

高速増殖炉（FBR）の安全性

平成9年6月20日

日本原子力研究所
斎藤 伸三

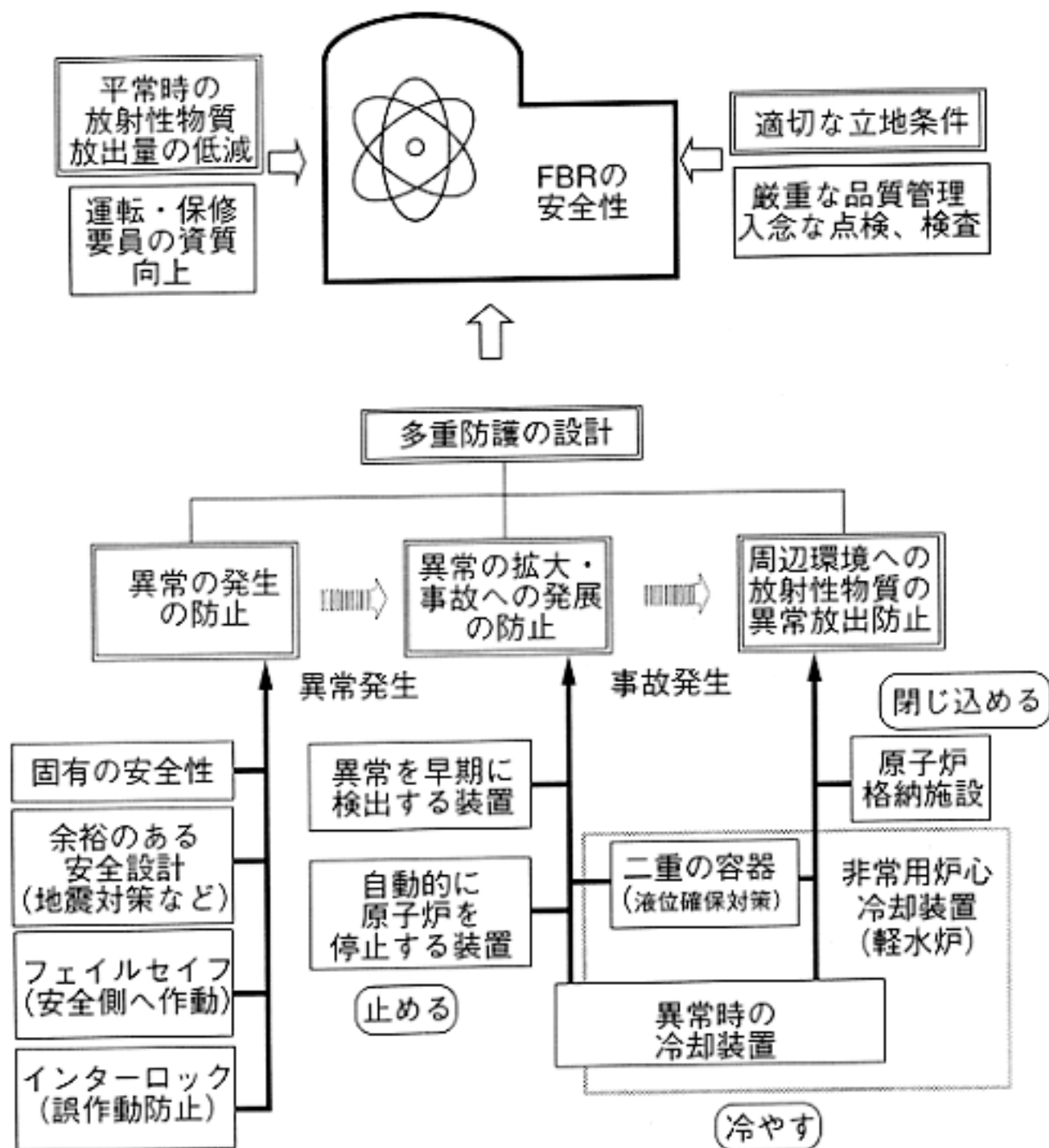
高速増殖炉（FBR）の安全性

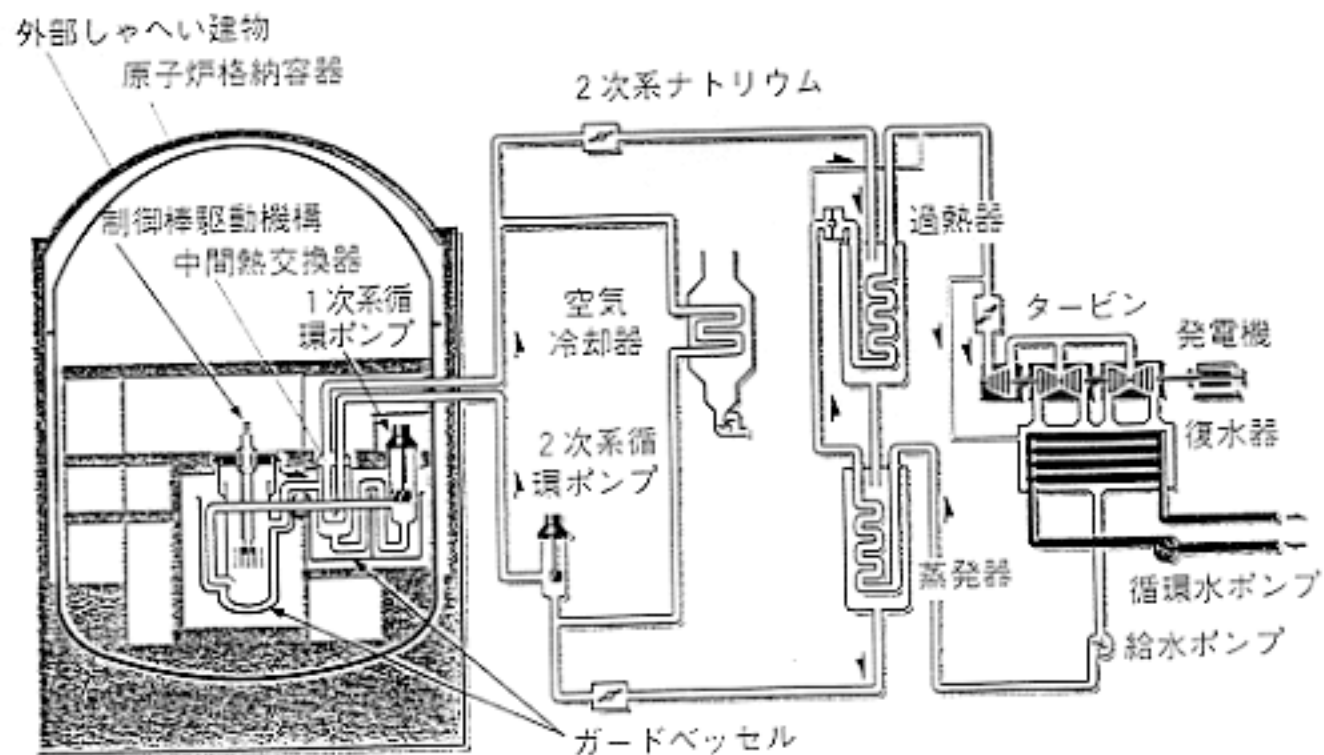
平成 9 年 6 月 2 0 日
日本原子力研究所
斎藤 伸三

高速増殖炉（FBR）の安全性

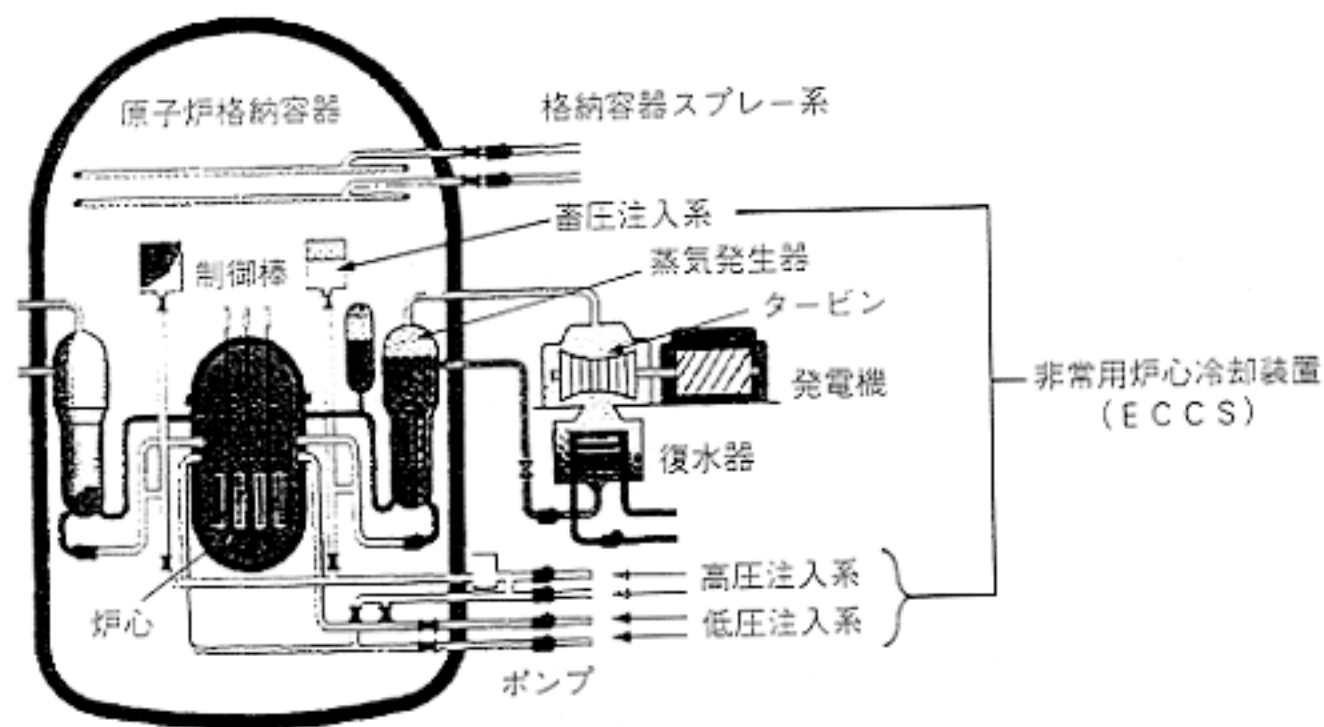
- 1 .FBRの安全確保の考え方
- 2 .安全性の観点から見たFBRの特徴
- 3 .FBRの安全上の特徴に対する対応
- 4 .FBRの安全評価について
- 5 .事故評価の例
- 6 .まとめ

1.FBRの安全確保の考え方





高速増殖炉（もんじゅ）



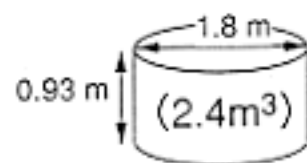
加圧型軽水炉（PWR）

2.安全性の観点から見た高速炉の特徴

	軽水炉	高速炉
中性子エネルギー	熱中性子	高速中性子
減速材	あり	なし
出力密度	小 (50~100kW/ℓ)	大 (~300kW/ℓ)
即発中性子寿命	長い (~4×10 ⁻⁵ 秒)	短い (~4×10 ⁻⁷ 秒)
炉心損傷を想定した場合の最小臨界燃料量	> 炉心装荷量	炉心装荷量の数分の一
燃料	UO ₂	PuO ₂ -UO ₂
遅発中性子割合	大 (0.5~0.7%)	小 (0.3~0.4%)
