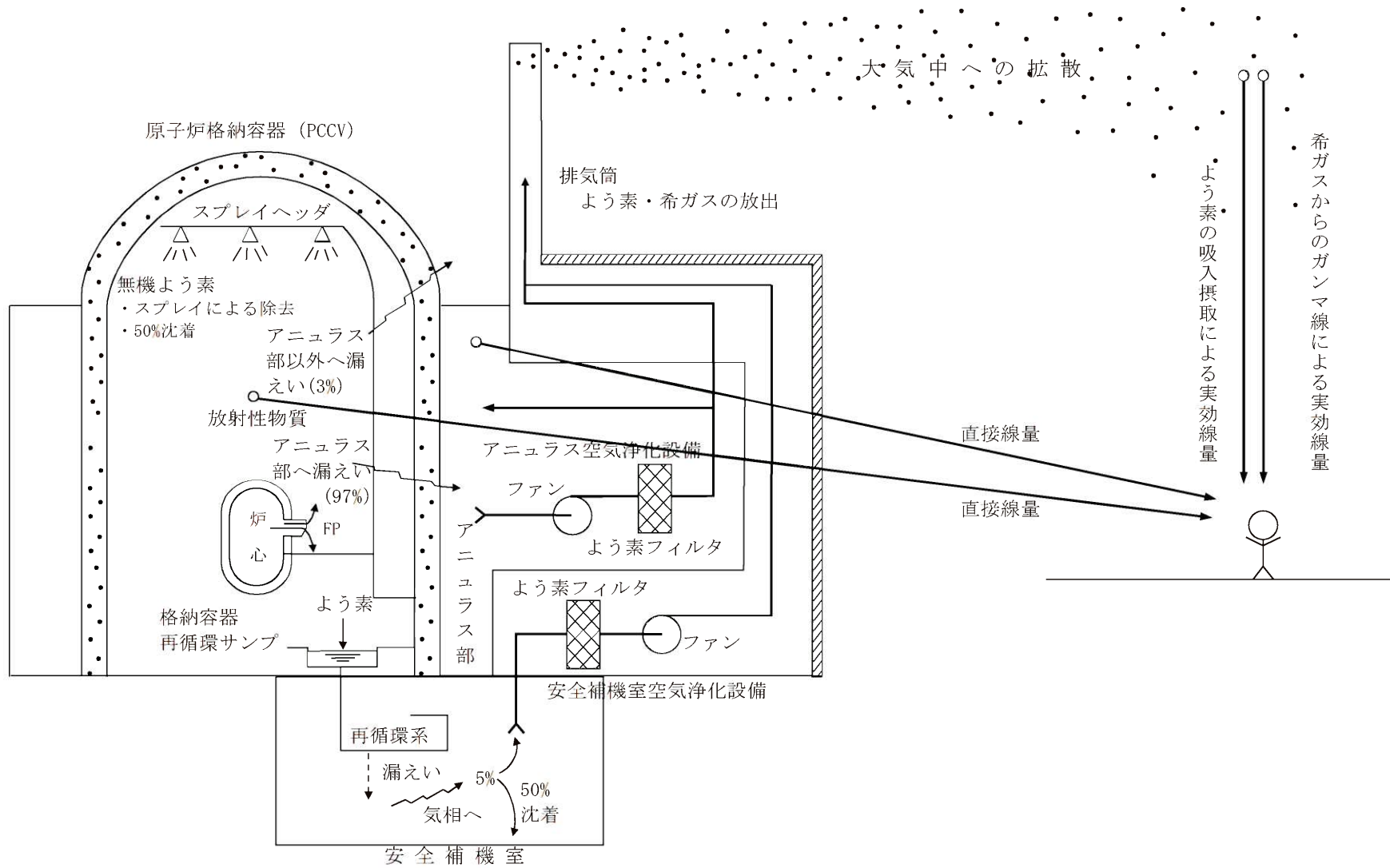


図1.4-3 原子炉冷却材喪失時の放射能放出経路及び被ばく経路

1.5 制御棒飛び出し

発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により、制御棒クラスター1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度添加と出力分布変化を生じ、放射性物質が環境に放出される事象を想定し、評価を行った。

この事象に関する評価条件を表1.5-1に、評価結果を表1.5-2に、よう素の大气放出過程を図1.5-1に、希ガスの大气放出過程を図1.5-2に、放射能放出経路及び被ばく経路を図1.5-3に示す。

表 1.5-1 制御棒飛び出し時の評価条件（1 / 3）

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|--|---|
| 原子炉熱出力 | 3,479MWt | 定格熱出力 (3,411MWt) の 102% |
| 原子炉運転時間 | 最高 40,000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 | 炉心内蓄積量に対し 希ガス 0.27% よう素 0.135% | 指針に準じ、運転中の設計燃料欠陥率 (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 (炉心全本数の 9%) 中のギャップ放射能 (炉心内蓄積量の 0.26%) の和 (炉心内蓄積量の 0.27%) 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の除去効率 | 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 但し、有機よう素・希ガスについては考えない。 | 指針に準じ、実験に基づいて評価された値 (50秒以内) に余裕を見込んだ値。 |
| 原子炉格納容器スプレイ起動時間 | 事故発生後 30分で起動する。 | 運転員操作に余裕を見た値 |

表 1.5-1 制御棒飛び出し時の評価条件（2 / 3）

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|-------------------------------------|--|---|
| 原子炉格納容器からの漏えい率 | 0～1日 : 0.127%/d 1～30日 : 0.0635%/d | 事故後短期間の原子炉格納容器内圧上昇は、原子炉格納容器内圧異常高の設定値以下である。格納容器内圧異常高に対応する漏えい率が1日間続くものとし、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%以上の効率を有す。 |
| 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 | (0～10分) アニュラス空気浄化設備を通して全量放出(フィルタの効果は考慮しない) | 負圧達成時間は評価上10分とする。 |
| 負圧達成後のアニュラス排気風量 | (10分～30日) アニュラス空気浄化設備を通してファン容量の15%放出(フィルタの効果を検討する) | |
| 再循環系から安全補機室内への漏えい率 | $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ | 設計値に余裕をみた値 |
| 再循環水中の放射エネルギー | よう素の炉心内蓄積量に対し0.135% | 指針どおり |
| 再循環水体積 | 1,600m ³ | 設計値に余裕をみた値 |
| 再循環開始時間 | 事故後50分 | 設計に基づく評価では50分以上である。 |
| 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 |

表 1.5-1 制御棒飛び出し時の評価条件 (3 / 3)

| 評価条件 | 使用値 | 選定理由 |
|---|---|---|
| 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% | 設計上は95%以上の効率を有す。 |
| 原子炉格納容器内の核分裂生成物による直接線量の線源 | 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合 希ガス 0.27% ハロゲン 0.135% その他 0.0027% | 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物を下回らない値 |
| 事故の評価期間 | 30日 | 指針に準じ、原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間とする。 |
| 環境への放射性物質の放出 | 排気筒放出及び地上放出 | アニュラス部及び再循環系を経て排気筒から放出される放射性物質に対し排気筒放出。 アニュラス部以外から放出される放射性物質に対し地上放出。 |
| 環境に放出される放射性物質の大気中の拡散条件 「発電用の原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q) | χ/Q : $3.8 \times 10^{-6} \text{s/m}^3$ (排気筒放出) $5.5 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$ (地上放出) D/Q : $5.4 \times 10^{-20} \text{Gy/Bq}$ (排気筒放出) $3.9 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$ (地上放出) | 指針どおり |

表 1.5-2 制御棒飛び出し時の評価結果

| | | |
|---|----------------------------------|---|
| 環境に放出されるよう素量 (I-131等価) | 約 $1.0 \times 10^{11} \text{Bq}$ | [判定] 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0.5MeV換算) | 約 $1.5 \times 10^{13} \text{Bq}$ | |
| 実効線量 | 約 0.031mSv^*1 | |

*1 直接線量：約 0.00042mSv を含む。

単位：Bq （*1 I-131等価量—
小児実効線量係数換算）

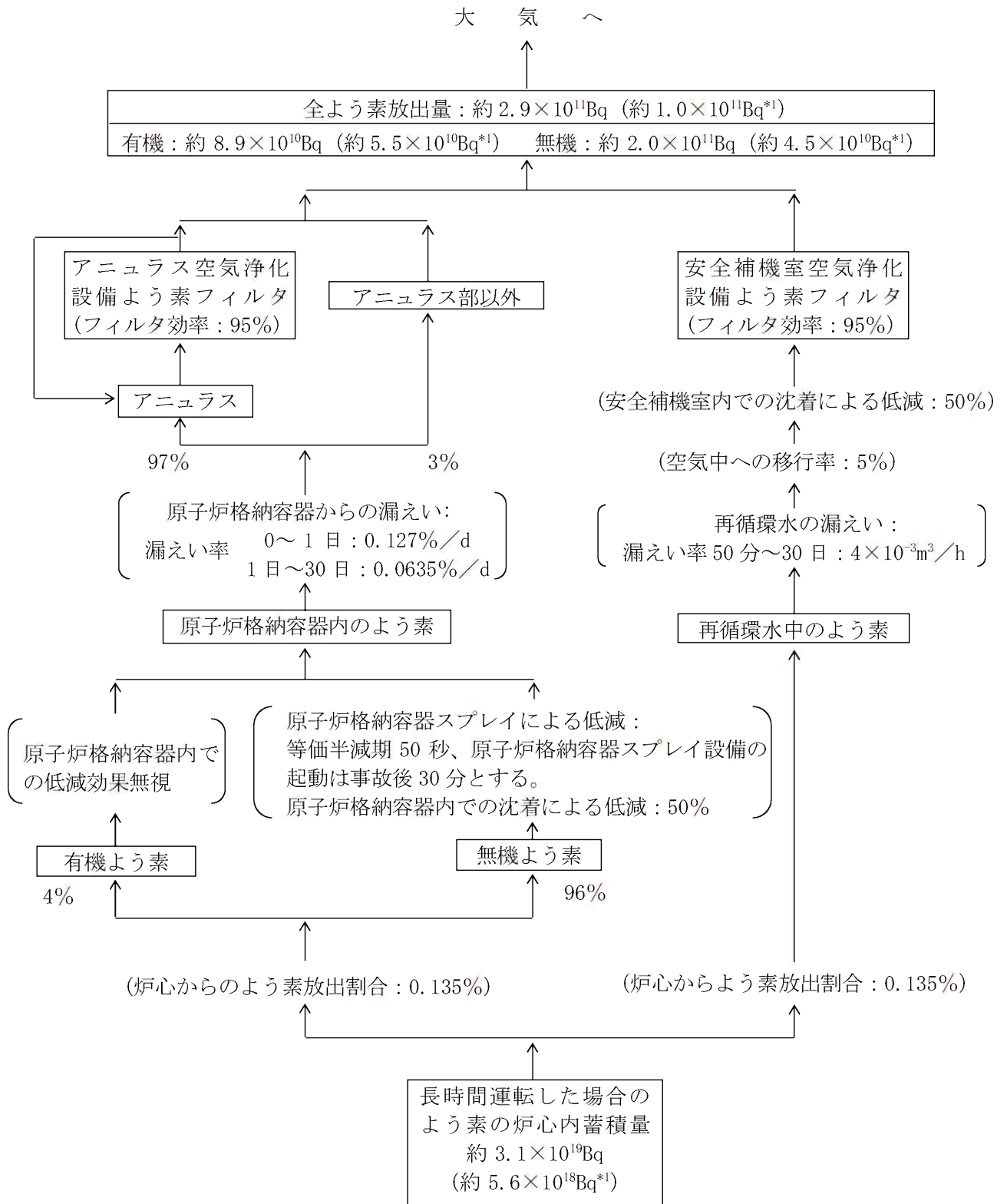


図1.5-1 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー
0.5MeV換算)

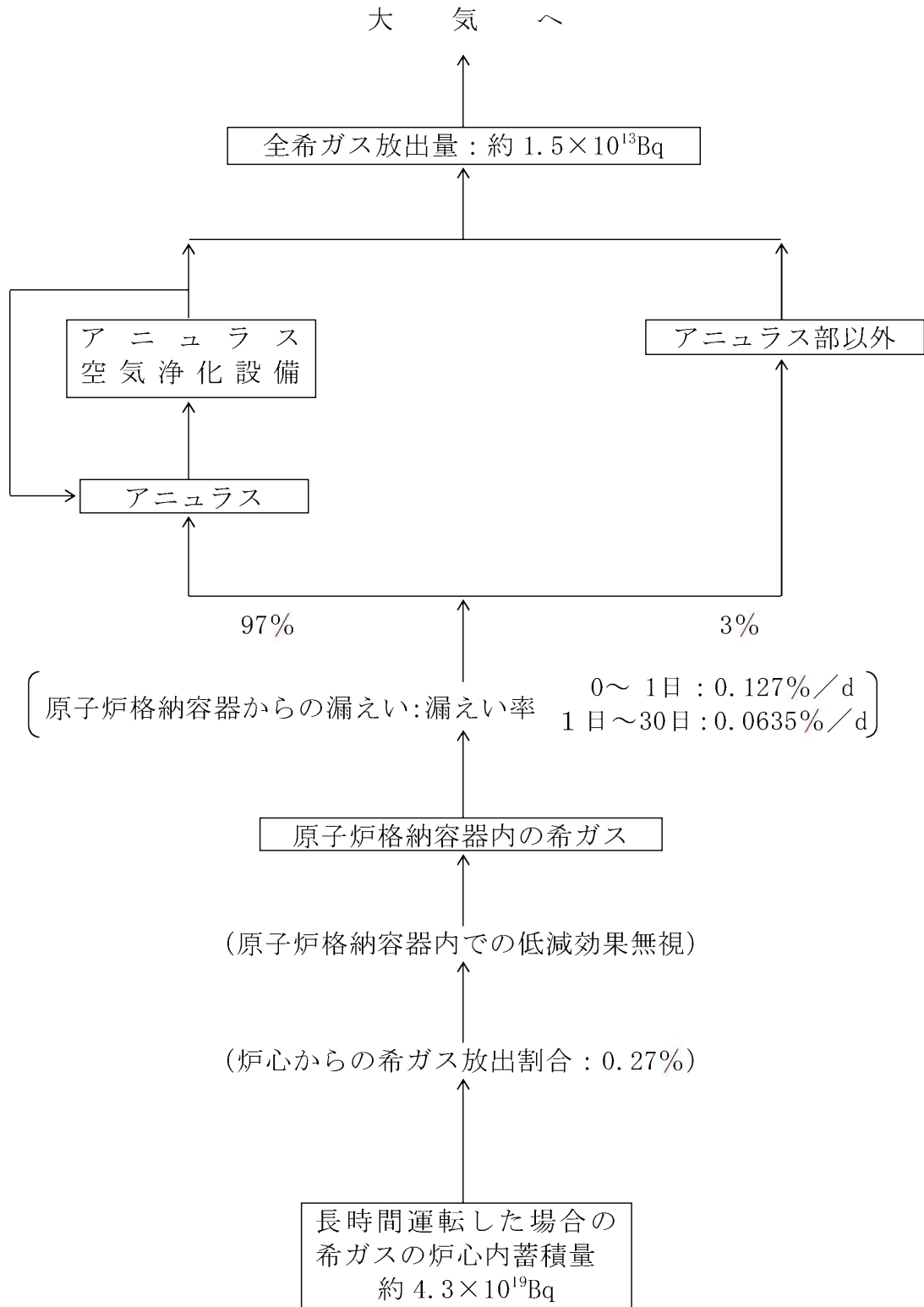


図1.5-2 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程

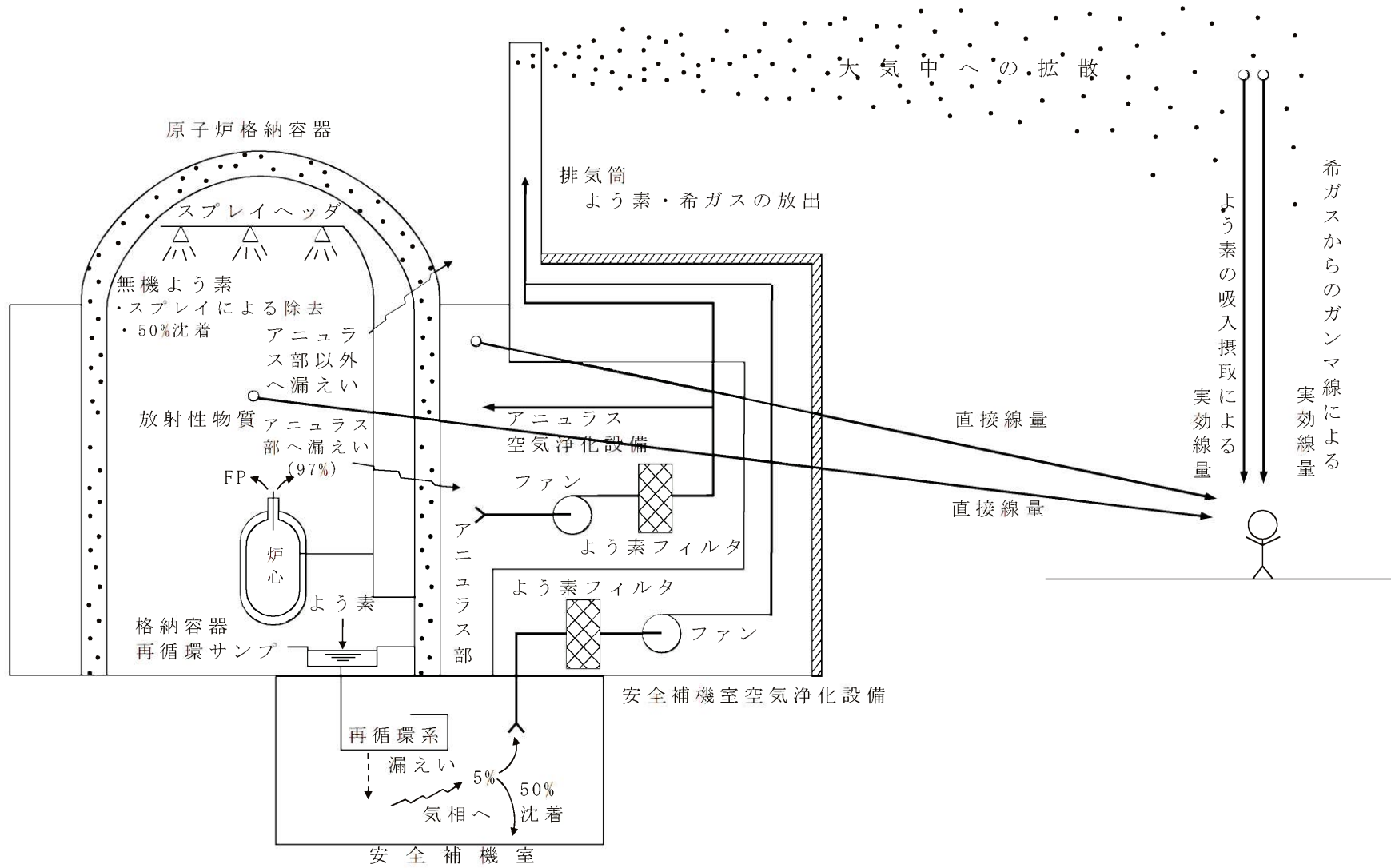


図1.5-3 制御棒飛び出し時の放射能放出経路及び被ばく経路

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器漏えい率について

玄海 4 号炉の原子炉冷却材喪失時の安全評価に使用する原子炉格納容器漏えい率は、「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。）」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」（事故）としており、安全評価指針の条件を満足している。

