

3.5 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化

3.5.1 原子炉冷却材喪失

3.5.1.1 事故の原因，防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に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。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については，「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2 事故経過の解析

(1) 解析方法⁽¹⁷⁾

事故の経過は，「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—」の場合とほぼ同じであるが，事故時の原子炉格納容器内圧，温度に着目した解析を行う。

したがって，計算コードの構成は，ブローダウン解析コードSATAN-VI，リフィル／再冠水解析コードWREFLOOD及び原子炉格納容器内圧解析コードCOCOからなる。

(2) 解析条件

解析に当たっては，実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために，次のような解析条件を用いる。

- a. 配管の破断は、内圧上昇の観点から最も厳しい蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。
- b. 原子炉出力は定格出力の 102% とする。
- c. 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³

(1 基当たり)

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギー放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

- d. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

- e. ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸

水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

f. 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が多いほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

g. 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、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⁽⁴⁾を使用する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約17秒にブローダウンエネルギーによって形成される第1ピーク圧力約0.206MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、事故後約24秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、

「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生約 7 秒後に達することにより、約 151 秒で原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約 182 秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少することにより、第 2 ピーク圧力約 0.214MPa[gage]、温度 120℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していく。

3.5.1.3 結 論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約 0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力 0.283MPa[gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定した場合を下回る約 0.213MPa[gage]であり、問題となることはない。

3.5.2 可燃性ガスの発生

3.5.2.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

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 %
-----	-----

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2 事故経過の解析

(1) 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以下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。

(2) 解析条件

- a. 原子炉は事故直前まで定格出力の 102% で運転していたものとする。

- b. 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。
- c. 事故時のジルコニウム－水反応割合は「3.2.1.2(1)c. 解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- d. 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン 50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- e. 水素ガスの生成割合（G 値）⁽¹⁸⁾ は、水の放射線分解では炉心水に対し 0.4 分子/100eV、サンプル水に対し 0.3 分子/100eV、ヒドラジンの放射線分解では 0.4 分子/100eV とする。
- f. 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(3) 解析結果

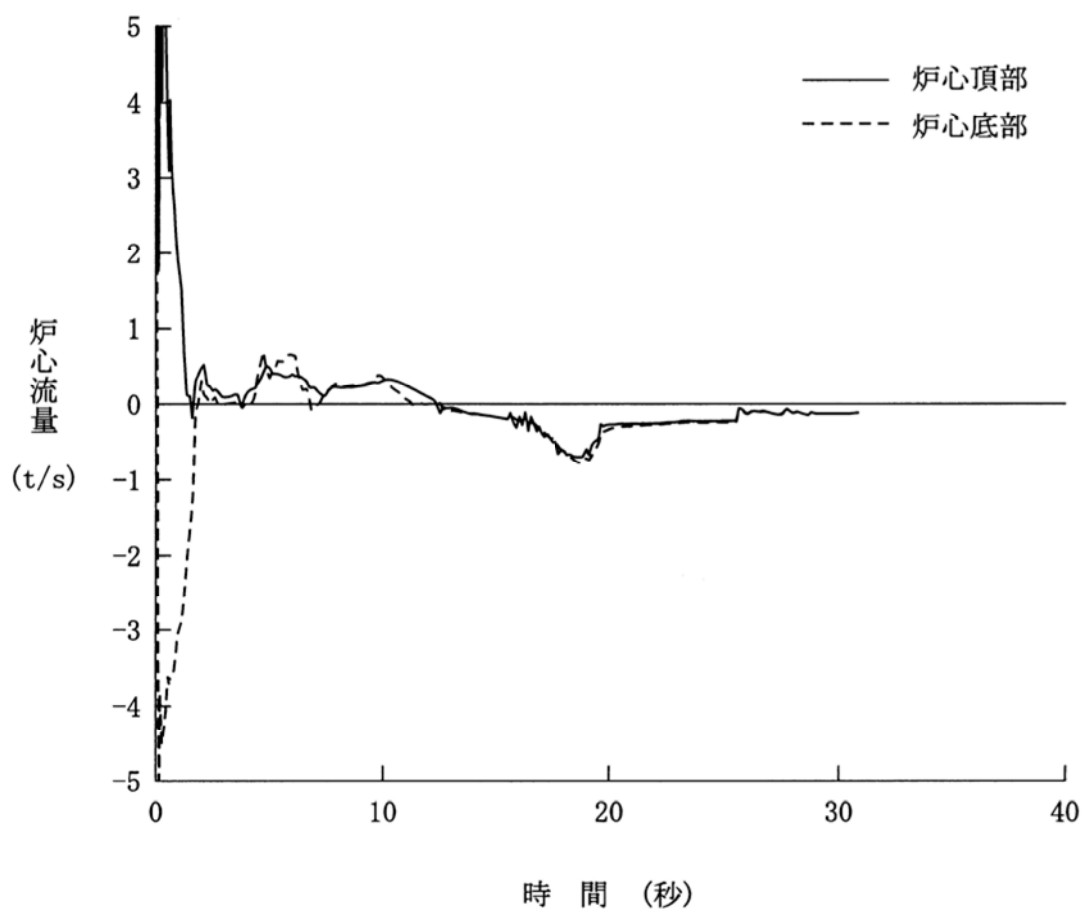
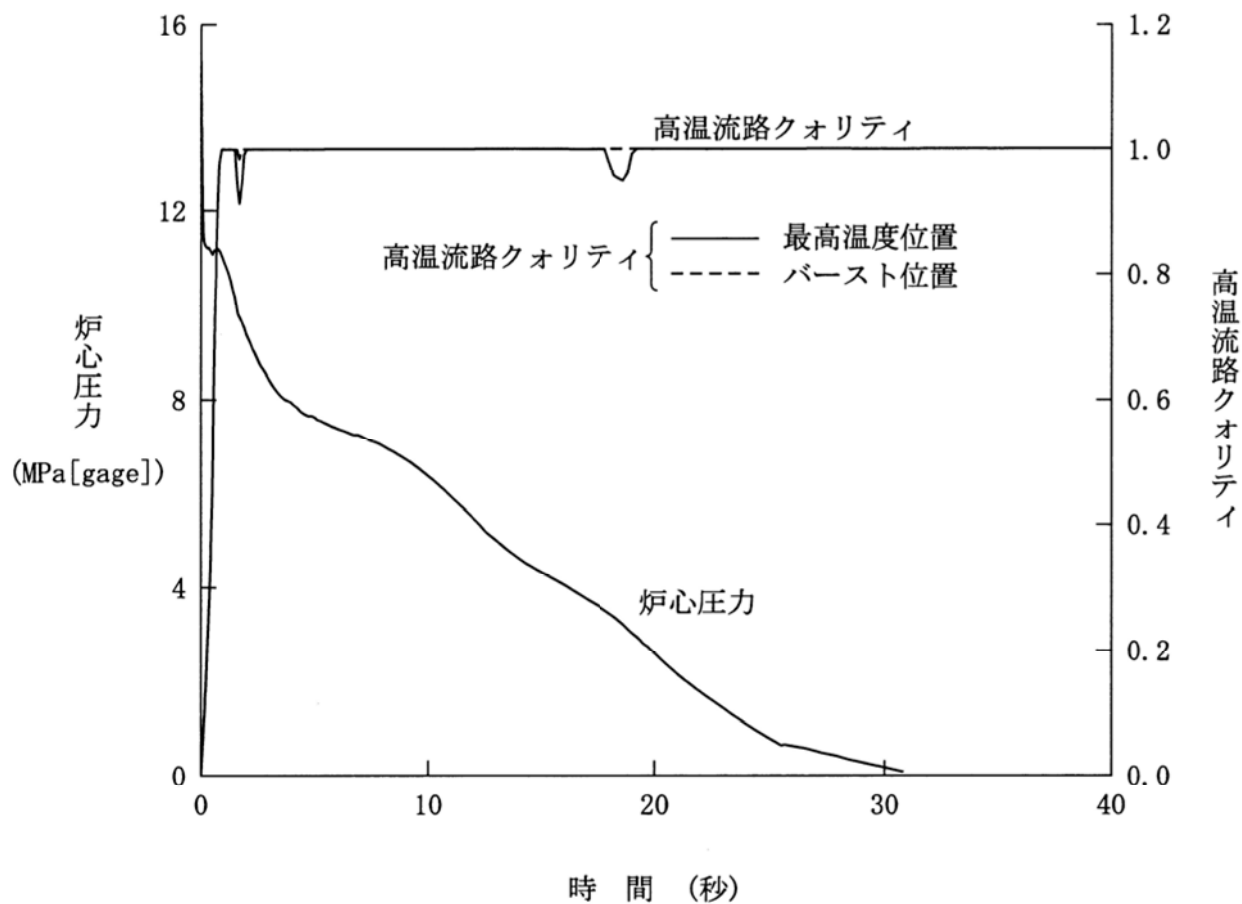
以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第 3.5.2.1 図に示すように、事故発生後 30 日時点で約 2.8%となる。

その後水素濃度の上昇があるが、安全補機室空気浄化設備

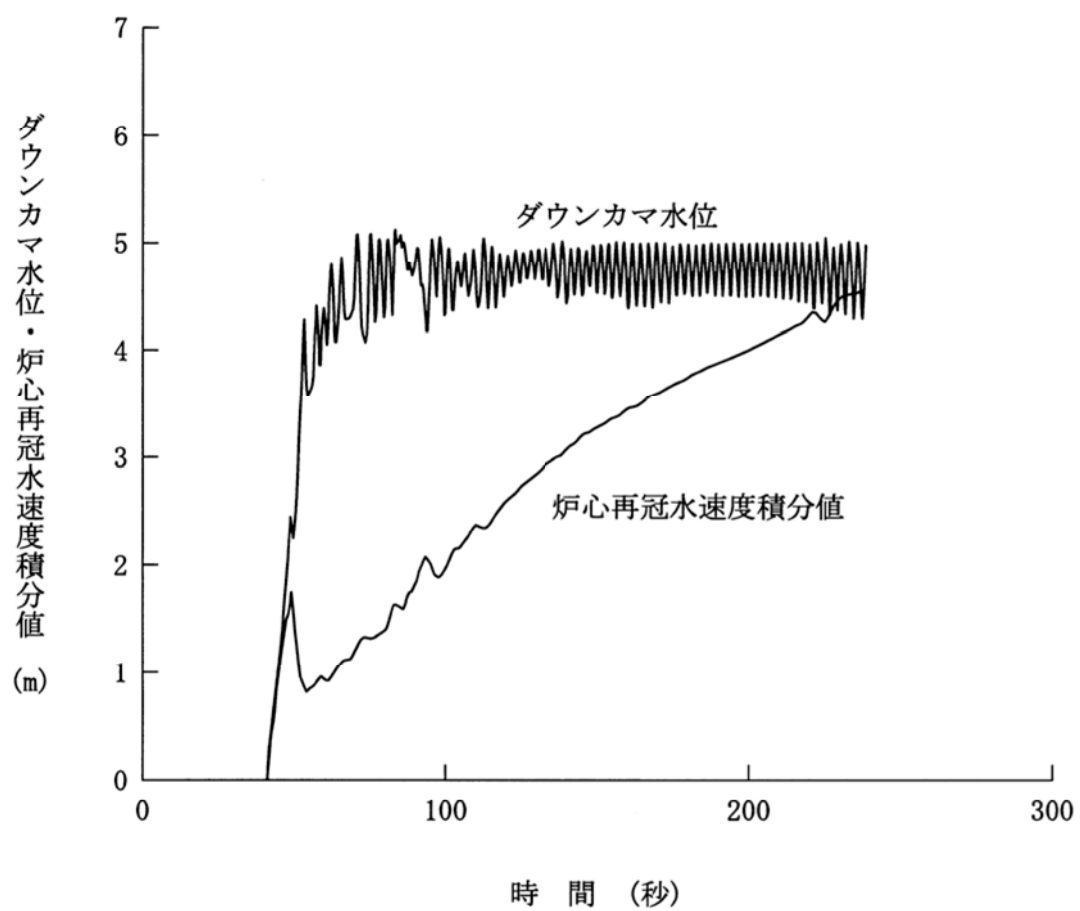
等を利用して制御を行うので、水素濃度は4%未満に保持される。

3.5.2.3 結 論

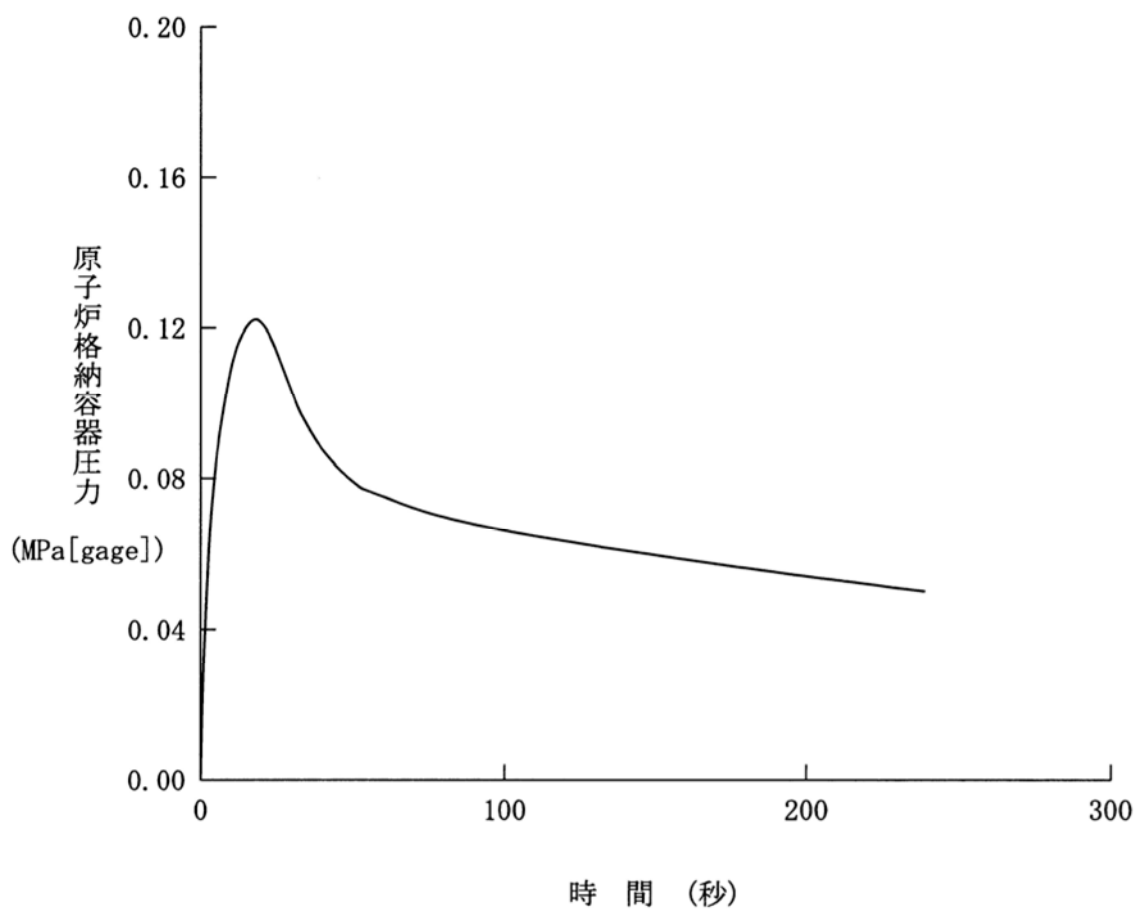
原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。なお、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約2.8%であり、問題となることはない。



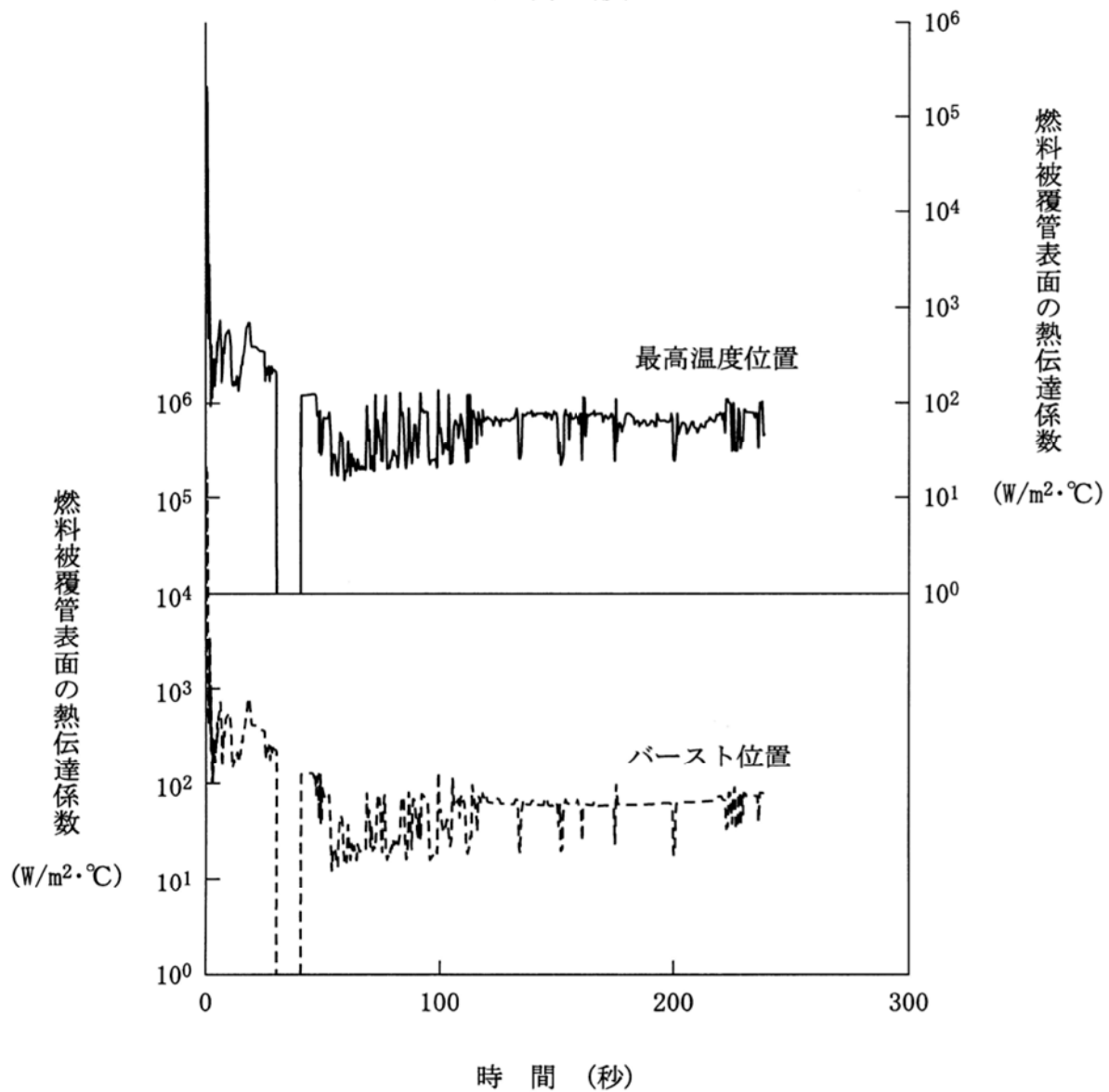
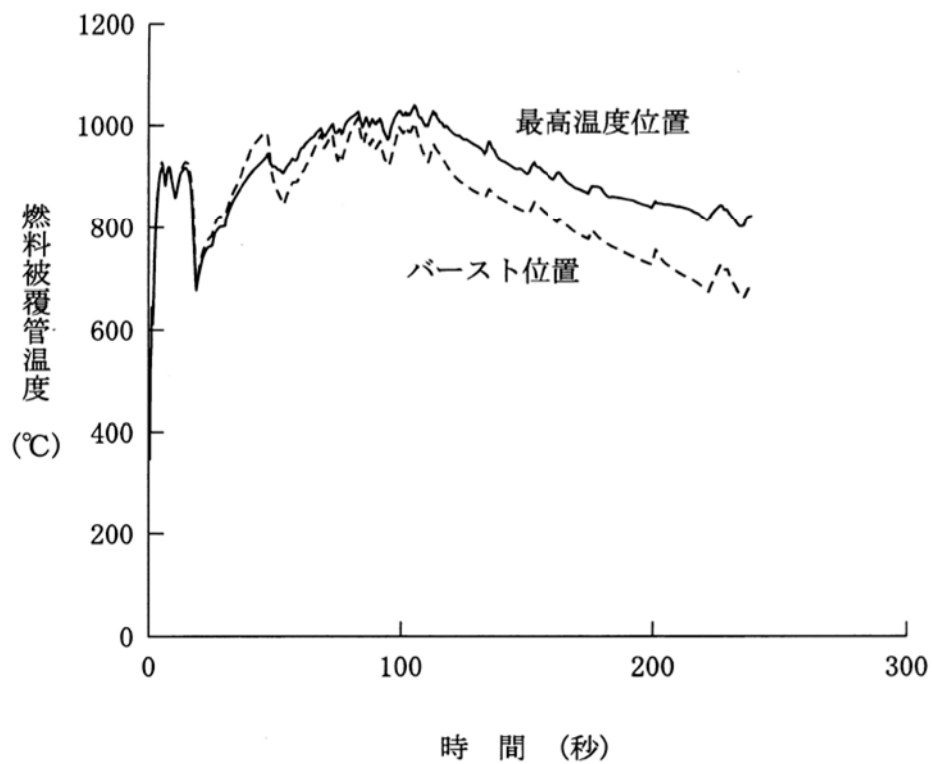
第3.2.1.1図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(1)



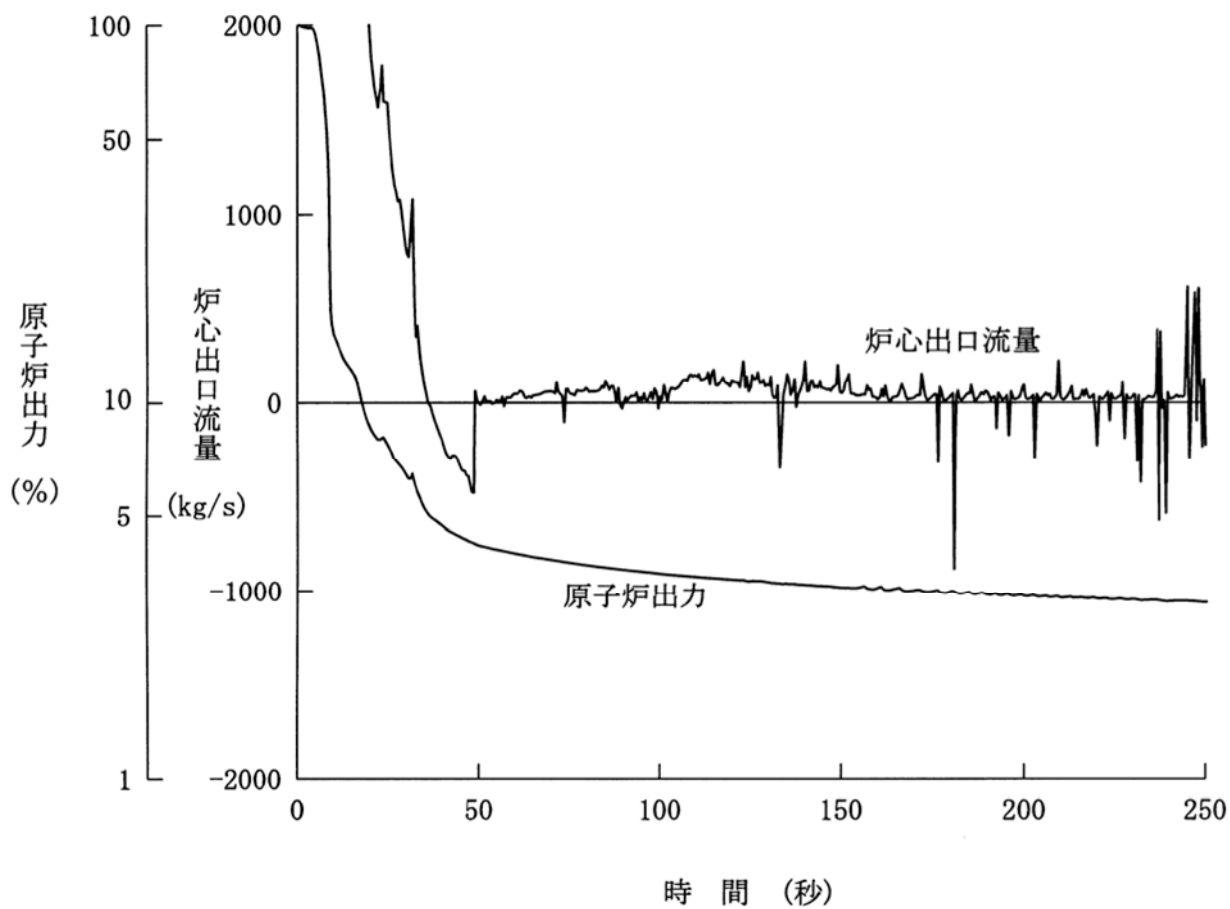
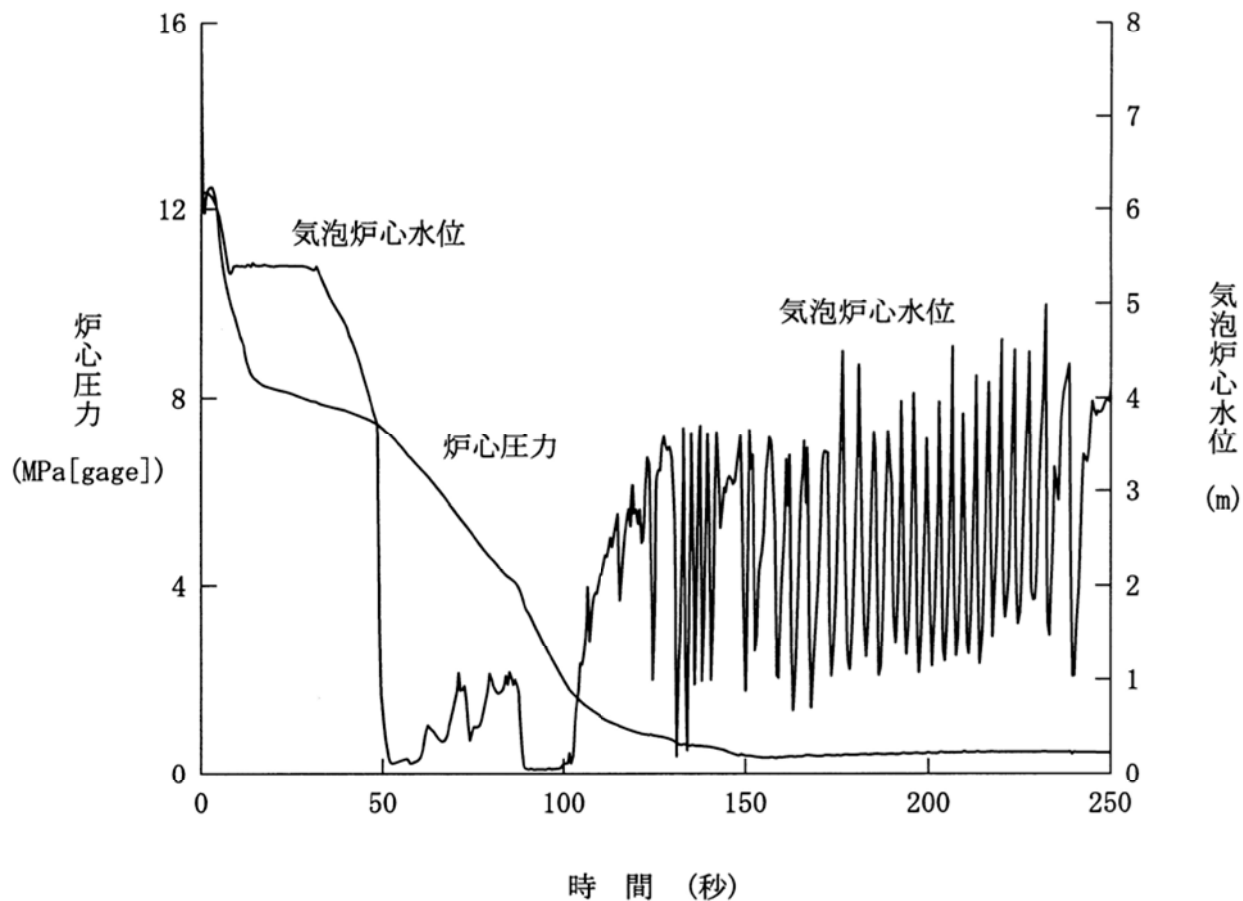
第3. 2. 1. 2図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(2)