ドップラー係数 (負の絶対値) (Δk/k)/°C	大 (1~5×10 ⁻⁵)	小 (~4×10 ⁻⁶)
冷却材	軽水	液体ナトリウム 化学的に活性
	単相又は二相	単相 (98~881°C)
圧力	大	小 (薄肉、高温構造設計)
冷却材漏えい 事故時の流出率	大	小
ボイド効果	負	炉心中心部で正 となり得る プルトニウムの毒性

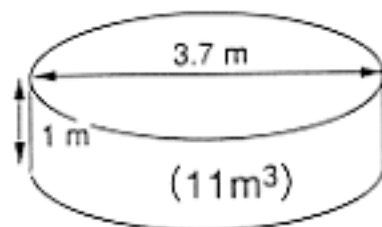
FBRと軽水炉（PWR）の炉心の大きさ

「もんじゅ」



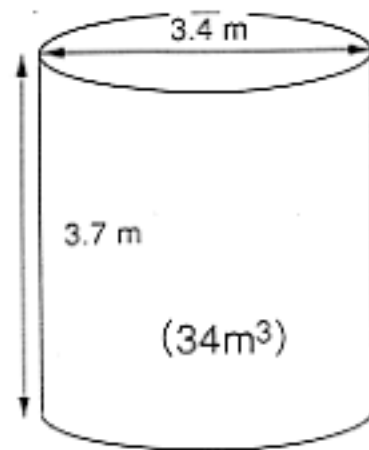
熱出力：71.4万kW
電気出力：28万kW

スーパーフェニックス



熱出力：300万kW
電気出力：124万kW

敦賀2号（PWR）



熱出力：342.3万kW
電気出力：116万kW

3. FBRの安全上の特徴に対する対応

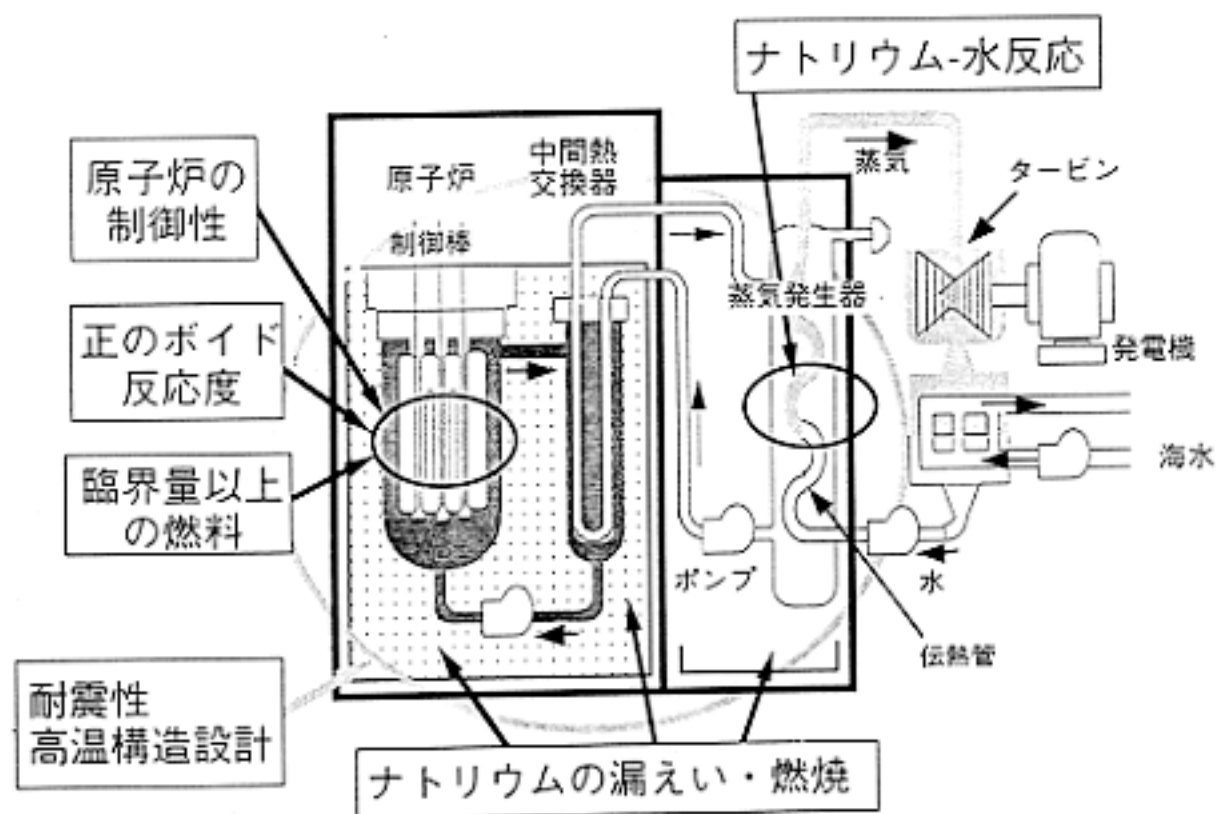
3.1 FBRの安全上の特長

ナトリウム冷却	・ 自然循環で崩壊熱を除去する設計が可能
低圧	・ 万一の配管破損時の冷却材流出が緩やかであり、外部から冷却材を注入する軽水炉の非常用炉心冷却系のような系統は不要 ・ 反応度事故を考慮する必要がない

3.2 FBRの安全上の特徴に対する考慮

- 原子炉の制御性（即発臨界未満に制御）
- ナトリウムの漏えい、燃焼
- 蒸気発生器でのナトリウムと水との反応
- 正のボイド反応度
- 耐震性
- 高温構造設計
- 臨界量以上の燃料量、プルトニウムの毒性→安全評価