なお、原子炉冷却材喪失時における原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率を図 1 に示す。

具体的には、公開文献^{*1}に基づき求め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。

ステップ状の漏えい率を用いる理由は、原子炉冷却材喪失時の放出量の計算式が次に示すように漏えい率に時間依存が無いものであり、また、指針要求事項である「原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率」にも適合する必要があるためである。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta}$$

Q_m^d 時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から放出される
よう素及び希ガスの量

Q_{cm} 時刻 T_m に原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与する
よう素及び希ガスの量

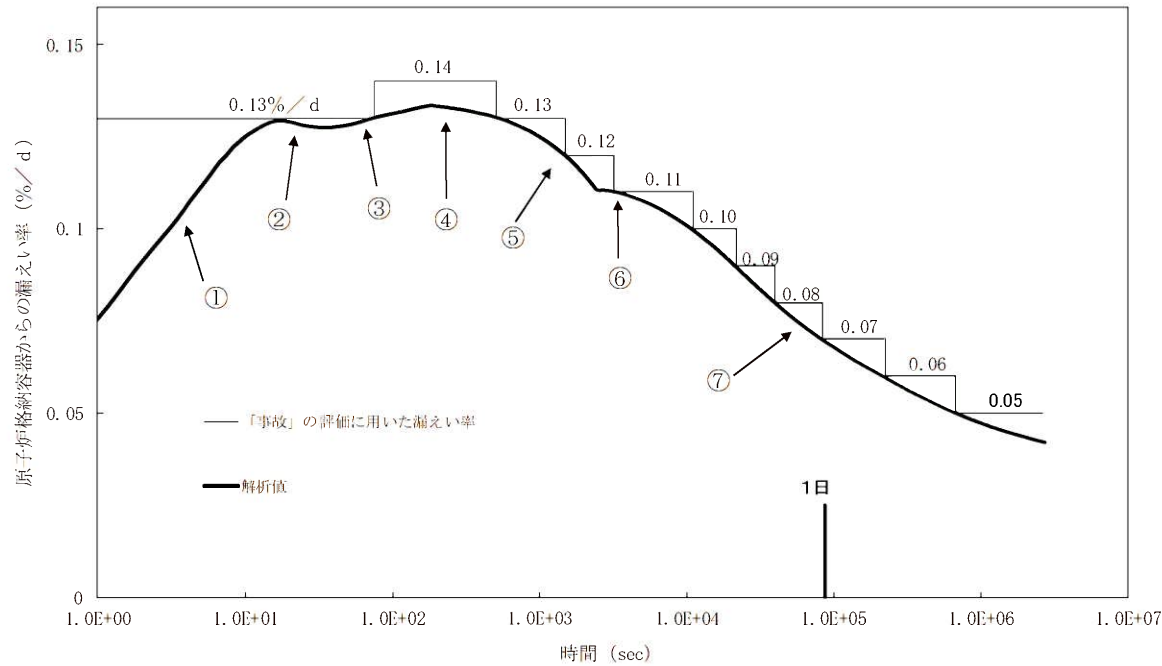
F_d アニュラス部以外からの漏えい割合

L 原子炉格納容器からの漏えい率

β 原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果

このステップ状の漏えい率の設定方法は、公開文献には記載がないものの、指針にも適合した保守的な漏えい率であり、また放出量評価が簡便になることから、PWR プラント共通で用いられている考え方である。

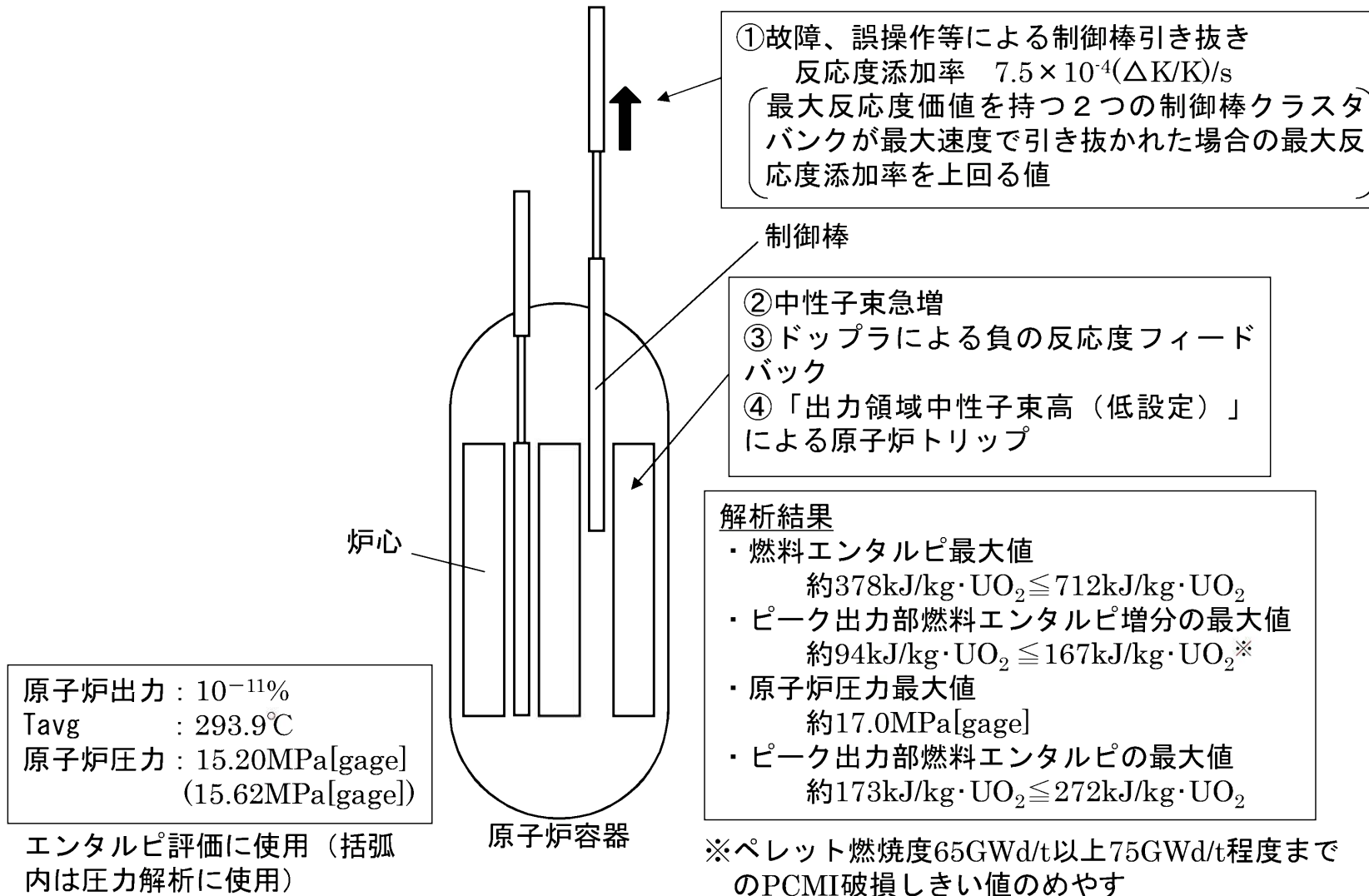
*1 「事故時の格納容器漏洩率」 MAPI-1060 改 1，三菱重工業，平成 12 年



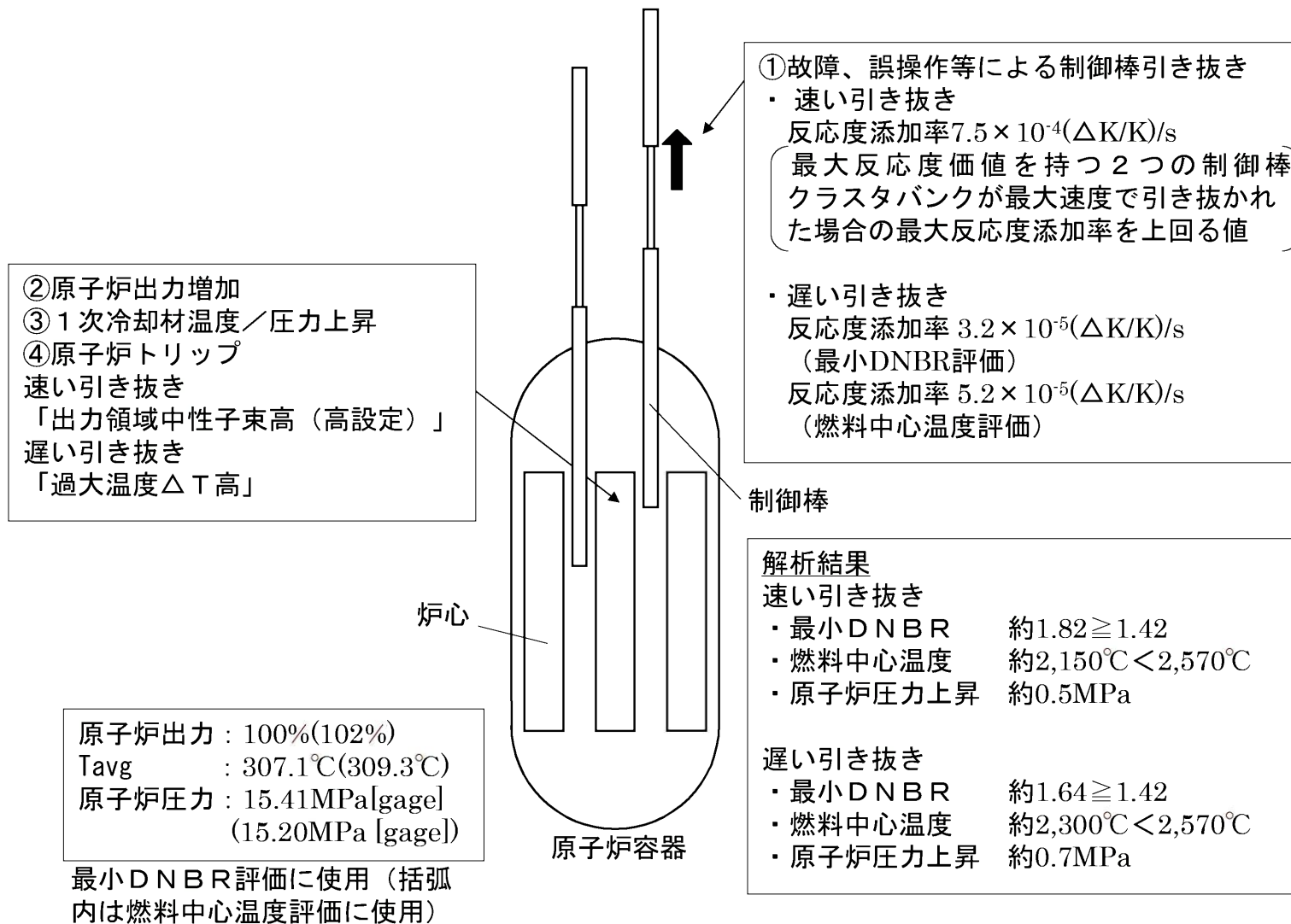
- ① 破断流の原子炉格納容器内への流出に伴って原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率が上昇する
- ② 原子炉格納容器内のヒートシンク除熱効果が破断エネルギー量を上回り，原子炉格納容器圧力，温度が低下に転じ，漏えい率が低下する
- ③ 炉心再冠水により破断口からの蒸気放出が増加するため，再び原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率が上昇する
- ④ 炉心再冠水終了により破断流が急減し，原子炉格納容器圧力，温度が低下に転じ，漏えい率が低下する
- ⑤ 原子炉格納容器スプレイ及びヒートシンク除熱効果により，原子炉格納容器圧力，温度が低下し，漏えい率が低下する
- ⑥ 再循環モードが確立し，再循環サンプルが水源となり，スプレイ水温，安全注入水温が上昇するため，原子炉格納容器圧力，温度が上昇し，漏えい率の低下が緩やかになる
- ⑦ 時間の経過とともに再循環モードでの熱交換器による冷却が進み，原子炉格納容器圧力，温度が低下し，漏えい率の低下が継続する

図 1 原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器からの漏えい率（玄海 4 号炉）

2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



②原子炉出力増加
 ③1次冷却材温度／圧力上昇
 ④原子炉トリップ
 速い引き抜き
 「出力領域中性子束高（高設定）」
 遅い引き抜き
 「過大温度 ΔT 高」

①故障、誤操作等による制御棒引き抜き

- 速い引き抜き
 反応度添加率 $7.5 \times 10^{-4} (\Delta K/K)/s$
 （最大反応度値を持つ2つの制御棒クラスタバンクが最大速度で引き抜かれた場合の最大反応度添加率を上回る値）
- 遅い引き抜き
 反応度添加率 $3.2 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$
 （最小DNBR評価）
 反応度添加率 $5.2 \times 10^{-5} (\Delta K/K)/s$
 （燃料中心温度評価）

原子炉出力：100%(102%)
 T_{avg} ：307.1°C(309.3°C)
 原子炉圧力：15.41MPa[gage]
 (15.20MPa [gage])

最小DNBR評価に使用（括弧内は燃料中心温度評価に使用）

解析結果

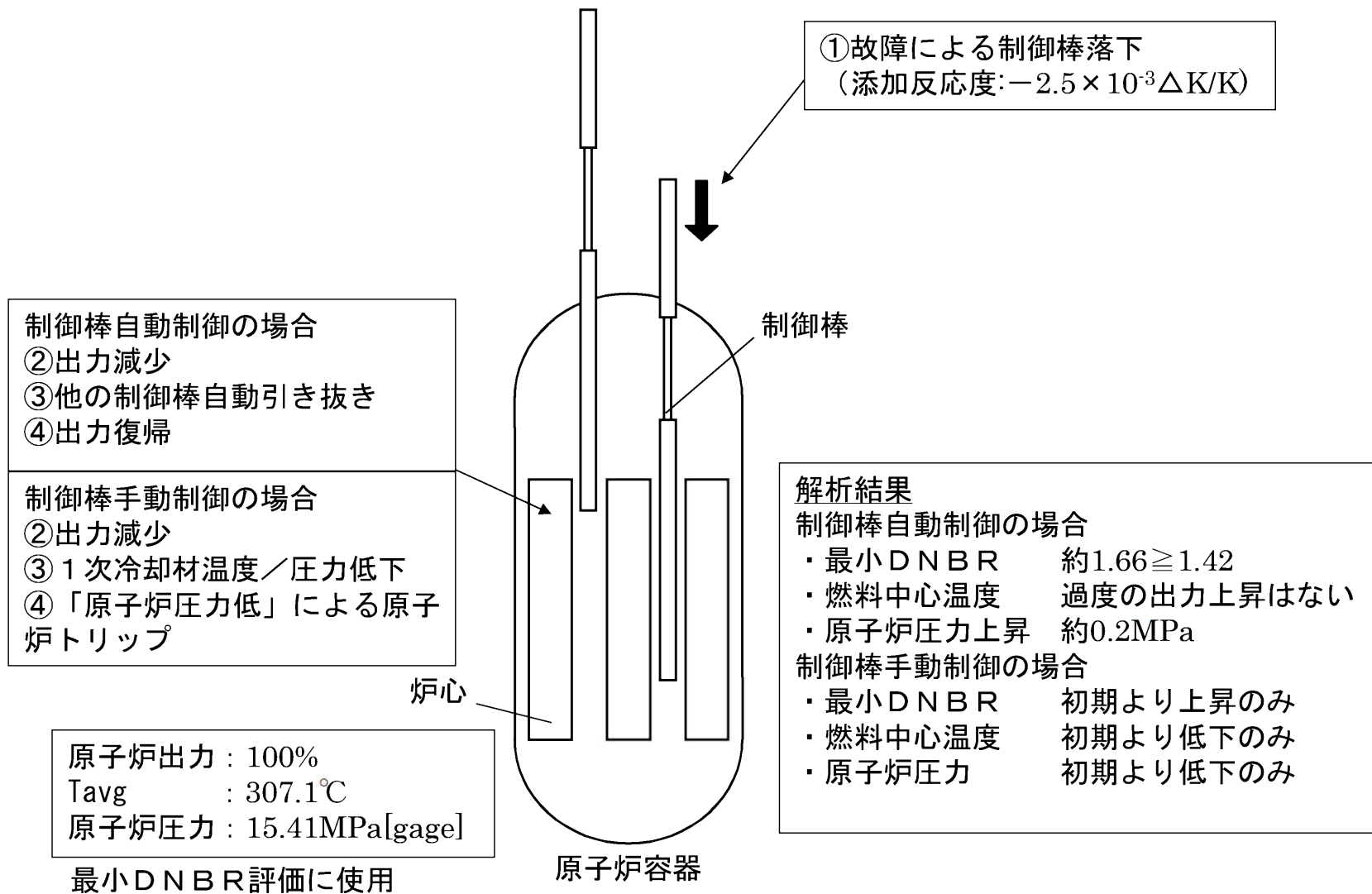
速い引き抜き

- 最小DNBR 約 $1.82 \geq 1.42$
- 燃料中心温度 約 $2,150^\circ\text{C} < 2,570^\circ\text{C}$
- 原子炉圧力上昇 約0.5MPa