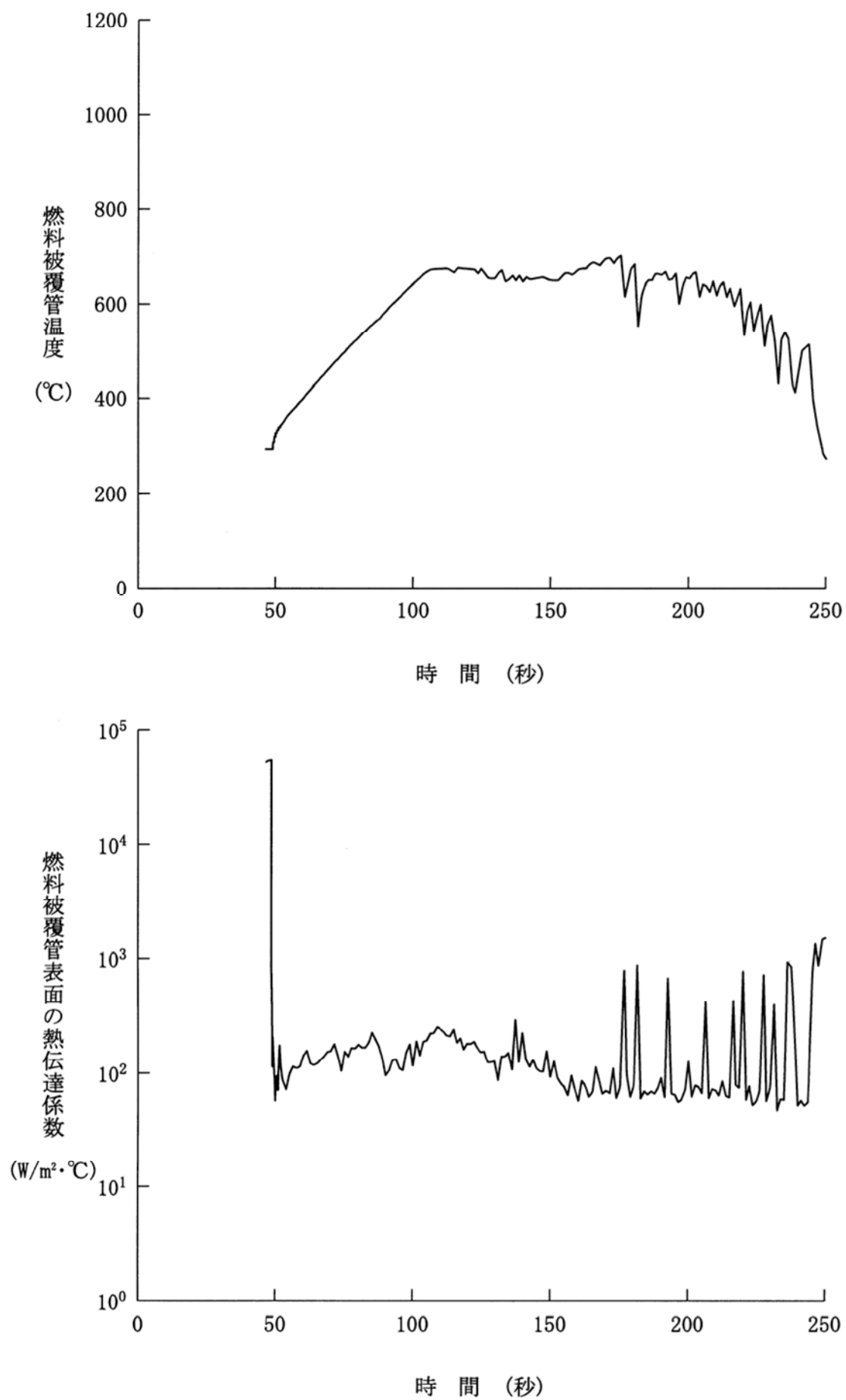
第3.2.1.3図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(3)



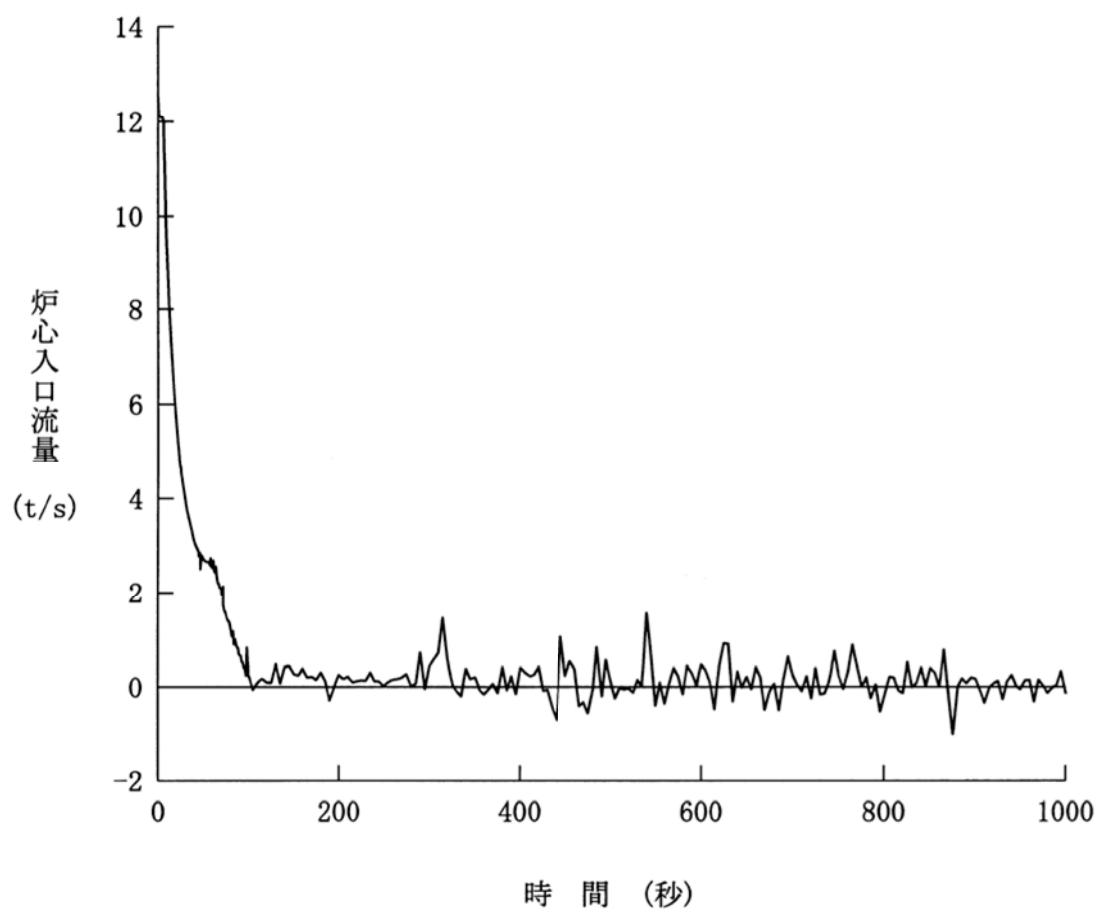
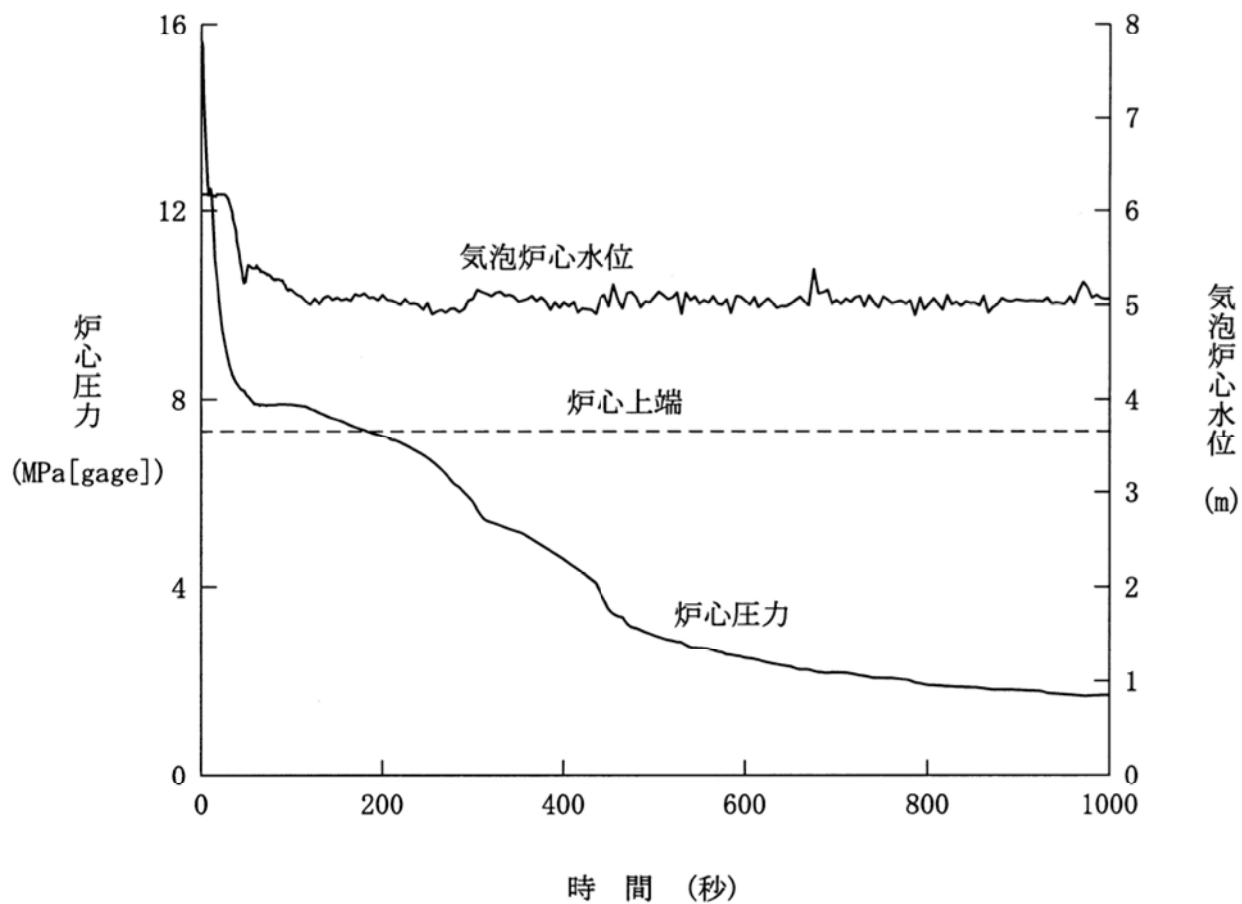
第3.2.1.4図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(4)



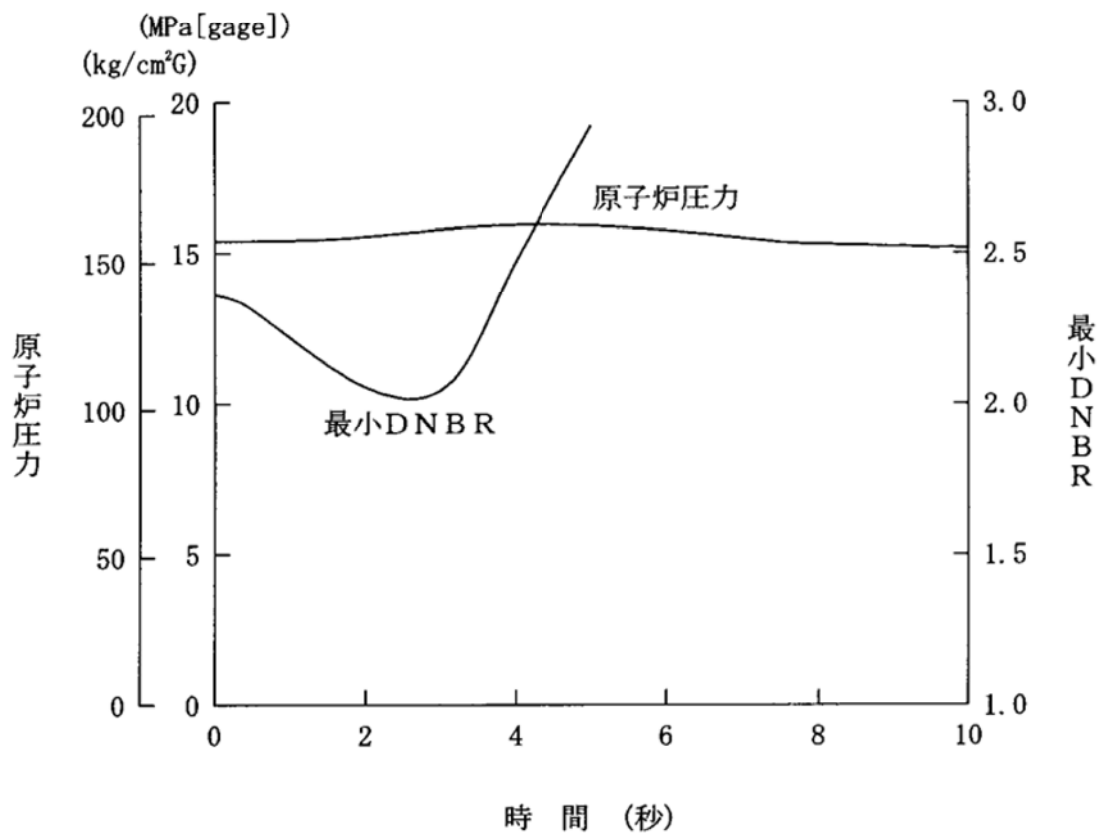
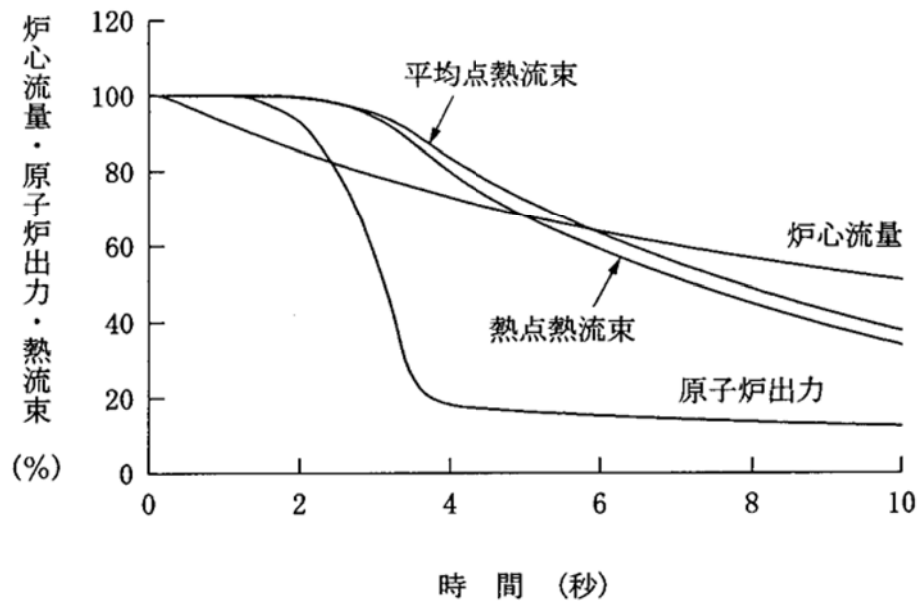
第3.2.1.5図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析
—小破断(1)—液相部破断



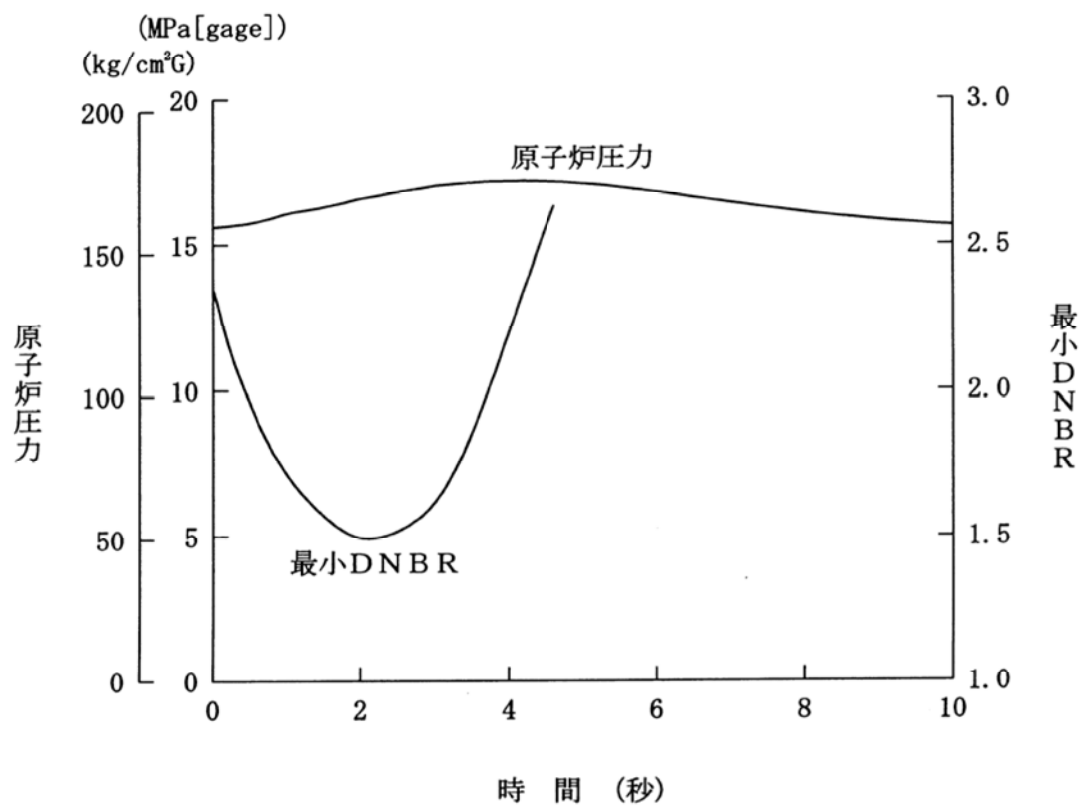
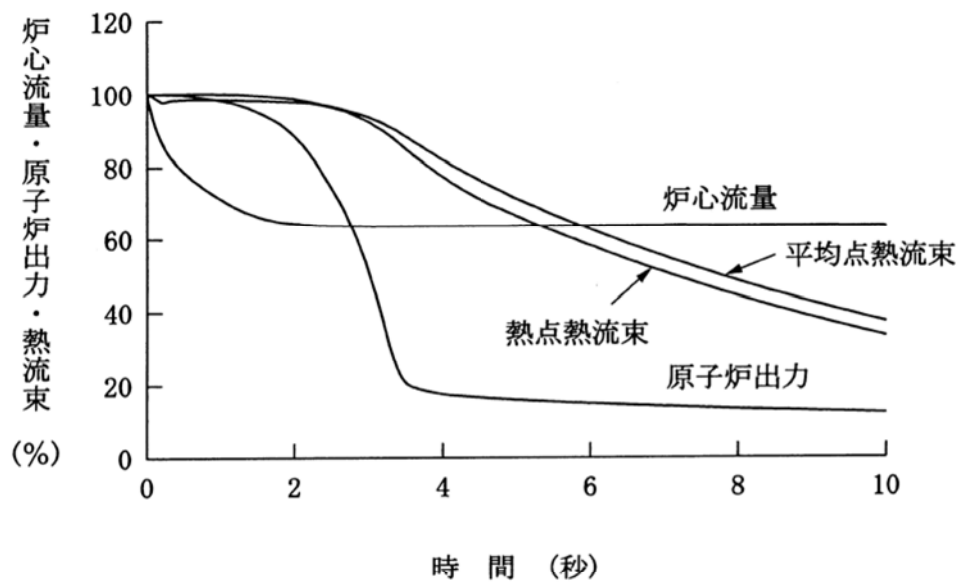
第3.2.1.6図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析
—小破断(2)—液相部破断



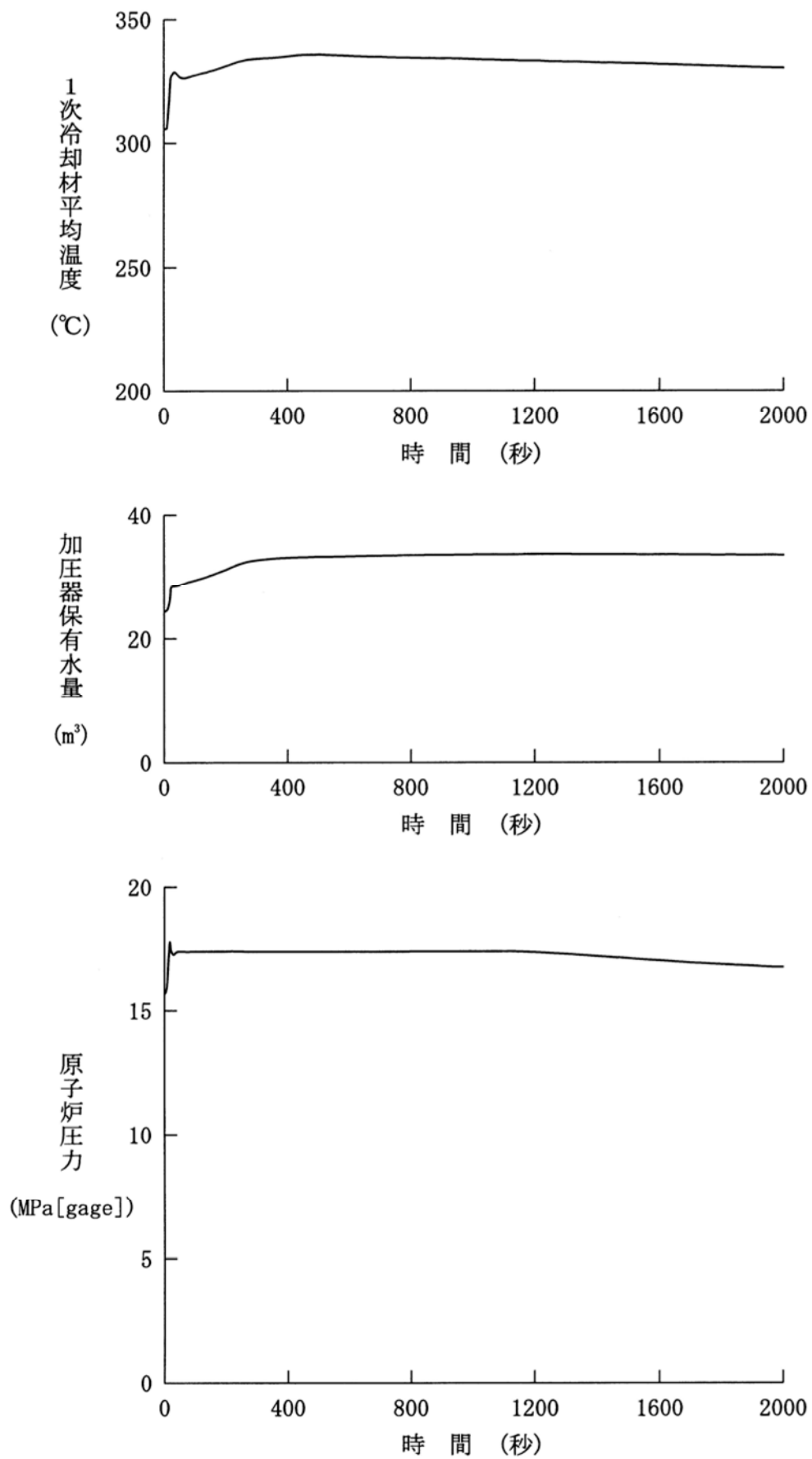
第3.2.1.7図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(3)—気相部破断