安全上の特徴に対する考慮



原子炉の制御性

即発中性子寿命が短かく、遅発中性子の割合も少ない

制御が難しいのではないか？

- 原子炉は軽水炉も含めて遅発中性子で制御されている
→軽水炉とFBRで制御性に本質的な差はない
- 即発臨界にならないよう設計で配慮

軽水炉と高速炉の中性子寿命

	軽水炉	高速炉
即発中性子寿命	4×10^{-5} 秒	4×10^{-7} 秒
遅発中性子割合	0.005 ~ 0.007	0.003 ~ 0.004
遅発中性子寿命	~10 秒	~10 秒

ナトリウムの漏えい・燃烧

○空気との接触防止

- ・ナトリウムの液面はカバーガスで不活性化

○ナトリウム漏えいの防止

- ・適切な材料選定、厳格な品質保証下での設計・製作

○漏えいの検知

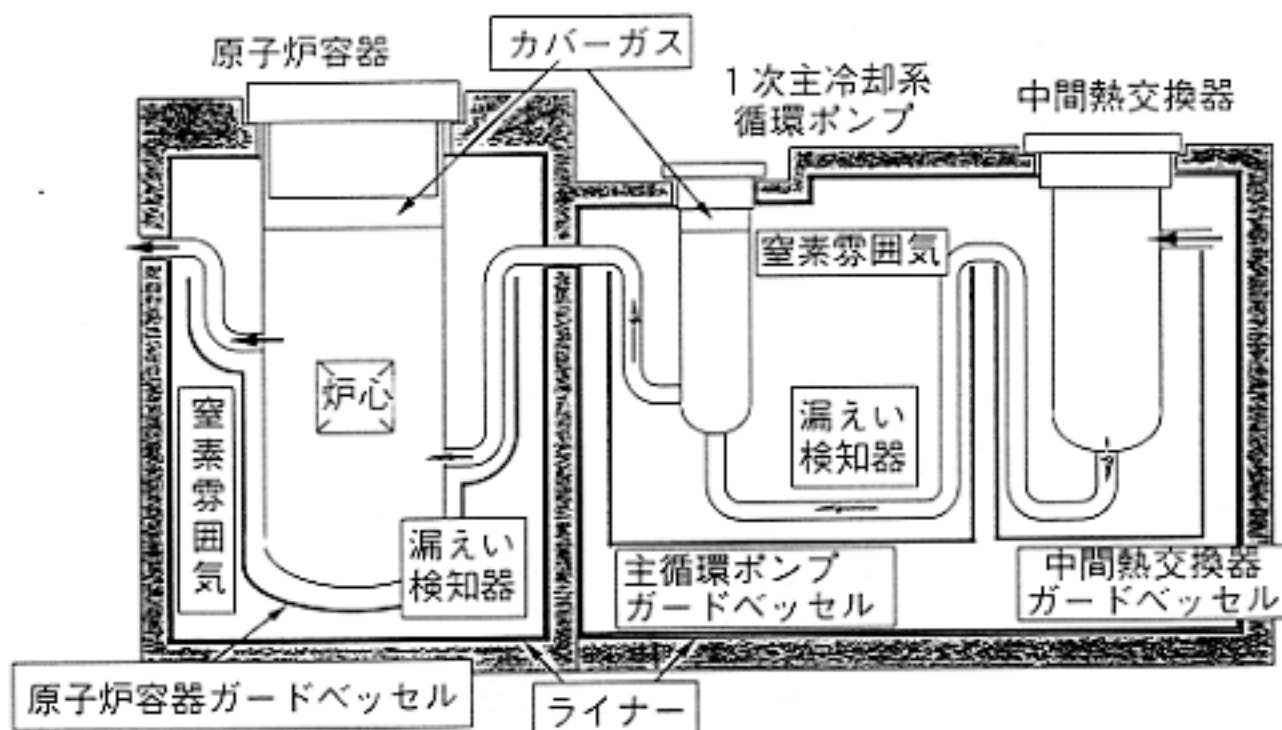
- ・検出原理の異なる複数の漏えい検知器の設置

○燃烧の抑制

- 1 次系：不活性ガス（窒素）雰囲気として燃烧を抑制
二重容器、配管の高所引き回しにより炉心冷却に必要な液位を確保
- 2 次系：燃烧抑制槽へ移送し燃烧影響を緩和
系統分離により炉心の冷却性を確保