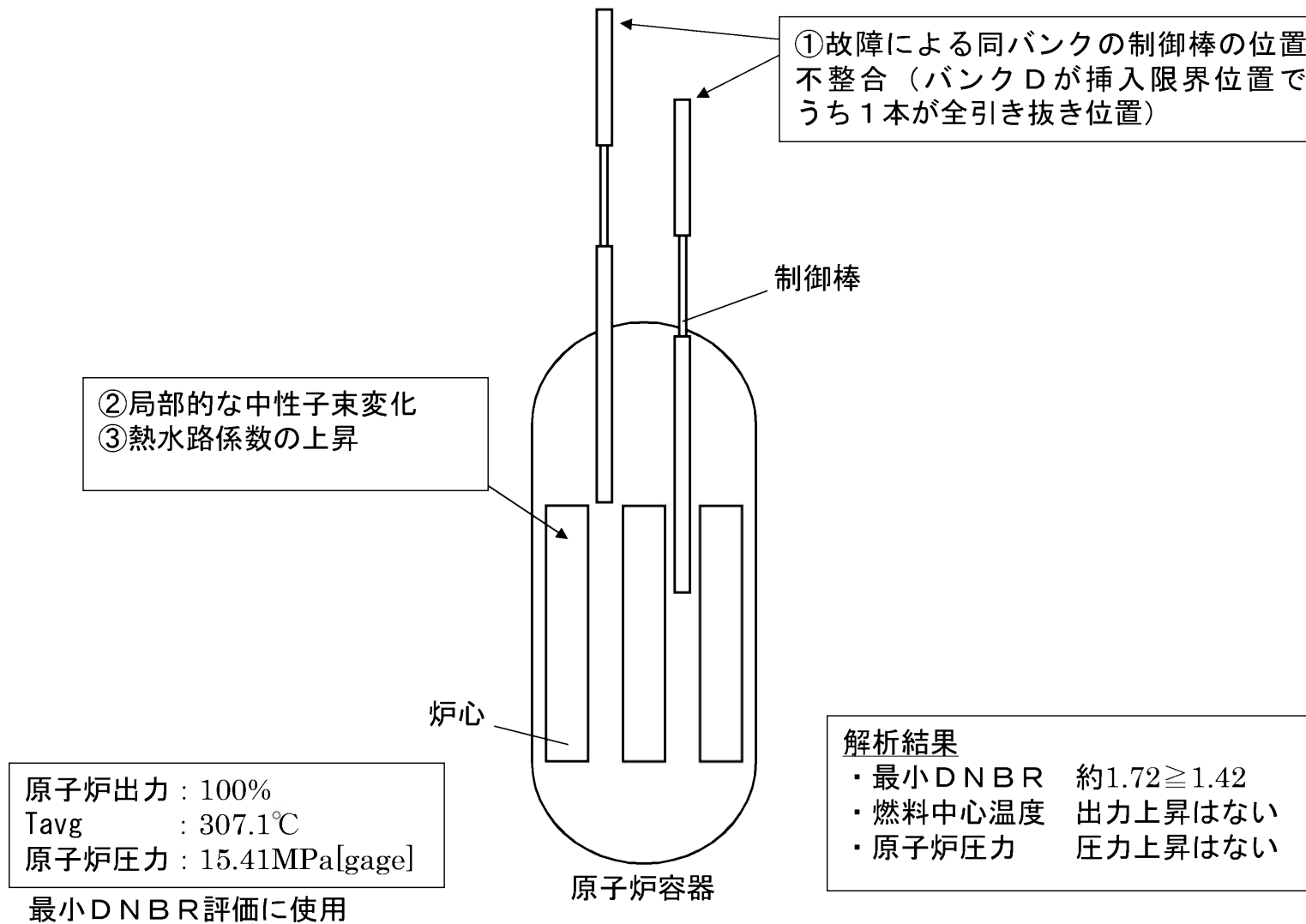
遅い引き抜き

- 最小DNBR 約 $1.64 \geq 1.42$
- 燃料中心温度 約 $2,300^\circ\text{C} < 2,570^\circ\text{C}$
- 原子炉圧力上昇 約0.7MPa

2.2.3 (1/2) 制御棒の落下及び不整合 (制御棒落下)

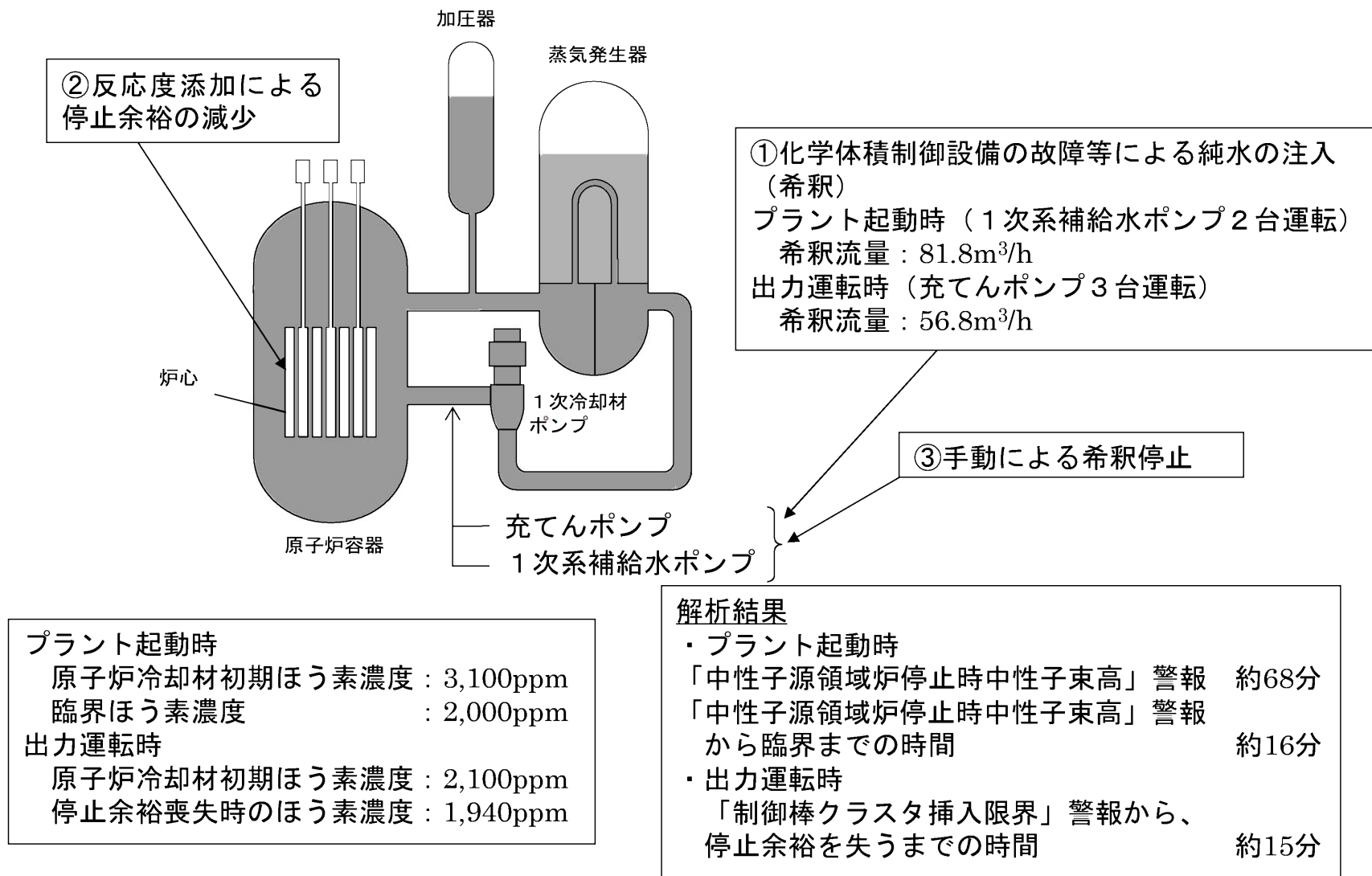


2.2.3 (2/2) 制御棒の落下及び不整合 (制御棒不整合)

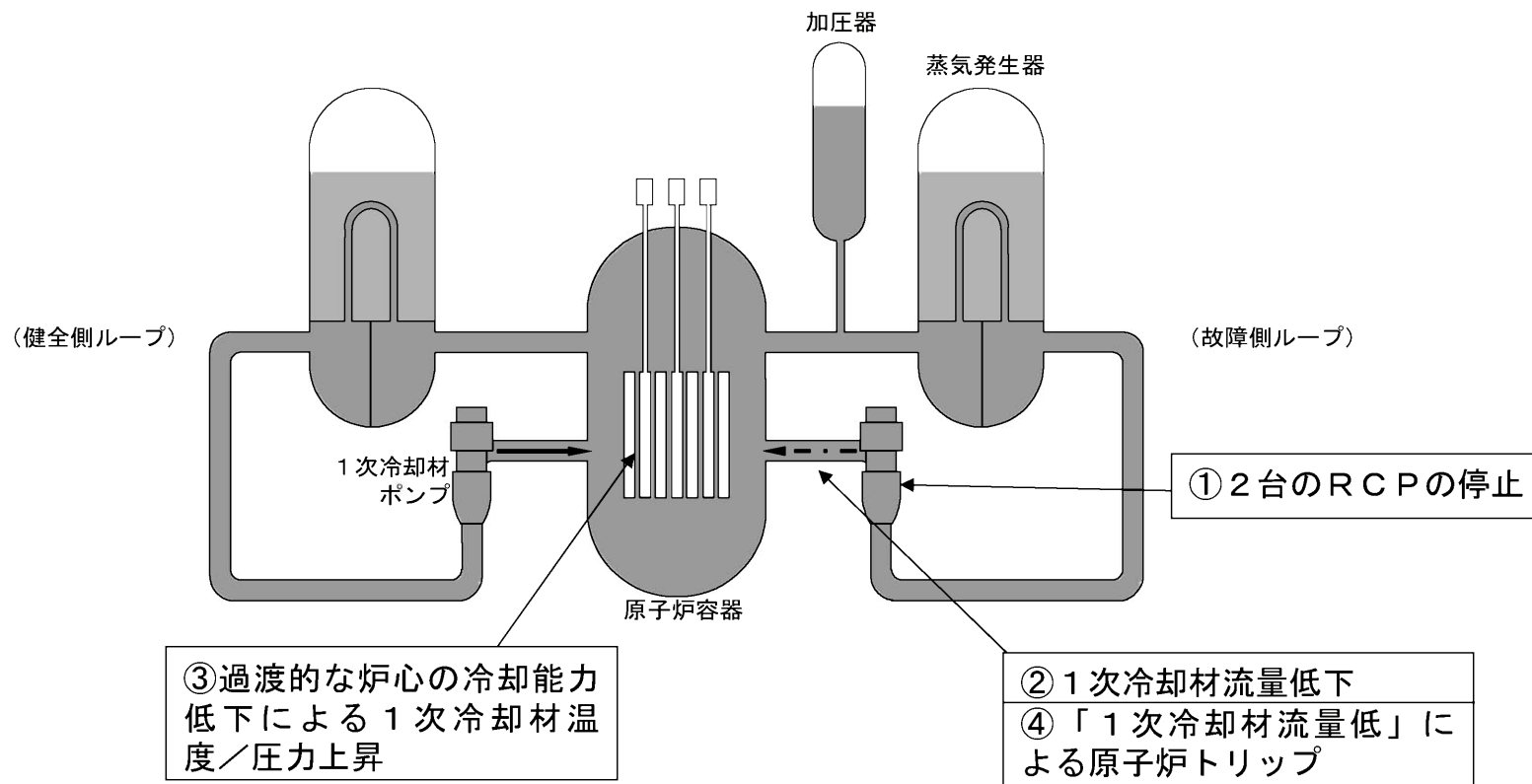


2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

13条-添付資料 1-5



2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失



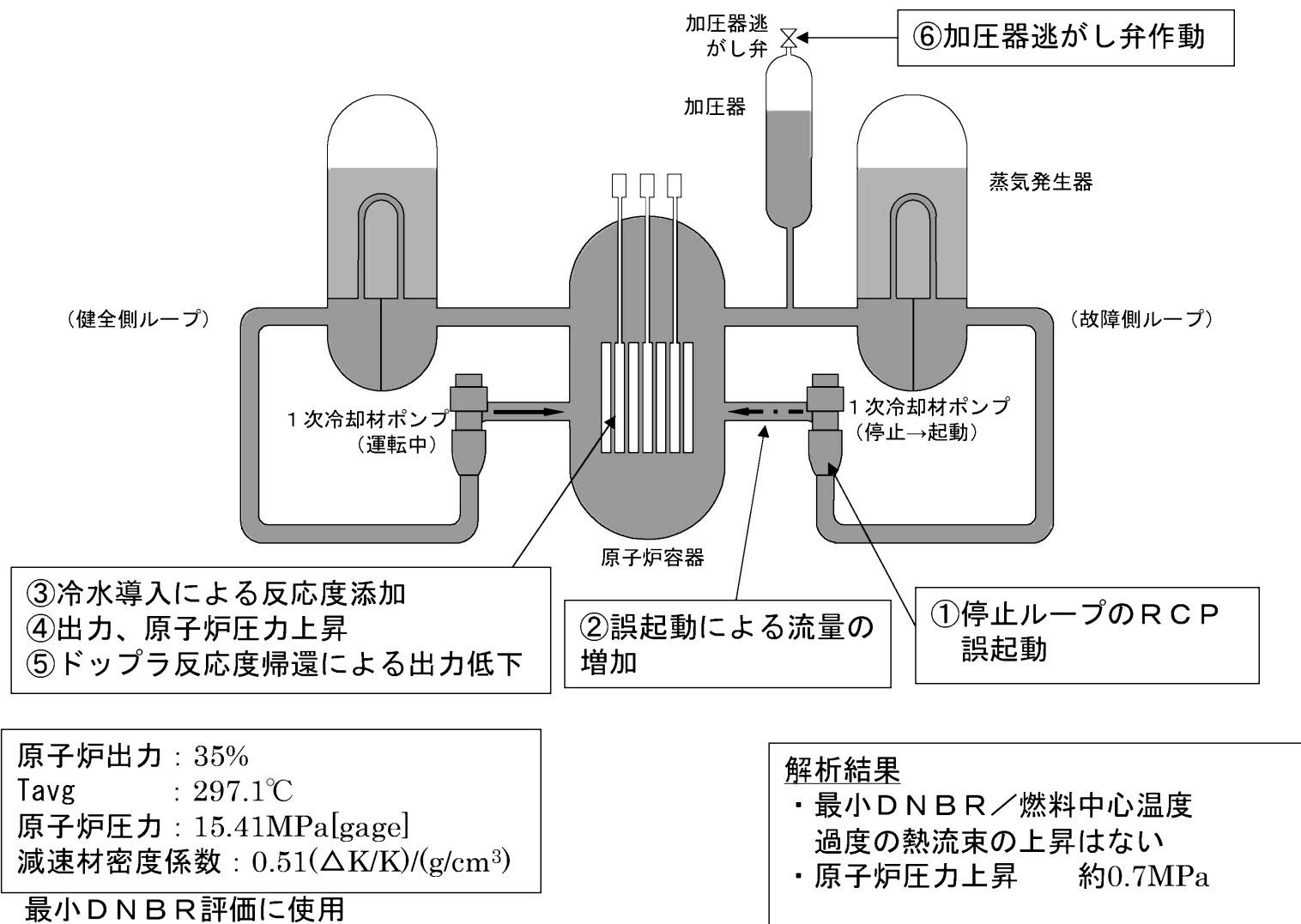
原子炉出力 : 100%
 T_{avg} : 307.1℃
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage]
 減速材密度係数 : $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$

最小DNBR評価に使用

解析結果

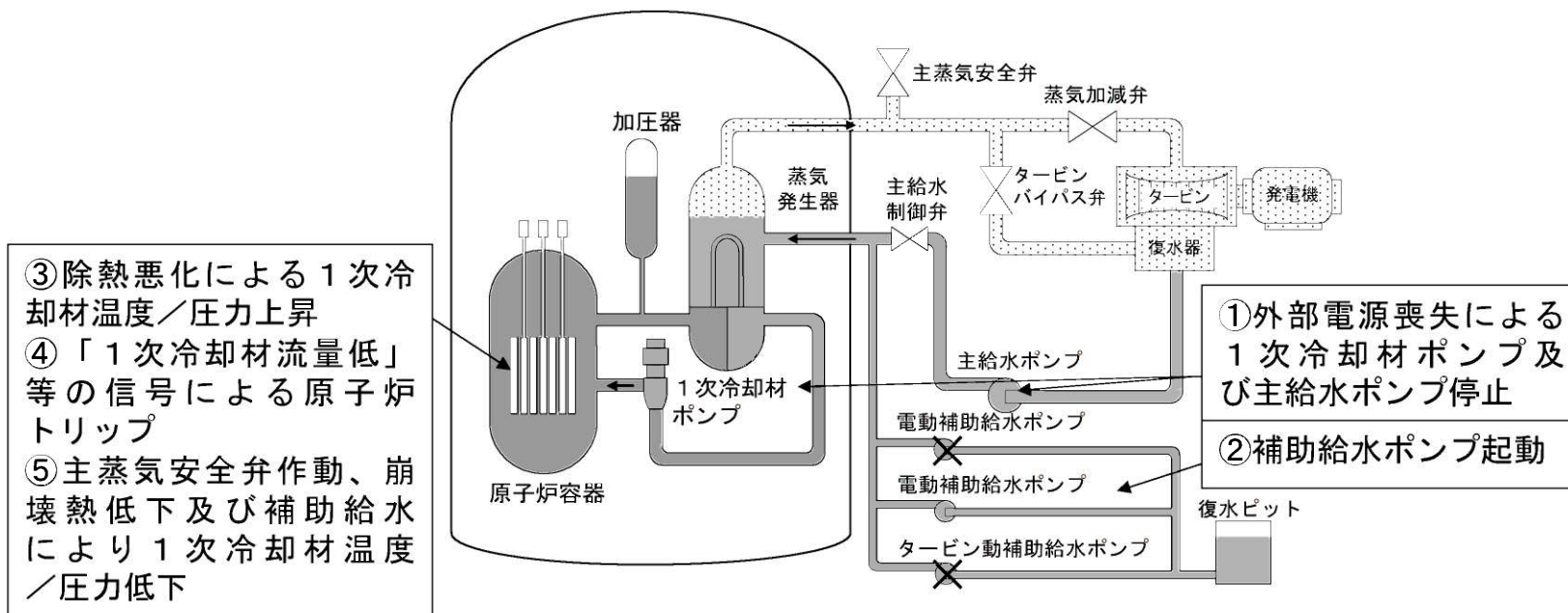
- ・ 最小DNBR 約1.92 \geq 1.42
- ・ 燃料中心温度 出力上昇はない
- ・ 原子炉圧力上昇 約0.5MPa