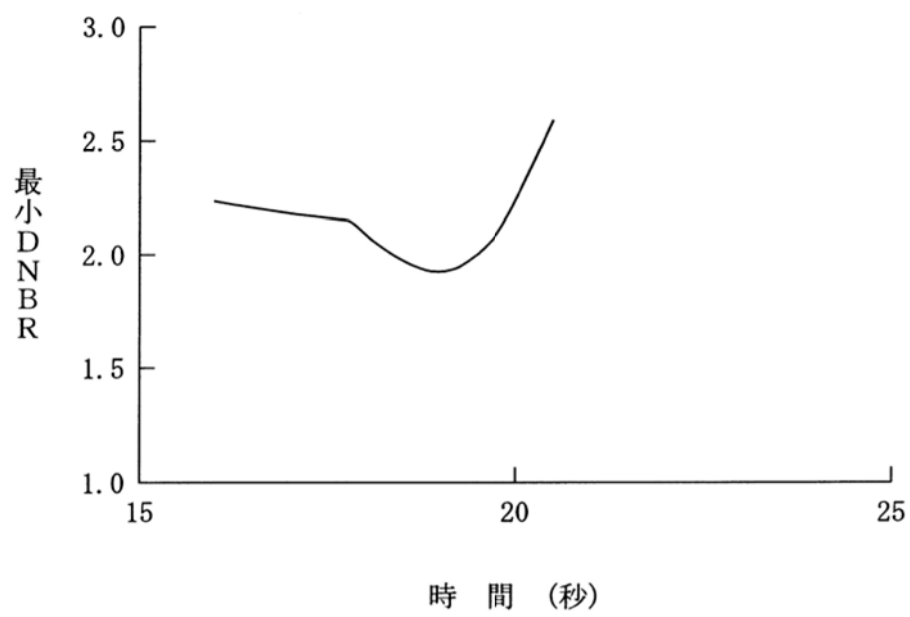
第3.2.2.1図 原子炉冷却材流量の喪失



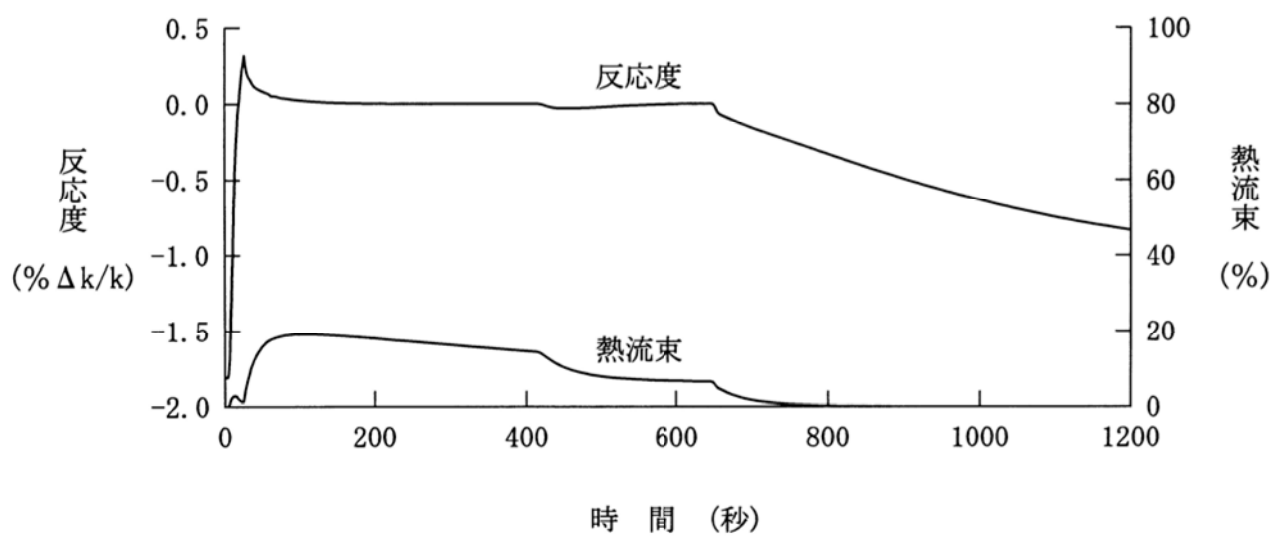
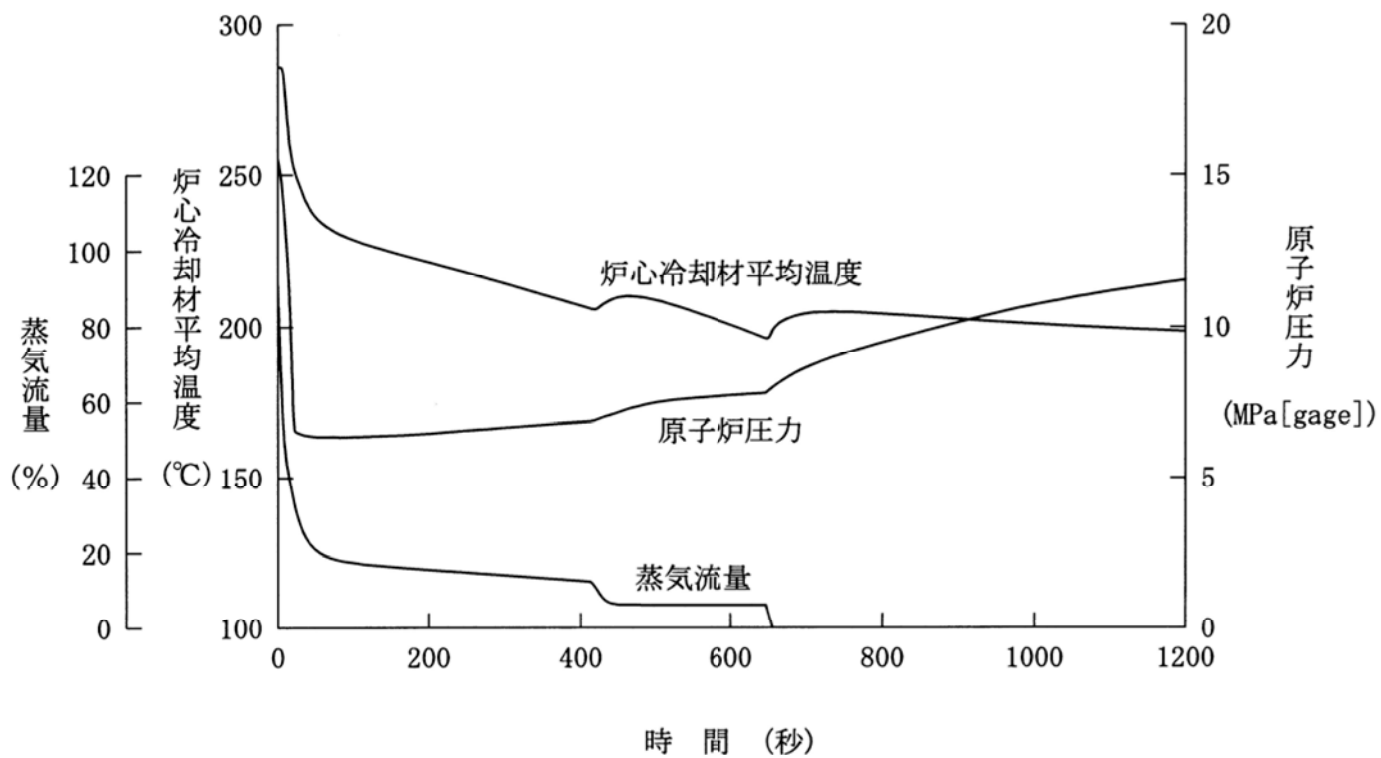
第3.2.3.1図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



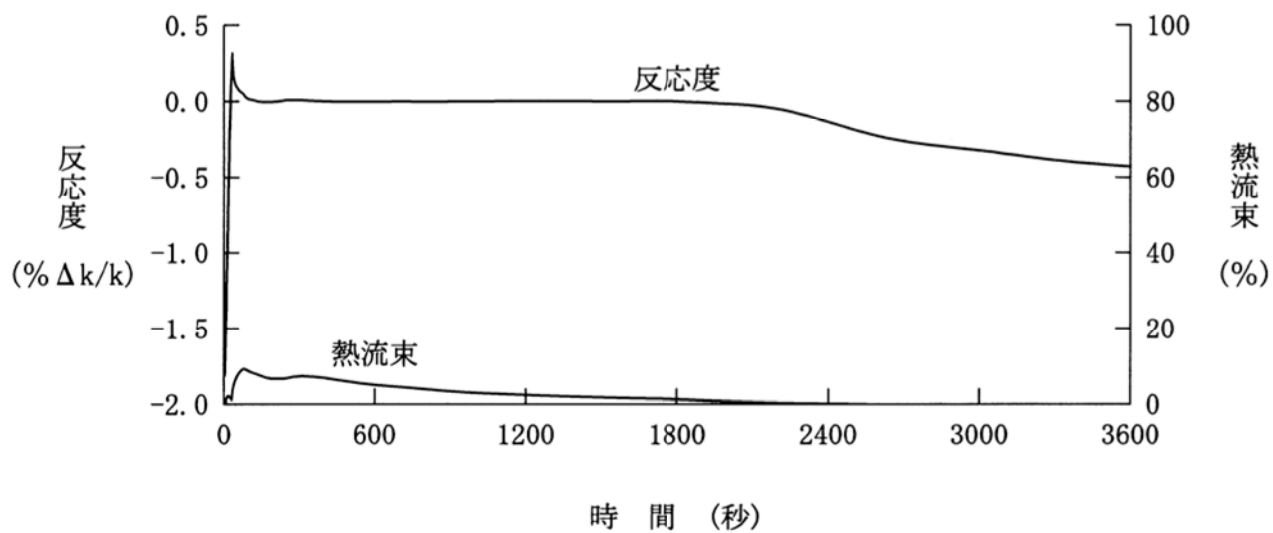
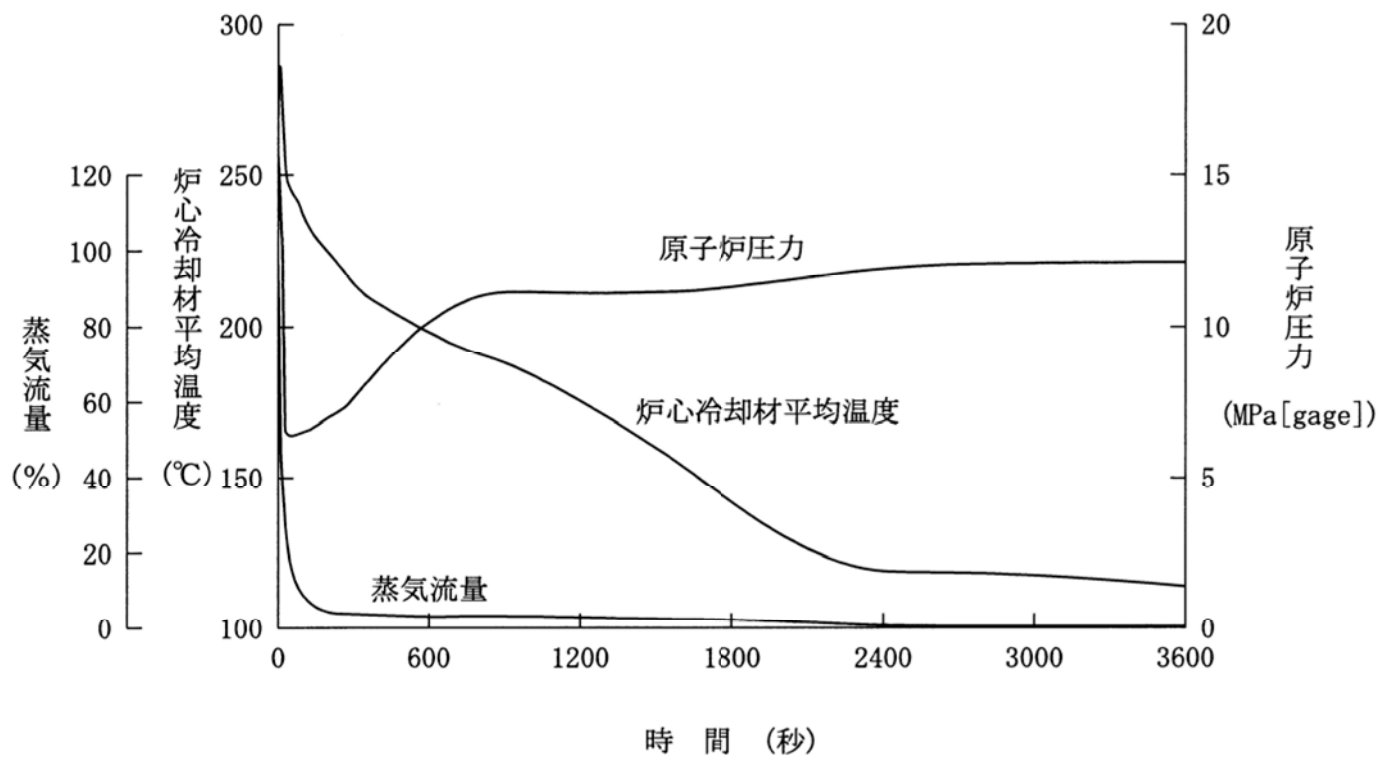
第3. 2. 4. 1図 主給水管破断(1)



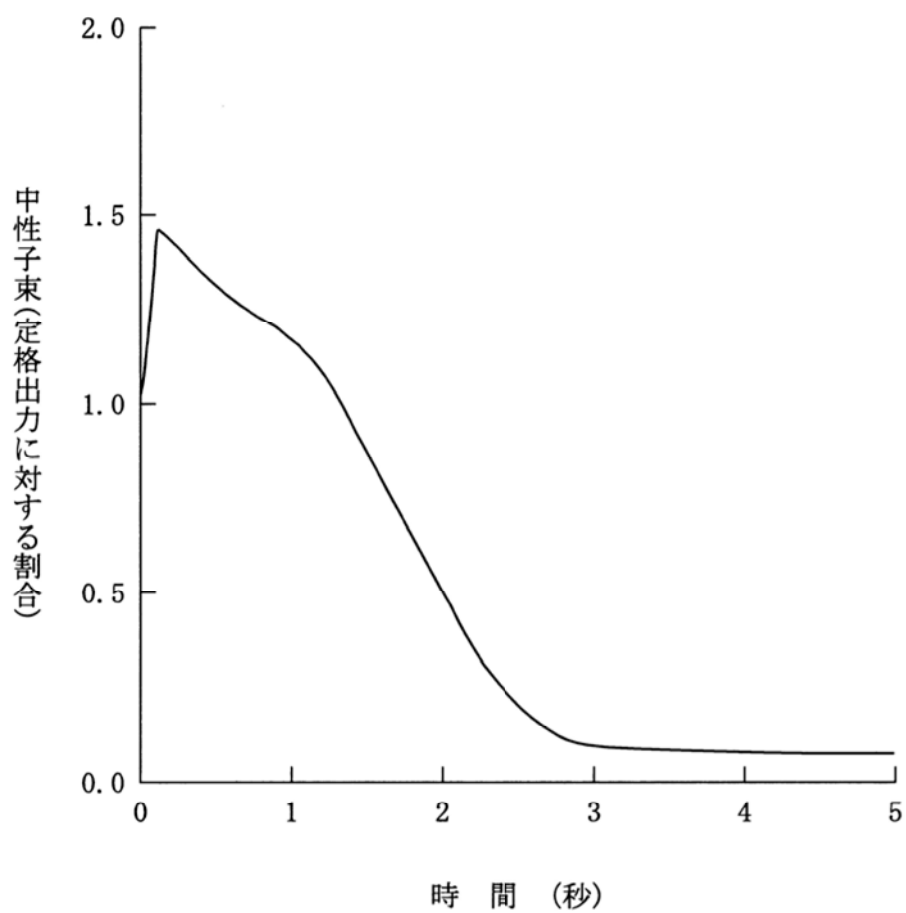
第3.2.4.2図 主給水管破断(2)



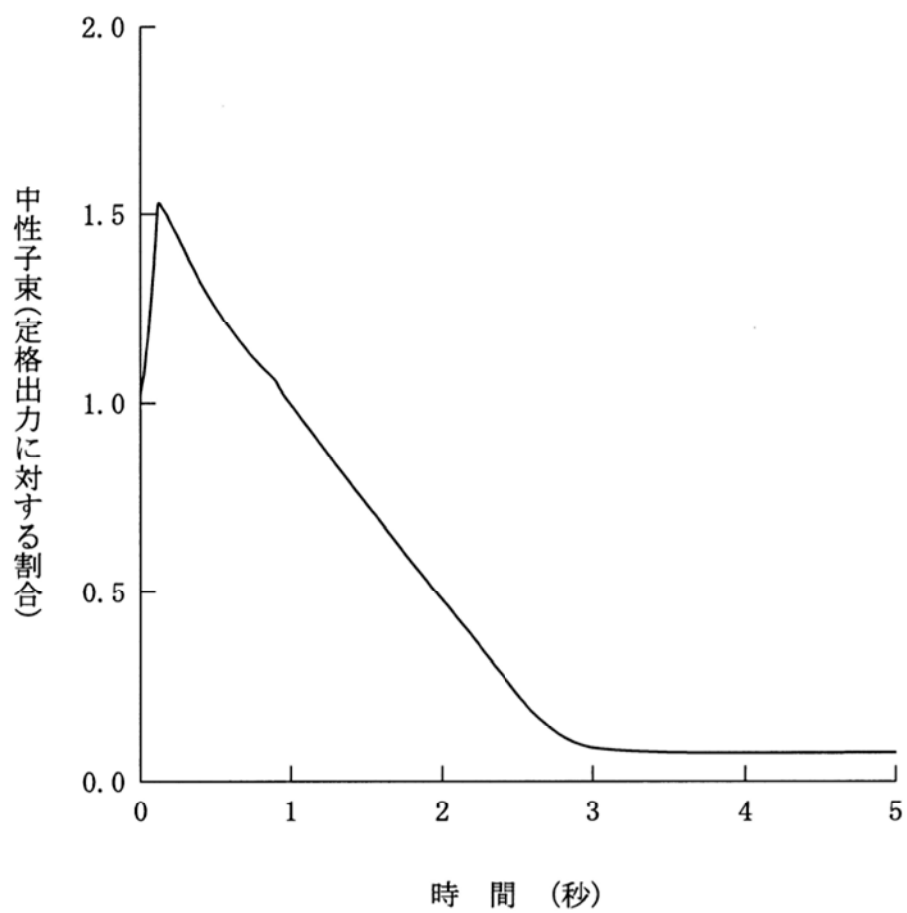
第3.2.5.1図 主蒸気管破断—ケースA (外部電源あり)



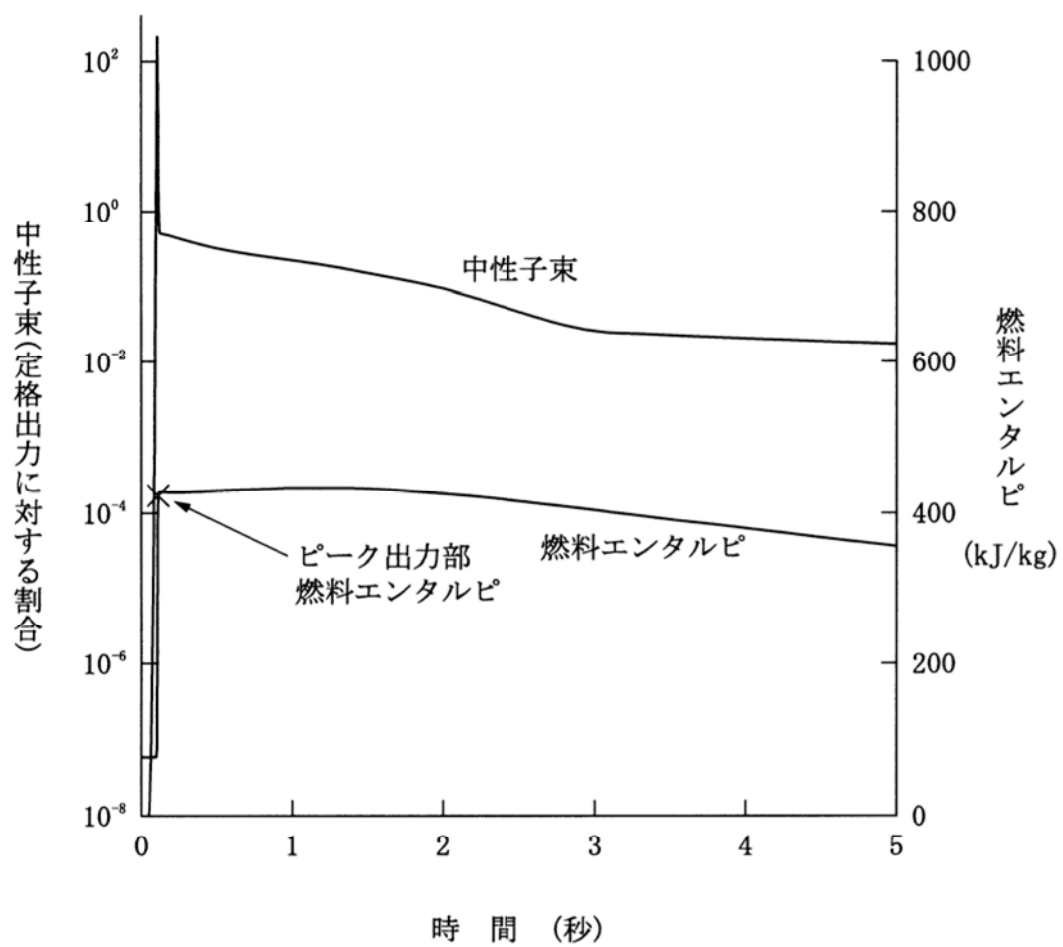
第3.2.5.2図 主蒸気管破断—ケースB (外部電源なし)



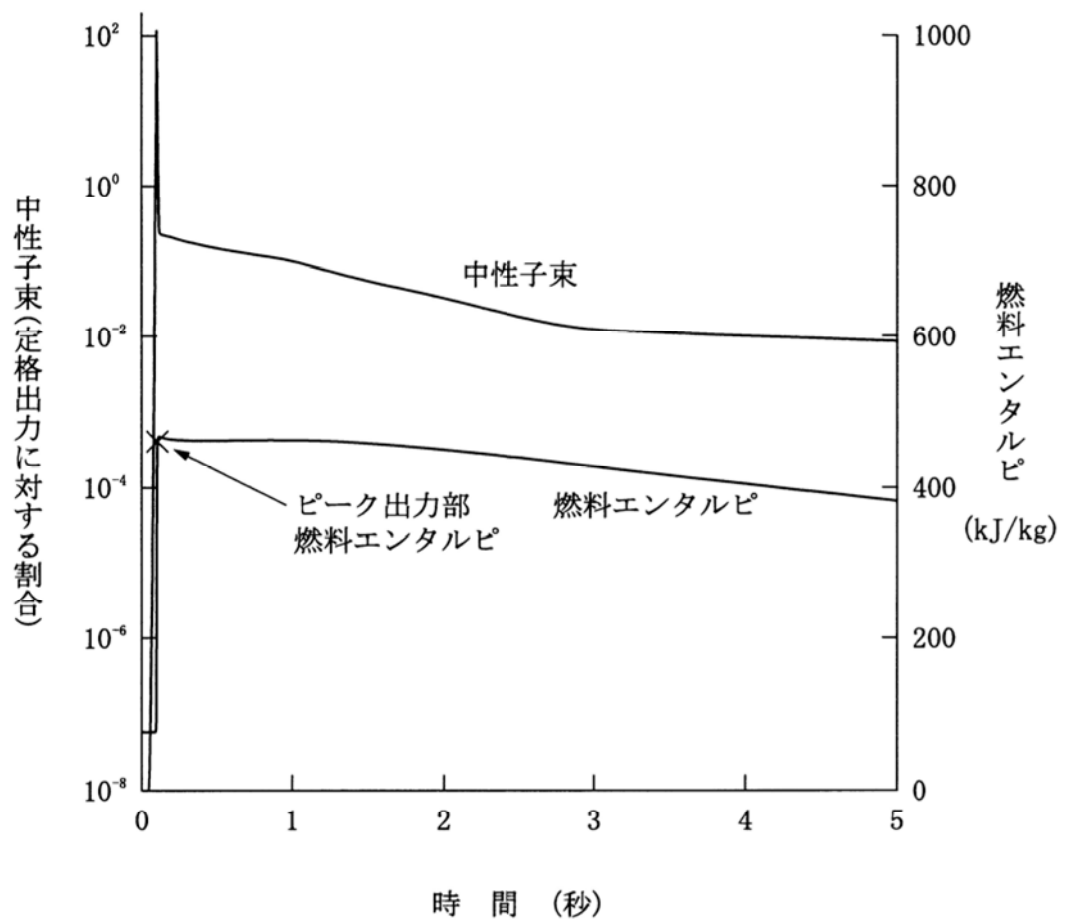
第3.3.1.1図 制御棒飛び出し—サイクル初期高温全出力



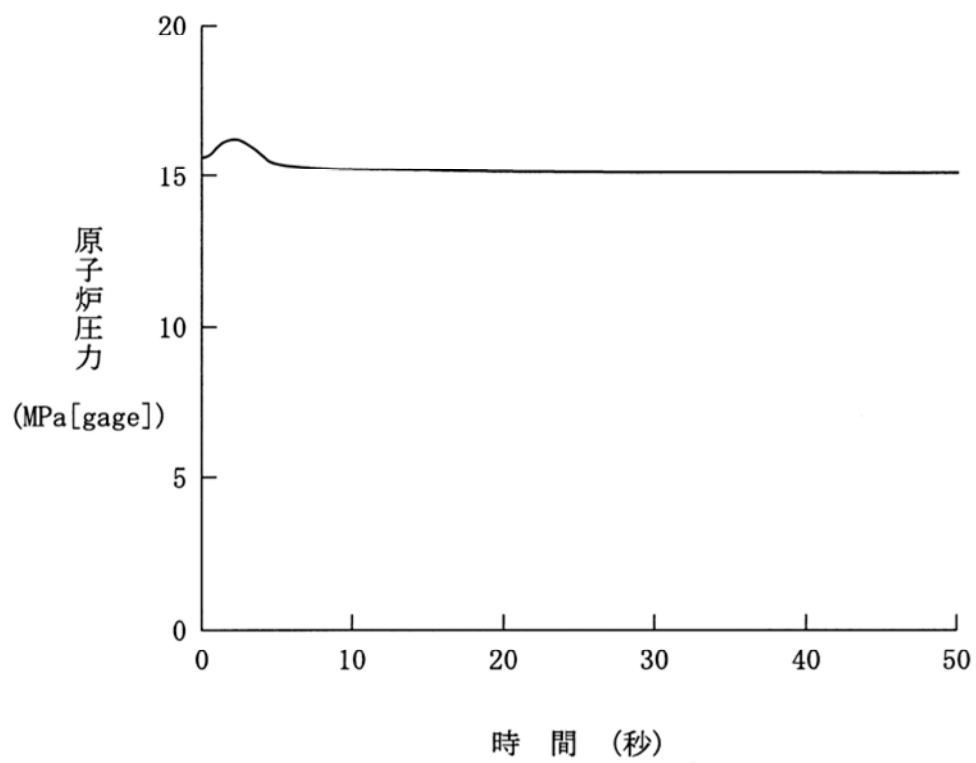
第3.3.1.2図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温全出力