1 次系のナトリウム漏えい対策設備

炉心の冷却性確保：配管の高所引き回しとガードベッセル
燃烧の防止：窒素ガス雰囲気



ナトリウム-水反応

○ナトリウムと水の接触防止

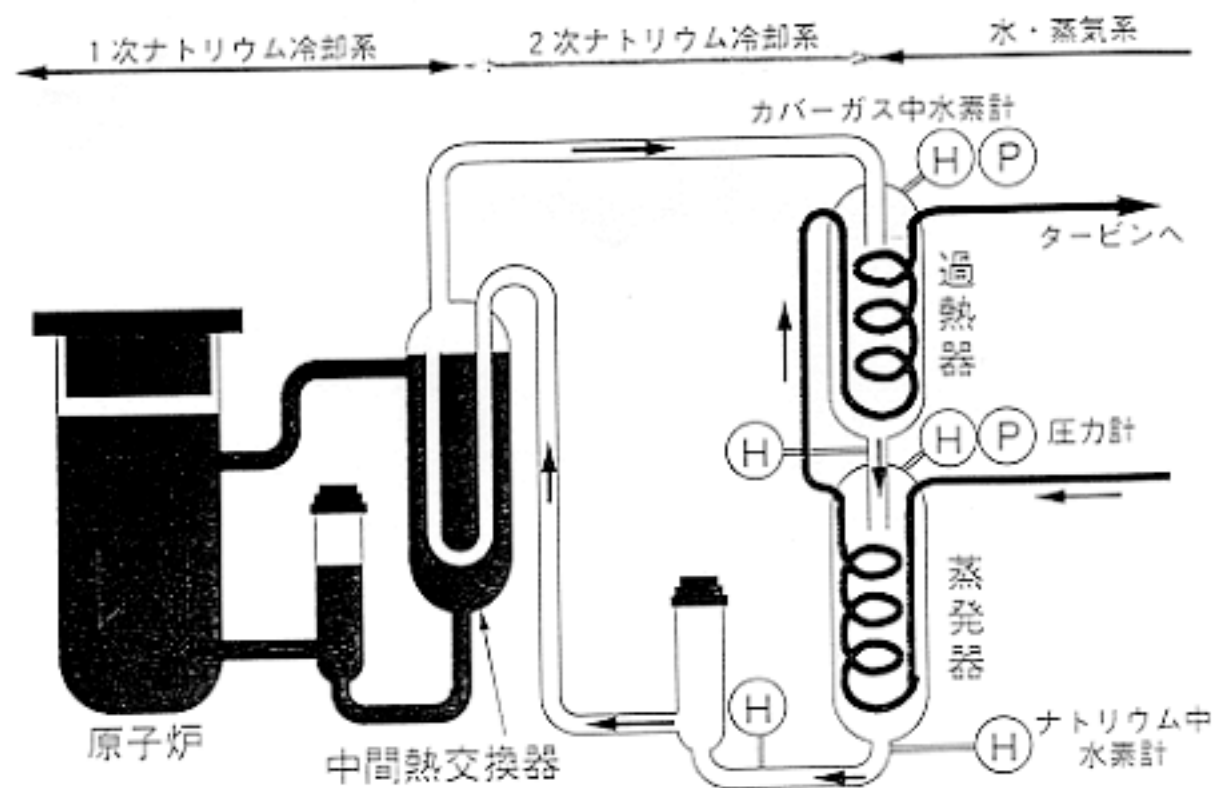
- ・適切な材質、厳格な品質管理の下での設計・製作

○蒸気発生器での水リークの検知

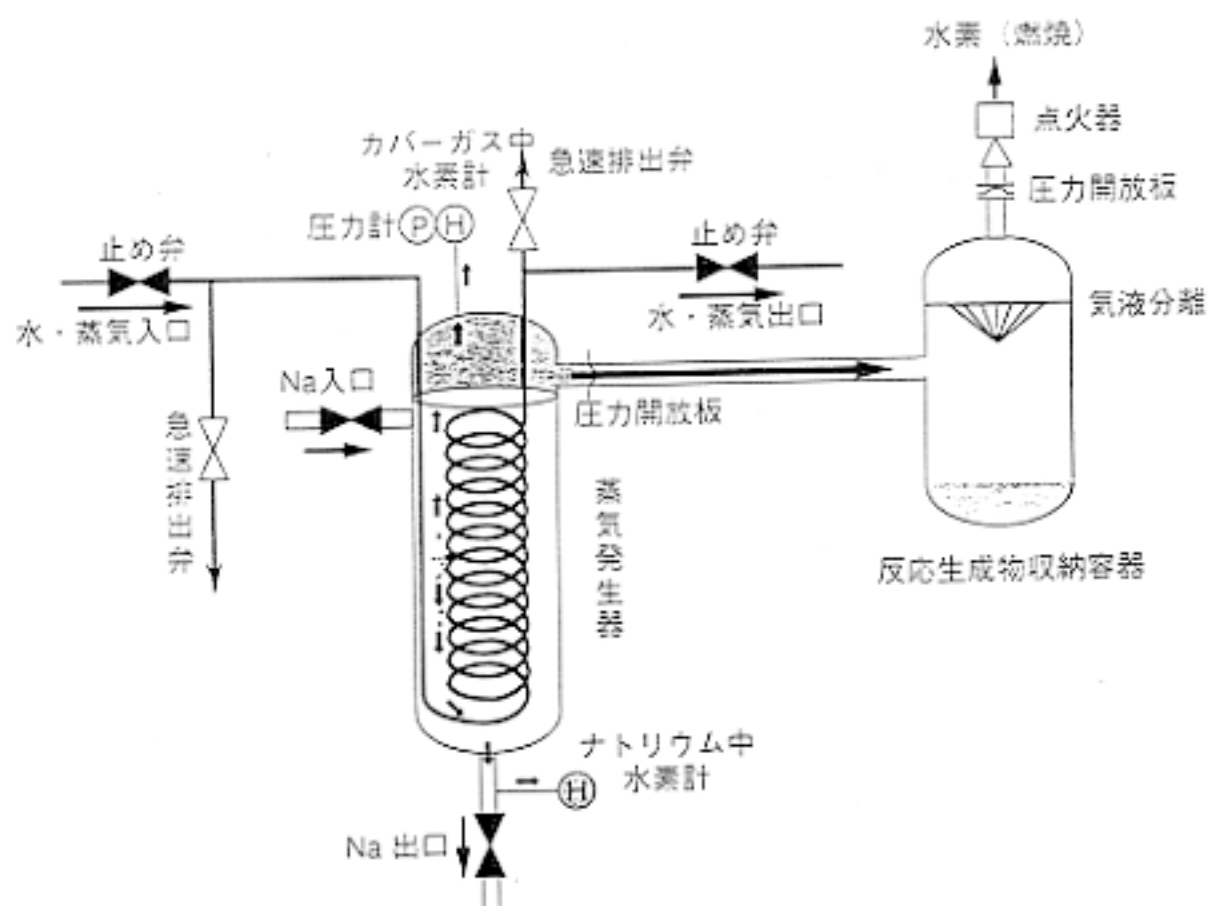
- ・リークに対しては水素計、圧力計で検知し原子炉を停止

○ナトリウム-水反応の影響の抑制

- ・ナトリウム-水反応で大きな圧力が発生した場合には圧力開放板を介して圧力を開放
- ・蒸気発生器の隔離と水・蒸気を急速排出することにより、反応を抑制
- ・中間冷却系を設けることにより、炉心への影響を排除



水漏えい検出系の設置場所



蒸気発生器の水漏えい検出系と急速排出系

正のボイド反応度

○冷却材の沸騰防止

- ・ 異常状態においても冷却材が沸騰しないような設計

○炉心部への気泡流入の防止

- ・ カバーガス空間からのガス巻き込みの防止
- ・ 気泡の滞留を防止するガス抜き構造

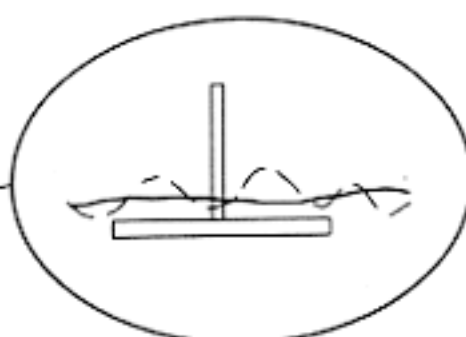
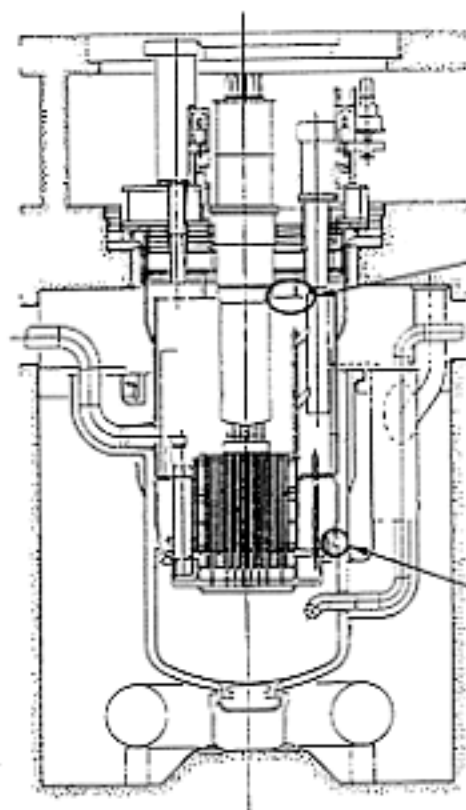
○全ての運転範囲で負の反応度出力係数

10MWtの出力上昇があった場合の反応度変化

$$\begin{aligned} \text{全反応度変化} &= (0.017) + (0.015) + (0.038) \\ (\times 10^{-3} \% \Delta k/k) & \text{冷却材温度反応度} \quad \text{ラッパ管温度} \quad \text{被覆材温度} \\ & + (-0.33) + (-3.7) + (-5.5) \\ & \text{支持板温度} \quad \text{燃料温度} \quad \text{ドブラー反応度} \\ & = - (9.4) \end{aligned}$$

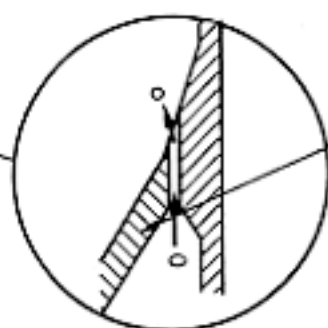
炉心部への気泡流入防止構造

ディッププレート



液面の波立ちによる
カバーガスの巻き込み
防止

ガス抜き孔



炉内構造物取付台

F B R の耐震設計(1)

○軽水炉と同等の耐震設計

F B R の耐震設計は、軽水炉の「発電用原子炉施設に関する耐震設計指針」、「発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令」等に準拠し、地震力の算定、荷重の組み合わせ、許容限界の考え方等は基本的に軽水炉と同じである。

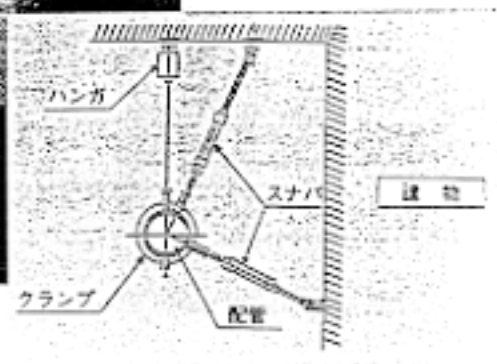
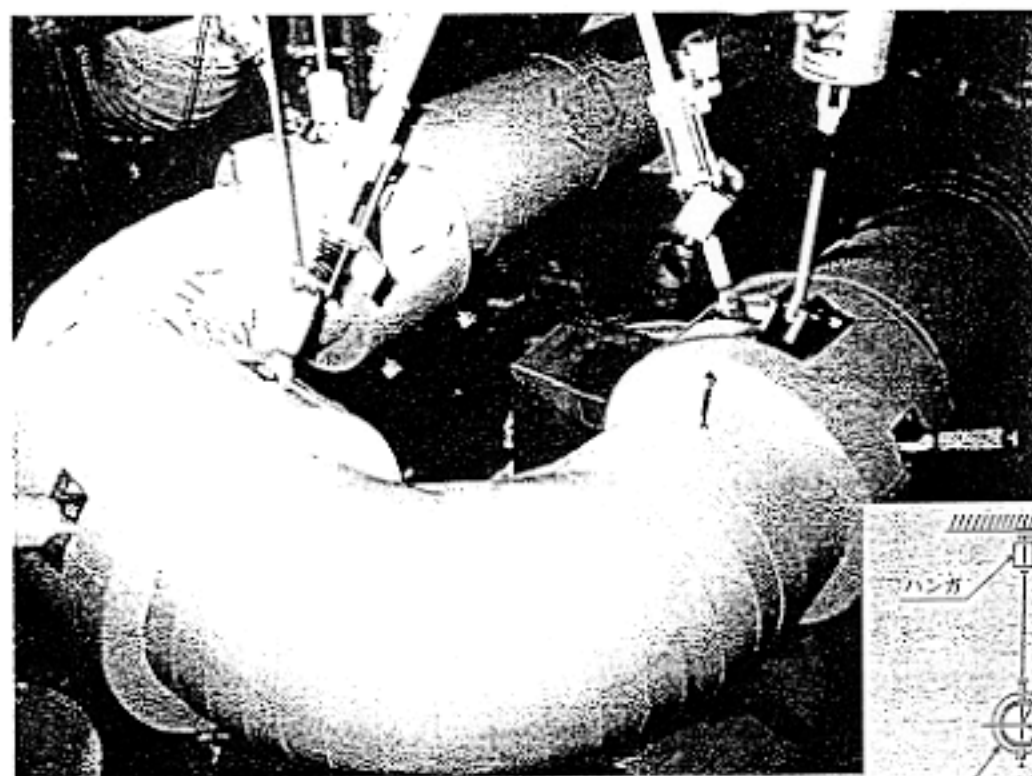
F B R の耐震設計(2)