2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



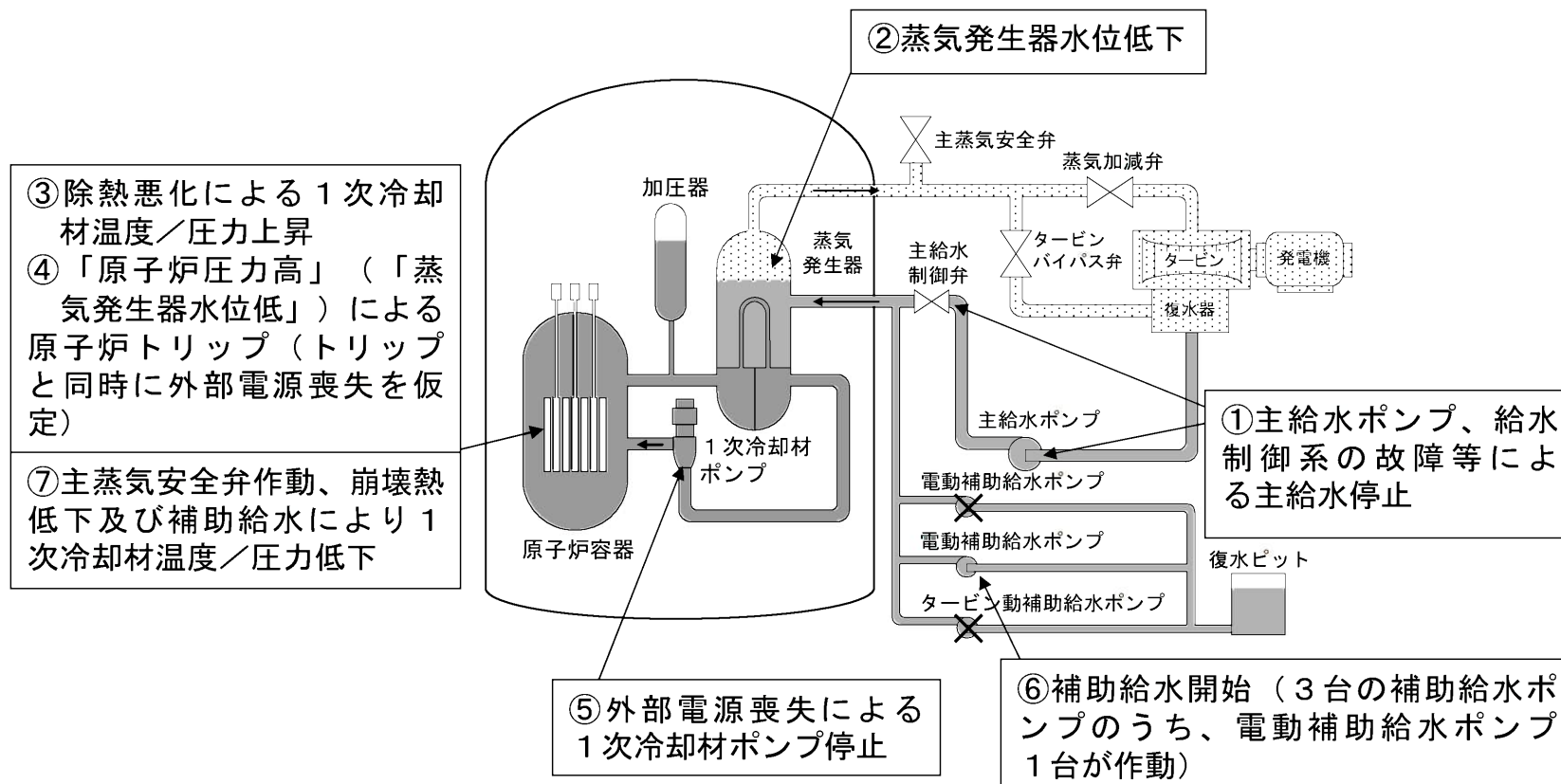
2.3.3 外部電源喪失

13条-添付資料 1-8



2.3.4 主給水流量喪失

13条-添付資料 1-9



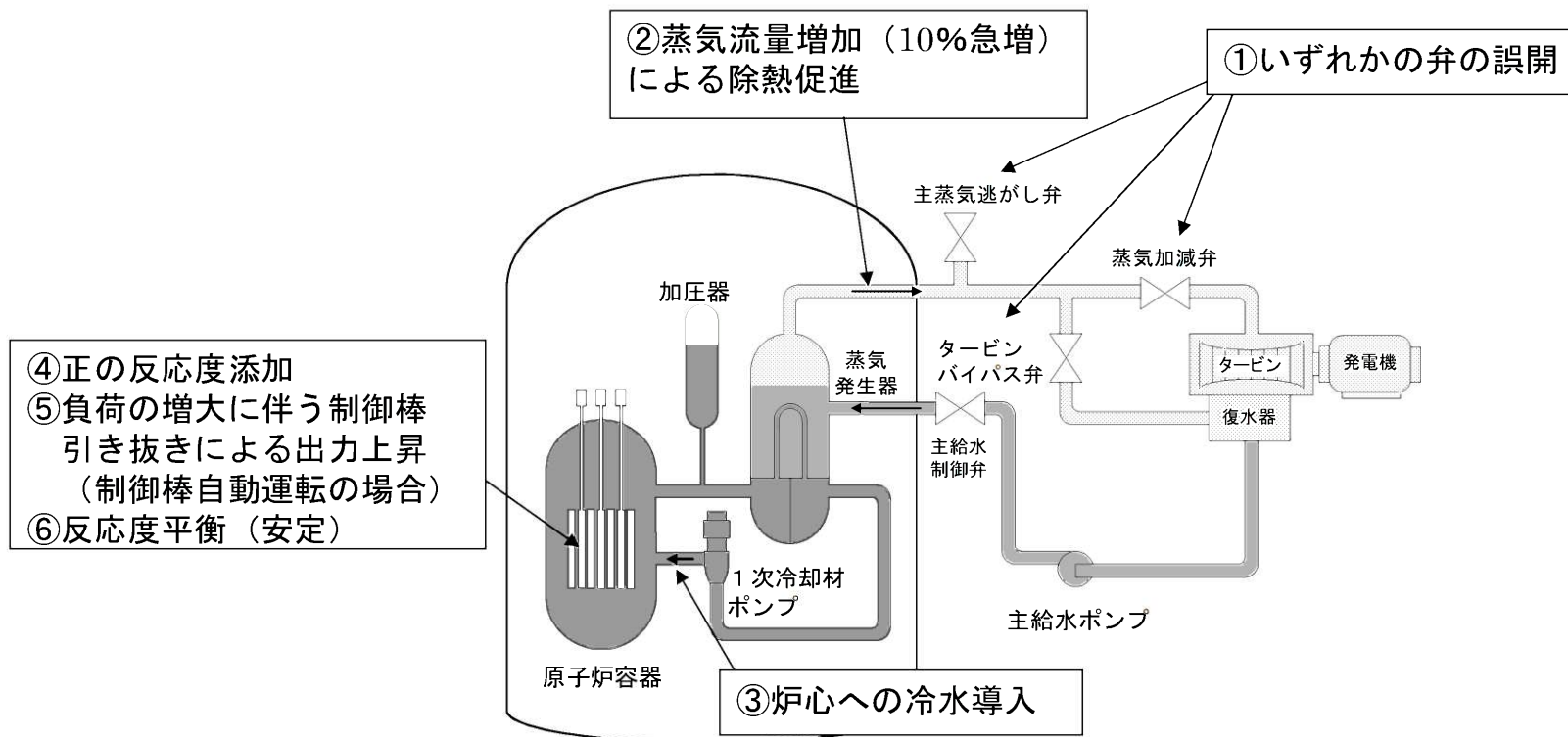
原子炉出力：102%
 T_{avg} ：309.3°C (304.9°C)
 原子炉圧力：15.20MPa[gage] (15.62MPa[gage])

原子炉圧力評価に使用（括弧内は加圧器水位評価に使用）

解析結果

- ・ 原子炉圧力最大値
約17.4MPa[gage]
- ・ 加圧器保有水量最大値
約42m³（加圧器容積の約81%）

2.3.5 蒸気負荷の異常な増加



原子炉出力 : 100%
 T_{avg} : 307.1°C
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage]
 減速材密度係数
 サイクル初期 : $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$
 サイクル末期 : $0.51(\Delta K/K)/(g/cm^3)$

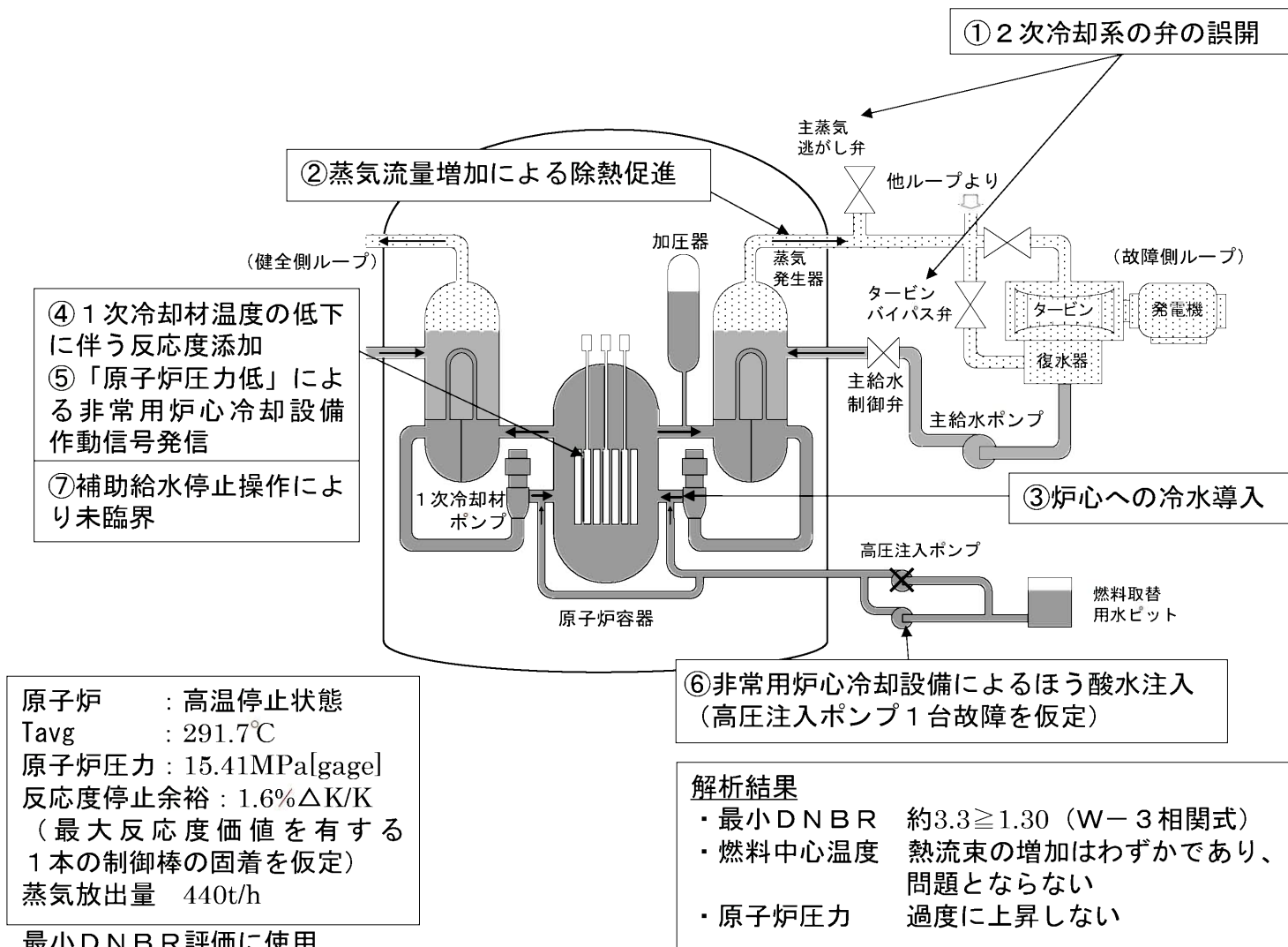
最小DNBR評価に使用

解析結果

- ・ 最小DNBR 約1.90 \geq 1.42
- ・ 燃料中心温度 過度の出力上昇はない
- ・ 原子炉圧力上昇 約0.2MPa以下

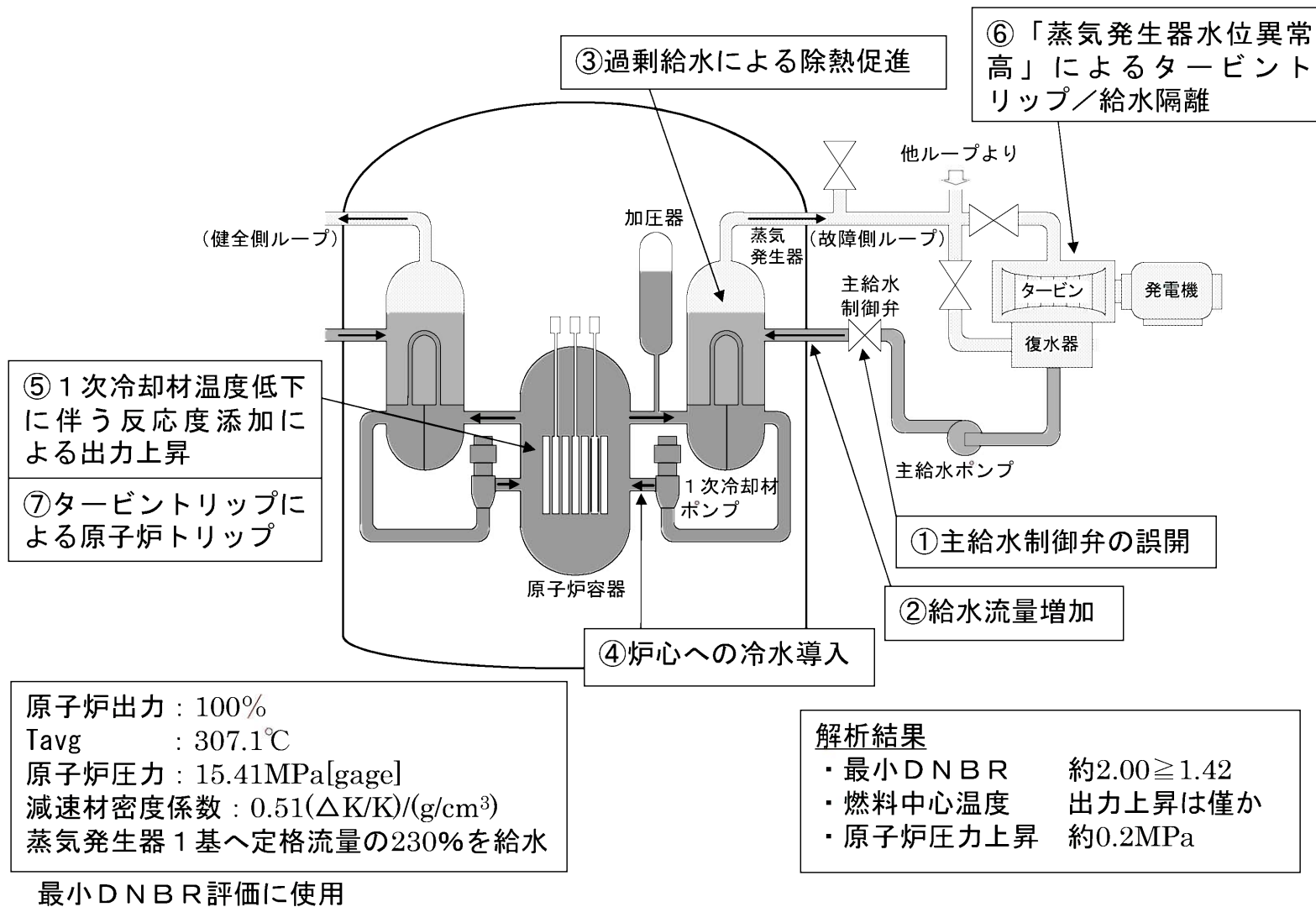
2.3.6 2次冷却系の異常な減圧

13 条・添付資料 1-11

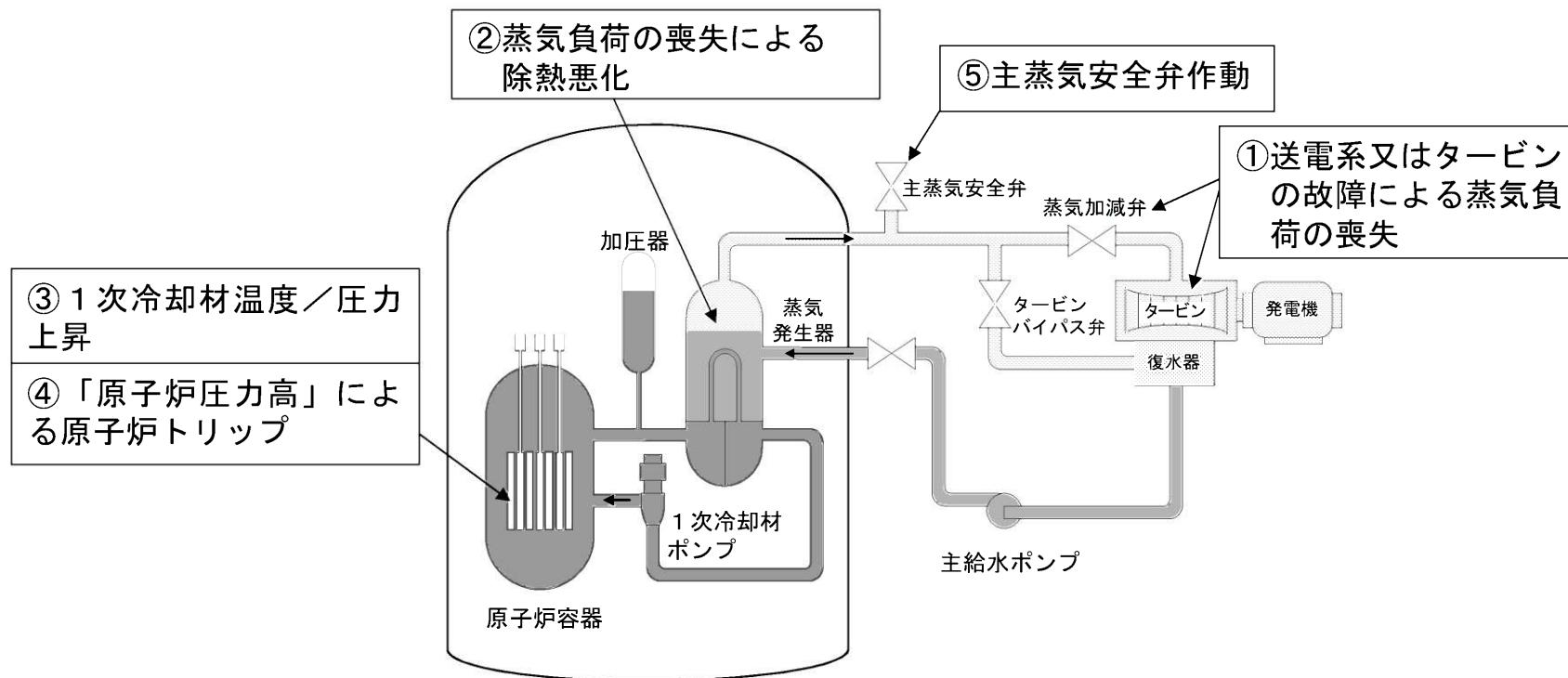


2.3.7 蒸気発生器への過剰給水

13 条・添付資料 1-12



2.4.1 負荷の喪失



- ③ 1次冷却材温度／圧力上昇
- ④ 「原子炉圧力高」による原子炉トリップ

原子炉出力：100% (102%)
 T_{avg} : 307.1°C (309.3°C)
 原子炉圧力：15.41MPa[gage] (15.20MPa[gage])
 減速材密度係数：0($\Delta K/K$)/(g/cm³)