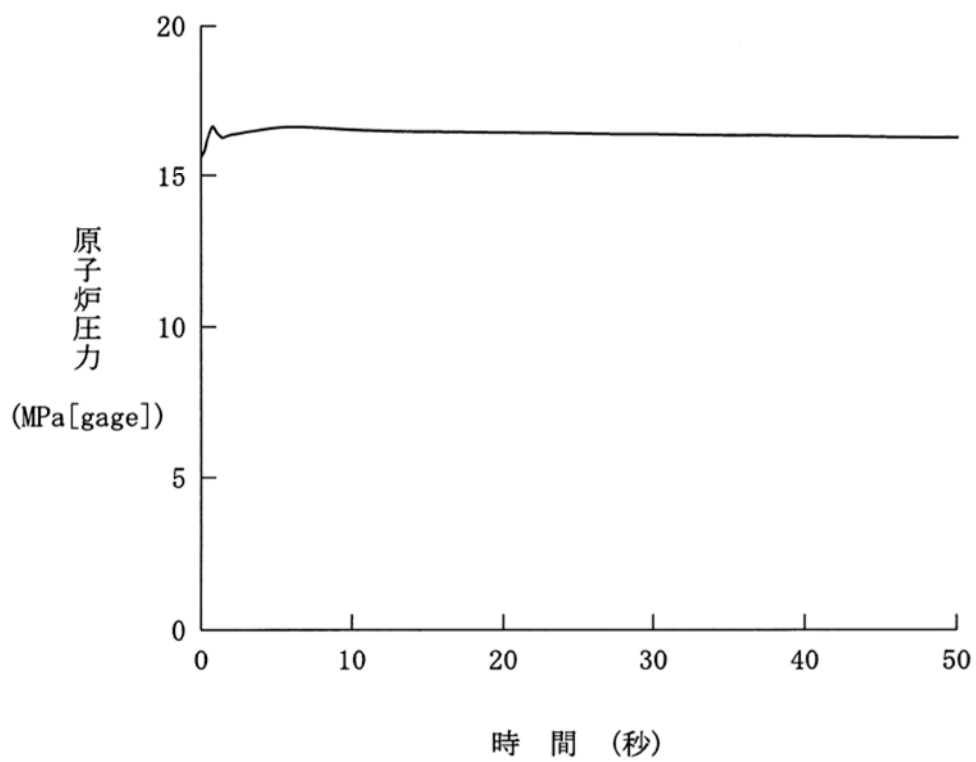
第3.3.1.3図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



第3.3.1.4図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温零出力

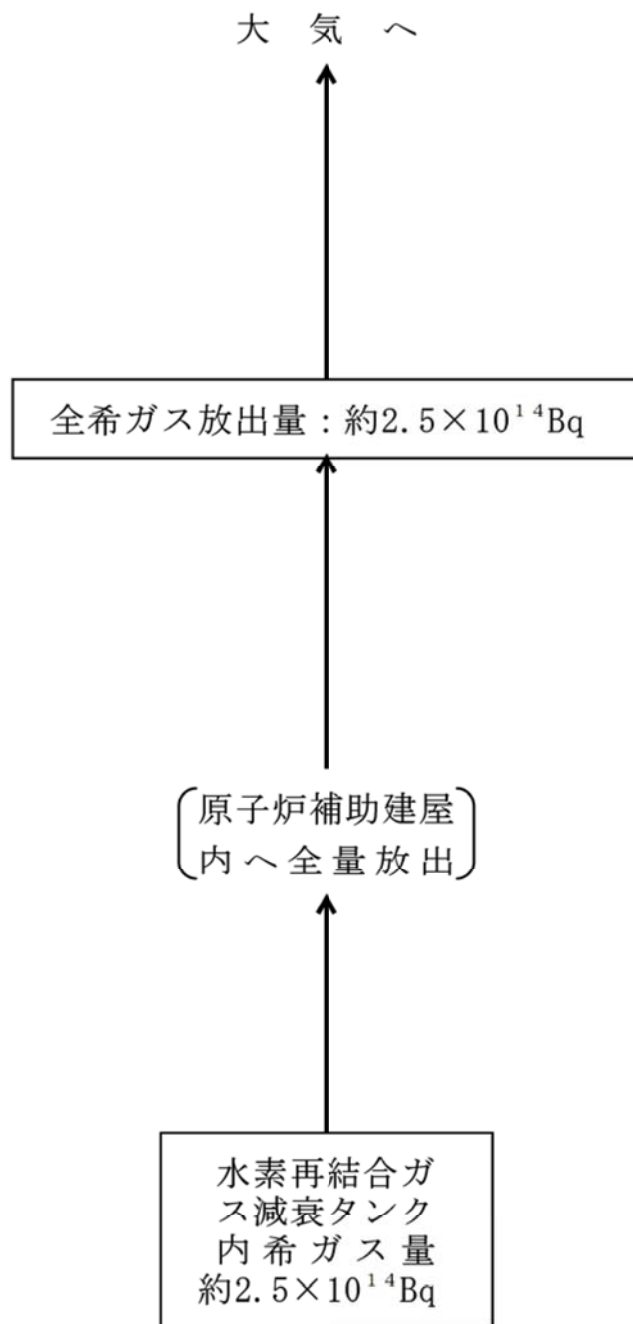


第3.3.1.5図 制御棒飛び出し—サイクル初期高温全出力—圧力解析

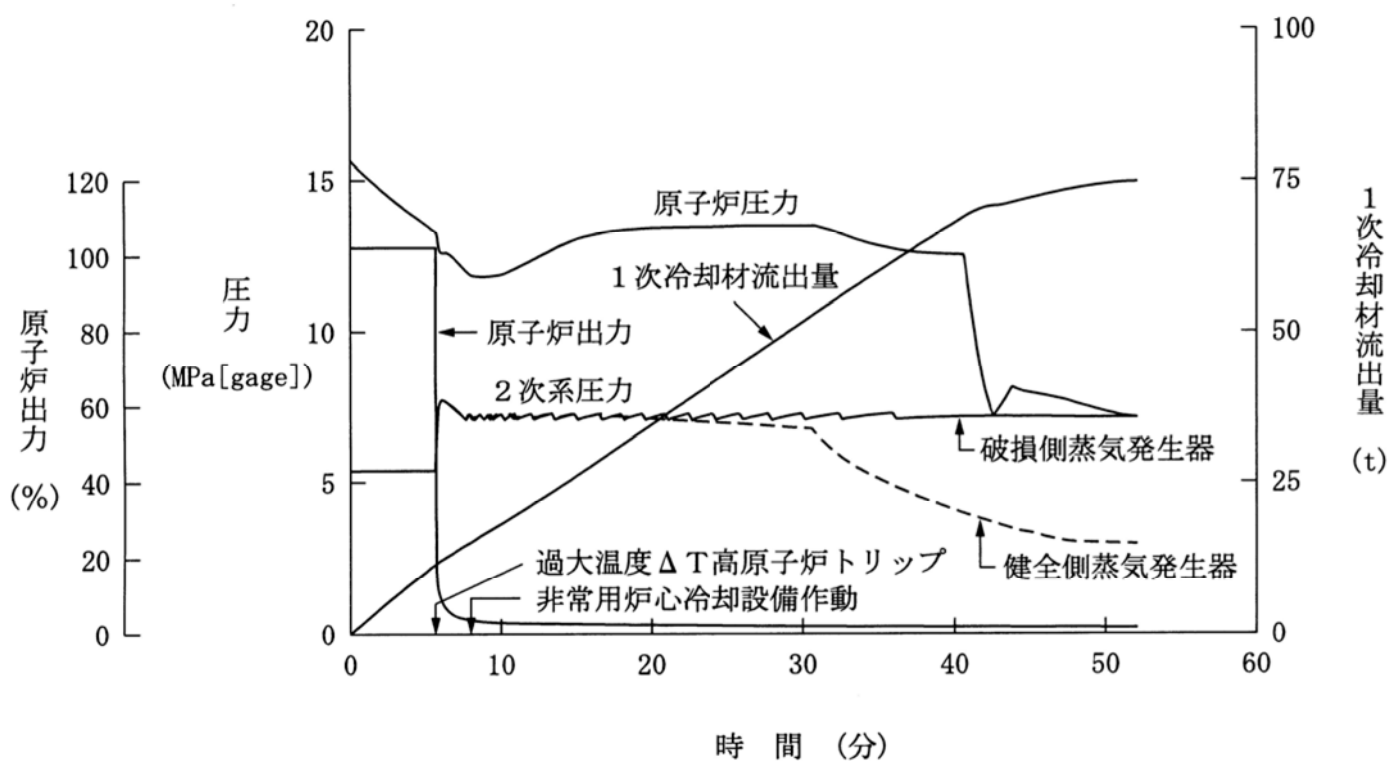


第3.3.1.6図 制御棒飛び出し—サイクル初期高温零出力—圧力解析

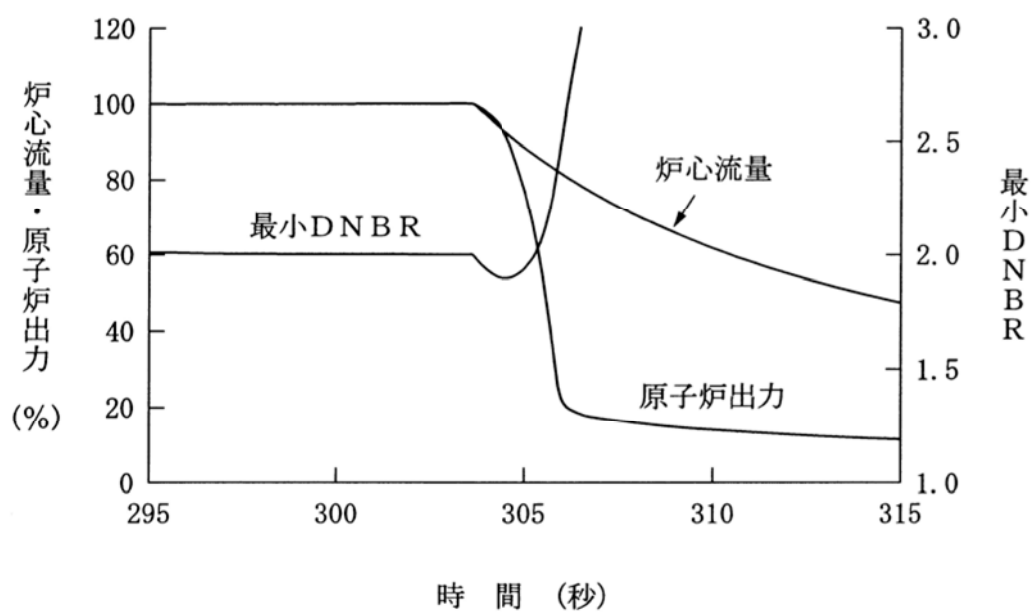
単位：Bq $\left(\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV換算} \end{array}\right)$



第 3.4.1.1 図 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

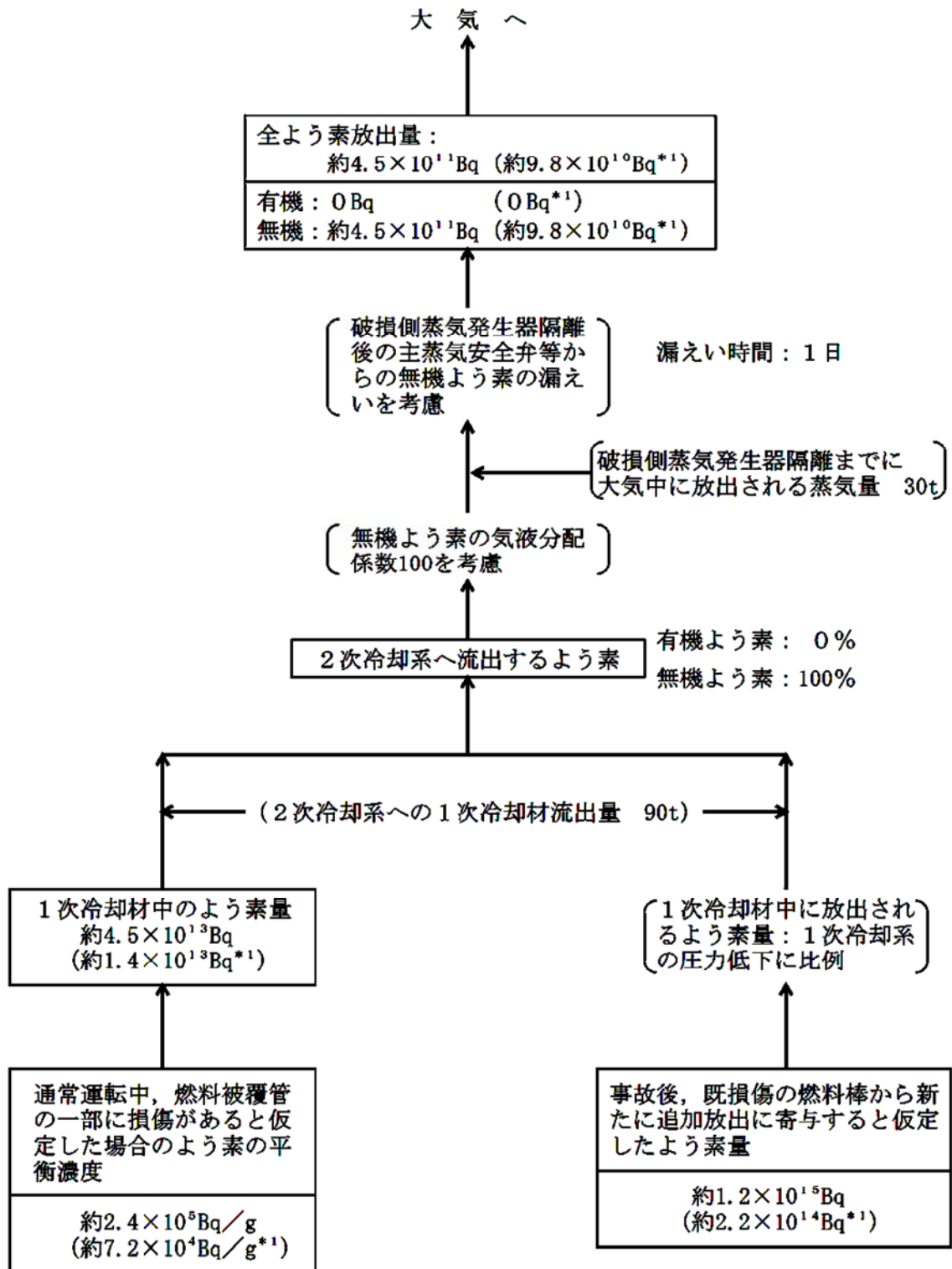


第3.4.2.1図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



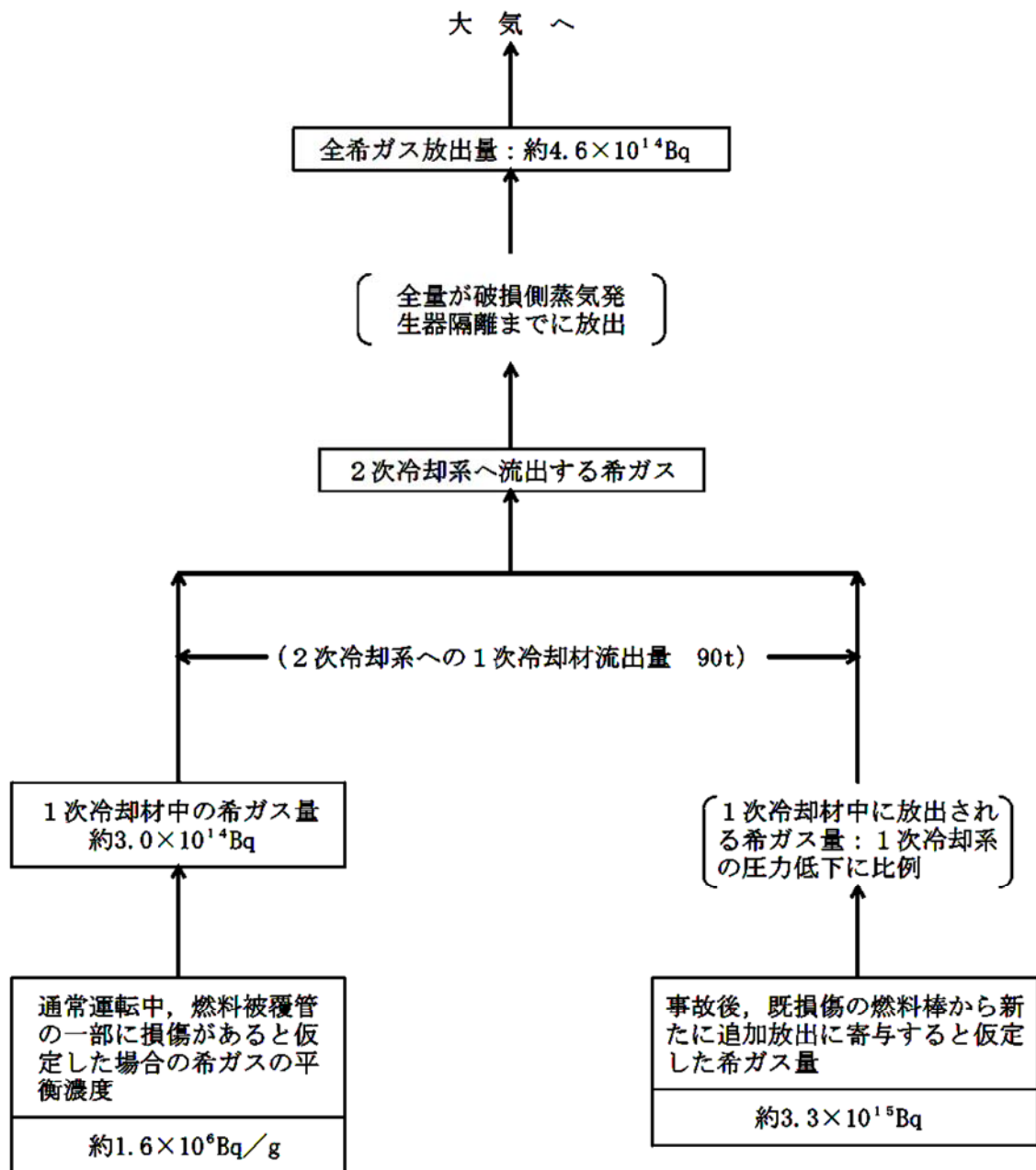
第3.4.2.2図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

単位：Bq（*1 I-131等価量）
（小児実効線量係数換算）



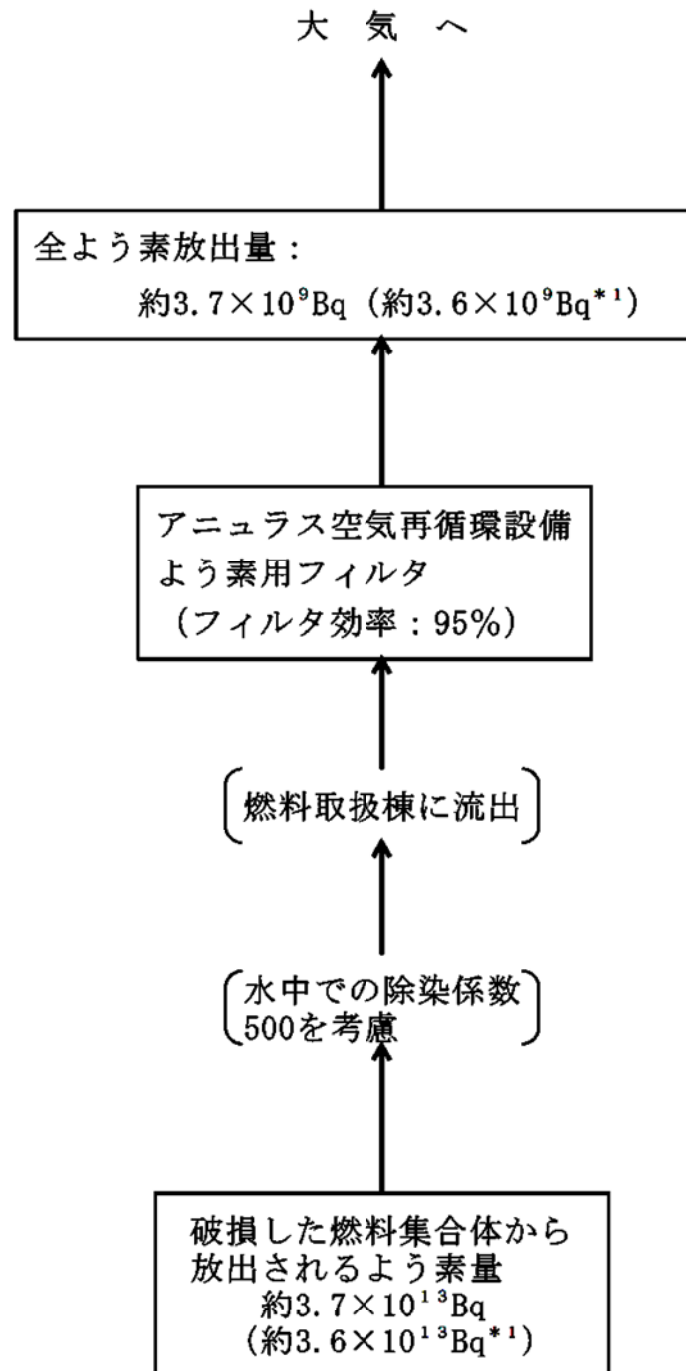
第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時のよう素の大気放出過程

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



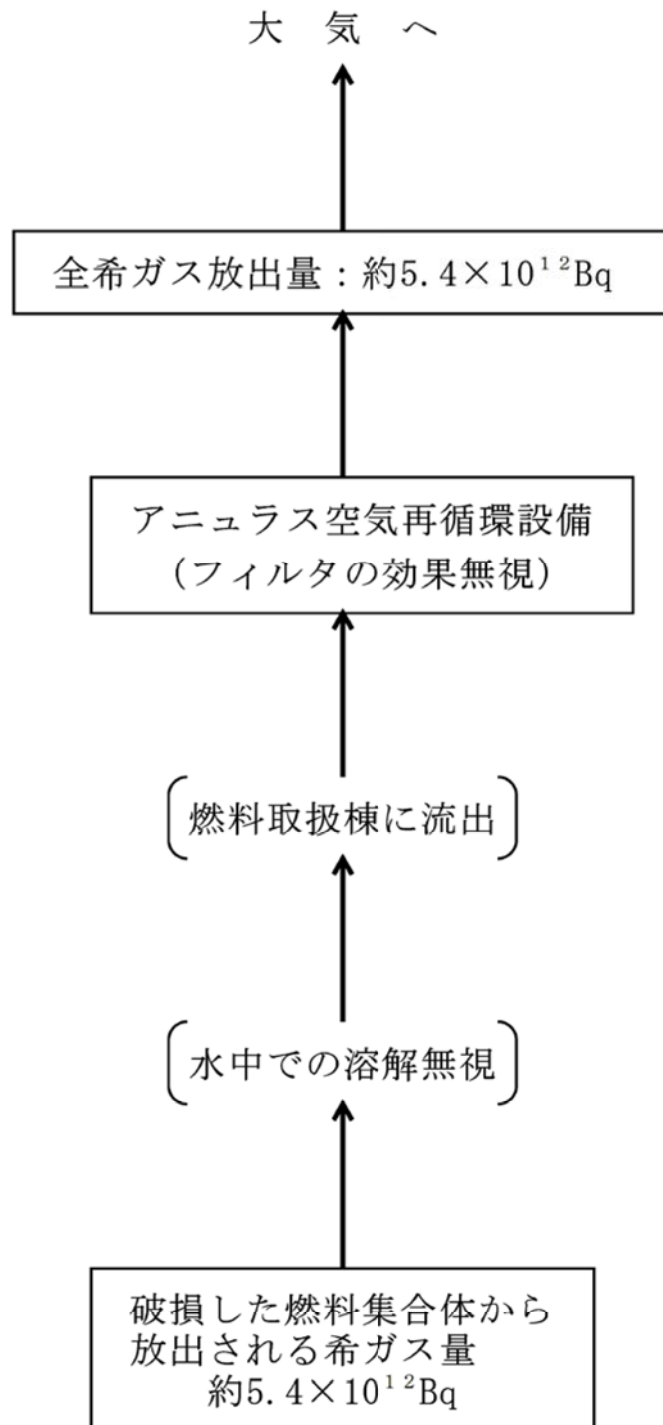
第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（設計基準事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq $\left(* 1 \quad I - 1 3 1 \text{ 等価量} \right)$
小児実効線量係数換算



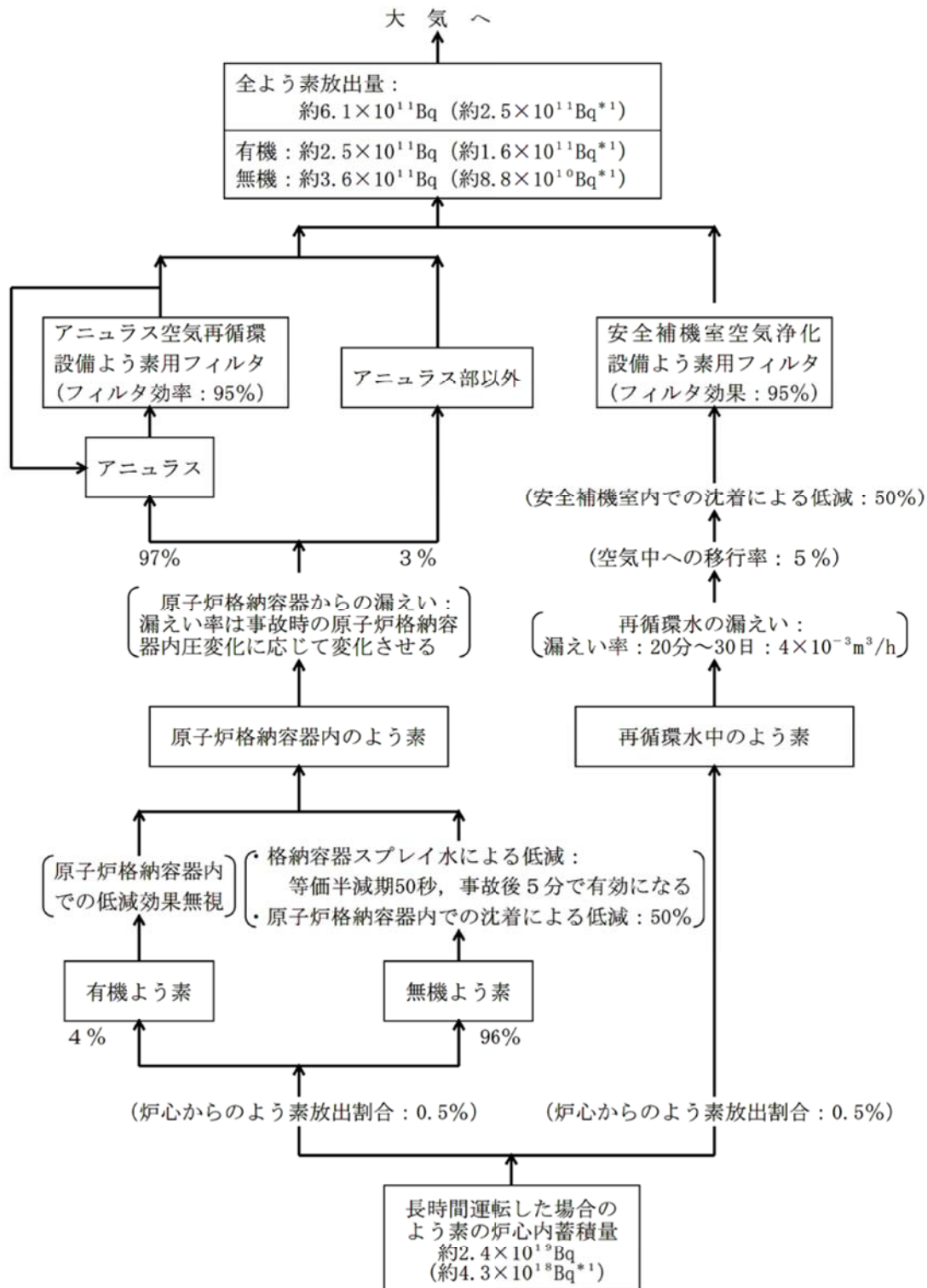
第 3.4.3.1 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