○設計の具体的方策

- ・原子炉容器 : 下部振れ止め構造の採用
- ・1次主冷却系配管 : 原子炉容器～中間熱交換器 6カ所 13方向
中間熱交換器～ポンプ 9カ所 15方向
ポンプ～原子炉容器 7カ所 14方向
の耐震支持構造物により支持

軽水炉(PWR)の1次主冷却系配管は、建家に支持された原子炉容器、蒸気発生器、1次主冷却材ポンプに支持されることにより十分な耐震性を有するめ、途中に支持構造物を設けていない。

配管支持構造物



4.FBRの安全評価について (1)

高速増殖炉の安全性の評価の考え方

(1) 代表事象の選定と評価

○運転時の異常な過渡変化*

- ・ 反応度又は出力分布の異常な変化
- ・ 熱発生又は熱除去の異常な変化
- ・ ナトリウムの化学変化

* 運転時の異常な過渡変化：原子炉施設の寿命期間中に予想される異常事象

○事故**

- ・ 反応度増大
- ・ 炉心冷却能力の低下
- ・ 燃料取扱事故
- ・ 廃棄物処理設備の事故
- ・ ナトリウムの化学反応
- ・ 原子炉カバーガス系の事故

** 事故：「運転時の異常な過渡変化」を超え、発生頻度がまれな想定事象

4.FBRの安全評価について (2)

高速増殖炉の安全性の評価の考え方

(2) 解析にあたって考慮すべき事項

- | | |
|---------|--|
| ○核的因子 | ・ 炉心中心領域での正のボイド係数 |
| ○熱流力的因子 | ・ 反応度印加に伴う過出力
・ 局所事故による除熱低下 |
| ○機械的因子 | ・ 大きな熱応力
・ 大きな高速中性子照射量
・ クリープ特性
・ 配管破損の形態と大きさ |
| ○化学的因子 | ・ ナトリウム-水反応
・ ナトリウム火災
・ ナトリウムによるよう素のトラッピング |

4.FBRの安全評価について (3)

高速増殖炉の安全性の評価の考え方

(3) 「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象

- ・ 運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

(4) 立地条件の適否の評価

- ・ 重大事故^{*} 及び仮想事故^{**} の評価

* 重大事故：事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定した立地評価事故

** 仮想事故：重大事故より多くの放射性物質の放出量を仮想した立地評価事故

5.事故評価の例

1.事故解析

- 1 次冷却材漏えい事故

- 一 炉心の冷却能力

- 一 漏えいナトリウムによる熱的影響

2.「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象の解析

- 1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象
(仮想的炉心崩壊事故)