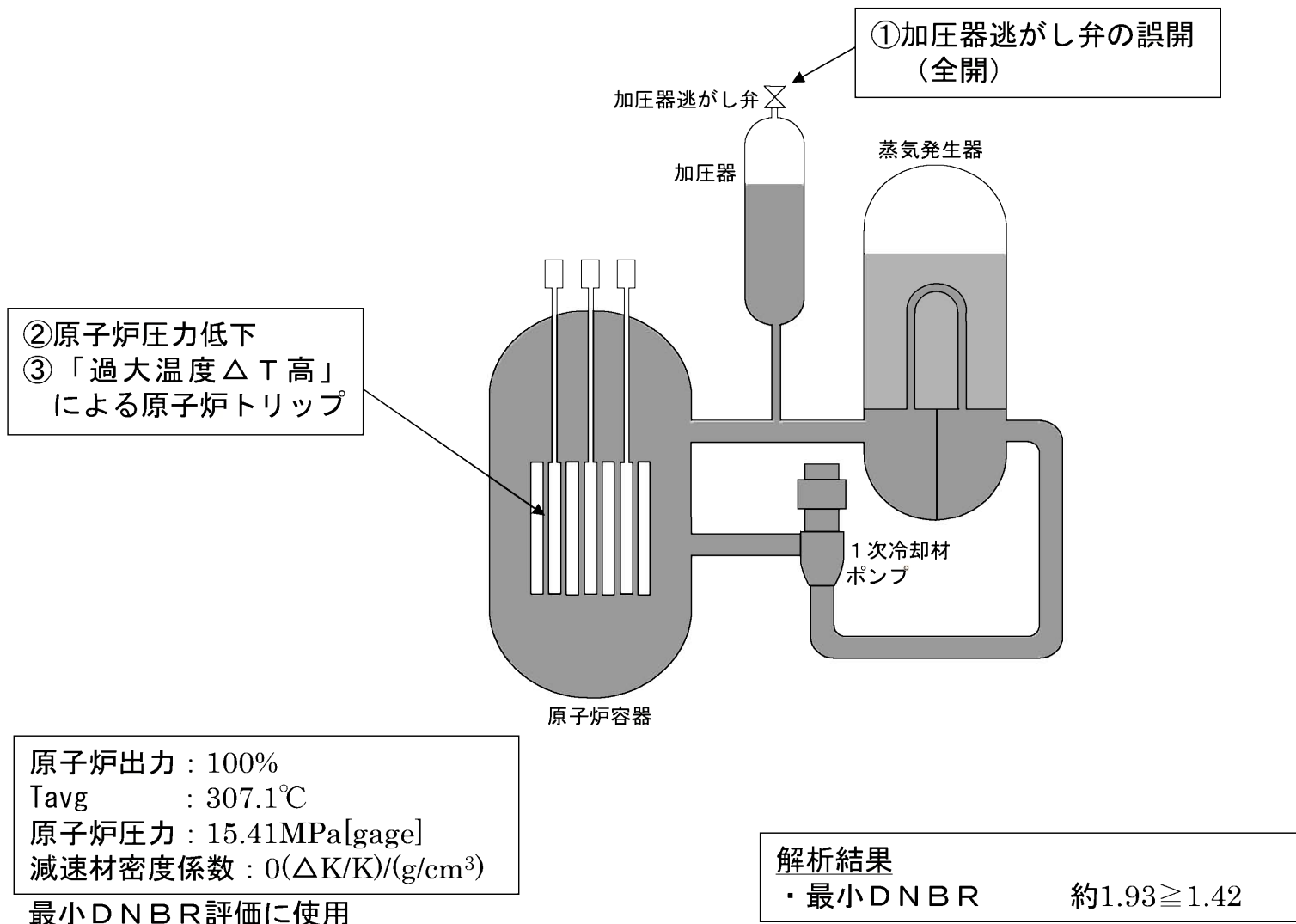
最小DNBR評価に使用 (括弧内は原子炉圧力評価に使用)
 原子炉圧力評価では加圧器圧力制御系不作動

解析結果

- ・ 最小DNBR 約2.13 ≥ 1.42
- ・ 燃料中心温度 出力上昇なし
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値 約18.5MPa[gage] ≤ 18.88MPa[gage]

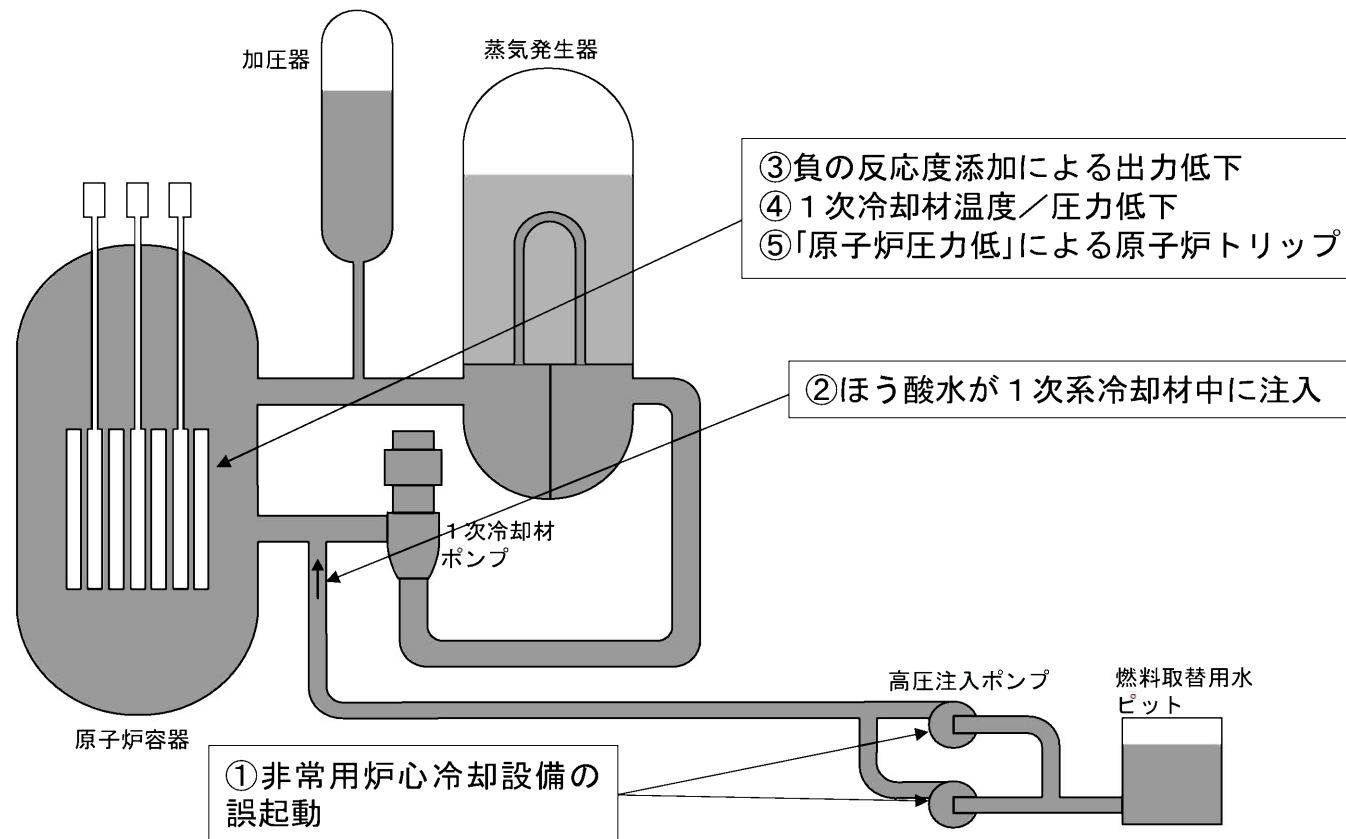
2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧

13 条・添付資料 1-14



2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

13 条・添付資料 1-15



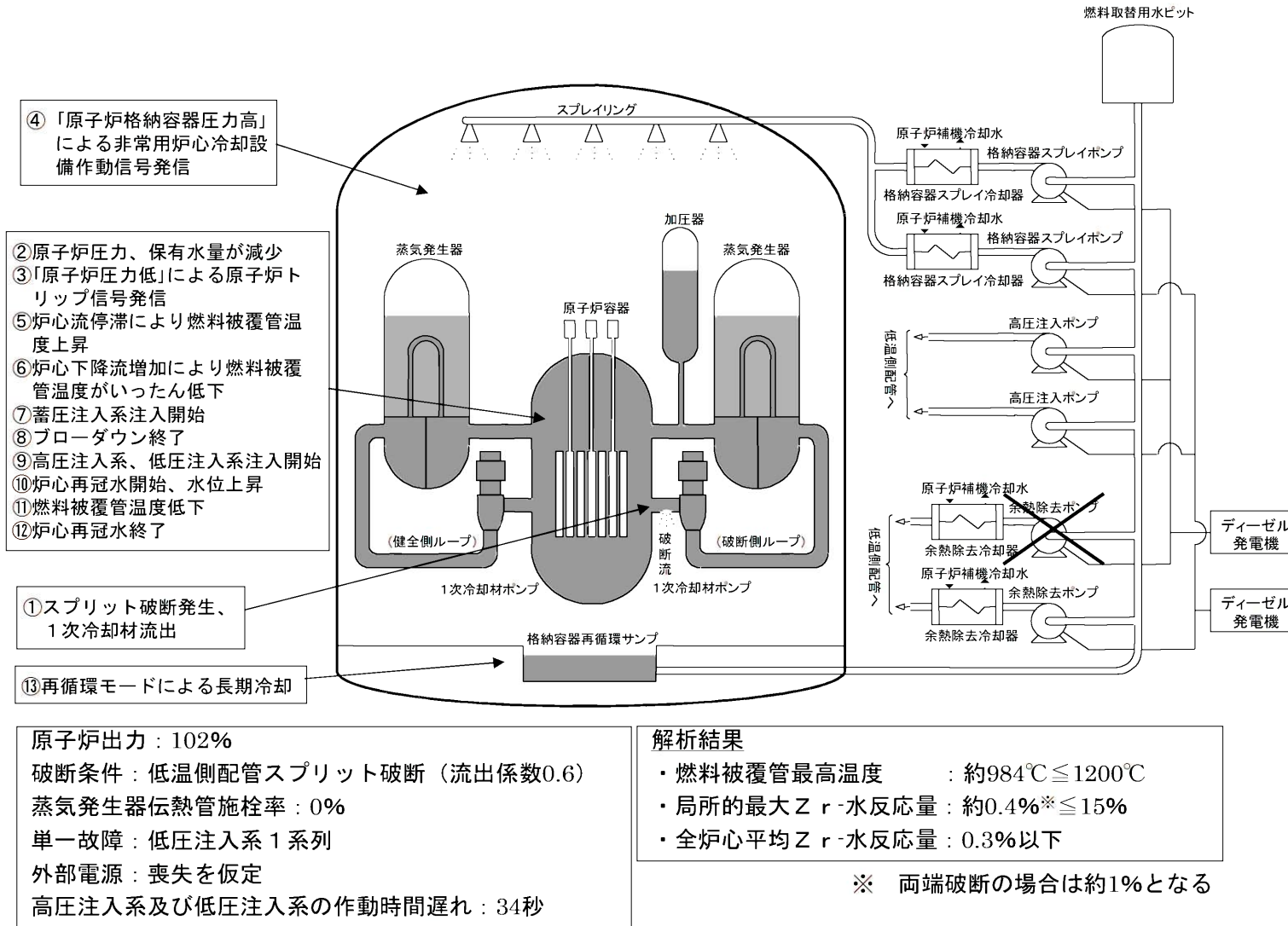
原子炉出力 : 100%
 T_{avg} : 307.1°C
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage]
 減速材密度係数 : $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$

最小DNBR評価に使用

解析結果

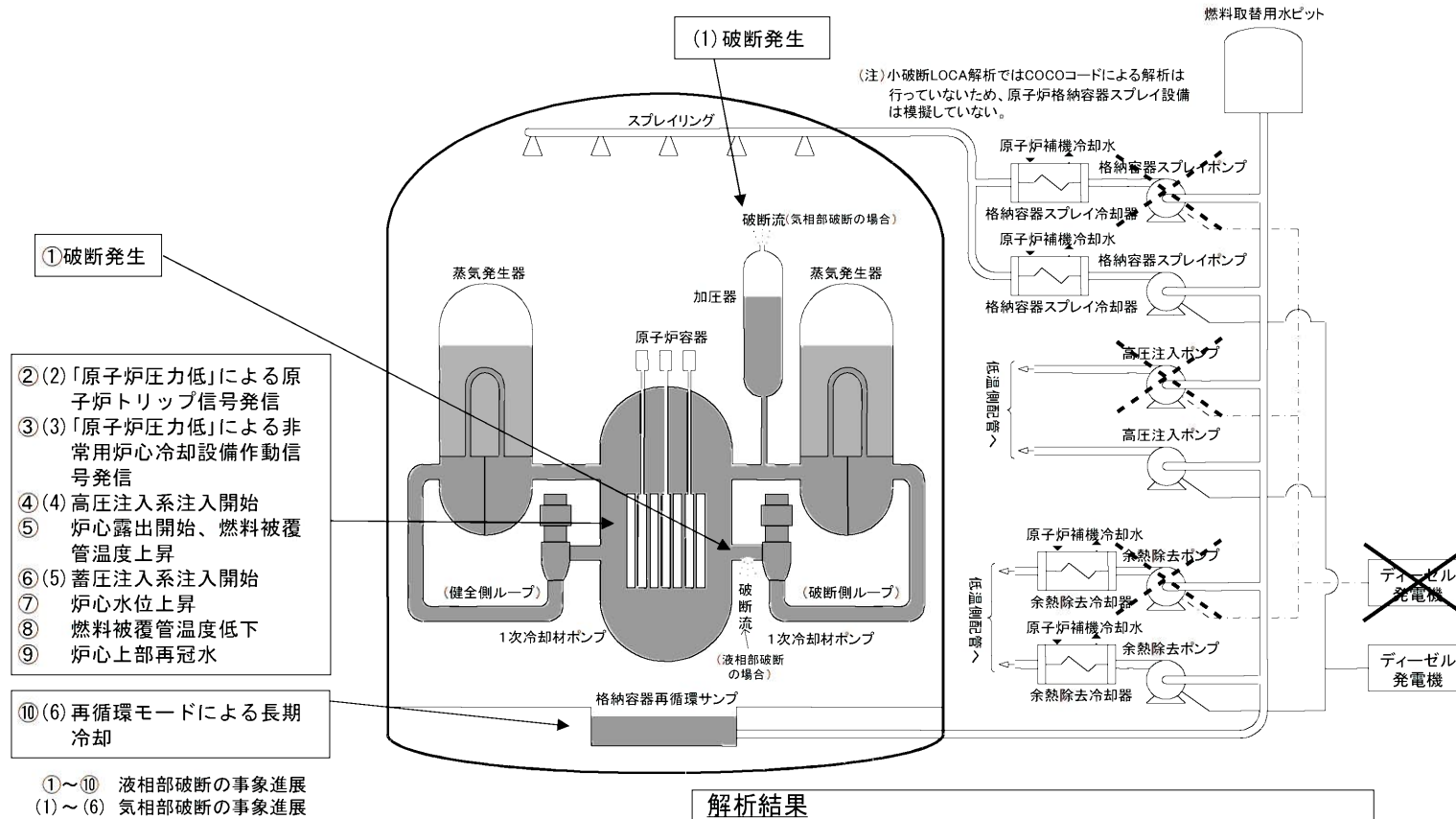
- ・ 最小DNBR 初期値より増加
- ・ 原子炉圧力 過度に上昇しない

3.2.1(1/2) 原子炉冷却材喪失（大破断）



3.2.1(2/2) 原子炉冷却材喪失（小破断）

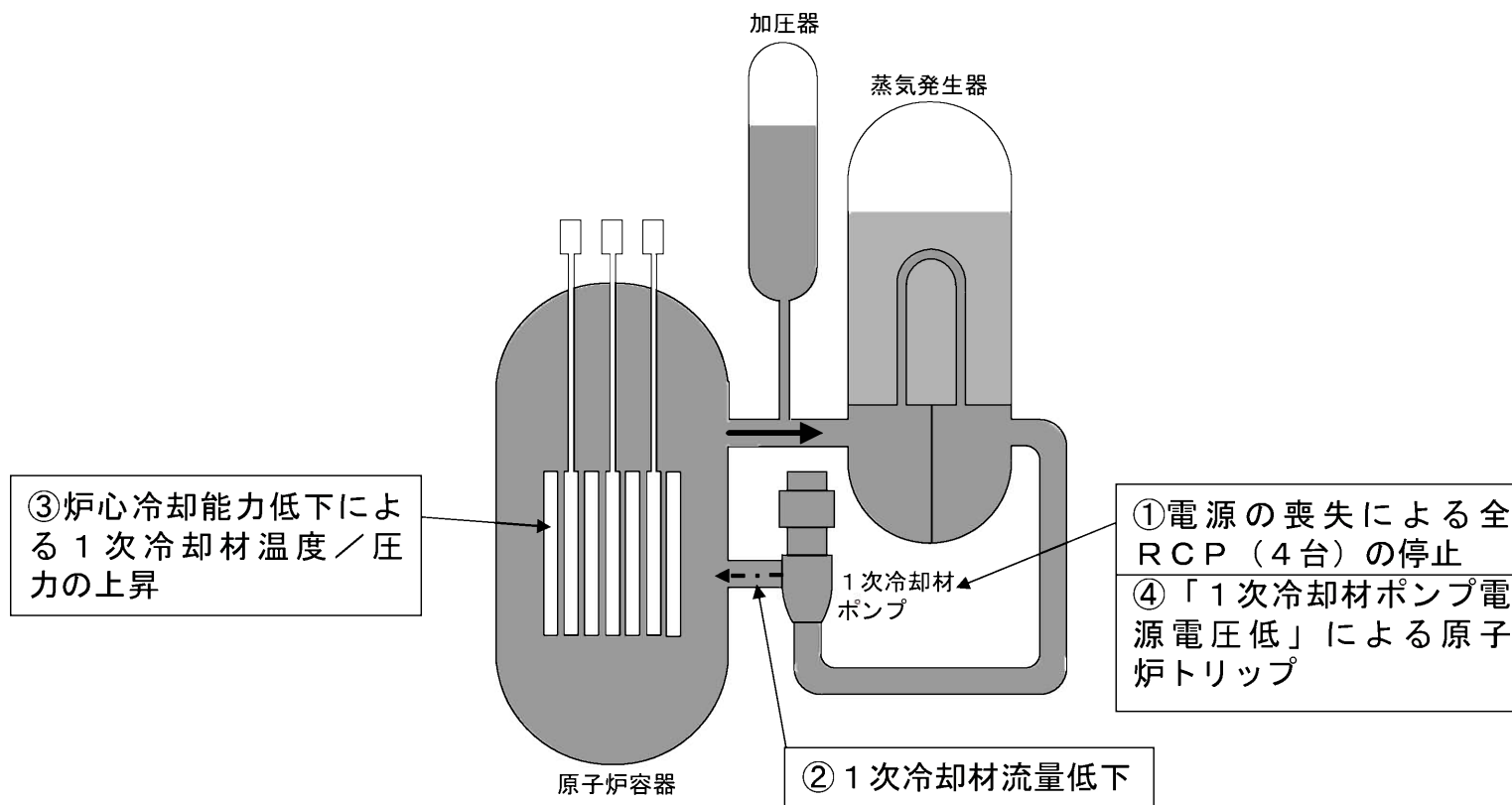
13条-添付資料 2-2



原子炉出力：102%
蒸気発生器伝熱管施栓率：0%
単一故障：ディーゼル発電機 1台
外部電源：喪失を仮定
高圧注入系の作動時間遅れ：27秒

解析結果
液相部破断
・燃料被覆管最高温度 : 約684℃ ≤ 1200℃
・局所的最大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
・炉心は露出しない