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



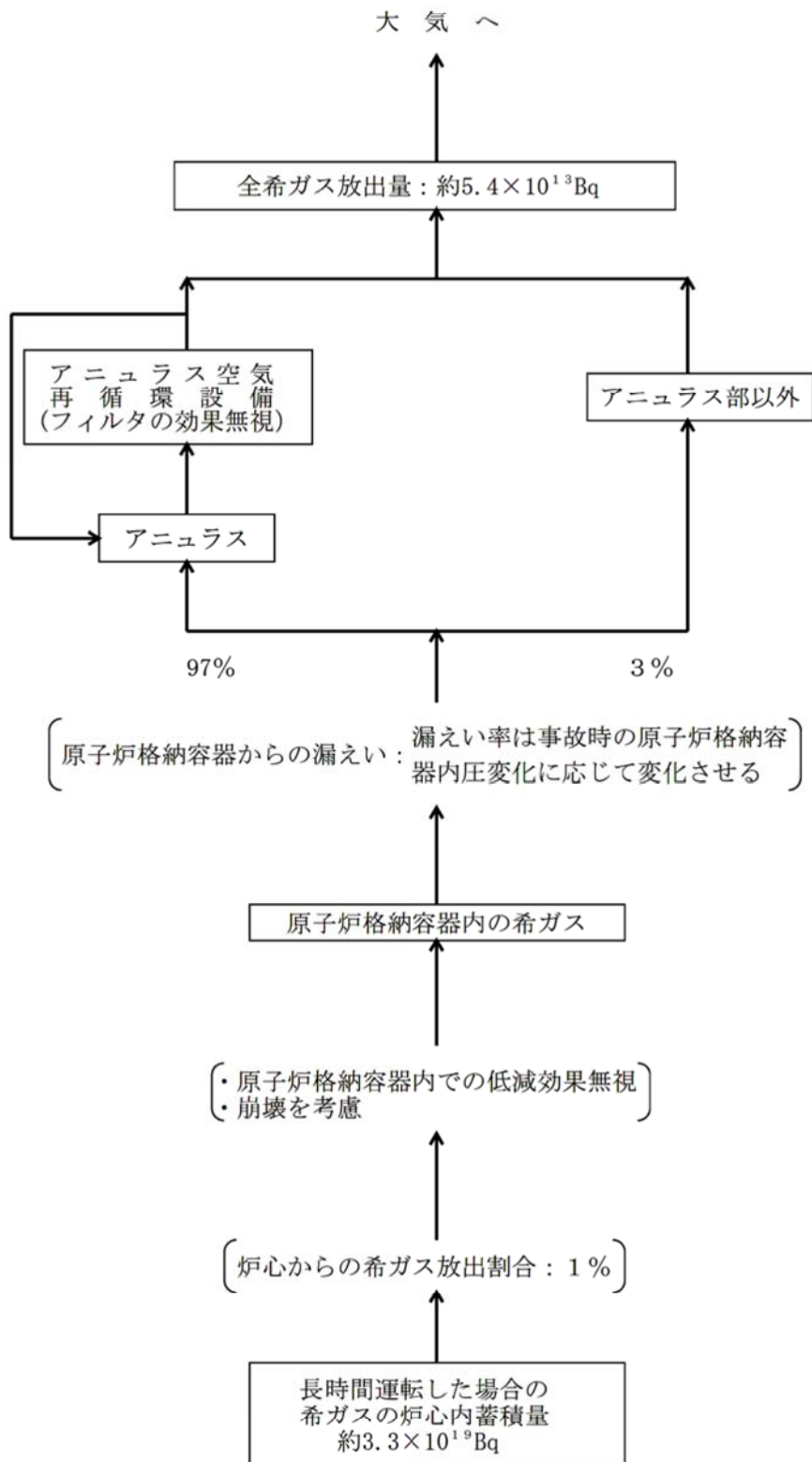
第 3.4.3.2 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq $\left[\begin{array}{l} *1 \quad I-131 \text{ 等価量} \\ \text{小児実効線量係数換算} \end{array} \right]$



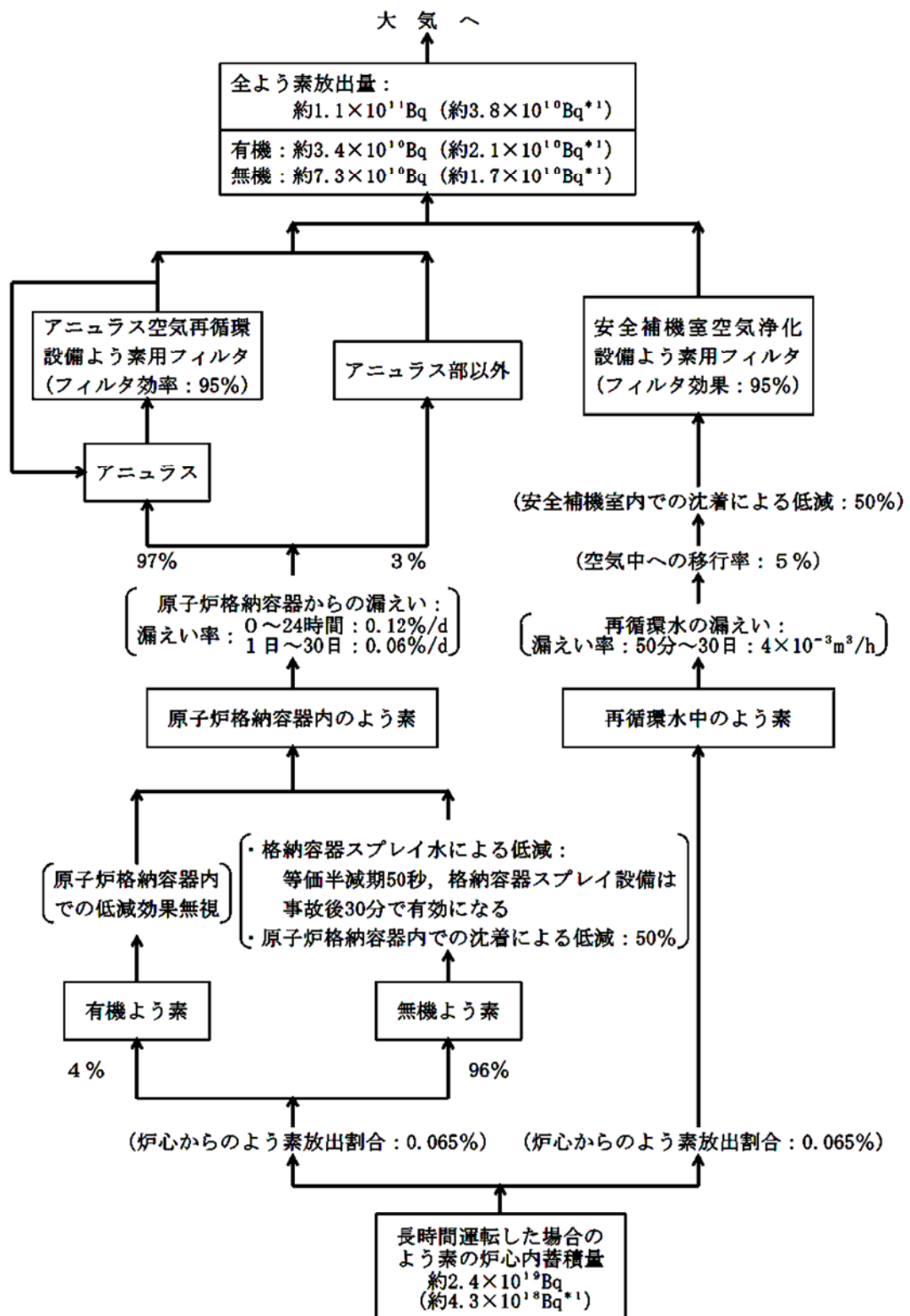
第 3. 4. 4. 1 図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時のよう素の
大気放出過程

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



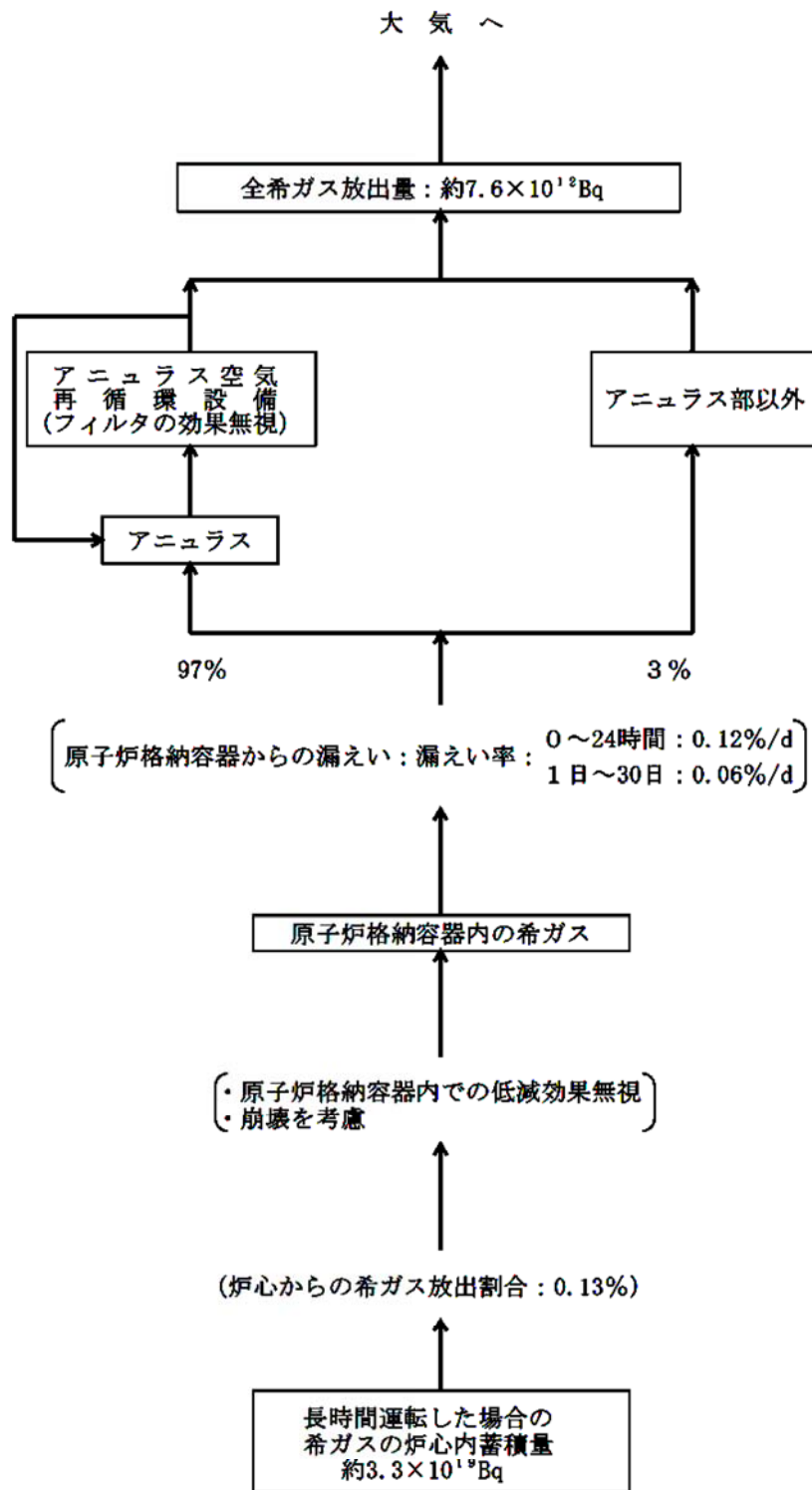
第 3.4.4.2 図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の希ガスの
大気放出過程

単位: Bq $\left[\begin{array}{l} * 1 \quad I-131 \text{ 等価量} \\ \text{小児実効線量係数換算} \end{array} \right]$

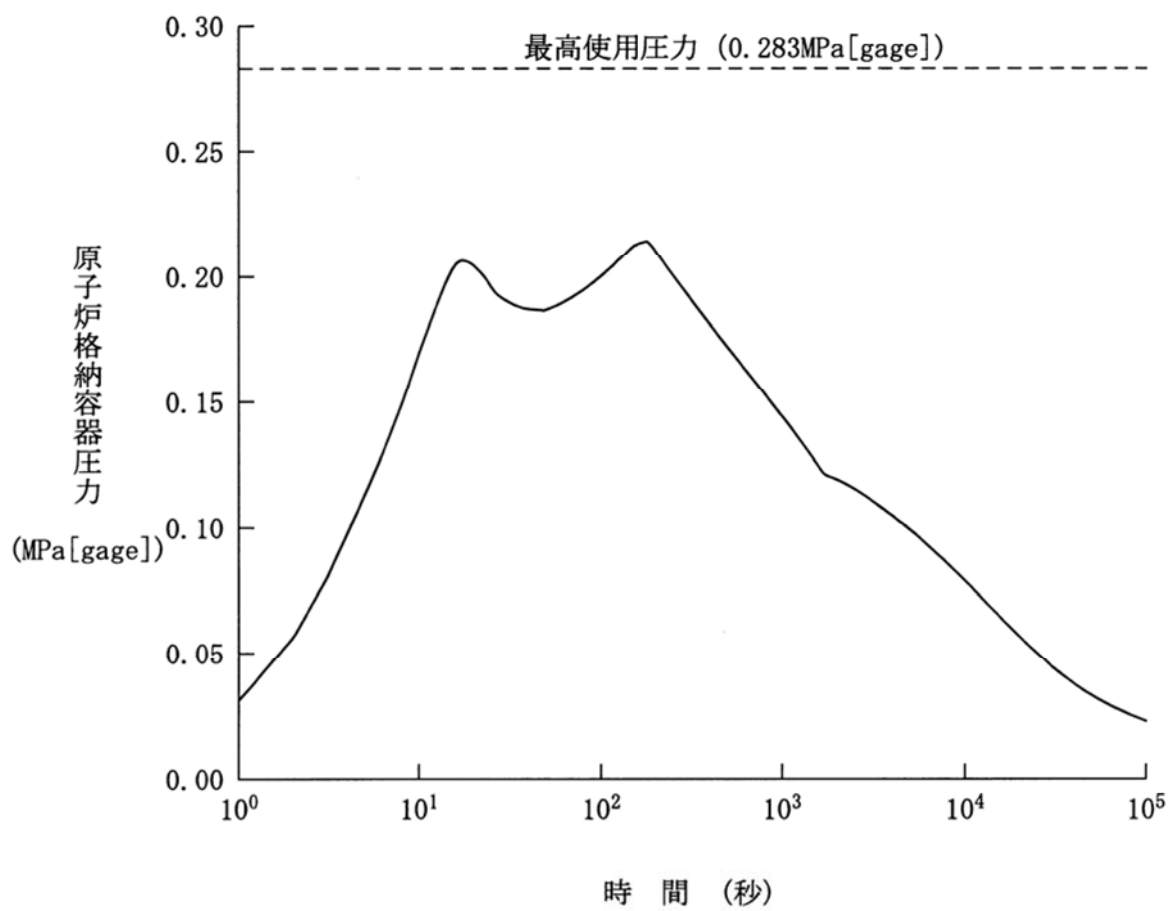


第 3.4.5.1 図 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

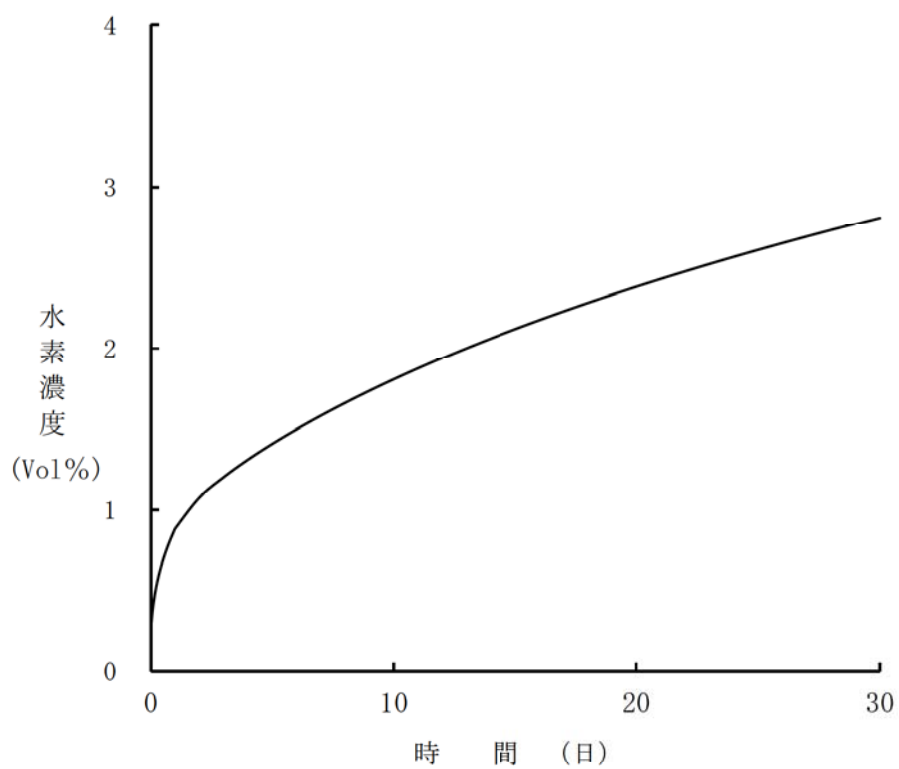
単位：Bq $\left(\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5 \text{MeV換算} \end{array} \right)$



第 3.4.5.2 図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



第 3.5.1.1 図 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



第 3.5.2.1 図 可燃性ガスの発生—原子炉格納容器内の水素濃度評価

3.6 参考文献

- (1) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI-1035 改8
三菱重工業，平成11年
- (2) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI-1063 改2
三菱原子力工業，平成2年
- (3) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」
MAPI-1069 改1
三菱原子力工業，平成2年
- (4) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改3
三菱重工業，平成16年
- (5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI-1041 改7
三菱重工業，平成11年
- (6) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture」
F. J. Moody, Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No.1,
Feb. 1965
- (7) 「DNB 相関式について」
MAPI-1029 改3
三菱重工業，平成16年

- (8) 「Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type」
F. W. Dittus and L. M. K. Boelter, University of California Publications in Engineering, Vol. 2, 1947
- (9) 「Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop, and Density Data for High Pressure Water」
W. H. Jens and P. A. Lottes, USAEC Report ANL-4627, 1951, Argonne National Laboratory
- (10) 「Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the Critical Heat Flux」
A. A. Bishop, R. O. Sandberg, L. S. Tong, ASME 65-HT-31, 1965
- (11) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
MAP I - 1080 改4
三菱重工業, 平成14年
- (12) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
NFK - 8094 改3
原子燃料工業, 平成14年
- (13) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」
MAP I - 1010 改1
三菱原子力工業, 昭和52年
- (14) 「スプレーによるよう素除去効果」
MAP I - 1008 改7
三菱原子力工業, 昭和61年

(15) 「事故時の格納容器漏洩率」

MAP I - 1060 改1

三菱重工業，平成12年

(16) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」

MHI - NES - 1005 改2

三菱重工業，平成10年

(17) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析手法」

MHI - NES - 1016

三菱重工業，平成12年

(18) 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による
水素生成割合」

MHI - NES - 1013

三菱重工業，平成11年

4. 重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1 重大事故

重大事故として、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の二つの場合を想定する。

4.1.1 原子炉冷却材喪失

4.1.1.1 事故の想定

- (1) 原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように、1次冷却材管の損傷により1次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が減少し、燃料の温度が上昇する事故であり、事故の程度は、冷却材の喪失の程度により異なるものである。
- (2) 原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、1次冷却材低温側配管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の両端破断は、1次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、さらに、適切な運転管理等（「3.2.1 原子炉冷却材喪失」参照）からみて、實際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の両端破断を仮定する。
- (3) 1次冷却材低温側配管の瞬時の両端破断を想定した場合、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。
- (4) 1次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大気

圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設の一つである原子炉格納容器スプレイ設備が作動し、原子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後24時間は、原子炉格納容器の最高使用圧力に対する事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として0.15%/d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として29日間は、0.075%/dで原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

- (5) 原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタを経て再循環し、その一部は、格納容器排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

- (6) 原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器再循環サンプル水中に溶解する。このよう素は、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、安全補機室に漏えいし、安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタを経て大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

4.1.1.2 評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地境界外での線量は、次のように二つに分けて計算する。

- (1) 原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による線量，すなわち，よう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部 γ 線による全身に対する線量（また，この際参考として希ガスの β 線外部被ばくによる線量も計算する。）
- (2) 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物（事故後30日間）の外部 γ 線による全身に対する線量，すなわち，原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量

4.1.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

a. 計算条件

(a) 事故発生直前まで，原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は，燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて，最高40,000時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は，炉心内蓄積量に対し，次の割合で放出されるものとする。

希ガス 2 %

よう素 1 %

- (c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素の形態をとるものとする。
- (d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器や同容器内の機器等に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。
- (e) 格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率⁽¹⁾は、評価上厳しめに等価半減期100秒とする。
- ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は、評価上5分とする。
- (f) 原子炉格納容器からの漏えい率⁽²⁾は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで	0.15 %/d
-----------	----------

その後29日間	0.075%/d
---------	----------

- (g) 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- (h) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

- (i) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため格納容器排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。
- (j) アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタの効率⁽³⁾は、評価上厳しめに90%とする。
- (k) 希ガスに対する格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果等は無視する。
- (l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに $8 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (m) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとする。
- (n) 再循環水体積は、評価上 $1,400 \text{ m}^3$ とする。
- (o) 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は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。
- (p) 安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタの効率⁽³⁾は、評価上厳しめに90%とする。

b. 計算方法

(a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

原子炉の運転によって事故発生時までに炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(10-3)式で与えられる。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i^T \cdot T_0} \right) \quad \dots\dots\dots (10-3)$$

ここで

$q_{T_0}^i$: T_0 時間運転後の核種 i の炉心内蓄積量 (Bq)

P_0 : 原子炉熱出力 (=2,705MWt)

Y_i : 核種 i の核分裂収率^{(4) (5)}

λ_r^i : 核種 i の放射性崩壊定数^{(5) (6) (7)} (s^{-1})

T_0 : 原子炉運転時間 (s)

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.1表に示すとおりである。

また、希ガスには、Xe、Krの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.2表に示すとおりである。

第4.1.1表 よう素の炉心内蓄積量

核 種	核分裂収率 (%)	半 減 期	炉心内蓄積量 (Bq)
I - 1 3 1	2.84	8.06 d	2.46×10^{18}
I - 1 3 2	4.21	2.28 h	3.65×10^{18}
I - 1 3 3	6.77	20.8 h	5.86×10^{18}
I - 1 3 4	7.61	52.6 min	6.59×10^{18}
I - 1 3 5	6.41	6.61 h	5.55×10^{18}
合 計	—	—	2.41×10^{19}

第4.1.2表 希ガスの炉心内蓄積量

核 種	核分裂 収率(%)	半 減 期	γ 線実効エネルギー (MeV/dis)	β 線実効エネルギー (MeV/dis)	炉心内蓄積量(Bq)	炉心内蓄積量 (γ 線0.5MeV換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β 線強度) (MeV・Bq/dis)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	4.59×10^{17}	2.29×10^{15}	1.70×10^{16}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	1.13×10^{18}	3.61×10^{17}	2.87×10^{17}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	4.15×10^{16}	1.83×10^{14}	1.04×10^{16}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	2.20×10^{18}	3.49×10^{18}	2.91×10^{18}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	3.10×10^{18}	1.21×10^{19}	1.17×10^{18}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	3.44×10^{16}	1.38×10^{15}	4.92×10^{15}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.66×10^{17}	1.39×10^{16}	3.15×10^{16}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	5.86×10^{18}	5.28×10^{17}	7.91×10^{17}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	9.15×10^{17}	7.91×10^{17}	8.70×10^{16}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	0.316	5.75×10^{18}	2.87×10^{18}	1.82×10^{18}
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	0.611	5.44×10^{18}	1.29×10^{19}	3.32×10^{18}
合 計	—	—	—	—	2.51×10^{19}	3.31×10^{19}	1.04×10^{19}

(b) 核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.1図及び第4.1.2図に示す。

- ① 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10-4)式で与えられる。

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

..... (10-4)

ここで

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 (Bq)

$Q_{c\ m}$: 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 (Bq) で、次式で表わす。

$$Q_{c\ m} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta \cdot (T_m - T_{m-1})}$$

ただし、時刻 $T_m = 0$ (事故発生直後) において

$$Q_{c\ m} = K \cdot Q_0$$

K : 燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

$$\text{よう素} : K = F_f \cdot F_g \cdot F_p$$

希ガス : $K = F_f \cdot F_p$

F_f : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素 : $F_f = 0.01$

希ガス : $F_f = 0.02$

F_g : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素 : $F_g = 0.9$

有機よう素 : $F_g = 0.1$

F_p : 原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素 : $F_p = 0.5$

有機よう素 : $F_p = 1.0$

希ガス : $F_p = 1.0$

Q_0 : よう素及び希ガスの炉心内蓄積量 (Bq)

F_d : アニュラス部以外からの漏えい割合 (=0.03)

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 (h^{-1}) で、次式により表わす。

$$\beta = L + \lambda_r + \lambda_s$$

L : 原子炉格納容器の漏えい率 (h^{-1})

$$0 \sim 24h : L = 0.0015 \quad d^{-1}$$

$$= 6.25 \times 10^{-5} \quad h^{-1}$$

$$1 \sim 30d : L = 0.00075 \quad d^{-1}$$

$$= 3.125 \times 10^{-5} \quad h^{-1}$$

λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (h^{-1})