3.仮想事故解析

1 次冷却材漏えい事故

(1) 炉心の冷却能力

- ・ 冷却材の流出速度が最大となる原子炉容器入口ノズル付近での漏えいを想定
- ・ 原子炉容器ナトリウム液位低の信号で原子炉は自動停止

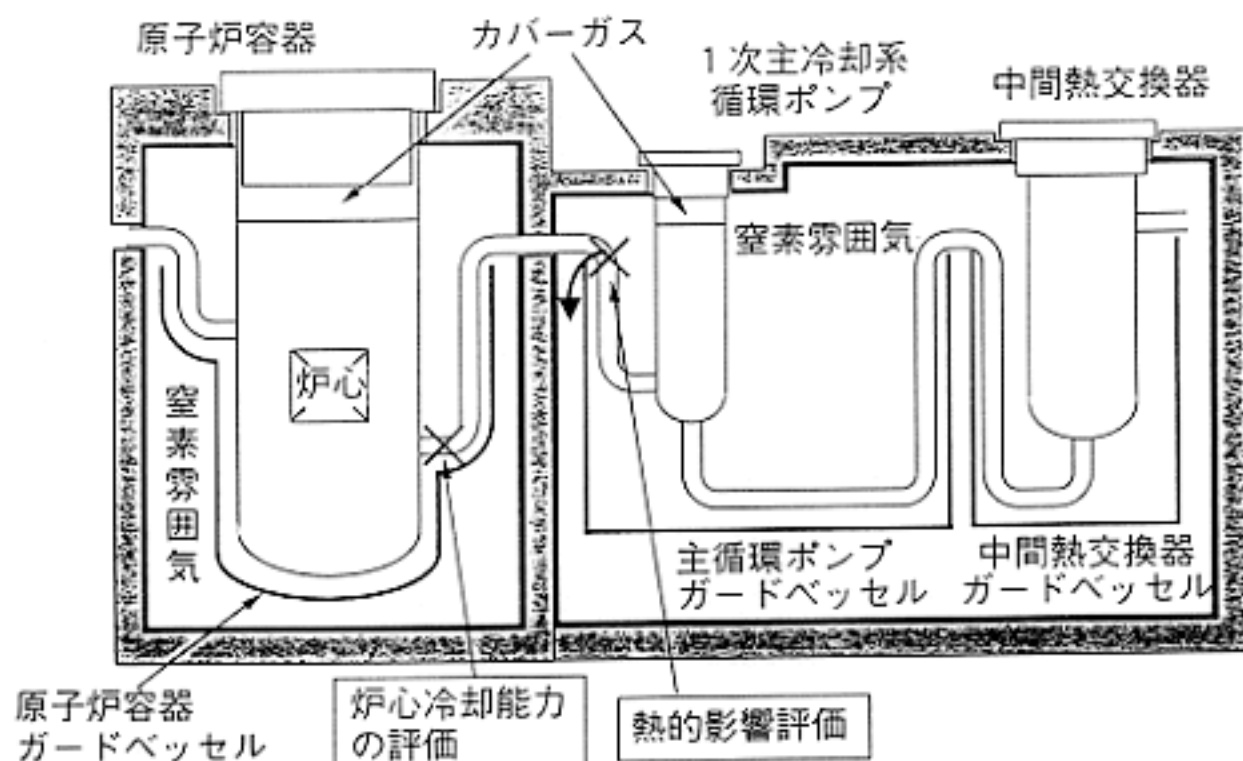
評価結果

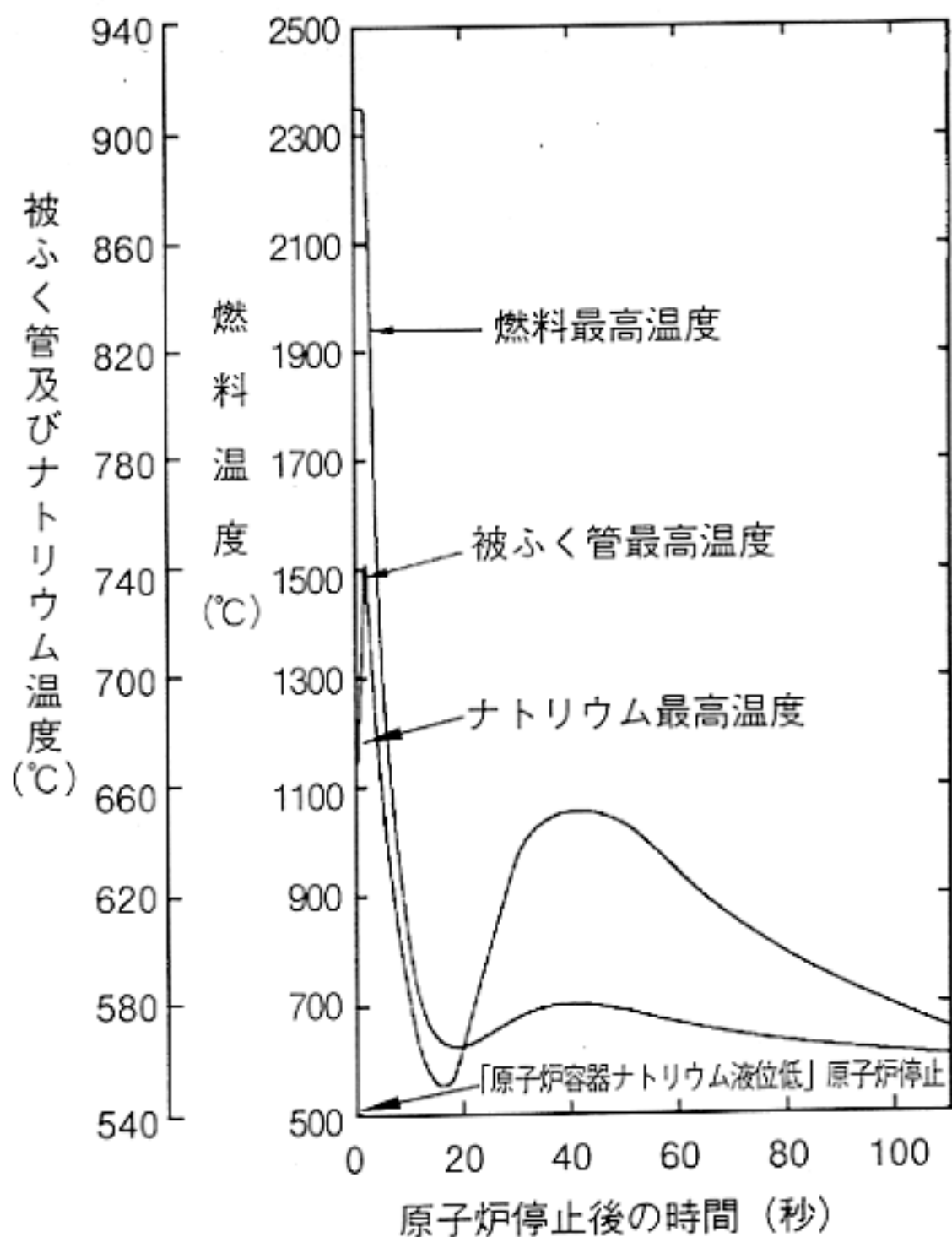
炉心部ナトリウム最高温度：約 730°C < 沸点

被覆管肉厚中心最高温度：約 740°C < 830°C （異常な過渡変化時の制限）

炉心の損傷を招くことなく事故終息

1 次冷却材漏えい事故で想定する漏えい箇所





1 次冷却材漏えい事故
炉心部温度変化

(2) 漏えいナトリウムによる熱的影響

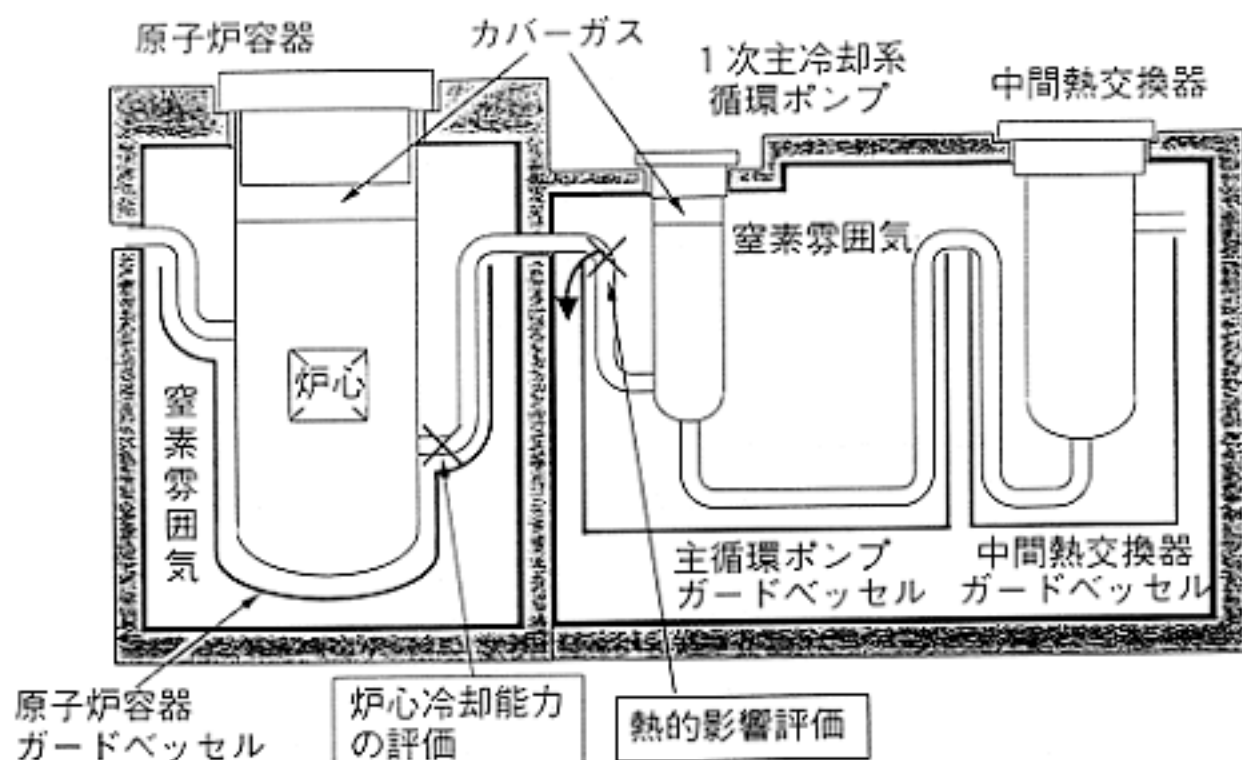
- ・ 1次主冷却系ポンプ出口（低温側）配管からの漏えいを想定
- ・ 窒素雰囲気は、管理目標2%に余裕を見て3%の酸素の存在を仮定