3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失



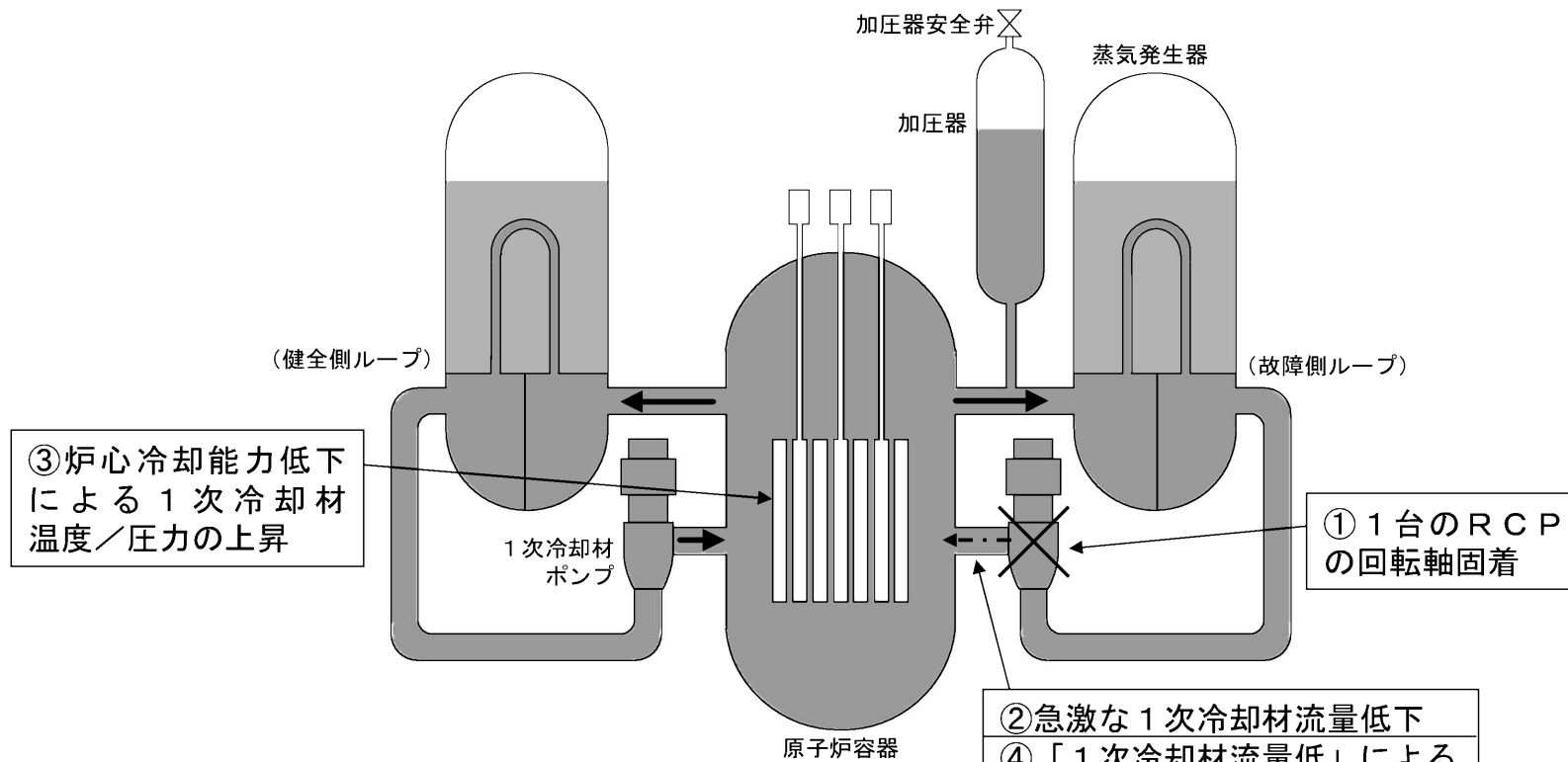
原子炉出力 : 100%
 T_{avg} : 307.1°C
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage]
 減速材密度係数 : $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$

最小DNBR評価に使用

解析結果

- ・ 最小DNBR 約1.77 \geq 1.42
- ・ 原子炉圧力上昇 約0.7MPa

3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着



③ 炉心冷却能力低下による1次冷却材温度/圧力の上昇

① 1台のRCPの回転軸固着

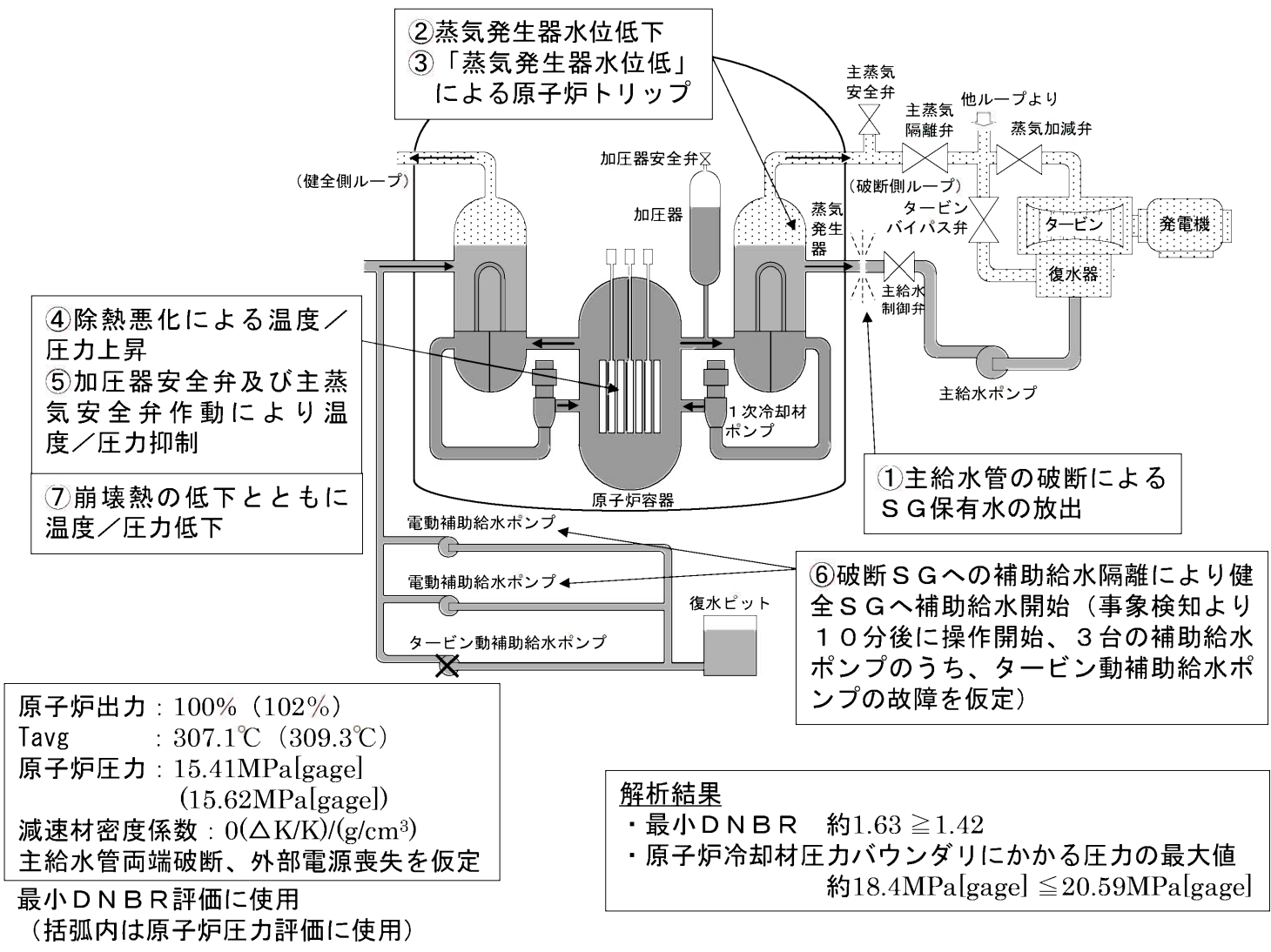
② 急激な1次冷却材流量低下
④ 「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ

原子炉出力 : 100% (102%)
 T_{avg} : 307.1°C (309.3°C)
 原子炉圧力 : 15.41MPa[gage](15.62MPa[gage])
 減速材密度係数 : $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$

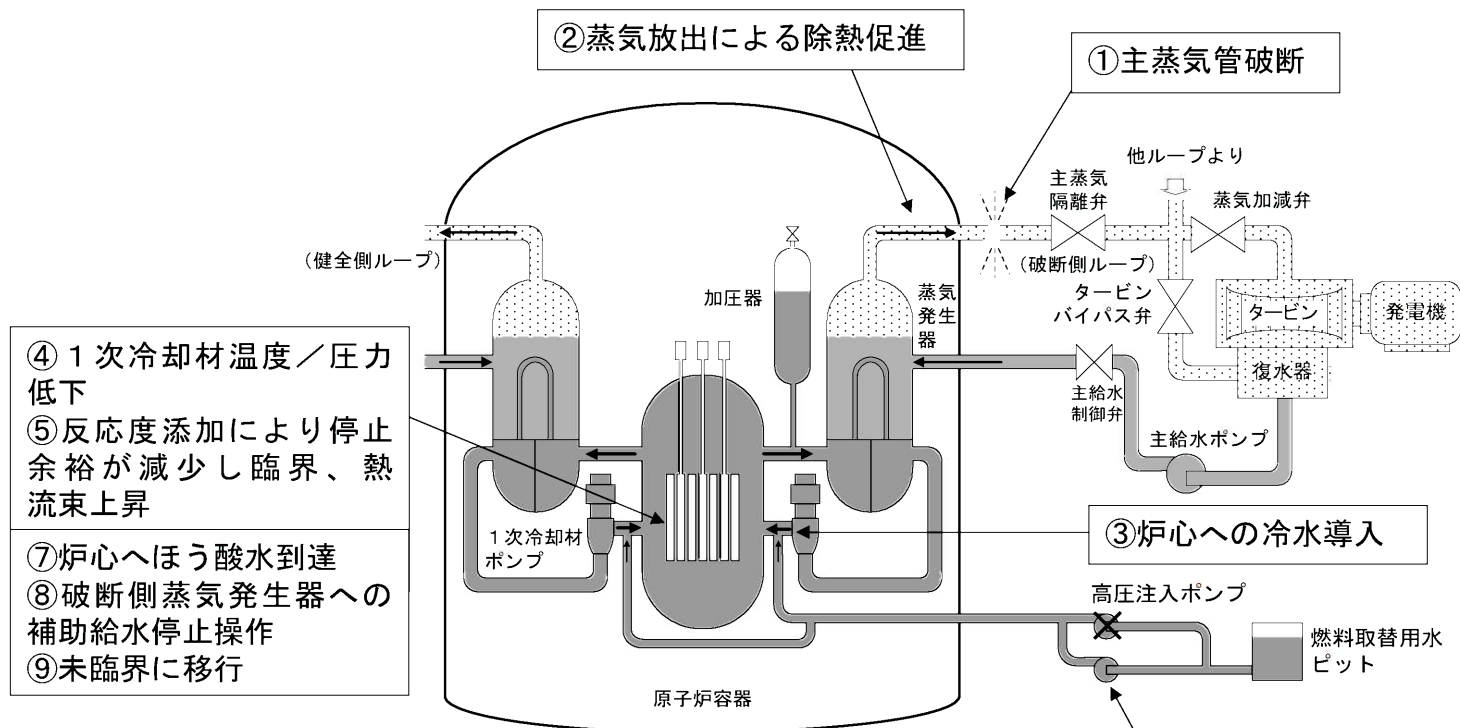
解析結果
 ・ 最小DNBR 約1.53 \geq 1.42
 ・ 原子炉圧力最大値 約16.8MPa[gage]

最小DNBR評価に使用 (括弧内は原子炉圧力評価に使用)

3.2.4 主給水管破断



3.2.5 主蒸気管破断



- ④ 1次冷却材温度／圧力低下
- ⑤ 反応度添加により停止余裕が減少し臨界、熱流束上昇
- ⑦ 炉心へほう酸水到達
- ⑧ 破断側蒸気発生器への補助給水停止操作
- ⑨ 未臨界に移行

原子炉 : 高温停止状態
 T_{avg} : 291.7℃
 原子炉圧力: 15.41MPa[gage]
 反応度停止余裕: 1.6%ΔK/K
 (最大反応度値を有する1本の制御棒の固着を仮定)
 主蒸気管両端破断
 外部電源あり／なしを想定

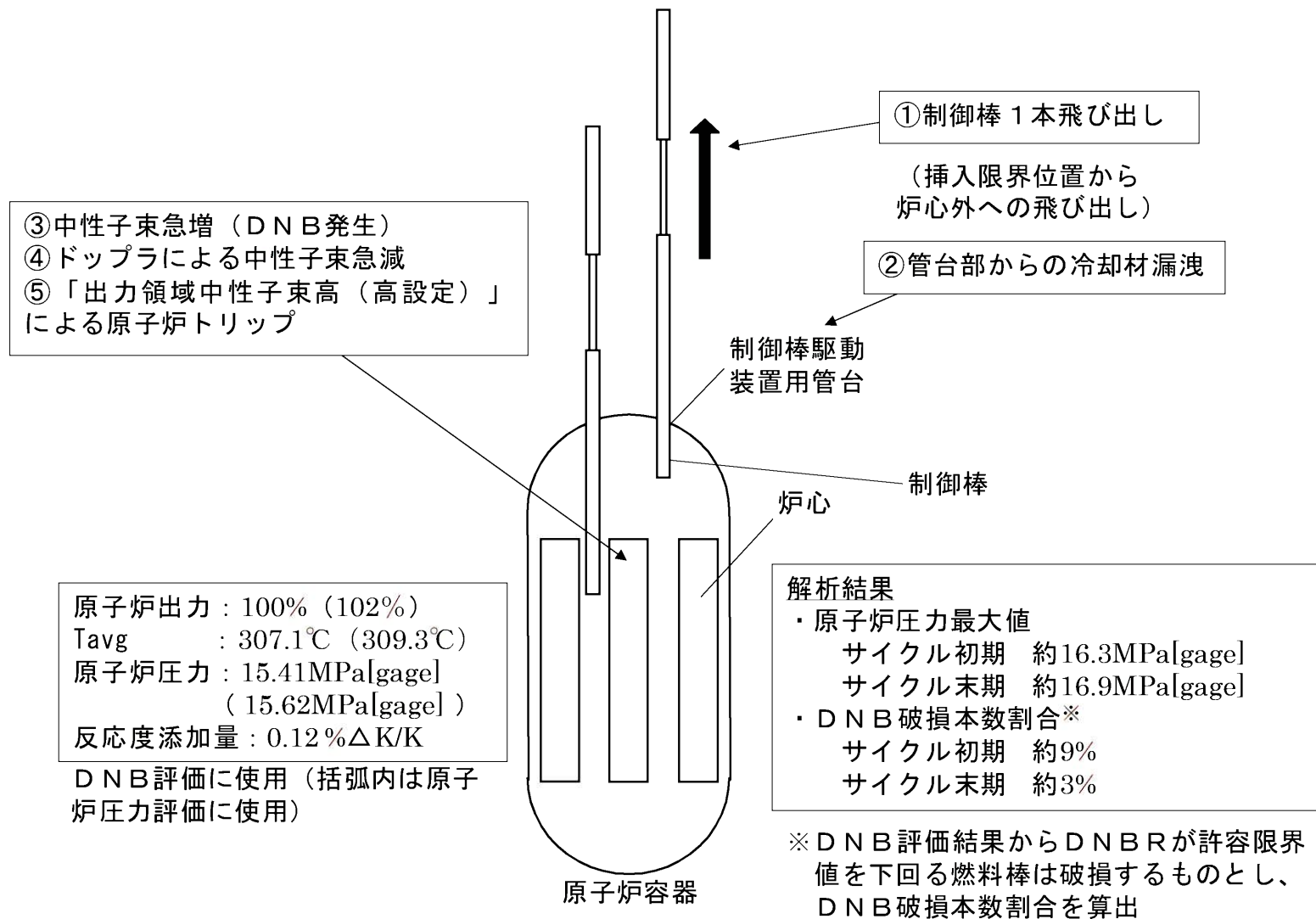
最小DNBR評価に使用

⑥ 「主蒸気ライン圧力低」による非常用炉心冷却設備作動に伴うほう酸水注入(高圧注入ポンプ1台故障を仮定)

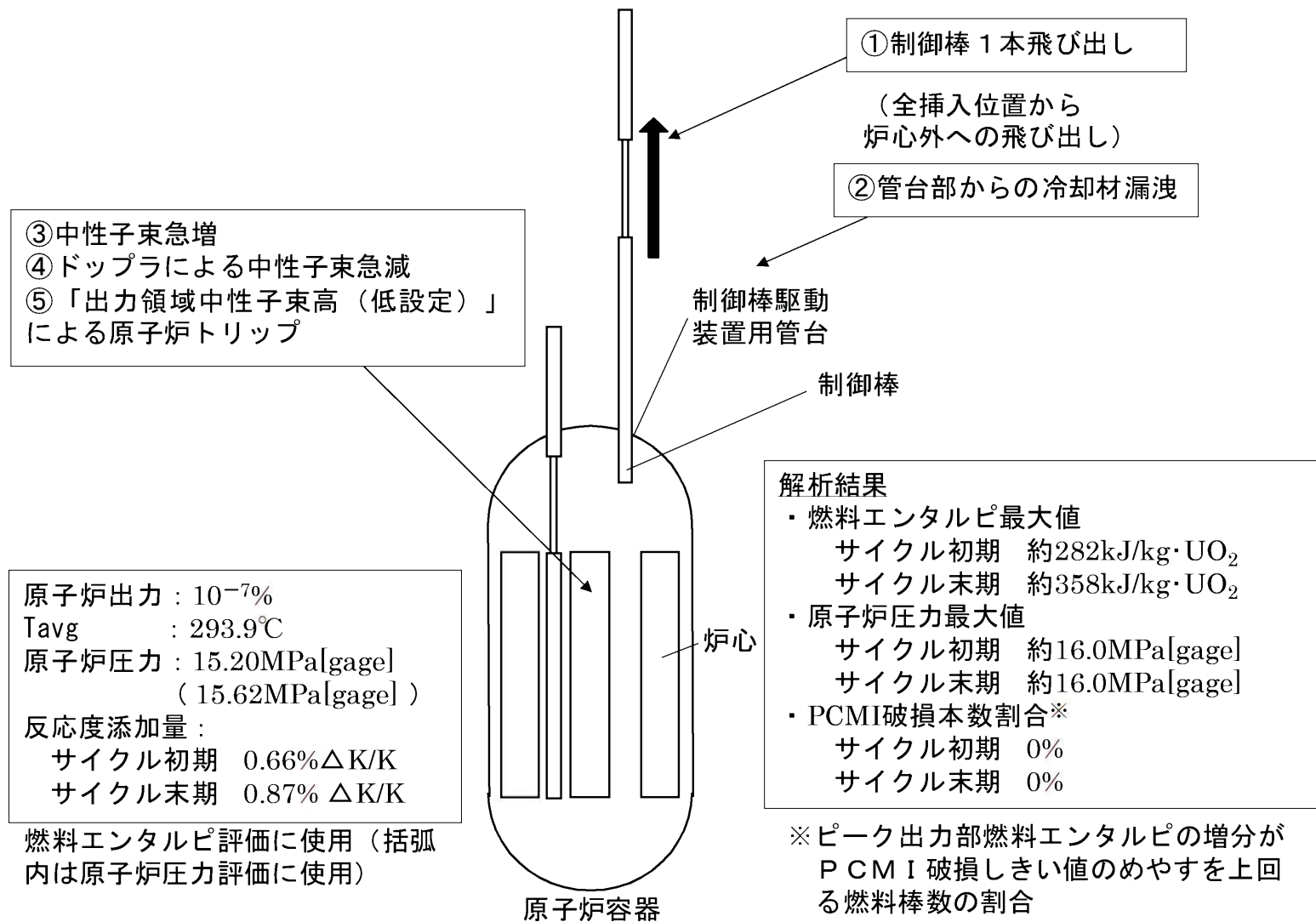
解析結果

- ・ 最小DNBR 約1.57 ≥ 1.30 (W-3 相関式)
- ・ 原子炉圧力 過度に上昇しない

3.3.1 (1/2) 制御棒飛び出し (高温全出力)