λ_s : 格納容器スプレイ水による除去効率 (h^{-1})

$$\text{無機よう素} : \lambda_s = 24.9 \quad h^{-1}$$

$$\text{有機よう素} : \lambda_s = 0.0 \quad h^{-1}$$

希 ガ ス : $\lambda_s = 0.0 \text{ h}^{-1}$

- ② また，原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後，大気中に放出される核分裂生成物の量は，事故発生後最初の10分間は，原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体が，そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので，(10-5)式で与えられ，10分以降は，アニュラス空気再循環設備から格納容器排気筒を経て放出されるので(10-6)式で与えられる。

$$Q_{m0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.167\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (10-5)$$

$$Q_m^a = g_1 \cdot (1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} \cdot \left[\frac{Q_{cm} \cdot F_a \cdot L}{\beta_a - \beta} \cdot \left\{ \frac{1 - e^{-\beta \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta_a \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right\} + Q_{am} \cdot \frac{1 - e^{-\beta_a \cdot (T_{m+1} - T_m)}}{\beta_a} \right] \dots\dots\dots (10-6)$$

ここで

Q_{m0}^a : アニュラス部から事故発生後最初の10分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_m^a : 10分以降において，時刻 T_m から T_{m+1} の時間内にアニュラス空気再循環設備から放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_{am} : 10分以降において時刻 T_m にアニュラス部に浮

遊しているよう素及び希ガスの量（Bq）で，次式で表わす。

$$Q_{a\ m} = Q_{c(m-1)} \cdot L \cdot F_a \cdot \left[\frac{1}{\beta_a - \beta} \cdot \left\{ e^{-\beta \cdot (T_m - T_{m-1})} - e^{-\beta_a \cdot (T_m - T_{m-1})} \right\} \right] + Q_{a(m-1)} \cdot e^{-\beta_a \cdot (T_m - T_{m-1})}$$

ただし， $T_m = 10\text{min}$ のとき $Q_{a\ m} = 0$

F_a : アニュラス部への漏えい割合 (=0.97)

R_a : アニュラス空気再循環設備排気流量
(1台分 15,000m³/h)

V_a : アニュラス部容積 (=10,360m³)

g_1 : アニュラス排気流量の割合

10min～30min : $g_1 = 1.0$

30min～30 d : $g_1 = 0.2$

g_2 : アニュラス空気再循環流量の割合

10min～30min : $g_2 = 0.0$

30min～30 d : $g_2 = 0.8$

η : アニュラス空気再循環設備フィルタの除去効率

よう素 : $\eta = 0.9$

希ガス : $\eta = 0.0$

β_a : アニュラス部内での低減効果（h⁻¹）で，次式により表わす。

$$\beta_a = \frac{R_a}{V_a} - g_2 \cdot (1 - \eta) \cdot \frac{R_a}{V_a} + \lambda_r$$

- ③ 再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10-7)式で与えられる。

$$Q_e = F_p \cdot F_\ell \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot (1 - \eta_e) \cdot \frac{1 - e^{-7.20 \beta_e}}{V_e \cdot \beta_e}$$

..... (10-7)

$$Q_{em} = K_e \cdot Q_0 \cdot e^{-0.333 \lambda_r}$$

ここで

Q_e : 事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量 (Bq)

Q_{em} : 再循環開始時 ($T_m = 20\text{min}$) における再循環水中のよう素の量 (Bq)

F_p : 再循環水中のよう素の気相への移行率 (=0.05)

F_ℓ : 安全補機室内での沈着を逃れる割合 (=0.5)

L_e : 再循環系からの漏えい率

$$0 \sim 20\text{min} : L_e = 0 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$20\text{min} \sim 30\text{d} : L_e = 8 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$$

K_e : 燃料から再循環水中へのよう素の放出割合 (=0.01)

η_e : 安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率 (=0.9)

V_e : 再循環水体積 (=1,400 m^3)

β_e : 再循環水中でのよう素の低減効果 (h^{-1}) で次式により表わす。

$$\beta_e = \lambda_r + \frac{L_e}{V_e}$$

(2) 線 量

a. 拡散，気象条件

線量評価に必要な拡散，気象条件としては，「添付書類六
2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように，「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
れた相対濃度（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を用いる。

b. 計算方法

(a) 甲状腺に対する線量

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は
(10-8) 式で計算される。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \dots\dots\dots (10-8)$$

ここで

D_I : よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量
(Sv)

K_{Te} : I-131 の吸入摂取による小児の甲状腺の等価
線量に係る線量係数 (Sv/Bq)

また，第4.1.3表に I-131 等価量への換算係数
を示す。

M : 小児の呼吸率 (m³/s)
呼吸率は，事故期間が1日以上に及ぶことより，
1日平均の呼吸率5.16m³/dを秒当たりに換算して
用いる。

Q_e : よう素の大気放出量
(I-131等価量—小児甲状腺線量係数換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

第4.1.3表 よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る
線量係数及び I - 1 3 1 等価量への換算係数

核 種	よう素の吸入摂取による 小児の甲状腺の等価線量に 係る線量係数 (Sv/Bq)	I - 1 3 1 等価量への 換 算 係 数
I - 1 3 1	3.2×10^{-6}	1
I - 1 3 2	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
I - 1 3 3	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
I - 1 3 4	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
I - 1 3 5	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-2}

(b) 外部 γ 線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部 γ 線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部 γ 線による全身に対する線量は
(10-9) 式で与えられる。

$$D_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (10-9)$$

ここで

D_{γ} : 外部 γ 線による全身に対する線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数
(= 1 Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算) (Bq)

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量は、 β 線の飛程が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく(10-10) 式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \quad \dots\dots (10-10)$$

ここで

D_{β} : β 線外部被ばくによる線量 (Sv)

E_{β} : β 線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_{β} : 希ガスの大気放出量 (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

a. 計算条件

(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%とする。

(b) 核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては、「4.1.1.3(1) 核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同一の核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイ

シャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上のものを対象とする。

(c) 事故後30日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線エネルギーを第4.1.4表のようにエネルギー範囲別に区分して計算する。

b. 計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、I番目のエネルギー群について(10-3)式及び(10-11)式～(10-13)式で計算する。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{p\ k} \cdot E_{p\ k}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \quad \cdots (10-11)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{d\ k} \cdot E_{d\ k}) \cdot \left[q_d \cdot f_d \cdot (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \cdot \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p} \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} \cdot (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \right\} \right] \quad \cdots (10-12)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \cdots (10-13)$$

ここで

λ : 放射性崩壊定数 (s^{-1})

β : 親核種から娘核種への崩壊の割合

q : 炉心内蓄積量 (Bq)

t : 事故発生後の時間 (s)

f : 核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E : γ 線のエネルギー (MeV/dis)

R : 崩壊してエネルギーEの γ 線を出す割合

n : 当該核種から放出される γ 線のうちI番目のエネルギー群に属する γ 線の数

S : 原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後t (s) までの積算線源強度 (MeV)

添字 : p : 親核種
d : 娘核種
 ℓ : 親核種の数
m : 娘核種の数
k : 当該核種から放出され, I番目のエネルギー群に属する γ 線のうちk番目を示す。

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第4.1.4表に示すとおりである。

第4.1.4表 原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	$1.4 \times 10^{2.2}$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	$1.4 \times 10^{2.2}$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	$2.9 \times 10^{2.1}$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	$3.5 \times 10^{2.1}$
2.5	$1.8 < E$	$2.4 \times 10^{2.1}$

(2) 線 量

a. スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充満した γ 線源を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギー群別に計算コードSCATTERING⁽⁸⁾を用いて行う。

計算の基本式は(10-14)式のとおりである。

$$D_s = K_1 \cdot \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-b} dV$$

..... (10-14)

ただし

$$\phi(E, X) = \frac{S(E)}{4\pi \cdot \rho^2} \cdot e^{-b_0} \cdot B(E, b_0)$$

ここで

D_s : スカイシャイン線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数
(= 1 Sv/Gy)

$\phi(E, X)$: 散乱点Xにおける γ 線エネルギーEの γ 線強度
(MeV/m²)

$S(E)$: 線源エネルギーEの積算線源強度 (MeV)

$K_2(E')$: 散乱エネルギーE'の γ 線に対する空気カーマ
への換算係数 (Gy/(MeV/m²))

ρ : 線源点から散乱点までの距離 (m)

r : 散乱点から評価点までの距離 (m)

V : 散乱体積 (m^3)

N : 空気中の電子数密度 (electrons/ m^3)

$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: Klein-Nishinaの微分散乱断面積 (m^2)

θ : 散乱角 (radian)

$B(E, b_0)$: 線源エネルギー E の γ 線の減衰距離 b_0 。

($= \sum_i \sum_j \mu_i \cdot X_j$) (ただし, 空気層を除く)
に対するビルドアップ係数

$B(E', b)$: 散乱エネルギー E' の γ 線の減衰距離 b

($= \sum_{\ell} \sum_m \mu'_{\ell} \cdot X_m$) に対するビルドアップ
係数

μ_i : 線源エネルギー E における物質 i の線減衰係数
(m^{-1})

μ'_{ℓ} : 散乱エネルギー E' における物質 ℓ の線減衰係数
(m^{-1})

X_j : 領域 j の通過距離 (m)

X_m : 領域 m の通過距離 (m)

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B(E, b) = 1 + \left(0.8 - 0.214 \cdot \ln \frac{E}{1.801} \right) \cdot b^a$$

($E > 1.801 \text{ MeV}$)

$$B(E, b) = 1 + 0.8 b^a$$

($E \leq 1.801 \text{ MeV}$)

$$a = 1.44 + 0.0239 E + 0.625 \cdot \ln \left(0.19 + \frac{1.0005}{E} \right)$$

b. 直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による γ 線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外周コンクリート壁円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギー群別に計算コードSCATTERING⁽⁸⁾を用いて行う。

計算の基本式は(10-15)式のとおりである。

$$D_d = K_1 \cdot K_2(E) \cdot \int_V \frac{S_V}{4\pi \cdot r^2} \cdot F(b) \, dV$$

..... (10-15)

ここで

D_d : 直接線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから全身に対する線量への換算係数
(= 1 Sv/Gy)

$K_2(E)$: エネルギーEの γ 線に対する空気カーマへの換算係数
(Gy/(MeV/m²))

S_V : 単位体積当たりの積算線源強度 (MeV/m³)

r : 線源から計算点までの距離 (m)

$F(b)$: γ 線の減衰率で次式で表わす。

$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$

b : 減衰距離 ($= \sum_i \mu_i \cdot t_i$)

μ_i : i番目の物質の線減衰係数 (m⁻¹)

t_i : i番目の物質中の通過距離 (m)

$B(E, b)$: エネルギーEの γ 線の減衰距離bに対するビル

ドアップ係数

4.1.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

重大事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131等価量-小児甲状腺線量係数換算)	約 1.6×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 1.5×10^{14} Bq
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.0059 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00087 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量(甲状腺(小児)に対して1.5Sv, 全身に対して0.25Sv)を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.00017Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。

		小児甲状腺	全 身	外 部 β 線
(1)	放射性雲による線量	約0.0059Sv	約0.00003Sv	約0.00017Sv
(2)	格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約0.00084Sv	—
合 計		約0.0059Sv	約0.00087Sv	約0.00017Sv

4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1 事故の想定

- (1) 蒸気発生器伝熱管破損は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの原因で伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こし、1次冷却材が蒸気発生器2次側へ流出するもので、もし1次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、2次側へ核分裂生成物が流出することになる。
- (2) 蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性に優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計、製作、運転中の水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくしているが、評価に当たっては、伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する。（「3.4.2.1(2) 防止対策」参照）
- (3) 外部電源が有効である場合、主蒸気ダンプ弁が作動するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので、主蒸気ダンプ弁は作動せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに1次冷却材流出量は減少し、事故発生後約52分で原子炉圧力は2次冷却系圧力以下となり、流出は止まる。この間に、2次冷却系へ流出する1次冷却材量は約75t、また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約24tである。（「3.4.2.2(3) 解析結果」参照）
- (4) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、評価に当たっては、2次冷却系へ流出す

る核分裂生成物として次の２通りを考える。

- a. 事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続けられていたものとしての１次冷却材中に存在する核分裂生成物
- b. 事故時１次冷却系の減圧等何らかの原因で前述の損傷している燃料被覆管から新たに１次冷却材中に放出される核分裂生成物

(5) 核分裂生成物の大気放出量は、破損した蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上は更に蒸気発生器２次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。

(6) 外部電源がある場合、主蒸気ダンプ系が使用でき、蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により、１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することになる。したがって、原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

4.1.2.2 評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地境界外での線量は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量に分けて計算する（また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算す

る。) 。

4.1.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

- a. 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて最高40,000時間とする。
- b. 破損側蒸気発生器は、事故発生後52分に隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。また、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の破損を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして次の2通りを仮定する。
 - (a) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 4.5×10^{13} Bq、希ガス約 3.0×10^{14} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

前述の核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第4.1.5表及び第4.1.6表に示す1次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。
 - (b) (a)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 2.4×10^{15} Bq、希ガス約 6.6×10^{15} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)。

この追加放出量は、事故後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.29 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ とする。

- d. この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。
- e. 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。
- f. 2次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう素の放出については気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。
- g. 破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $10 \text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が隔離後24時間で直線的に大気圧まで減圧していくと仮定し、この時の2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする

第4.1.5表 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核 種	核分裂収率 (%)	半 減 期	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I－131	2.84	8.06 d	4.58×10^4	8.70×10^{12}	2.46×10^{18}	2.46×10^{14}
I－132	4.21	2.28 h	2.43×10^4	4.62×10^{12}	3.65×10^{18}	3.65×10^{14}
I－133	6.77	20.8 h	8.94×10^4	1.70×10^{13}	5.86×10^{18}	5.86×10^{14}
I－134	7.61	52.6 min	1.85×10^4	3.52×10^{12}	6.59×10^{18}	6.59×10^{14}
I－135	6.41	6.61 h	5.87×10^4	1.11×10^{13}	5.55×10^{18}	5.55×10^{14}
合 計	—	—	2.37×10^5	4.50×10^{13}	2.41×10^{19}	2.41×10^{15}

第4.1.6表 1次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核 種	核分裂 収 率 (%)	半減期	γ 線実効 エネルギー (MeV/ dis)	β 線実効 エネルギー (MeV/ dis)	冷 却 材 中 濃 度			冷却材中蓄積量		炉 心 内 蓄 積 量 (Bq)	追加放出寄与分	
					冷却材中 濃 (Bq/g)	γ 線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	β 線強度 (MeV・Bq /dis・g)	γ 線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β 線強度 (MeV・Bq/dis)		γ 線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β 線強度 (MeV・Bq/dis)
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	1.48×10^4	7.40×10^1	5.48×10^2	1.41×10^{10}	1.04×10^{11}	4.59×10^{17}	4.59×10^{11}	3.40×10^{12}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	7.22×10^4	2.30×10^4	1.83×10^4	4.36×10^{12}	3.47×10^{12}	1.13×10^{18}	7.21×10^{13}	5.74×10^{13}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	7.29×10^5	3.21×10^3	1.83×10^5	6.09×10^{11}	3.47×10^{13}	4.15×10^{16}	3.66×10^{10}	2.09×10^{12}
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	4.29×10^4	6.81×10^4	5.68×10^4	1.29×10^{13}	1.08×10^{13}	2.20×10^{18}	6.97×10^{14}	5.82×10^{14}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.24×10^5	4.82×10^5	4.66×10^4	9.15×10^{13}	8.85×10^{12}	3.10×10^{18}	2.42×10^{15}	2.34×10^{14}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	1.10×10^5	4.40×10^3	1.57×10^4	8.37×10^{11}	2.99×10^{12}	3.44×10^{16}	2.75×10^{11}	9.84×10^{11}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.17×10^5	9.86×10^3	2.23×10^4	1.87×10^{12}	4.24×10^{12}	1.66×10^{17}	2.78×10^{12}	6.30×10^{12}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	9.11×10^6	8.20×10^5	1.23×10^6	1.56×10^{14}	2.34×10^{14}	5.86×10^{18}	1.06×10^{14}	1.58×10^{14}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.24×10^4	1.93×10^4	2.13×10^3	3.68×10^{12}	4.04×10^{11}	9.15×10^{17}	1.58×10^{14}	1.74×10^{13}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	0.316	2.43×10^5	1.22×10^5	7.69×10^4	2.31×10^{13}	1.46×10^{13}	5.75×10^{18}	5.75×10^{14}	3.63×10^{14}
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.18×10^4	5.15×10^4	1.33×10^4	9.78×10^{12}	2.52×10^{12}	5.44×10^{18}	2.57×10^{15}	6.64×10^{14}
合 計	—	—	—	—	1.06×10^7	1.60×10^6	1.67×10^6	3.05×10^{14}	3.17×10^{14}	2.51×10^{19}	6.60×10^{15}	2.09×10^{15}

(2) 計算方法

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.1.3図及び第4.1.4図に示す。

a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10-16)式～(10-19)式を用いて求める。

また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \cdot \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \quad \dots\dots\dots (10-16)$$

(b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \quad \dots\dots\dots (10-17)$$

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} \cdot (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} \right] \right]$$

$$\begin{aligned}
& -\frac{1}{\lambda_S} \cdot (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \Bigg] \\
& + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right. \\
& \left. - \frac{1}{\lambda_S} \cdot (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \Bigg] \quad \dots\dots\dots (10-18)
\end{aligned}$$

ただし

$$\lambda_C = \lambda_i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_S = \lambda_i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

ここで

R_i : 核種*i*の大気中への放出放射能量 (Bq)

C_i : 核種*i*の事故発生前の1次冷却材中放射能量 (Bq)

F_i : 核種*i*の事故発生後の追加放出に寄与する放射能量
(Bq)

L_R : 2次冷却系への1次冷却材流出率 (=90t/52min)

V_C : 1次冷却系保有水量 (=190t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

ν : 追加放出率 ($=1.29 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$)

f_1 : 有機よう素の割合 (=0.01)

f_2 : 無機よう素の割合 (=0.99)

P_F : 無機よう素の気液分配係数
($=100 \text{ (液相中濃度Bq/g) / (気相中濃度Bq/g) }$)

G : 大気中への蒸気放出率 (=30t/52min)

λ_i : 核種*i*の放射性崩壊定数 (min⁻¹)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=52min)

また、追加放出率 ν は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例するものと仮定して(10-19)式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \cdot \frac{1}{t} \dots\dots\dots (10-19)$$

ここで

P_0 : 事故発生前の原子炉圧力 (=15.62MPa [gage])

P_t : 原子炉圧力が2次冷却系の圧力を下回ったときの圧力
(=6.86MPa [gage])

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=52min)

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系の圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の崩壊を考慮して(10-20)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} \cdot L_V \cdot \sqrt{1-t} \, dt \dots\dots\dots (10-20)$$

ここで

R_L : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

S_I : 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度
(Bq/t)

L_V : 隔離時の蒸気の漏えい率 (=10m³/d=0.5t/d)

P_F : 無機よう素の気液分配係数

(=100 (液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

λ_i : 核種iの放射性崩壊定数 (d^{-1})

T : 漏えいが停止するまでの時間 (= 1 d)

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度 S_I は,

(10-21) 式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \cdot \left\{ \frac{v \cdot F_i}{\lambda_C} \cdot \left(\frac{1 - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S} - \frac{e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S - \lambda_C} \right) + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} (e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \quad \dots (10-21)$$

4.1.2.4 線 量

(1) 拡散, 気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合, 核分裂生成物は, 主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが, 評価上は厳しめに地表面から放出されると仮定し, 「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「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濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

(2) 計算方法

a. 甲状腺に対する線量

χ/Q の値に基づき, 原子炉冷却材喪失の場合と同様に, (10-8) 式を用いて線量を計算する。

ただし, 呼吸率は, 事故期間が短いことを考慮し, 活動時の

呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当りに換算して用いる。

b. 外部 γ 線による全身に対する線量

D/Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、
(10-9)式を用いて線量を計算する。

また、希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても、原子
炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

重大事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中
に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量
は次表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131等価量-小児甲状腺線量係数換算)	約 $8.1 \times 10^{11}\text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $8.0 \times 10^{14}\text{Bq}$
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.022 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.00064 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対する
めやす線量(甲状腺(小児)に対して 1.5Sv 、全身に対して 0.25Sv)
を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約 0.0021Sv である。

4.1.3 結 論

立地条件の適否を評価するため、重大事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して1.5Sv，全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

4.2 仮想事故

仮想事故としては、重大事故と同様、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の二つの場合を考慮する。以下に、重大事故の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1 原子炉冷却材喪失

4.2.1.1 事故の想定

仮想事故の想定は、重大事故の場合（「4.1.1.1 事故の想定」参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている核分裂生成物のうち、希ガスについては100%、よう素については50%が原子炉格納容器内に放出されると仮定する。また再循環水中へは、炉心内に蓄積されているよう素の50%が溶解すると仮定する。

4.2.1.2 評価線量の種類

仮想事故として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、重大事故の場合（「4.1.1.2 評価線量の種類」参照）に述べたように2通りに分けて計算する。さらに、大気中に放出された希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.1.3 大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1) 核分裂生成物の大気放出量

前記事故の想定のもとに、重大事故と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第4.2.1図及び第4.2.2図に示す。

(2) 線 量

a. 甲状腺に対する線量及び外部γ線による全身に対する線量

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、
(10-22) 式によって行う。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \dots\dots\dots (10-22)$$

ここで

D_I : よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量
(Sv)

K_{Te} : I-131の吸入摂取による成人の甲状腺の等価
線量に係る線量係数 (Sv/Bq)

また、第4.2.1表にI-131等価量への換算係数
を示す。

M : 成人の呼吸率 (m³/s)

呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、
1日平均の呼吸率22.2m³/dを秒当たりに換算し
て用いる。

Q_e : よう素の大気放出量
(I-131等価量-成人甲状腺線量係数換算) (Bq)

χ / Q : 相対濃度 (s/m³)

外部γ線による全身に対する線量の評価は、重大事故と同様
の評価条件及び評価式によって行う。

第4.2.1表 よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る
線量係数及び I - 1 3 1 等価量への換算係数

核 種	よう素の吸入摂取による 成人の甲状腺の等価線量に 係る線量係数 (Sv/Bq)	I - 1 3 1 等価量への 換 算 係 数
I - 1 3 1	3.9×10^{-7}	1
I - 1 3 2	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
I - 1 3 3	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
I - 1 3 4	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
I - 1 3 5	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

b. 全身線量の積算値

(a) 仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値を計算して評価する。この場合、計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる線量は (10-23) 式で与えられる。

$$D_{\text{sub}} = \frac{1}{2} \cdot K_3 \cdot E \cdot \chi \quad \dots\dots\dots (10-23)$$

ただし

$$\chi = \frac{4.65 \times 10^{-2} \cdot Q_N}{u \cdot \theta \cdot x \cdot h} \cdot \exp \left\{ -2.3 \cdot \left(\frac{H}{h} \right)^2 \right\}$$

ここで

D_{sub}	: 全身線量	(Sv)
K_3	: 換算係数	(dis・m ³ ・Sv/ (MeV・Bq・h))
E	: 希ガスの γ 線エネルギー	(=0.5MeV/dis)
χ	: 放射性雲の地上濃度	(Bq・h/m ³)
Q_N	: 希ガスの大気放出量	
	(γ 線エネルギー0.5MeV換算)	(Bq)
u	: 風速	(m/s)
x	: 風下距離	(m)
θ	: 横の拡がり	($^{\circ}$)
h	: 縦の拡がり	(m)
H	: 放出点の地上高さ	(m)

(b) 大気中での拡散条件は、縦の拡がりを大気安定度F型、横の拡がりを30 $^{\circ}$ 一定、平均風速は1.5m/s、放出点は地上と仮定して計算する。

(c) 対象とする方位は、全身線量の積算値が最も厳しくなるように敷地からみて人口の多い地域（大阪，東京等）を含むほぼ東北東方向30 $^{\circ}$ 扇形とし、発電所からの距離10kmまでは5kmごと、10km～100kmまでは10kmごと、100km～200kmまでは50kmごと、200km以遠については100kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。

(d) 現時点での人口集計は、「平成12年国勢調査報告」⁽⁹⁾により行い、全身線量の積算値を計算する。

また、参考として、2050年での人口推計^{(10) (11) (12)}を行い、全身線量の積算値を推定する。

4.2.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1) 線源強度

事故時に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は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内の核分裂生成物による積算線源強度は、重大事故と同様エネルギー別に(10-3)式及び(10-11)式～(10-13)式で計算する。その結果を第4.2.2表に示す。

第4.2.2表 原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	6.8×10^{23}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	7.1×10^{23}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.4×10^{23}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	1.8×10^{23}
2.5	$1.8 < E$	1.2×10^{23}

(2) 線量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と、原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

4.2.1.5 原子炉冷却材喪失時の評価結果

仮想事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 (I-131 等価量－成人甲状腺線量係数換算)	約 7.6×10^{13} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 7.3×10^{15} Bq
線 量	成人甲状腺に対する線量	約 0.15 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.044 Sv
積 算 値	2000年の人口による積算値	約 0.11万人Sv
	2050年の人口 (推計) による積算値	約 0.094万人Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量 (甲状腺 (成人) に対して3Sv, 全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv) を十分下回るものである。

また、 β 線外部被ばくによる線量は約0.0081Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

		成人甲状腺	全 身	外 部 β 線
(1)	放射性雲による線量	約0.15Sv	約0.002Sv	約0.0081Sv
(2)	格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約0.042Sv	—
合 計		約0.15Sv	約0.044Sv	約0.0081Sv

4.2.2 蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1 事故の想定

- (1) 重大事故では、損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、原子炉圧力の低下とともに徐々に1次冷却材中に放出されるものとしたが、仮想事故では、事故直後にこの全核分裂生成物が1次冷却材中に放出されるものとする。
- (2) 伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って1次冷却系及び2次冷却系の減圧が行われるが、仮想事故ではこの減圧効果を無視して、隔離された蒸気発生器の2次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2 評価線量の種類

仮想事故として蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評価線量の種類は、重大事故の場合（「4.1.2.2 評価線量の種類」参照）と同様である。さらに、大気中に放出された希ガスの外部 γ 線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3 核分裂生成物の大気放出量

(1) 計算条件

仮想事故としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き重大事故と同様の条件のもとで計算する。

- a. 損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、原子炉圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。したがっ

て、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの52分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する量は、そのとき流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。

- b. 破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率 $10\text{m}^3/\text{d}$ で30日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の崩壊を考慮する。

(2) 計算方法

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を、第4.2.3図及び第4.2.4図に示す。

- a. 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10-24)式～(10-26)式を用いて求める。

- (a) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \quad \dots\dots\dots (10-24)$$

- (b) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \quad \dots\dots\dots (10-25)$$

- (c) 無機よう素の放出量

$$R_i = f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \cdot \frac{G}{V_S \cdot P_F} \quad \dots\dots\dots (10-26)$$

ここで

R_i : 核種*i*の大気中への放出放射能量 (Bq)