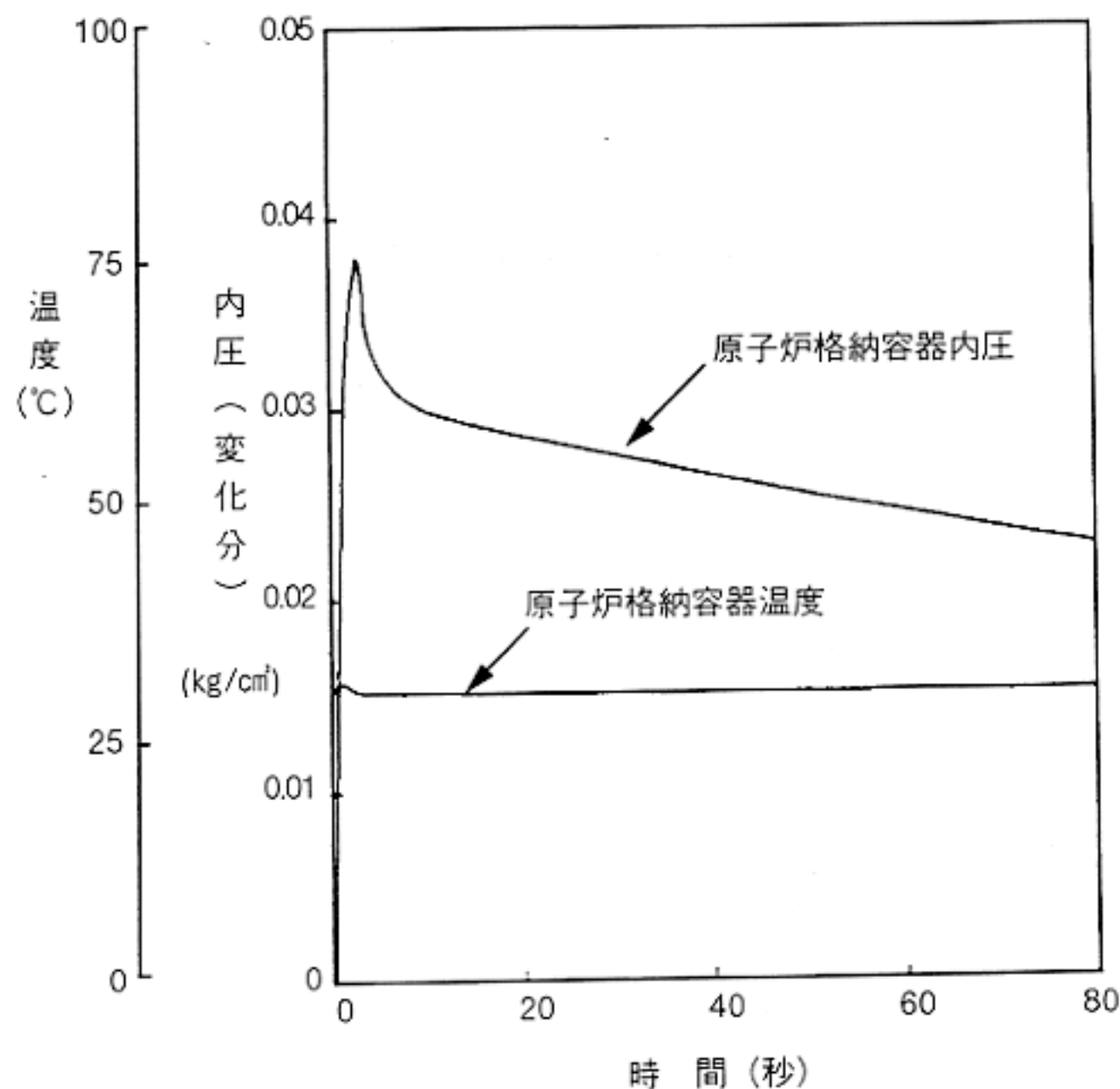
評価結果

格納容器内圧上昇：約 $0.038\text{kg/cm}^2 \ll$ 最高使用圧力 $0.5\text{kg/cm}^2\text{G}$

漏えいナトリウムの熱的影響は問題にならない

1次冷却材漏えい事故で想定する漏えい箇所





1 次冷却材漏えい事故（低温側配管破損）
原子炉格納容器内圧及び温度変化

「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象の評価

(1) 局所的燃料破損事象

- (a) 燃料要素の局所的過熱事象
- (b) 集合体内流路閉塞事象

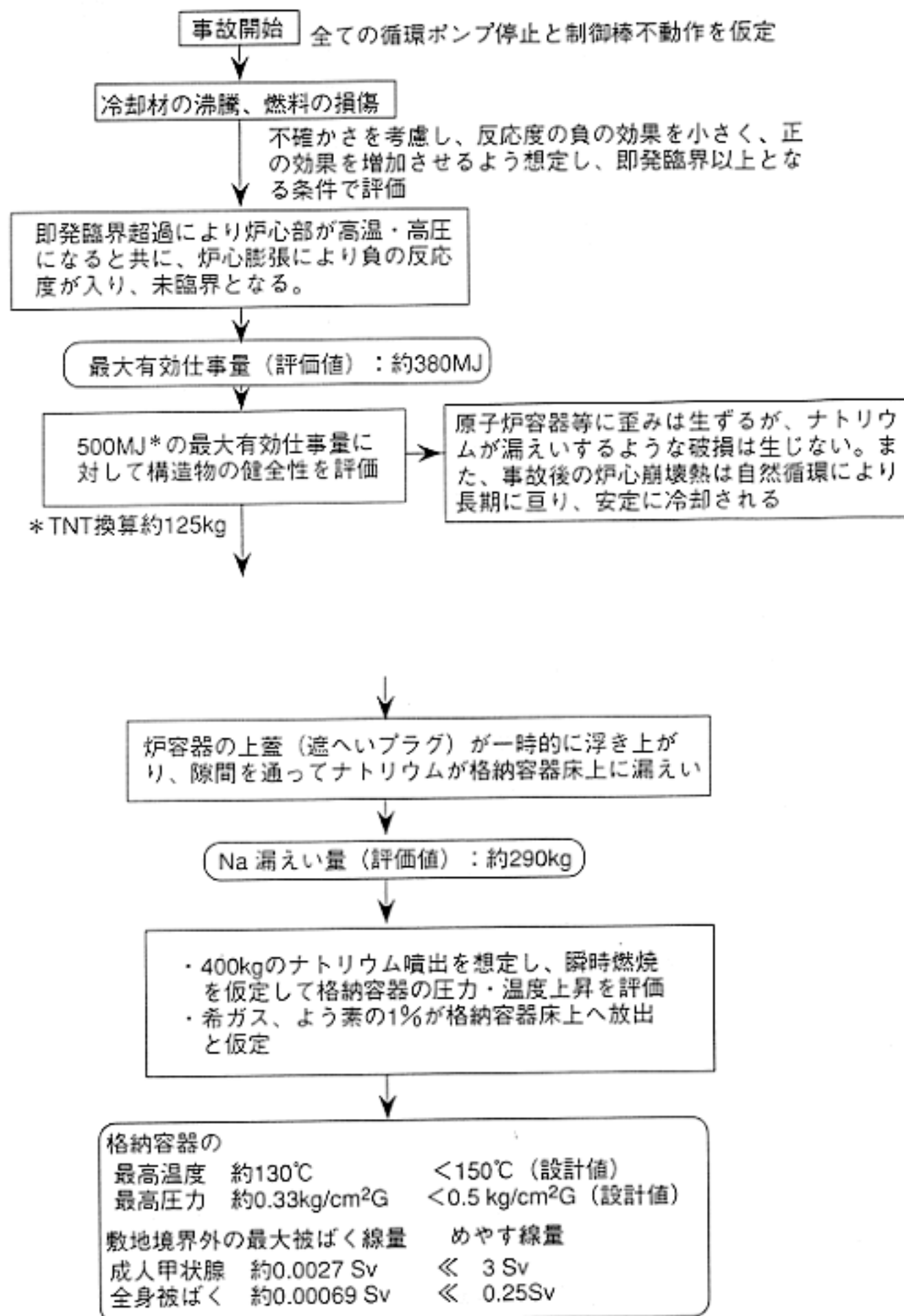
(2) 1次主冷却系配管大口径破損事象

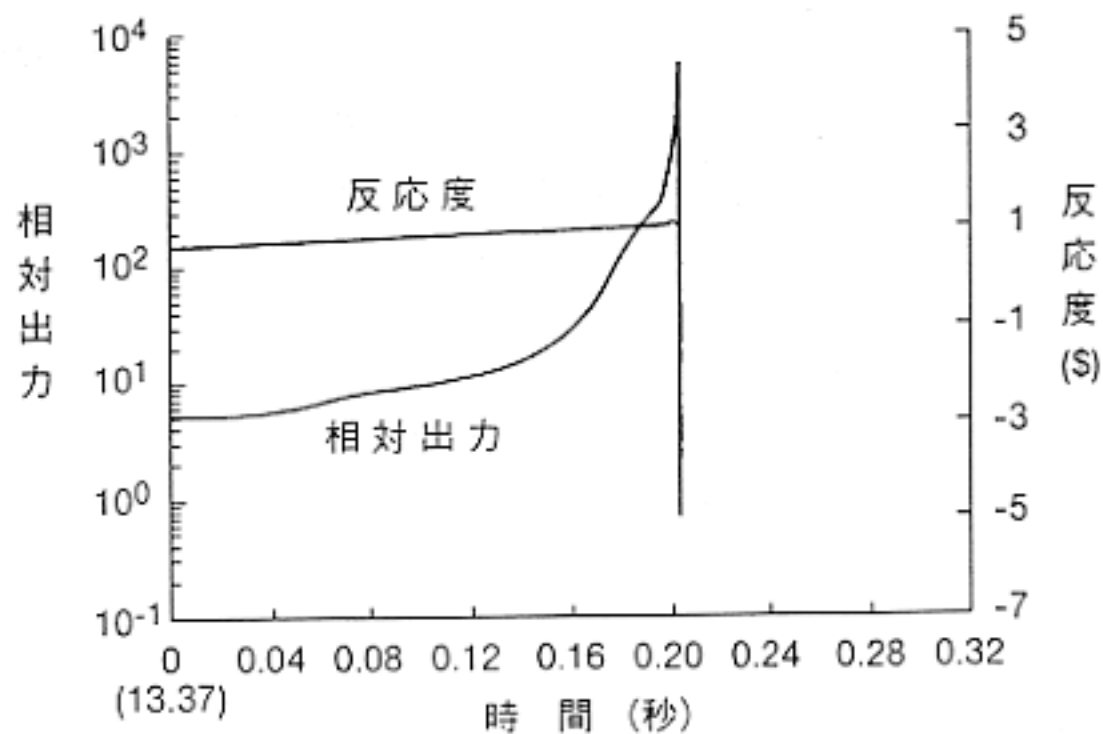
(3) 反応度抑制機能喪失事象

- (a) 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象
- (b) 制御棒異常引き抜き時反応度抑制機能喪失事象



1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象 (ULOF) (仮想的炉心崩壊事故)