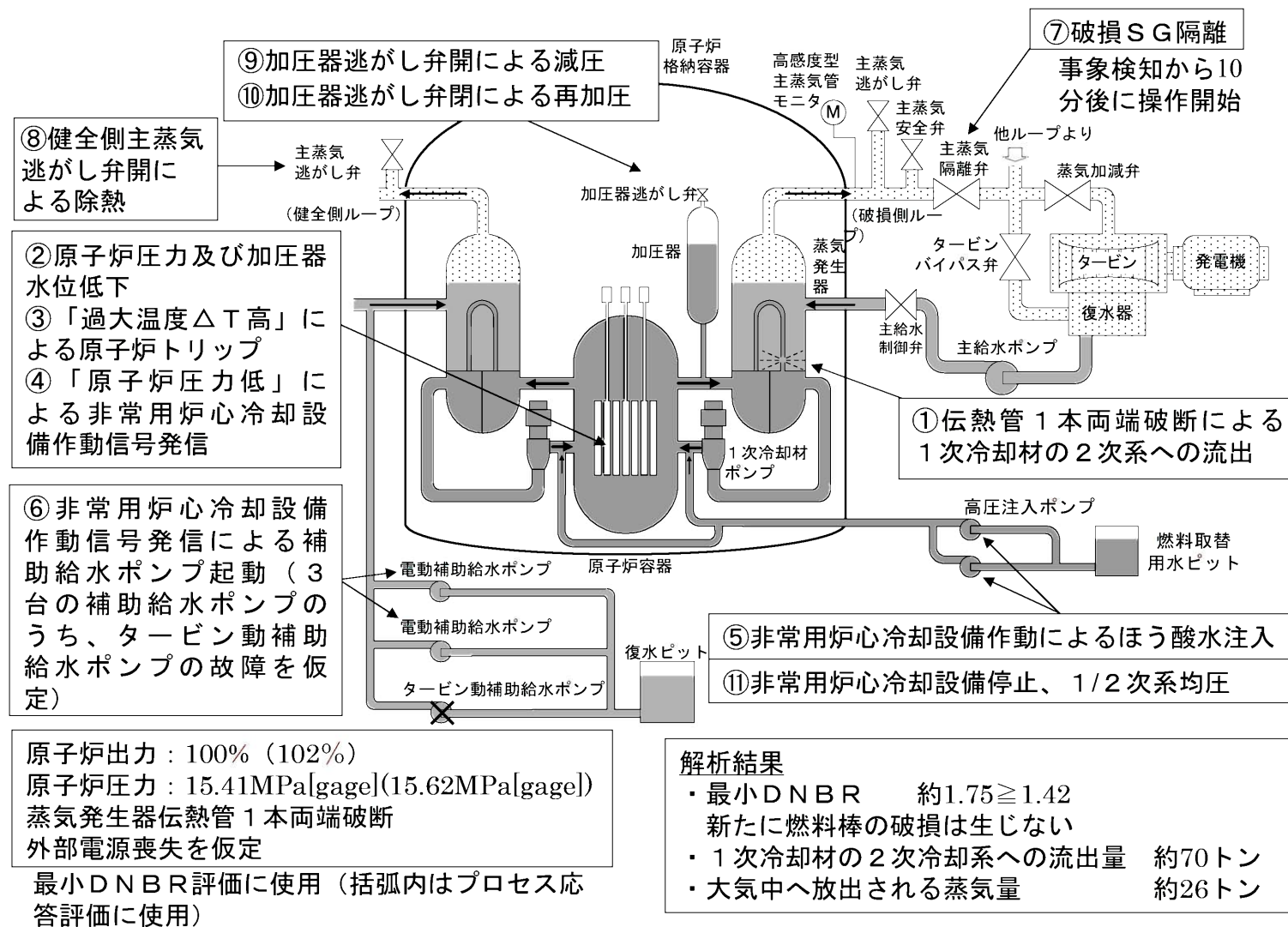


3.3.1 (2/2) 制御棒飛び出し (高温零出力)



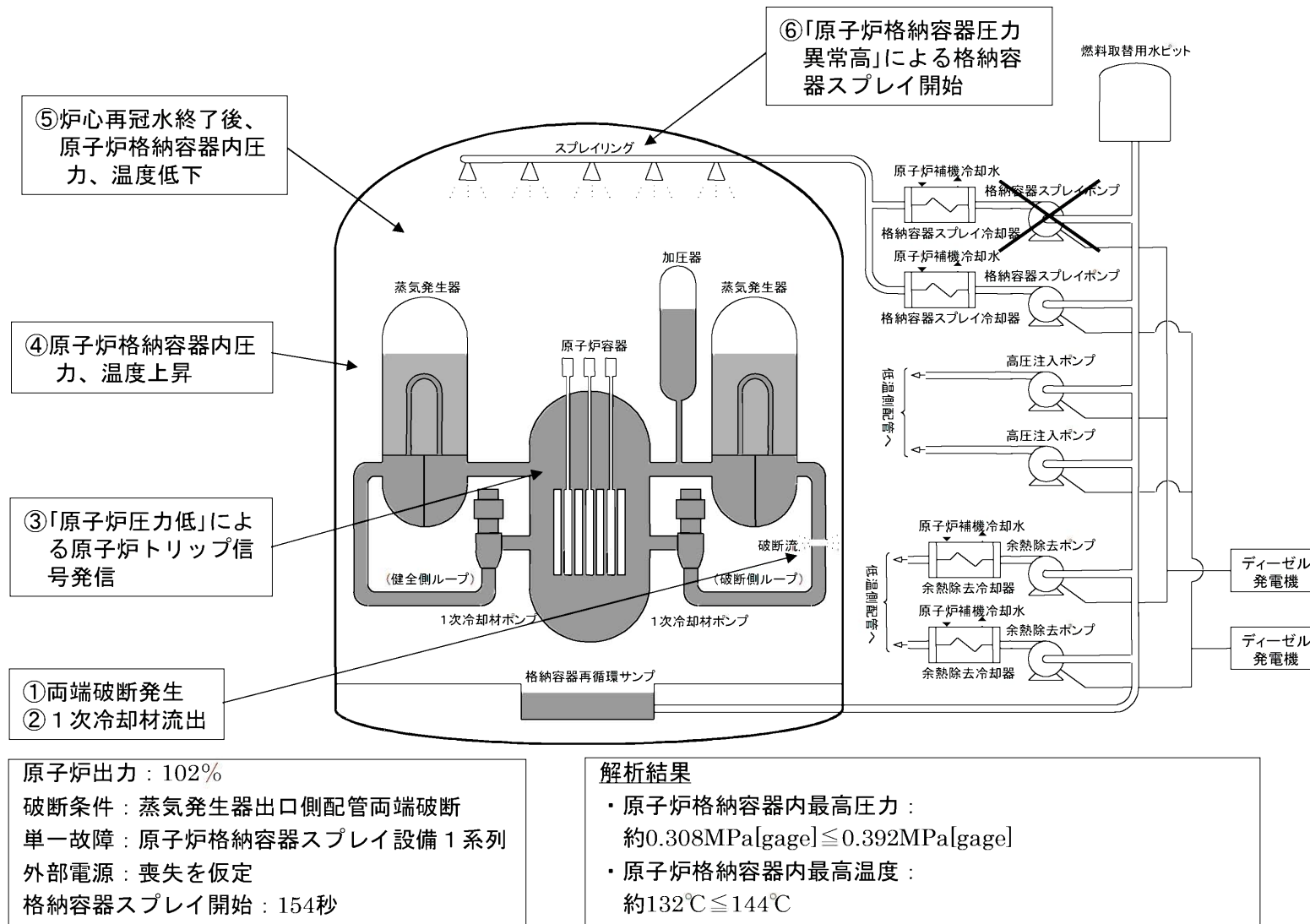
3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

13条-添付資料 2-9



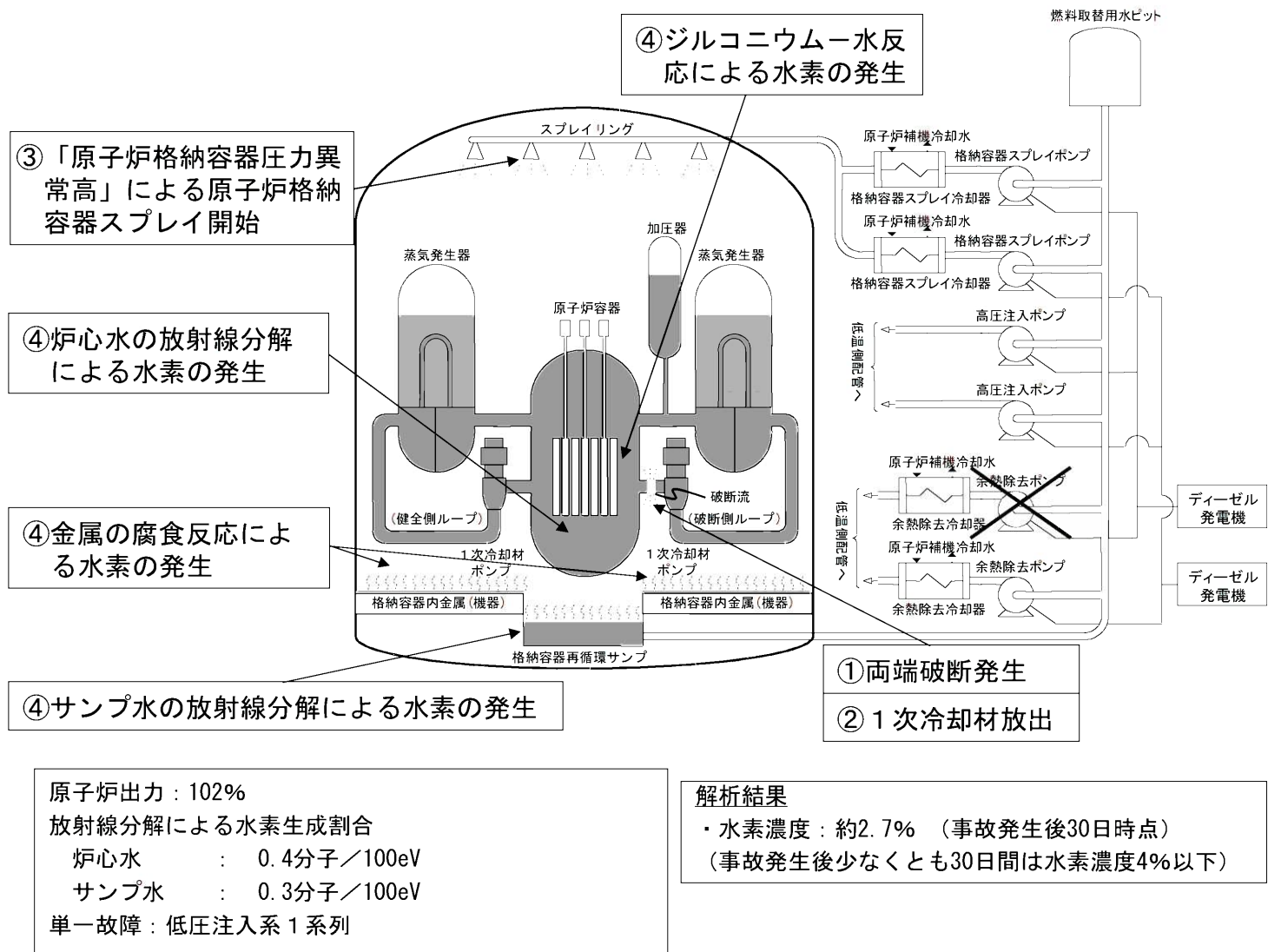
3.5.1 原子炉冷却材喪失（原子炉格納容器健全性評価）

13 条・添付資料 2-10



3.5.2 可燃性ガスの発生

13 条・添付資料 2-11



15 条
炉心等

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 適合性説明

2. 炉心等

(別添1) 高燃焼度燃料の機械設計について

(別添2) 高燃焼度燃料装荷炉心の核設計について (動特性含む)

(別添3) 高燃焼度燃料の熱水力設計について

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性説明

(1) 適合性説明

(炉心等)

第十五条 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。

5 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

6 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

1 について

濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、加圧水型の本発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用し、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数及び圧力係数を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、固有の出力抑制特性を有する設計とする。

具体的には、発電用原子炉は、高温状態以外で臨界としない設計とする。ドップラ係数は、急激な反応度増加があった場合でも十分な出力抑制効果を有するように、常に負になる設計とする。減速材温度係数は、高温出力運転状態で負になる設計とする。減速材ボイド係数及び圧力係数は、減速材温度係数と同様、減速材密度の変化に基づく反応度係数であるが、これらによる反応度が炉心に与える効果は、通常、温度の効果に比べ小さい。

これらにより、設計負荷変化及び外乱に起因する反応度変化に対しては、固有の出力抑制特性と原子炉制御設備により原子炉出力の振動が十分な減衰特性を有する設計とするとともに、急激な反応度増加に対しても、固有の出力抑制特性により十分な出力抑制効果を有する設計とする。

発電用原子炉に固有の負の反応度フィードバック特性を持たせることにより、キセノンによる原子炉出力分布の空間振動のうち水平方向振動は減衰特性を有する設計とする。軸方向振動は、炉外核計装で軸方向中性子束偏差を計測することにより確実かつ容易に検出でき、制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することによって出力振動を抑制できる設計とする。

また、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備又は原子炉保護設備が作動し、出力低下あるいは原子炉トリップを行うことにより、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

2 について

(1) 炉心は、それに関連する1次冷却系統、反応度制御系統、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えないように以下の基準を満足する設計とする。

- a. 最小DNBRは、許容限界値以上であること。
- b. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

すなわち、炉心設計においては、炉内出力分布が平坦になるような燃料取替方式を採用するほか、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

また、計測制御系統により、原子炉運転中の炉内出力分布を監視できる設計とする。

さらに、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点を超えるか又は最小DNBRが許容限界値を下回るおそれがある場合には、安全保護回路の作動により発電用原子炉を自動的に停止できる設計とする。

(2) 想定される反応度投入過渡事象（原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き）時においては「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に定める燃料材のエンタルピに関する燃料要素の許容損傷限界及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に定めるPCMI破損しきい値のめやすを超えることのない設計とする。

3 について

炉心を構成する燃料要素以外の燃料体の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する燃料体以外の構成要素は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において想定される荷重の組合せに対し、発電用原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保するために必要な構造及び強度を維持し得る設計とする。

4 について

燃料体は、1次冷却材の挙動により生じる流体振動により損傷を受けない設計とする。

炉心支持構造物、熱遮へい材並びに1次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生じる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生じる温度変動により損傷を受けない設計とする。

5及び6の一 について

燃料体は、通常運転時における燃料要素の内外圧差、燃料要素及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力及び温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、燃料材の変形並びに燃料要素内封入ガスの組成の変化等を考慮して、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持できる設計とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物の蓄積による燃料被覆材の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とする。

このため、燃料要素は所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、以下の基準を満足できる設計とする。

- (1) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。
- (2) 燃料要素内圧は、通常運転時において、燃料被覆材の外向きのクリープ変形

により燃料材と燃料被覆材のギャップが増加する圧力を超えないこと。

- (3) 燃料被覆材応力は、燃料被覆材の耐力以下であること。
- (4) 燃料被覆材に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下であること。
- (5) 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下であること。

6の二 について

燃料体は、輸送及び取扱中に燃料体に加わる荷重に対して構成部品が十分な強度を有し、燃料体としての機能を阻害することのない設計とする。

また、輸送及び取扱いに当たっては、過度な外力がかからないよう十分な配慮をするとともに、発電所へ搬入後、健全性を確認する。

2. 炉心等

- (別添 1) 高燃焼度燃料の機械設計について
- (別添 2) 高燃焼度燃料装荷炉心の核設計について (動特性含む)
- (別添 3) 高燃焼度燃料の熱水力設計について

高燃焼度燃料の機械設計について

目 次

| | |
|--------------------|------------|
| 1. 概 要 | 15条-別添1-1 |
| 2. 燃料棒の健全性 | 15条-別添1-5 |
| 2.1 設計方針 | 15条-別添1-5 |
| 2.2 設計評価 | 15条-別添1-8 |
| 3. 燃料集合体の健全性 | 15条-別添1-32 |
| 3.1 設計方針 | 15条-別添1-32 |
| 3.2 設計評価 | 15条-別添1-32 |
| 4. まとめ | 15条-別添1-37 |

1. 概 要

玄海原子力発電所4号炉で採用を計画している燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）は、高燃焼度化による燃料健全性への影響に対応するため、現行の燃料集合体最高燃焼度を48,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ1燃料」という。）に対し以下の仕様変更を行っている。

なお、燃料の基本仕様にはA型燃料（三菱原子燃料（以下「三菱」という。）製燃料）及びB型燃料（原子燃料工業（以下「原燃工」という。）製燃料）がある。

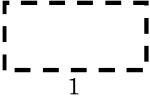

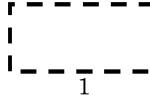

- ・炉内滞在期間の長期化に伴う被覆管の腐食及び水素吸収量増加を抑制するため、耐食性を向上させた改良被覆管（A型燃料はMDA及びZIRLO^{®*}、B型燃料はNDA）を採用する。
- ・ペレットからの核分裂生成ガス放出の増加等に伴う燃料棒内圧の増加を抑制するため、ステップ1燃料に比べ、燃料棒初期ヘリウム圧力を低下させる。

このステップ2燃料の健全性を評価するに際し設定したA型及びB型の燃料主要仕様を表1-1に示す。また改良被覆管に関する照射データを取得した際の照射条件について、照射プラント毎に表1-2に示す。