C_i	: 核種 <i>i</i> の事故発生前の1次冷却材中放射エネルギー	(Bq)
F_i	: 核種 <i>i</i> の事故発生直後の追加放出に寄与する放射エネルギー	(Bq)
L_R	: 隔離されるまでの1次冷却材流出量	(=90t)
V_C	: 1次冷却系保有水量	(=190t)
G	: 隔離されるまでの大気放出蒸気量	(=30t)
V_S	: 破損側蒸気発生器保有水量	(=40t)
f_1	: 有機よう素の割合	(=0.01)
f_2	: 無機よう素の割合	(=0.99)
P_F	: 無機よう素の気液分配係数	(=100 (液相中濃度Bq/g) / (気相中濃度Bq/g))

b. 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後30日間の大気中に放出される無機よう素の量は(10-27)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot (F_i + C_i) \cdot \frac{L_T}{V_S \cdot P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} dt \quad \dots\dots (10-27)$$

ここで

R_L	: 隔離後の無機よう素の放出量	(Bq)
L_T	: 蒸気漏えい率	(=10m ³ /d=0.5t/d)
λ_i	: 核種 <i>i</i> の放射性崩壊定数	(d ⁻¹)
T	: 漏えい期間	(=30d)

4.2.2.4 線 量

(1) 拡散，気象条件

重大事故の場合と同様とする。

また，全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2) 計算方法

a．甲状腺に対する線量

x/Q の値に基づき，原子炉冷却材喪失の場合と同様に（10-22）式を用いて線量を計算する。

ただし，呼吸率は事故期間が短いことを考慮し，活動時の呼吸率 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

b．外部 γ 線による全身に対する線量

重大事故の場合と同様に，（10-9）式を用いて線量を計算する。

また，希ガスの β 線外部被ばくによる線量についても，重大事故の場合と同様に計算する。

c．全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に，計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。このとき，対象とする方位及び人口集計も原子炉冷却材喪失の場合と同様である。

放出点は地上と仮定して計算する。

4.2.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

仮想事故として，蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中

に放出される核分裂生成物の量，敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評 価 項 目		評価結果
放出量	よう素 (I-131等価量－成人甲状腺線量係数換算)	約 3.5×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 3.3×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約 0.044 Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.0027 Sv
積算値	2000年の人口による積算値	約0.050万人Sv
	2050年の人口(推計)による積算値	約0.043万人Sv

これらの線量は，「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して3 Sv，全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv）を十分下回るものである。

また， β 線外部被ばくによる線量は約0.0071Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

4.2.3 結 論

立地条件の適否を評価するため、仮想事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して3 Sv，全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv）を十分下回るものである。

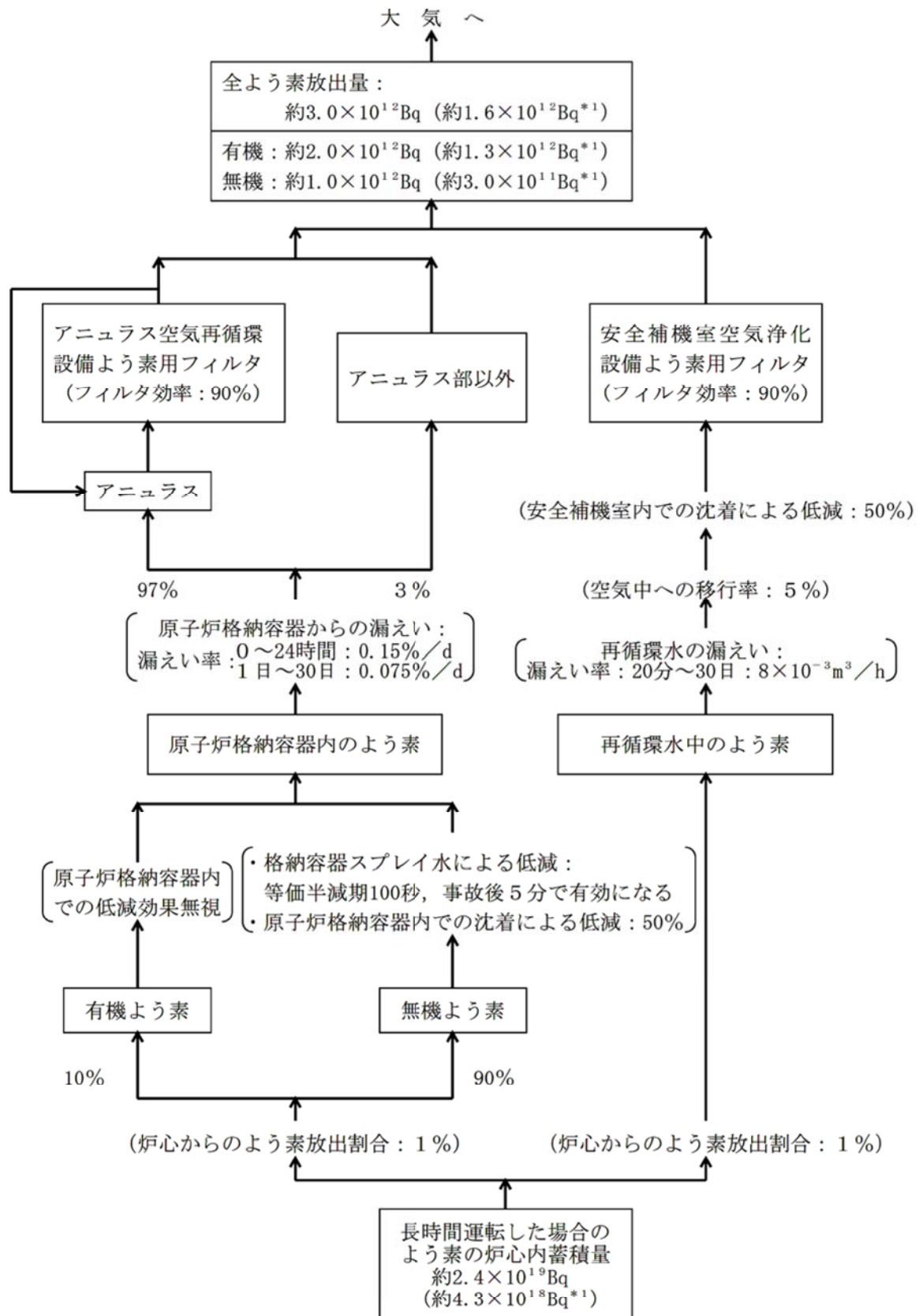
第4.2.3表 全身線量の積算値（2000年の人口集計による）

距 離(km) (東北東方向)	主 な 市 町 村 名	人口 (人)	原子炉冷却材喪失 時 の 積 算 線 量 (人Sv)	蒸気発生器伝熱管 破損時の積算線量 (人Sv)
1～ 5	伊方町	120	3.5	1.6
5～ 10	保内町	290	0.66	0.30
10～ 20	保内町, 長浜町, 大洲市	2,800	2.5	1.2
20～ 30	長浜町, 大洲市	11,000	3.6	1.6
30～ 40	双海町, 内子町, 中山町	7,000	1.4	0.61
40～ 50	伊予市, 松前町	47,000	6.2	2.8
50～ 60	松山市, 砥部町	470,000	48	22
60～ 70	松山市, 重信町, 川内町	68,000	5.5	2.5
70～ 80	丹原町	6,900	0.47	0.21
80～ 90	今治市, 東予市	160,000	9.4	4.3
90～ 100	西条市, 今治市	96,000	5.1	2.3
100～ 150	新居浜市, 伊予三島市, 川之江市, 観音寺市	490,000	23	11
150～ 200	高松市, 岡山市, 倉敷市	2,300,000	73	33
200～ 300	徳島市, 姫路市, 神戸市, 和歌山市	4,400,000	110	47
300～ 400	大阪市, 京都市, 奈良市, 大津市	16,000,000	260	120
400～ 500	津市, 福井市, 岐阜市, 名古屋市	11,000,000	130	59
500～ 600	金沢市, 富山市, 静岡市	3,400,000	33	15
600～ 700	長野市, 甲府市, 前橋市, 八王子市	13,000,000	110	48
700～ 800	横浜市, 東京都, 千葉市, 新潟市	31,000,000	210	95
800～ 900	水戸市, 福島市, 山形市	4,500,000	27	12
900～1000	仙台市, 秋田市	3,800,000	20	9.1
1000～	盛岡市, 八戸市	2,400,000	12	5.1
	合 計	93,200,000	1,100	500

第4.2.4表 全身線量の積算値（2050年の人口推計による）

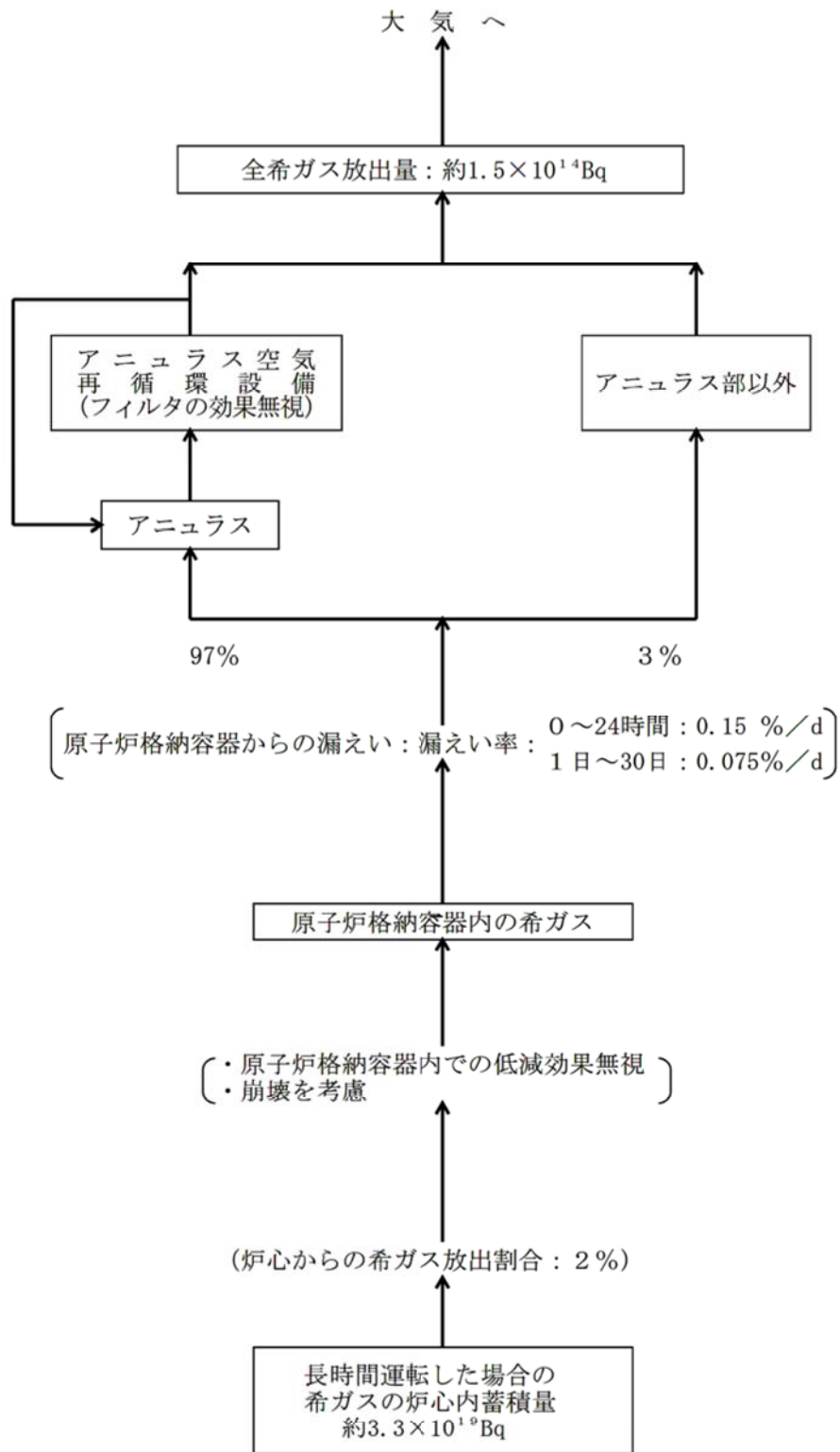
距離(km) (東北東方向)	主 な 市 町 村 名	人口 (人)	原子炉冷却材喪失 時の 積 算 線 量 (人Sv)	蒸気発生器伝熱管 破損時の積算線量 (人Sv)
1～ 5	伊方町	89	2.6	1.2
5～ 10	保内町	220	0.50	0.23
10～ 20	保内町, 長浜町, 大洲市	2,200	2.0	0.88
20～ 30	長浜町, 大洲市	8,100	2.6	1.2
30～ 40	双海町, 内子町, 中山町	5,400	1.1	0.47
40～ 50	伊予市, 松前町	36,000	4.8	2.2
50～ 60	松山市, 砥部町	370,000	38	18
60～ 70	松山市, 重信町, 川内町	52,000	4.2	1.9
70～ 80	丹原町	5,300	0.36	0.17
80～ 90	今治市, 東予市	120,000	7.1	3.2
90～ 100	西条市, 今治市	74,000	3.9	1.8
100～ 150	新居浜市, 伊予三島市, 川之江市, 観音寺市	380,000	18	8.1
150～ 200	高松市, 岡山市, 倉敷市	1,900,000	60	27
200～ 300	徳島市, 姫路市, 神戸市, 和歌山市	3,800,000	89	41
300～ 400	大阪市, 京都市, 奈良市, 大津市	14,000,000	230	110
400～ 500	津市, 福井市, 岐阜市, 名古屋市	9,400,000	110	50
500～ 600	金沢市, 富山市, 静岡市	2,700,000	26	12
600～ 700	長野市, 甲府市, 前橋市, 八王子市	12,000,000	97	44
700～ 800	横浜市, 東京都, 千葉市, 新潟市	28,000,000	190	85
800～ 900	水戸市, 福島市, 山形市	3,700,000	22	9.8
900～1000	仙台市, 秋田市	3,200,000	17	7.6
1000～	盛岡市, 八戸市	1,900,000	8.9	4.1
	合 計	81,700,000	940	430

単位：Bq $\left(* 1 \quad I - 1 3 1 \quad \text{等価量} - \right)$
 小児甲状腺線量係数換算



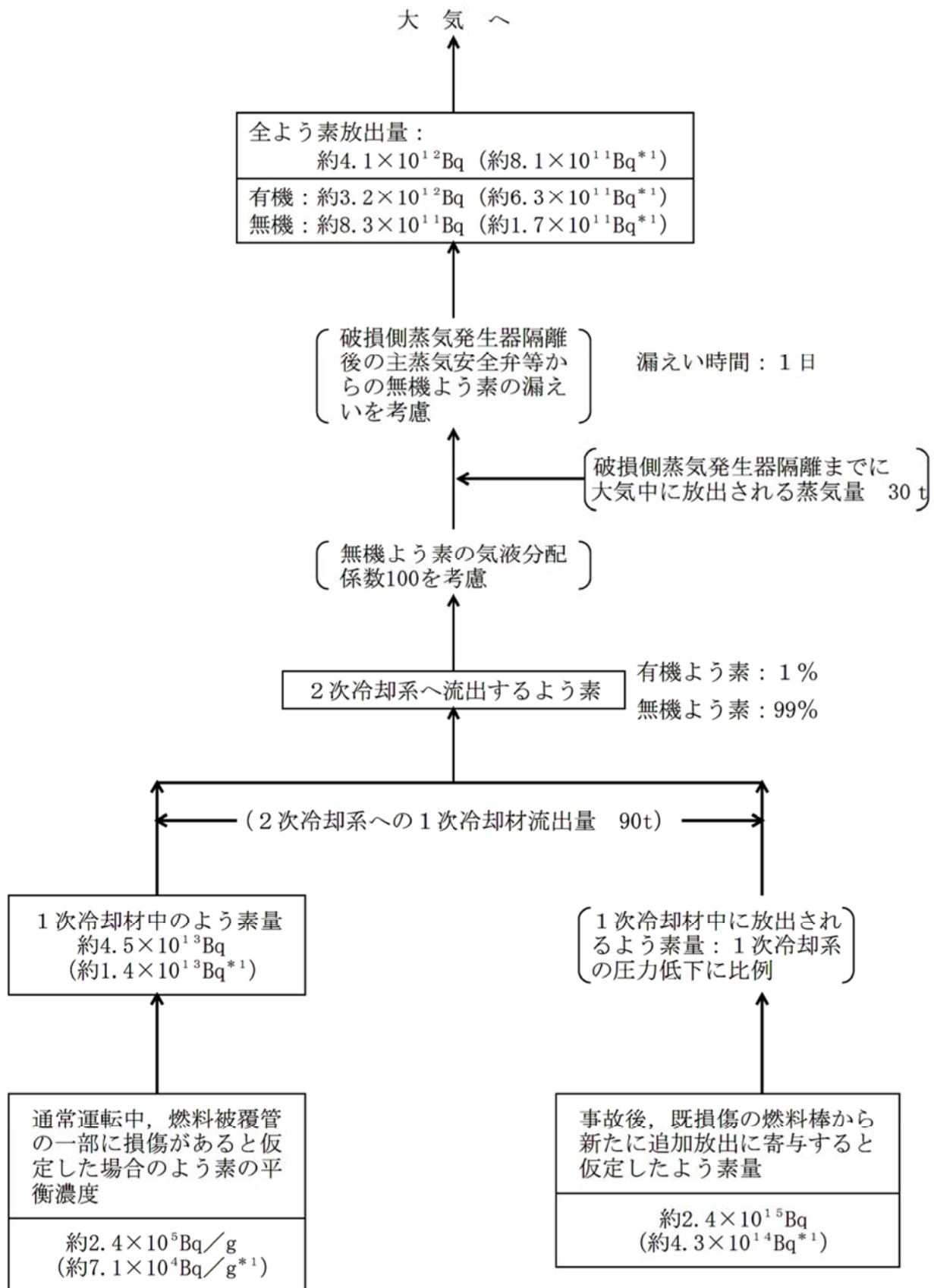
第 4.1.1 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程

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



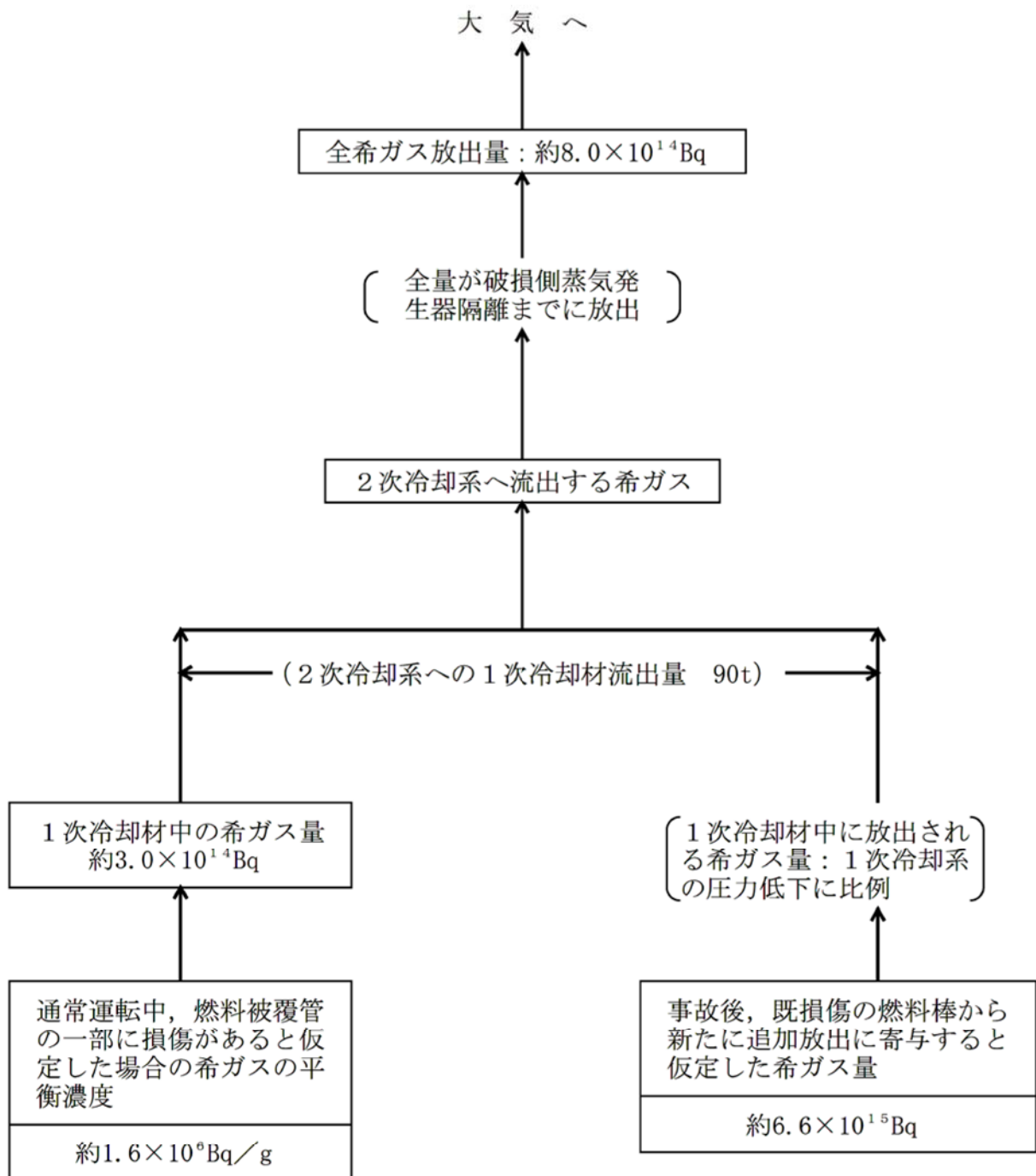
第 4.1.2 図 原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq $\left(\begin{array}{l} *1 \quad I-131 \text{ 等価量} \\ \text{小児甲状腺線量係数換算} \end{array} \right)$



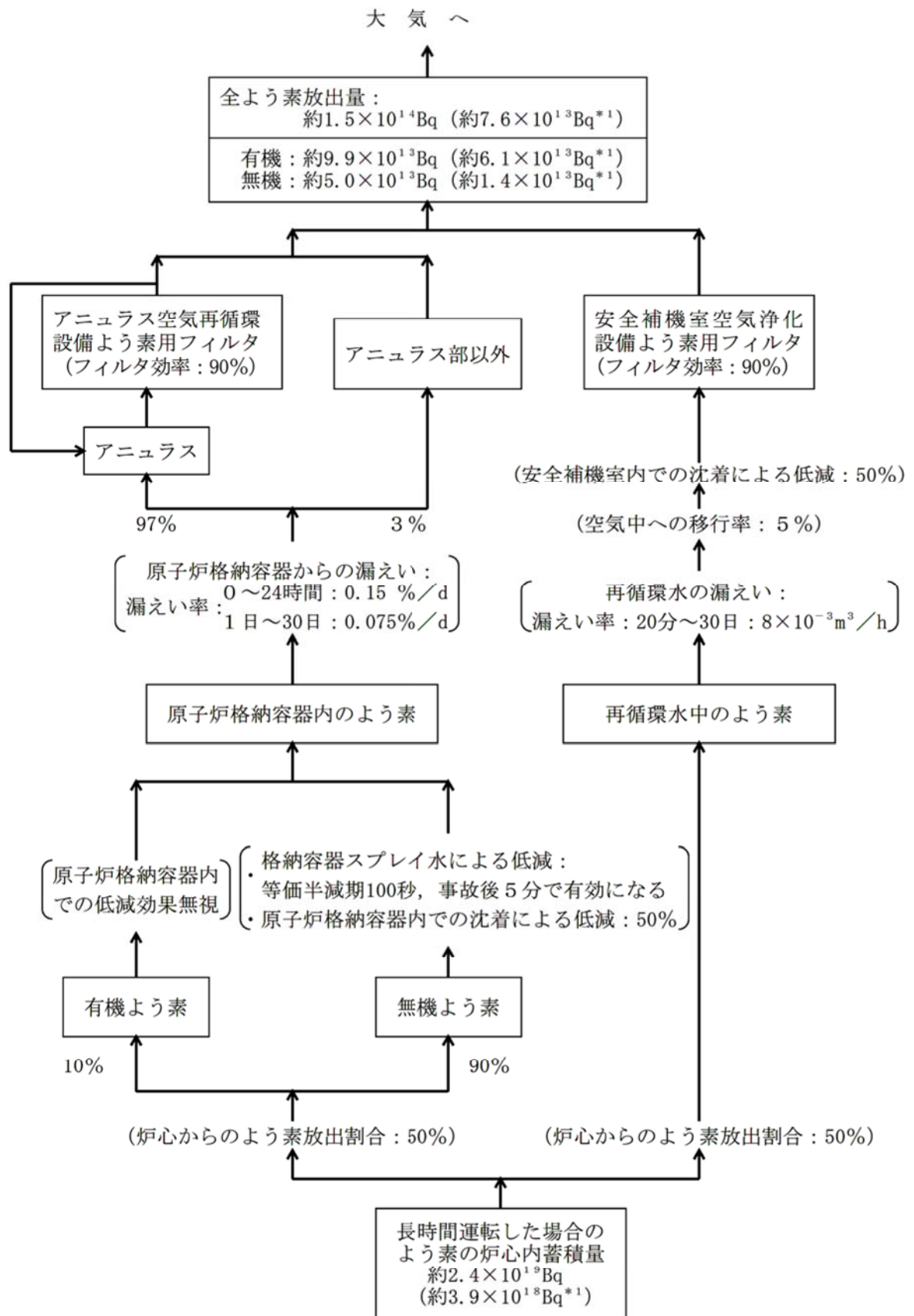
第 4.1.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程