ULOFにおける炉出力と全反応度変化

仮想事故時の被ばく線量評価

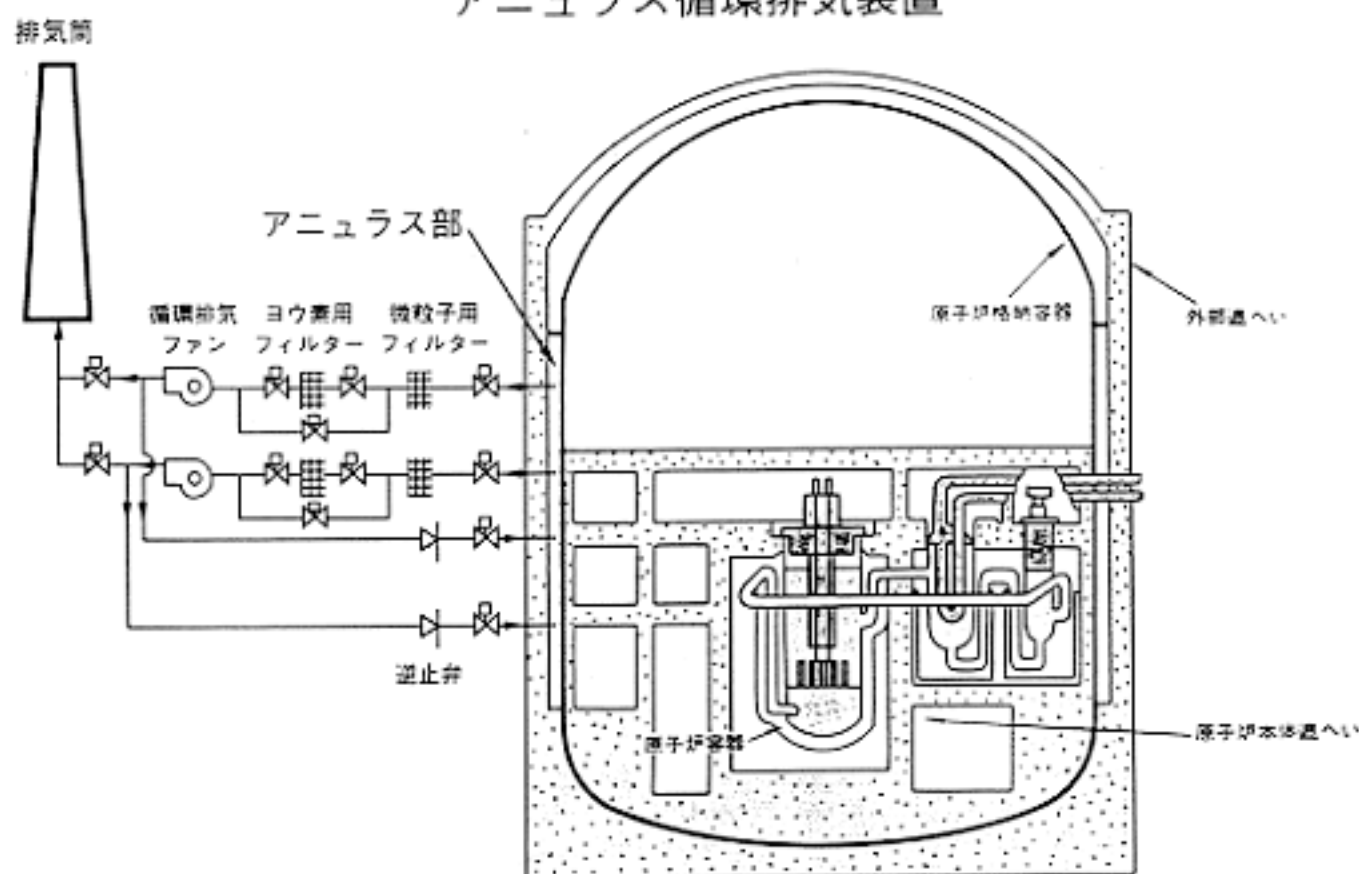
原子炉格納容器床上雰囲気中へ放出されると想定する
放射性物質の量

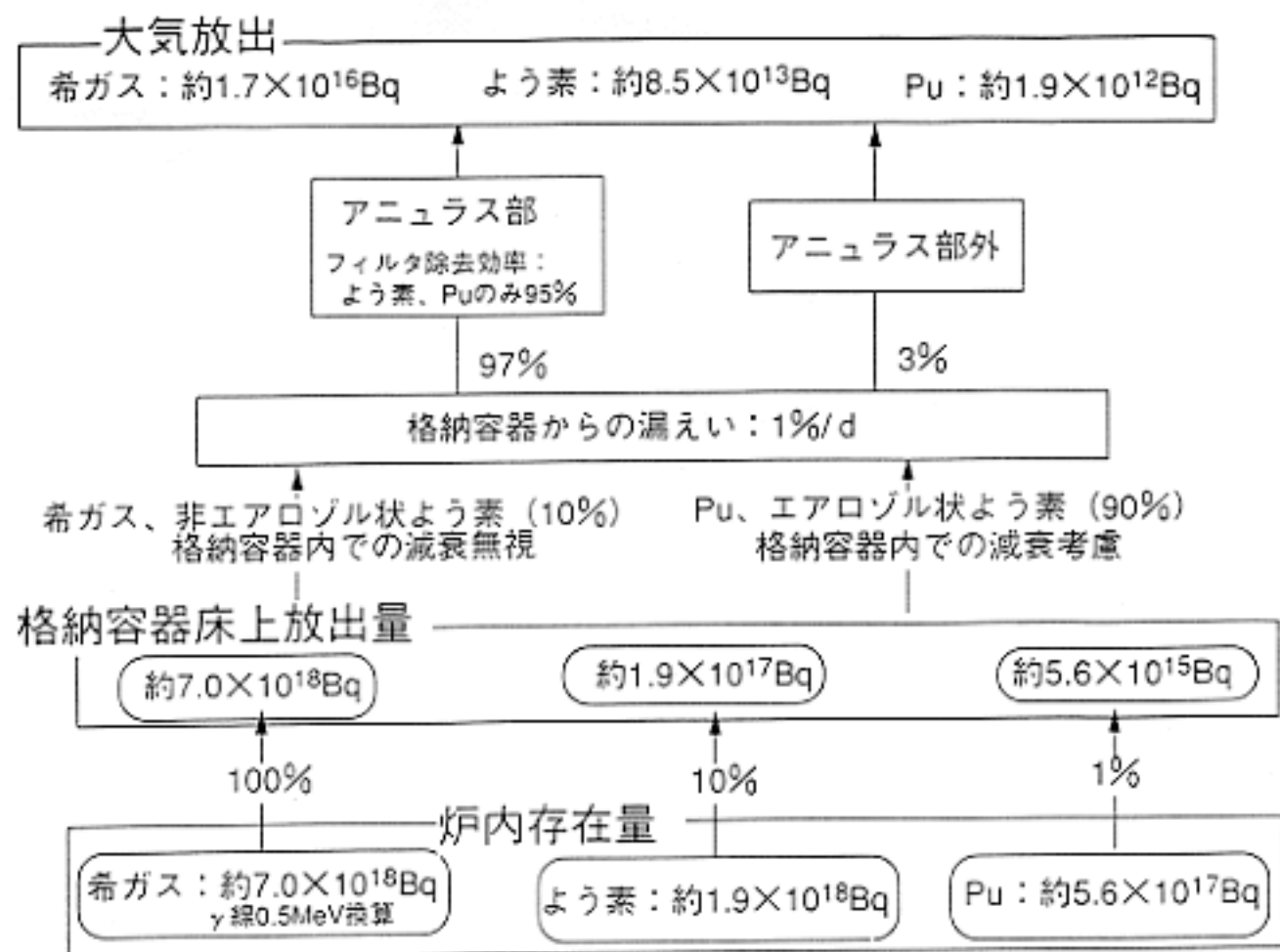
希ガス 100%

ヨウ素 10%

プルトニウム 1%

アニュラス循環排気装置





評価結果

○敷地境界外における最大被ばく線量

甲状腺被ばく線量	：約 0.045 Sv	≪ 3 Sv
γ 線全身被ばく	：約 0.014 Sv	≪ 0.25 Sv
プルトニウムによる被ばく線量		
肺 臓	：約 0.038 Sv	≪ 3 Sv
骨表面	：約 0.198 Sv	≪ 2.4 Sv
肝 臓	：約 0.042 Sv	≪ 5 Sv

6.まとめ

○FBRは

- ーナトリウムを冷却材として使用する
 - ープルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を使用する
 - ー高速中性子による反応を主体とする
- などの、軽水炉にはない特徴がある。

○安全性確保の考え方は、基本的には軽水炉と同じであり、特徴に対応した設計を行うことにより、軽水炉と同等の安全性が確保されている。