ステップ2燃料の設計方針及び設計評価について以降に示す。

* ZIRLO[®]はウエスチングハウス社により商標登録されたものであり、以下「ZIRLO」という。

表1-1 燃料の主要仕様

| 項目 | A型 | | B型 | |
|----------------------|---|---|--|---|
| | ステップ1 | ステップ2 | ステップ1 | ステップ2 |
| ペレット | | | | |
| 材料 | UO ₂ 又は(U,Gd)O ₂ | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 濃縮度 | UO ₂ 約4.1wt% | 約4.8wt% | 約4.1wt% | 約4.8wt% |
| | (U,Gd)O ₂ 約2.6wt% | 約3.2wt% | 約2.6wt% | 約3.2wt% |
| ガドリニア濃度 | 約6wt% | 約10wt% | 約6wt% | 約10wt% |
| 初期密度 | UO ₂ 理論密度の約95% | 理論密度の約97% | 理論密度の約95% | 理論密度の約97% |
| | (U,Gd)O ₂ 理論密度の約95% | 理論密度の約96% | 理論密度の約95% | 理論密度の約96% |
| ペレット直径 | 約8.19mm | 同 左 | 約8.05mm | 約8.19mm |
| ペレット長さ | 約9.5mm | 同 左 | 約9.0mm | 約9.2mm |
| ペレット最高燃焼度 | 約62,000MWd/t | 約71,000MWd/t | 約62,000MWd/t | 約71,000MWd/t |
| 被覆管 | | | | |
| 材料 | ジルカロイ-4 | MDA又はZIRLO | ジルカロイ-4 | NDA |
| 外径 | 約9.50mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 厚さ | 約0.57mm | 同 左 | 約0.64mm | 約0.57mm |
| 被覆管-ペレット間隙(直径) | 約0.17mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 燃料集合体 | | | | |
| 燃料棒配列 | 17×17 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 集合体当たり燃料棒本数 | 264 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 燃料棒全長(端栓とも) | 約3,852mm | 約3,863mm | 約3,852mm | 約3,862mm |
| 燃料棒初期ヘリウム圧力 | | | | |
| UO ₂ |  |  |  |  |
| (U,Gd)O ₂ | 1 | | 1 | |
| 燃料棒プレナム体積* | | | | |
| 燃料棒ピッチ | 約12.6mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 集合体全長 | 約4,058mm | 同 左 | 同 左 | 約4,055mm |
| 集合体断面寸法 | 約214mm×約214mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 支持格子材料 | | | | |
| 最上下部 | ニッケル・クロム・鉄合金 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 中間部 | ニッケル・クロム・鉄合金 | ジルカロイ-4 | ニッケル・クロム・鉄合金 | ジルカロイ-4 |
| 集合体当たり支持格子数 | 9 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 制御棒案内シンプル材料 | ジルカロイ-4 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 集合体当たり制御棒案内シンプル本数 | 24 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 制御棒案内シンプル | | | | |
| 外径 上部 | 約12.2mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 下部 | 約10.9mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 厚さ 上部 | 約0.41mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 下部 | 約0.41mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 炉内計装用案内シンプル材料 | ジルカロイ-4 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数 | 1 | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 炉内計装用案内シンプル | | | | |
| 外径 | 約12.2mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 厚さ | 約0.41mm | 同 左 | 同 左 | 同 左 |
| 燃焼度 | | | | |
| 燃料集合体最高 | 48,000MWd/t | 55,000MWd/t | 48,000MWd/t | 55,000MWd/t |

*ステップ1燃料の燃料棒プレナム体積を1とした場合の値。

: 商業機密に係る事項のため公開できません。

表 1-2 改良被覆管の照射データに関する照射条件 (1/2)

| 照射プラント | | 照射条件 | | | | | 燃料形式 | 改良被覆管(MDA/ZIRLO)照射データ取得項目*3 | | | | | | |
|--------|------------|-------------|------------------|----------------|----------------|-------------------|---------|-----------------------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|
| | | 冷却材入口温度(°C) | 冷却材圧力(MPa[gage]) | 冷却材リチウム濃度(ppm) | 冷却材pH | 平均線出力(炉線出力)(kW/m) | | 腐食 | 水素吸収 | 燃料棒外径 | 燃料棒伸び | 機械特性 | 疲労特性 | PCI |
| 海外試験炉 | BR2 | 約293 | 約15.5 | 約2.7 | 約6.8 ~7.2 | (約34) | 17×17 | ○ (13R) | ○ (14R) | ○ (16R) | ○ (16R) | ○ (22P) | - | - |
| 海外商業炉 | BR3 | 約255 | 約14.2 | - | - | (~約39) | 14×14 | ○ (63R) | ○ (63R) | ○ (63R) | ○ (63R) | ○ (71P) | - | - |
| | NorthAnna1 | 約289 | 約15.5 | ~約3.2 | 約6.9*1 | 約18.6 | 17×17 | ○ (55R) | - | ○ (55R) | ○ (55R) | - | - | - |
| | Vandellos2 | 約292 | 約15.4 | ~約3.5 | 約6.3 ~7.2 | 約17.9 | 17×17*2 | ○ (57R) | ○ (56R) | ○ (60R) | ○ (57R) | ○ (56P) | ○ (56P) | ○ (60P) |
| 国内商業炉 | 大飯4号機 | 約289 | 約15.4 | 約2.2*1 | 約7.2 ~7.4*1 | 約17.9 | 17×17 | ○ (57R) | ○ (57R) | ○ (57R) | ○ (57R) | | - | - |

*1 管理値。

*2 通常の長尺燃料棒及び7つのセグメント燃料から構成される燃料棒。

*3 括弧内は燃料棒平均燃焼度(R)及び局所燃焼度(P)の最高燃焼度(GWd/t)を表す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

表 1-2 改良被覆管の照射データに関する照射条件 (2/2)

| 照射プラント | | 照射条件 | | | | | 燃料 形式 | 改良被覆管(NDA)照射データ取得項目*4 | | | | | | |
|-----------|--------------------------|---------------------|--------------------------|-----------------------|----------------|---|----------|-----------------------|------------|------------|------------|------------|------------|------------|
| | | 冷却材 入口温度 (°C) | 冷却材 圧力 (MPa[gage]) | 冷却材 リウム濃度 (ppm) | 冷却材 pH | 平均線出力 (t^{-1} 線出力) (kW/m) | | 腐食 | 水素 吸収 | 燃料棒 外径 | 燃料棒 伸び | 機械 特性 | 疲労 特性 | PCI |
| 海外 試験炉 | BR2 | 約293 | 約15.5 | 約2.7 | 約6.8~ 7.2 | (約25~40) | 17×17 | ○ (19R) | ○ (14R) | ○ (19R) | ○ (19R) | ○ (23P) | — | ○ (23P) |
| | Osiris (BR2から継続照射) | 約250 | 約15.4 | 約0.6 | 約5.9~ 6.7 | (約30) | 17×17 | ○ (27R) | — | ○ (27R) | ○ (27R) | — | — | — |
| | R2*1 (McGuire1から継続照射) | 約80*2 | 約14.5 | 約1.7*1 | — | (約14~33) | 17×17 | ○ (84R) | ○ (62R) | ○ (84R) | — | ○ (63P) | — | ○ (65P) |
| | Halden | 約300 | 約16.2 | 約2.0*3 | 約7.1*3 | (約26~37) | 17×17 | ○ (55R) | ○ (54R) | ○ (55R) | ○ (55R) | — | — | ○ (55P) |
| 海外 商業炉 | McGuire1 | 約293 | 約15.4 | [] | | 約17.8 | 17×17 | ○ (42R) | ○ (42R) | ○ (42R) | ○ (42R) | ○ (43P) | ○ (45P) | ○ (46P) |
| 国内 商業炉 | 大飯4号機 | 約289 | 約15.4 | 約2.2*3 | 約7.2~ 7.4*3 | 約17.9 | 17×17 | ○ (57R) | ○ (57R) | ○ (57R) | ○ (57R) | ○ (63P) | — | — |

*1 最初の4サイクル（局所燃焼度で約2~3GWd/t照射に相当）での冷却材は純水を使用。

*2 被覆管表面温度が商業炉条件に相当するよう高出力にて照射。

*3 管理値。

*4 括弧内は燃料棒平均燃焼度(R)及び局所燃焼度(P)の最高燃焼度(GWd/t)を表す。

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

2. 燃料棒の健全性

2.1 設計方針

ステップ2燃料棒は、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を評価し、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日）」及び原子炉安全専門審査会内規「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について（昭和51年2月16日）」に記載されている考え方にに基づき、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、以下の5つの設計基準を満足するよう設計する。

(1) 燃料中心最高温度

燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満であること。

ここで、燃料中心最高温度の解析上の制限値を設定するに際し、以下の点を考慮する。

- ・ 未照射二酸化ウランの溶融点は、ステップ1燃料と同じ2,800℃とし、未照射ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は図2.1-1に示す三菱データのガドリニア濃度10wt%時における非溶融点の上限であり、且つ原燃工が設定した固相線を下回る保守的な値として2,700℃とする。
- ・ 燃料の製造公差及び計算モデルの不確定性に基づく燃料中心最高温度の不確定性は、ステップ1燃料では製造実績に基づく不確定性幅にて評価し200℃と設定していたが、ステップ2燃料では導入当初の製造実績が十分ではないことから、表2.1-1に示すとおり、保守的に製造公差を不確定性幅として評価し220℃と設定する。
- ・ 燃焼に伴う溶融点の低下は図2.1-2に示す二酸化ウランの溶融点と燃焼度との関係を考慮して、ステップ1燃料と同様、保守的に10,000MWd/t当たり32℃と設定する。

以上より、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析における制限値は、未照射燃料では2,580℃、燃焼に伴う低下を10,000 MWd/t当たり32℃と設定する。また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析における制限値は、未照射燃料では2,480℃、燃焼に伴う低下を10,000 MWd/t当たり32℃と設定する。

(2) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと。

ここで、燃料棒内圧基準値は、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について（昭和63年5月12日）」に記載された方法により設定する。具体的には、図2.1-3に示すように、評価対象の燃料棒仕様に対し実際の炉心運用で考えられる燃料棒出力履歴のうち燃料棒内圧が厳しくなる複数の燃料棒出力履歴を用いて、燃料棒設計コードによるペレットと被覆管ギャップ変化の解析結果からギャップが増加する時点を求め、この時の燃料棒内圧を最大内圧値（限界内圧）とする。この各出力履歴に対する限界内圧の下限を包絡する内圧値を設定し、更に解析における不確定性を考慮して、燃料棒内圧基準値を設定する。

A型燃料の場合、ステップ2燃料にて採用する改良被覆管（MDA及びZIRLO）の内向きのクリープ変形は、ステップ1燃料のジルカロイ-4製被覆管に比べ減少することから、ステップ2燃料の限界内圧はステップ1燃料のそれに比べ高くなる。これより、ステップ2燃料においても、保守的にステップ1燃料と同じ燃料棒内圧基準値19.7MPaを適用する。

B型燃料の場合、ステップ2燃料にて採用する改良被覆管（NDA）の内向きのクリープ変形は、ステップ1燃料のジルカロ

イ-4製被覆管と同等であるが、ペレット体積変化の照射データ拡充に伴い燃料棒設計コードのペレットスエリング率をこれまでより小さくなるよう見直したことから、ペレット外径増加速度が低下するため、ステップ2燃料の限界内圧はステップ1燃料に比べ低くなる。これより、前述の方法により限界内圧を評価した結果、ステップ2燃料の燃料棒内圧基準値は、ステップ1燃料の19.0MPaから18.6MPaに変更する。

(3) 被覆管応力

被覆管にかかる応力は、被覆材の耐力以下であること。

ここで、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の耐力は、図2.1-4に示すように、ジルカロイ-4製被覆管の耐力と同等であり、炉内での使用温度及び高速中性子照射の効果を考慮すると、約310N/mm²～約590N/mm²となる。被覆管応力基準値は、未照射、照射のいずれの場合でも、被覆管耐力の最確値にその不確定性を考慮して保守的に定めた温度依存の被覆管耐力を使用する。

(4) 被覆管引張歪

被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に際して1%を超えないこと。

ここで、図2.1-5に示すように、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の延性は、ジルカロイ-4製被覆管の延性と同等であり、従来と同様、各過渡変化に対して円周方向引張歪の変化量が1%を超えないことを設計基準として使用する。

(5) 被覆管累積疲労

被覆管の累積疲労サイクル数は、設計疲労寿命を超えないこと。

ここで、図2.1-6に示すように、改良被覆管（MDA、NDA及びZIRLO）の疲労強度は、ジルカロイ-4製被覆管の疲労強度と

同等であり、設計疲労曲線としては、従来と同様、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

2.2 設計評価

ステップ2燃料棒の健全性評価は、改良被覆管の特性等を反映した燃料棒設計コード（A型燃料は高燃焼度用FINEコード*1、B型燃料は高燃焼度用FPACコード*2）を用いて、以下の燃焼度範囲まで行っている。

| | |
|------------|-------------|
| 燃料集合体最高燃焼度 | 55,000MWd/t |
| 燃料棒最高燃焼度 | 61,000MWd/t |
| ペレット最高燃焼度 | 71,000MWd/t |

燃料棒設計コードは、燃料棒の定常状態での挙動を解析するものであり、国内外の試験炉及びPWR商業炉で取得された改良被覆管等を含む高燃焼度までの照射データに基づき実証性が確認されている。

ステップ2燃料棒の健全性評価のうち、燃料中心最高温度は、ステップ2燃料棒が寿命中に経験する最大線出力密度を包絡するよう核設計を通じて設定された線出力密度条件にて評価する。また、その他の評価項目は、ステップ2燃料を装荷したサイクル以降の平衡炉心（以下「ステップ2燃料装荷平衡炉心」という。）における通常運転時の各燃料棒の出力履歴のうち評価値が厳しくなる出力履歴並びに運転時の異常な過渡変化時のうち線出力密度が大きくなる代表事象において生じる最大線出力密度及び線出力密度変化幅を用いて評価する。

ステップ2燃料装荷平衡炉心におけるステップ2燃料棒の健全性評価結果を以下に示すが、これより機械設計の観点から原子炉内

*1 参考文献

- ・「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」、MAPI-1019改1、三菱原子力工業、昭和63年
- ・「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料（信頼性向上燃料）の機械設計」、MNF-1010改0、三菱原子燃料株式会社、令和4年

*2 参考文献

- ・「燃料棒性能解析コード（FPAC）」、NFK-8011改11、原子燃料工業、平成21年

における使用期間中の健全性が確保できる。

(1) 燃料中心最高温度

二酸化ウラン燃料の定格出力時の最大線出力密度（ $43.1\text{kW}/\text{m}$ ）並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度（ $59.1\text{kW}/\text{m}$ ）に対する燃料中心最高温度の評価結果を表2.2-1に示す。また、ガドリニア濃度約10wt%のガドリニア入り二酸化ウラン燃料について、定格出力時の最大線出力密度（ $33.4\text{kW}/\text{m}$ ）並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度（ $44.3\text{kW}/\text{m}$ ）に対する燃料中心最高温度の評価結果を同表に示す。これらの評価結果は、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる時の値である。

同表に示すとおり、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度は約 $2,220^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分に下回っている。また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度についても約 $2,040^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分に下回っている。

(2) 燃料棒内圧

代表的な燃料棒に対する燃料棒内圧及び燃料棒平均線出力の燃焼度変化について図2.2-1に示す。燃料棒内圧は、燃焼に伴うFPガスの蓄積等により徐々に上昇し寿命末期で最も高くなる。

通常運転時における燃料棒内圧評価結果を表2.2-2に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(3) 被覆管応力

発生応力が厳しくなる運転時の異常な過渡変化時における被覆管応力評価結果を表2.2-3に示す。被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力、水力振

動による応力に、地震による応力を考慮しても、同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(4) 被覆管引張歪

代表的な燃料棒に対する燃料径の燃焼度変化について図2.2-2に示す。寿命初期は燃料棒内圧が1次冷却材定格運転圧力より低いため、被覆管は、内外圧差による圧縮荷重を受けクリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、ペレットのスエリングによる膨張速度と、接触圧及び内外圧差による被覆管のクリープ変形速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。

運転時の異常な過渡変化時における被覆管引張歪の変化量の評価結果を表2.2-4に示す。運転時の異常な過渡変化時には、線出力密度の増加に応じて被覆管引張歪が増加するが、同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(5) 被覆管累積疲労

被覆管累積疲労評価では、表2.2-5に示す燃料寿命中の起動停止や負荷変化により被覆管にかかる応力サイクル数と、それぞれの応力振幅に対応して設計疲労曲線から求まる設計許容繰返し数との比の疲労損傷係数に、地震による疲労損傷係数を足し合わせても累積疲労損傷係数が1.0を超えないことを確認している。

寿命末期における被覆管の累積疲労損傷係数の評価結果を表2.2-6に示す。同表に示すとおり、二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料とも設計比は1より小さく、設計基準を満足している。

(6) その他の評価事項

ステップ2燃料棒の健全性評価に際し、上述の評価事項の他に高燃焼度化に伴う影響を確認した事項について以下に示す。

a. 被覆管の腐食及び水素吸収

炉内滞在中に生じる腐食による被覆管肉厚の最大減肉量を評価した結果、A型で約8.2%、B型で約8.3%となり、いずれも被覆管応力への影響が小さい10%以下の減肉量である。

また、被覆管の最大水素吸収量を評価した結果、A型で約570ppm、B型で約700ppmとなり、図2.2-3に示す水素吸収させた未照射被覆管の高温引張試験結果及び図2.2-4に示す照射被覆管の高温引張試験より得られた破断伸びと水素吸収量の関係から、延性が確保されていることが確認できる約800ppmより小さい。

b. PCI破損

燃料のPCI（ペレット－被覆管相互作用）破損は、最大線出力密度及び線出力密度変化幅について同時にPCI破損しきい値を超えた場合に起こることが、種々の実験結果や実炉での経験から知られている。

改良被覆管の耐PCI性は、図2.2-5に示すとおり、高燃焼度領域までジルカロイ-4製被覆管と同等以上であり、現行のPCI破損しきい値に対し十分余裕があることが確認でき、これをPCI破損評価に適用する。

サイクル初期及びサイクル末期において想定した原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈事象及び出力運転中の制御棒の異常な引き抜き事象の出力変化を図2.2-6にPCI破損しきい値とともに示す。これより、運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度及び線出力密度変化幅は、同時にPCI破損しきい値を超えることはなく、PCI破損は生じない。

表 2.1-1 燃料中心最高温度の不確定性

[単位：℃]

| 項 目 | A 型 | B 型 |
|------|-----|-----|
| | | |
| 不確定性 | 220 | 220 |

(注) 不確定性評価手順

- ・①についてデータのばらつきに起因する計算コード予測の不確定性を評価
- ・②～⑧について個々の不確定性幅に応じた燃料中心最高温度の増加分を評価
- ・平均二乗誤差法により⑨を評価

$$\textcircled{9} = (\textcircled{1}^2 + \textcircled{2}^2 \sim \textcircled{7}^2)^{1/2} + \textcircled{8}$$

[]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。