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



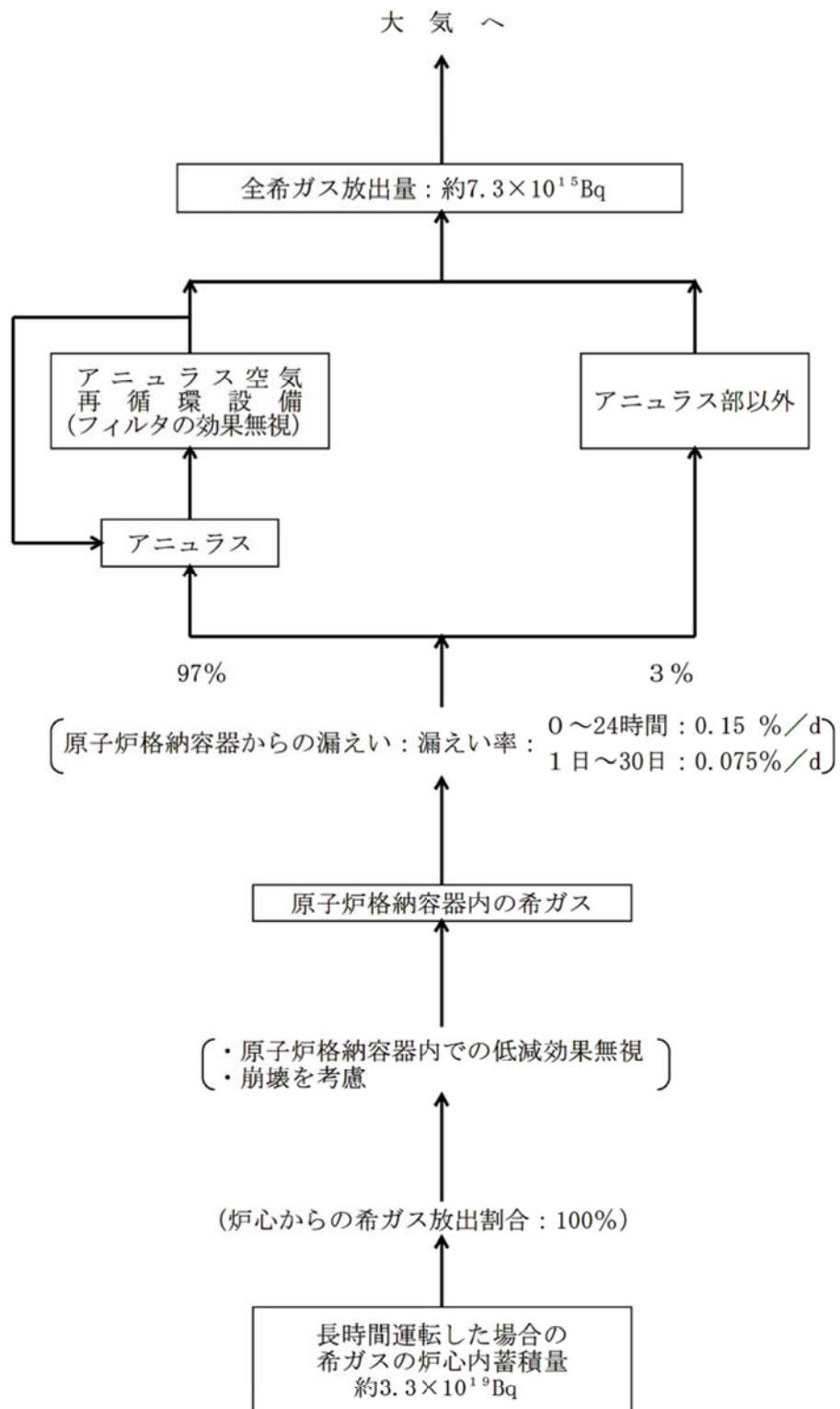
第 4.1.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq $\left(\begin{array}{l} *1 \quad I-131 \text{ 等価量} \\ \text{成人甲状腺線量係数換算} \end{array} \right)$



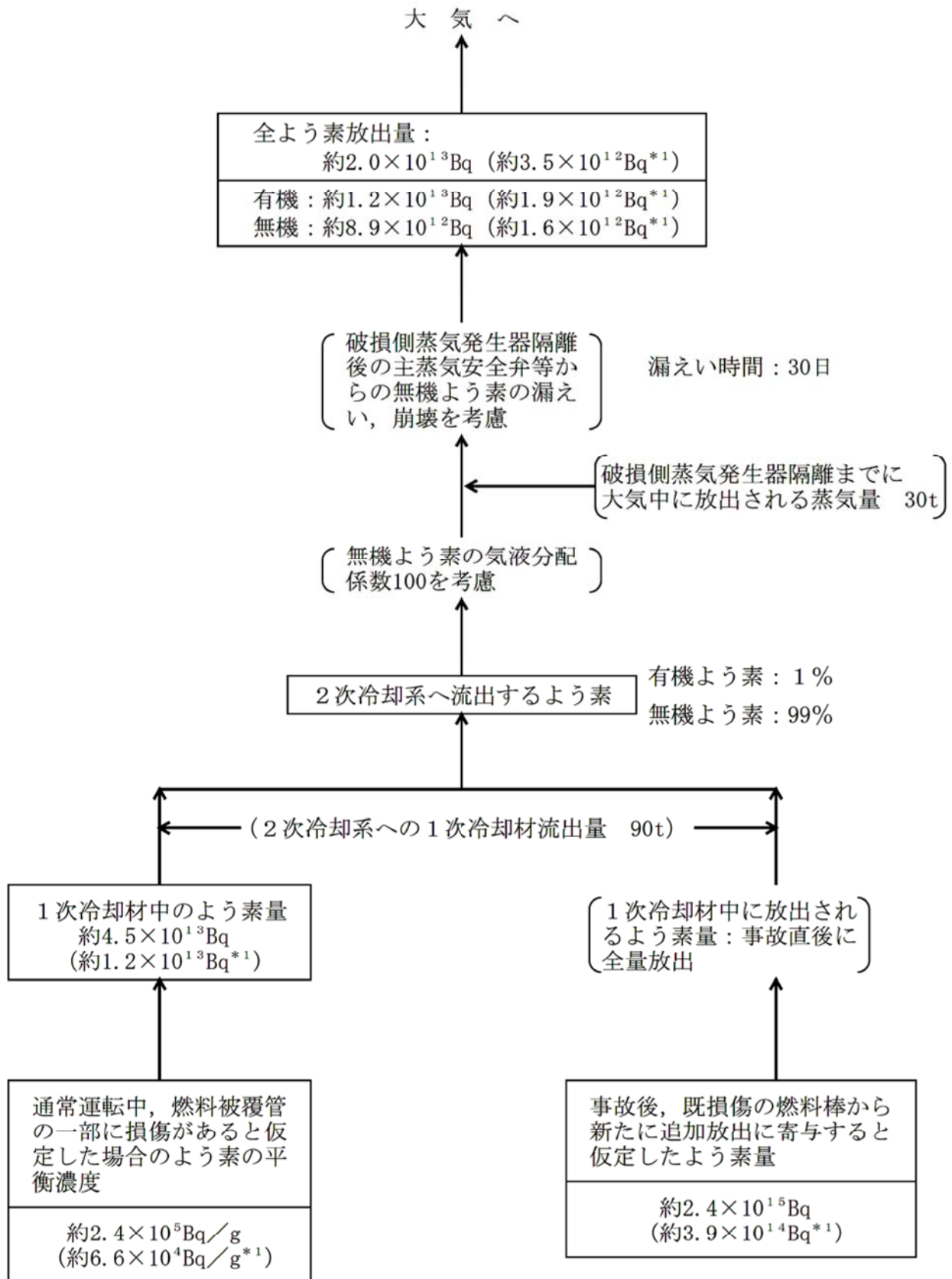
第 4.2.1 図 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

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



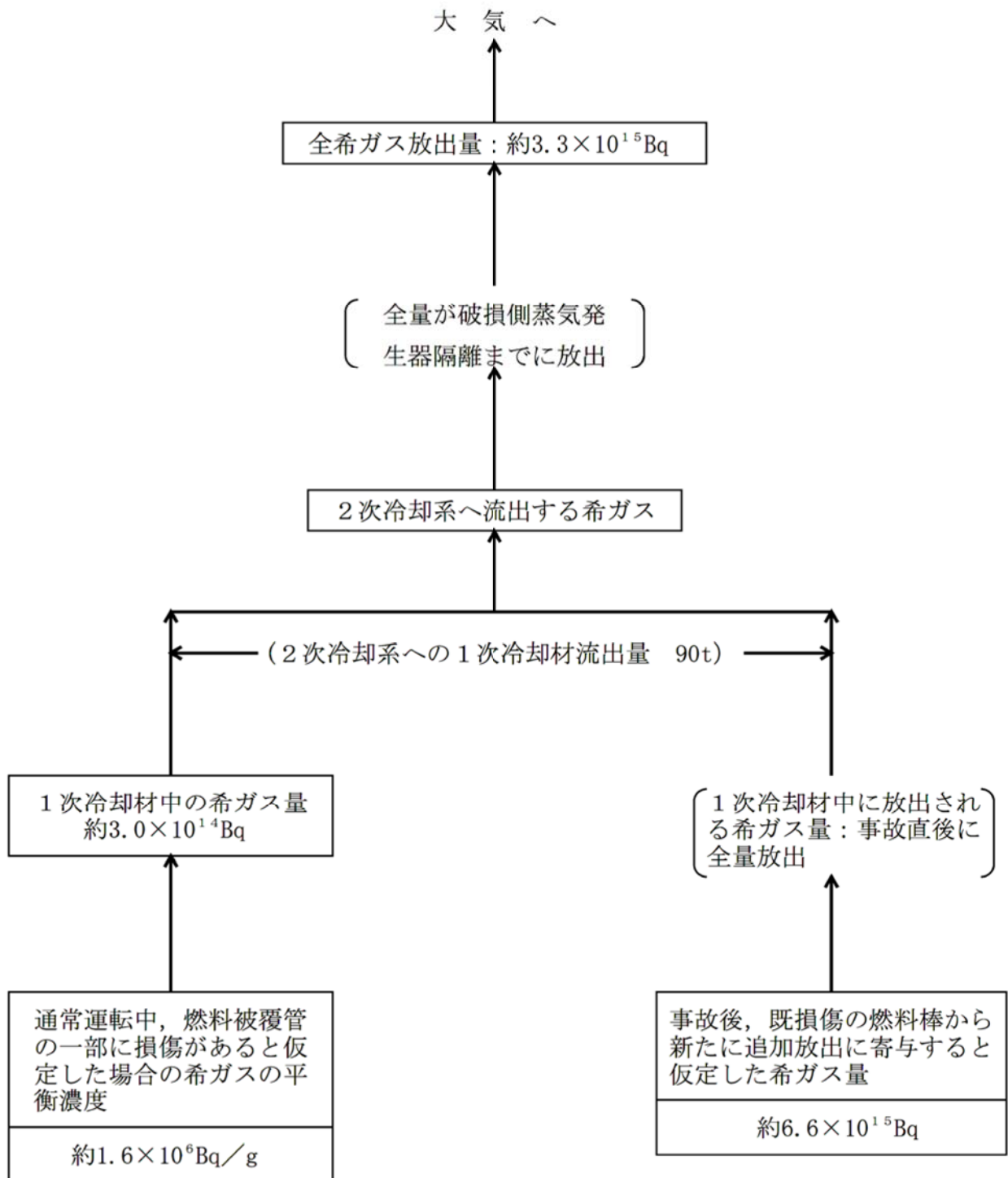
第 4.2.2 図 原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq * 1 I - 1 3 1 等価量 -
成人甲状腺線量係数換算



第 4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程

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



第 4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

4.3 参考文献

- (1) 「スプレーによるよう素除去効果」
MAP I - 1008 改7
三菱原子力工業, 昭和61年
- (2) 「事故時の格納容器漏洩率」
MAP I - 1060 改1
三菱重工業, 平成12年
- (3) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」
MAP I - 1010 改1
三菱原子力工業, 昭和52年
- (4) 「Compilation of Fission Product Yields」
M. E. Meek and B. F. Rider
Vallecitos Nuclear Center, NEDO-12154-1, 1974
- (5) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」
原子力安全委員会了承, 平成13年3月29日一部改訂
- (6) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」
原子炉安全専門審査会, 昭和46年7月6日
- (7) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」
C. M. Lederer, et. al.
John Wiley & Sons, Inc., 1968
- (8) 「SCATTERINGコードの概要」
MAP I - 1021 改7
三菱重工業, 平成14年

- (9) 「平成12年国勢調査全国都道府県市区町村別人口及び世帯数
(確定数)」

総務省統計局，平成14年1月

- (10) 「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と
推計結果の分析」

厚生省人口問題研究所，「人口問題研究」第167号，
昭和58年7月

- (11) 「日本の将来推計人口，－平成13（2001）～
62（2050）年－，平成14年1月推計」

国立社会保障・人口問題研究所，平成14年5月

- (12) 「都道府県別将来推計人口，－平成12（2000）～
42（2030）年－，平成14年3月推計」

国立社会保障・人口問題研究所，平成14年10月

5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しうる体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力

の審査基準で規定する内容に加え，設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 5.1.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

5.1 重大事故等対策

5.1.1 重大事故等対処設備に係る事項

(1) 切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(2) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であ

って人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災）及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象及び電磁的障害については、直接の影響はない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

a. 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（ポンプ車、その他注水設備、電源車、その他電源設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海水ピット等の取水箇所との状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて重油タンク、空冷式非常用発電装置、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、台風及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確認する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災）に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認す

る。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響（降灰）が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、積雪を考慮し、道路については凍結防止剤を配備するとともに、車両についてはタイヤチェーンの配備又はオールシーズンタイヤ若しくはスタッドレスタイヤを装着する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備

及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

b. 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備）の保管場所へ発電所災害対策要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて代替格納容器スプレイポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（近隣工場等の火災（ばい煙の二次的影響）、有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート

上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

5.1.2 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1) 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設

の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(2) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(3) アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、「5.1.1(2)b. アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

5.1.3 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、発電所災害対策要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社発電所災害対策本部体制が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機

器の詳細な情報，事故収束手段及び復旧対策の提供，協力会社からは，事故収束及び復旧対策活動に必要な発電所災害対策要員の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては，自社及び協力会社の車両による輸送に加え，運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し，迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき，他の原子力事業者からは，人員の派遣，資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援，原子力緊急事態支援組織からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材，資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに，発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等），主要な設備の取替部品及び燃料等について支援を受けることによって，発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い，継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また，原子力事業所災害対策支援拠点から，災害対策支援に必要な資機材として，食料，その他の消耗品，汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

5.1.4 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，発電所災害対策要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(1) 手順書の整備

重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに，使用主体に応じた手順書として，運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所災害対策本部が使用する手順書（以下「災害対策本部用手順書」という。）及び発電所災害対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

なお，特定重大事故等対処施設に関する事項については，「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」に示す。

- a. 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で3号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超

えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第 5.1.1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないように、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

- c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等発生時の発電所災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所災害対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づいた災害対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

- d. 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及

び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・ 警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

- ・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置及び事象の判別に使用

- ・ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
(安全機能ベースと事象ベースで構成)

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所災害対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

災害対策本部用手順書は、体制、通報及び発電所災害対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、

手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、手順書に基づきパラメータによる事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等により設計基準を超える複合的な事象が発生した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

運転手順書により事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応操作を実施する。

- e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位, 圧力, 温度等の計測可能なパラメータを整理し, 運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを, あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し, 耐震性, 耐環境性のある計測機器での確認可否により, 重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。重要な監視パラメータと有効な監視パラメータは, 通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し, 主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は, 代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

また, 重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から, 記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し, 運転手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測, 影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について, 運転員が監視すべきパラメータの選定, 状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし, 運転手順書に整理する。

また, 有効性評価等にて整理した有効な情報について, 発電所災害対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし, 支援組織用手

順書に整理する。

- f. 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止確認を行い、海面監視カメラ及び耐震型海水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリア及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋とタービン建屋境界の水密扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

- g. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、運転員及び発電所災害対策本部要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては、運

転員及び発電所災害対策本部要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び発電所災害対策本部要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び発電所災害対策本部要員のうち初動対応を行う要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合に、当直長に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を整備する。

(2) 教育及び訓練の実施

発電所災害対策要員に対して、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所災害対策本部体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について発電所災害対策要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施する

ことにより発電所災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

- ・各発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 1 回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・各発電所災害対策要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目のうち、手順が類似する項目については、年 1 回以上、毎年繰り返すことにより、複数の教育及び訓練項目について各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・日常業務で類似の作業がなく、年 1 回の訓練では技能の習得が困難な特殊性が高い教育訓練項目については、年 2 回以上実施し、手順の習熟、力量の維持及び向上を図る。
- ・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第 5.1.2 表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な発電所災害対策要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善可否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

発電所災害対策要員に対して、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、発電所災害対策要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された発電所災害対策要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための発電所災害対策要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCA サイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

- a. 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、确实及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、発電所災害対策要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的を実施する。

- b. 発電所災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

現場作業に当たっている発電所災害対策要員が、作業に習熟し必要な作業を确实に完了できるよう、運転員（中央制御

室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等発生時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。

運転員に対しては，知識の向上と手順書の実効性を確認するため，シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は，従来からの設計基準事故等に加え，重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお，シミュレータ訓練においては，重大事故等が発生した時の対応力を養成するため，手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作，多岐にわたる機器の故障を模擬し，関連パラメータによる事象判断能力，代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また，東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ，監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により，監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

発電所災害対策要員のうち実施組織に対しては，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に，手順の内容理解を図るための机上教育を実施する。また資機材の取り扱い方法を習得することを目的に，接続具合等を感じ覚で習得することが必要な内容であり訓練対象者全員が実際の設備又は訓練装置を操作する訓練，若しくは日常的に実施している操作及び作業と同じ内容であり訓練対象者が実

施する訓練を他の訓練対象者が確認する訓練を実施する。

発電所災害対策要員のうち支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択，確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所災害対策本部機能，支援組織の位置付け，実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

- c. 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために，普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより，発電用原子炉施設及び予備品について熟知する。

運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

発電所災害対策本部要員は，各役割に応じて，原子力保安研修所にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた手順書に基づき，現場において巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については，発電所災害対策本部要員が，各役割に応じて，可搬型重大事故等対処設備の設置，配管接続，ケーブルの布設接続，放出される放射性物質濃度，放射線量の測定及びアクセスルートの確保，その他の重大事故等

対策の資機材を用いた対応訓練を自ら行う。

- d. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。
- e. 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及びマニュアルの確認を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として，以下の基本方針に基づき整備する。

- a. 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に，事故原因の除去，原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため，原子力防災管理者（所長）は，事象に応じて非常体制（非常準備体制，第1種非常体制，第2種非常体制）を

発令し，発電所災害対策要員の非常招集，通報連絡を行い，発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部を設置して対処する。

原子力防災管理者（所長）は，発電所災害対策本部長として，原子力防災組織の統括管理を行い，責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。

本部長の下に副本部長（副原子力防災管理者）を設置する。副本部長は本部長を補佐し，本部長が不在の場合は，副本部長がその職務を代行する。

発電所災害対策本部に，重大事故等対策を実施する実施組織として，事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班（運転員を含む。），発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う調査復旧班並びに消火活動を実施する消防班，実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。

通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実務経験が発電所災害対策本部での事故対応，復旧活動に活かせ，組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう，専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また，各班の役割分担，責任者である班長（管理職）を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等が発生した場合の発電所災害対策本部体制においても，その職務に支障をきたすことがないよう，原子力本部長が選任し，独立性を確保す

る。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等発生時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、発電所災害対策要員（発電所災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所災害対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日・夜間に重大事故等が発生した場合、当直長は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、当直長へ指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合発電所に駆けつける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常招集ルート圏内（伊方町、八幡浜市等圏内）に3号炉の発電用原子炉主任技術者又は代行者を1名確保する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

- b. 実施組織を、運転班（運転員を含む。）、調査復旧班及び消防班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。運転員は、3号炉が運転中においては10名とし、運転停止中※については8名、使用済燃料ピット内のみに燃料体を貯蔵している期間中においては5名を確保する。

※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間及び原子炉内に燃料体が1体以上ある期間

調査復旧班は、発電設備及び建物、構築物の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

消防班は、消火活動を実施する。

- c. 実施組織は、複数号炉の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所災害対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、発電所災害対策本部長の指示により複数名指名した総括の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対応の検討を行う。

初動対応に必要な発電所災害対策要員を発電所内に、有効性評価上考慮する作業に必要な発電所災害対策要員を発電所近傍に、それぞれ常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した発電所災害対策要員により、重大事故等対処設備を使用して3号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料ピットの被災対応ができる体制とする。

実施組織は総括の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡を行う者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は情報連絡を行う者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号炉の同時被災が発生した場合においても指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所災害対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、発電所災害対策要員（発電所災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

- d. 発電所災害対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行うものとして運転班、調査復旧班及び消防班で構成する。運転班のうち技術支援を行う班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を

実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。調査復旧班のうち技術支援を行う班は、発電設備及び建物、構築物の応急復旧計画立案及び実施組織へ実施すべき内容の指示を行う。消防班のうち技術支援を行う班は、火災発生箇所の特定及び実施組織へ優先すべき消火活動の指示を行う。

運営支援組織は、情報連絡班、報道班、技術支援班、総務班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

情報連絡班は、発電所災害対策本部の運営、情報の収集、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

報道班は、関係地方公共団体等の対応及び報道機関の対応を行う。

技術支援班は、発電所内外（周辺海域を含む）の放射線・放射能の状況把握、発電所災害対策要員の被ばく管理及び放射性物質による汚染の除去を行う。

総務班は、避難誘導、救護、警備対策、資機材の輸送調達、緊急被ばく医療の実施及び食料等の調達手配を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

- e. 原子力防災管理者（所長）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第10条の可能性のある事故、故障等又は自然災害発生）により非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非

常招集連絡を行い、原子力防災管理者（所長）を本部長とする発電所災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日・夜間においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内に緊急時対応要員を常時確保する。発電所災害対策本部の体制が機能するまでは、当直長の指揮の下、運転員、緊急時対応要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、当直長は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら緊急時対応要員へ指示を行う。緊急時対応要員は、当直長の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

参集要員が発電所に到着し、原子力防災管理者（所長）が発電所災害対策本部を設置すれば、緊急時対応要員は発電所災害対策本部要員となり、発電所災害対策本部長の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

参集要員への非常招集連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星電話設備を配備することで参集要員との連絡及び非常招集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常招集連絡ができない場合でも地震（愛媛県内において、震度5弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、3号炉が運転中においては、発電所内に運転員10名並びに通報連絡及び重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名の合

計 32 名を確保する。

運転停止中※については、運転員を 8 名とし合計 30 名、さらに使用済燃料ピット内のみに燃料体を貯蔵している期間中においては、運転員を 5 名とし合計 27 名を確保する。

※余熱除去設備により原子炉を冷却している期間及び原子炉内に燃料体が 1 体以上ある期間

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動を行う体制についても発電所に常時整備する。

重大事故等が発生した場合、緊急時対応要員のうち連絡責任者等は緊急時対策所(EL. 32m)に、現場で対応を行う要員は EL. +32m の集合場所に集まり、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社員を含め緊急時対応要員を確保する。

当社社員と協力会社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の緊急時対応要員に欠員が生じた場合は、緊急時対応要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対応要員の体制に係る管理を行う。

緊急時対応要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる発電所災害対策要員で、

安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日・夜間を含めて必要な参集要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

- f. 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記 b. 項及び d. 項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。
- g. 発電所内の事故収束活動に関しては、社長の判断を仰ぐことなく発電所災害対策本部の権限において対応するなど、発電所災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所災害対策本部長の原子力防災管理者（所長）、当直長及び班長が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）、当直長及び班長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

発電所災害対策本部長は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号炉の同時被災時は総括を複数名指名し、それぞれの総括のもと重大事故等対策を実施する。

発電所災害対策本部長の原子力防災管理者（所長）が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の所長代理（技術系）を代行とし、さらに副本部長の所長代理（技術系）が欠けた場合は、同副本部長（安全管理部長、保修部長、品質保証部長又は発電部長）が代行とすることをあらかじめ定める。

当直長が欠けた場合は、当直長を補佐し、運転管理に当たっている副当直長が当直長に代わり職務を遂行することをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長(課長)を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長(課長又は副長)を配置する。

- h. 発電所災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システムを含む。)、衛星電話設備及び緊急時用携帯型通話設備を備えた緊急時対策所(EL. 32m)を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所(EL. 32m)及び現場との連携を図るため、緊急時用携帯型通話設備、無線通話装置(可搬型)及び衛星電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の把握を実施できるようヘッドライト等を整備する。

これらは、重大事故等発生時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間に

においても速やかに現場へ移動する。

- i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力本部（松山）と本店（高松）の原子力施設事態即応センターに設置する災害対策本部（松山，高松）等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制とする。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所災害対策本部の情報連絡班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、災害対策本部（松山，高松）と発電所災害対策本部間において衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を使用することにより，発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また，災害対策本部（松山，高松）との連絡を密にすることで報道発表，外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を災害対策本部（松山，高松）で実施し，発電所災害対策本部が事故対応に専念でき，かつ，発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- j. 重大事故等発生時に，発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において，警戒事象，特定事象，又は原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合，原子力防災管理者は，それぞれの区分により直ちに非常体制

を発令するとともに原子力部長へ報告する。

原子力部長は、発電所災害対策本部長から発電所における非常体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長及び原子力本部長に報告し、社長は本店に非常体制を発令し、原子力本部長は松山原子力本部に非常体制を発令する。原子力部長は、本店原子力組織で構成する災害対策本部（高松）を設置するため、本店の災害対策本部要員を非常招集し、原子力本部長は、原子力本部（松山）原子力組織で構成する災害対策本部（松山）を設置するため、原子力本部（松山）の災害対策本部要員を非常招集する。

社長及び原子力本部長は非常体制を発令した場合、速やかに原子力本部（松山）と本店（高松）の原子力施設事態即応センターに災害対策本部（松山、高松）を設置し、社長は原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため、災害対策総本部長としてその職務を行う。災害対策本部（松山）及び災害対策本部（高松）の両本部は、一体となって災害対策総本部を構成し、発電所での災害対策活動の支援を行う。なお、社長が不在の場合は副社長等がその職務を代行する。

また、原子力本部長は災害対策本部（松山）本部長としてその職務を行い、副社長等は災害対策本部（高松）本部長としてその職務を行う。災害対策本部（松山、高松）本部長は、各災害対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、災害対策本部（松山、高松）の副本部長は本部長を補佐する。災害対策本部（松山、高松）の各班長

は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

災害対策本部（松山，高松）には，発電所災害対策本部が事故対応に専念できるよう，技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は，事故状況の把握及び事故拡大防止対策，事故拡大防止のための運転措置の支援，保安上の技術的支援，外部電源に関する支援及び資機材の調達運搬を行う調査復旧班で構成する。

運営支援組織は，情報の収集及び災害状況把握を行う情報連絡班，放射線被害状況の把握を行う技術支援班，自治体及びプレス対応を行う報道班，緊急被ばく医療の把握，食料，宿泊の手配調達を行う総務班から構成する。これら技術支援組織と運営支援組織の班員が原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

災害対策本部（高松）の本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために，原子力災害対策特別措置法第10条通報後，原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため，あらかじめ選定している人員を災害対策本部（高松）に招集するなどの必要な準備を情報連絡班長に指示する。

その後の事態進展を踏まえ，災害対策総本部長が原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合，災害対策本部（高松）本部長は，あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し，必要な人員を派遣するとともに，災害対策支援に必要な資機材等の運搬を

実施する。災害対策総本部長が移動中の場合には、あらかじめ定められた代行者が指揮をするとともに、災害対策総本部長への連絡手段を確保する。

また、災害対策本部（高松）は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、災害対策本部（松山、高松）が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。