

厳しい低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、前述のような両端破断の他に、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので、ここでは、両端破断の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.25、燃料棒の最大線出力密度は45.7kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.25に基づいたコサイン分布を用いる。

(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/基

高压注入系及び低压注入系の作動時間遅れ 30 秒

非常用炉心冷却設備作動信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

(d) 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低压注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、ジルコニウム－水反応量及び燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、外部電源の喪失により、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。

- (e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。
- (f) 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び蒸気に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際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- (g) 再冠水期間には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- (h) 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。
- (i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。
- (j) 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- (k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.1表に示す。

第3.2.1.1表に示すように、流出係数0.4の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

第3.2.1.1表 大破断解析結果（低温側配管両端破断）

流 出 係 数	1.0	0.6	0.4
燃 料 被 覆 管 最 高 温 度 (℃)	933	996	1,093
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.5	1.2	4.1
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.3 以下	0.3 以下	0.3 以下

第3.2.1.2表 大破断解析結果
(低温側配管両端破断、流出係数0.4)

燃料被覆管最高温度	1,093℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	30 秒
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から 1.83m
局所的最大ジルコニウム－水反応量	4.1%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3% 以下

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクオリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水期間での原子炉容器ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a) 炉心圧力及び炉心流量の変化

第 3.2.1.1 図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が 2 相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約 28 秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等

しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、破断発生約 2 秒後には炉心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し、約 11 秒後から再び下向きに流れる。

破断発生約 16 秒後には原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回り、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は約 53 秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

(b) 高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「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に破断発生約 1 秒後に達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクの水を原子炉へ注入する。解析条件(c)項で述べたように、このための時間遅れを 30 秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生後約 31 秒で注入を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、破断発生後約 31 秒で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も加わり、約 39 秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷

却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通して放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出及び崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた1次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る1次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下していく。

しかし、さらに1次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る1次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、破断発生後約 31 秒後で高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、約 39 秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱ふく射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、

冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生約 45 秒後にピークに達し、その後は低下していく。破断発生約 220 秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、燃料被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第 3.2.1.2 表に示すように約 1,093℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約 4.1%に抑えられる。燃料被覆管の温度が約 1,093℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管は更に低い温度にとどまる。

なお、流出係数 0.4 の場合は、再冠水開始直後に燃料被覆管温度のピークが生じているため、燃料被覆管温度の観点からは、低圧注入系の 1 系列の不作動を仮定するよりも、ディーゼル発電機の 2 台中 1 台不作動を仮定する方が、わずかに厳しくなるが、その差は 1℃以下である。

また、前述の解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、1 次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいため、炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－(2)(3)(5)

a. 解析方法

小破断事故においては、1 次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、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、コードの構成は、小破断ブローダウン解析コード SATAN-M (Small LOCA) 及び燃料棒熱解析コード LOCTA-IV からなる。なお、SATAN-M (Small LOCA) は、SATAN-M のすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

b. 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のように WREFLOOD、BASH-M 及び COCO による解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

- (a) 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。
- (b) 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、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、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る炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。
- (c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。
- (d) 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.25、燃料棒の最大線出力密度は45.7kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は添付書類八第3.6.4図に基づいたものを用いる。

c. 解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。

最も厳しい結果を与える低温側配管口径約0.20m相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

(a) 低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第 3.2.1.5 図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第 3.2.1.6 図に示す。

1 次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に低下し、破断発生約 5 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 7 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。また、破断発生約 11 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 36 秒で高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は破断発生約 66 秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後、高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約 713℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム-水反応量も、最大となる部分で約 0.1%にとどまる。

(b) 気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約 0.13m 配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第 3.2.1.7 図に示す。

加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急速に低下し、破断発生約 5 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 7 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。

また、破断発生約 15 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の

非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 40 秒で高压注入系からの注入が始まる。

炉心部が 2 相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、破断発生後約 428 秒で蓄圧注入系からの注入が始まり、更に原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、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。

また、いずれの場合にも、格納容器再循環サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高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。

第 3.2.1.3 表 小破断解析結果

項 目	液相部破断			気相部破断
破断配管口径 (m)	0.25	0.20	0.15	0.13
燃料被覆管最高温度 (℃)	629	713	453	炉心露出 せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	—

3.2.1.3 結論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.2表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,093℃であり、「E C C S 性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。）を満たす。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量は約4.1%であり、「E C C S 性能評価指針」に示されている基準（燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。）を満たす。

また、全炉心平均ジルコニウム－水反応量は0.3%以下であり、「E C C S 性能評価指針」に示されている基準（炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。）を満たす。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも、熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は最高値を過ぎた後低下し続け、低い温度に落ち着く。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。したがって、「E C C S 性能評価指針」に示されている基準（燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。）を満たす。

なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量ともに、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。

また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約713℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べ若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約727℃（低温側配管口径約0.20m相当のスプリット破断）であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下回り、燃料被覆管のジルコニウム－水反応量も問題となることはない。

3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1 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、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減少する事象を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプ全台の駆動電源が同時に喪失するものとする。

この事故が発生すると、炉心損傷のおそれのない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、発電機並列中、これらの母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な減少を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 1次冷却材流量低
 - (b) 1次冷却材ポンプ電源電圧低
 - (c) 1次冷却材ポンプ電源周波数低
 - (d) 1次冷却材ポンプしゃ断器開

3.2.2.2 事故経過の解析

(1) 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、原子炉圧力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平均点及び熱点の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果及びトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量のコストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

1次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第3.2.2.1図に示す。1次冷却材ポンプの母線電圧の低下により「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に達し、約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。

最小DNBRは、事故発生の約2.4秒後に約1.75となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.5MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3 結論

1次冷却材ポンプの全台停止時においても、1次冷却材及び1次冷却材ポンプの慣性のために、1次冷却材流量が急速に減少することなく原子炉は自動停止し、最小DNBRは約1.75にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、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。

3.2.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1 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、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。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2) 防止対策

- a. 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。
- b. ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発信し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐ。

(3) 拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

- (a) 1次冷却材流量低
- (b) 1次冷却材ポンプしゃ断器開

3.2.3.2 事故経過の解析

(1) 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平均点及び熱点の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。DNBRが許容限界値以下となった場合、FACTRANにより燃料被覆管最高温度等を求める。また、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。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、原子炉圧力の低減効果を有する加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は不動作とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。
- e. 燃料被覆管の温度評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料被覆管温度が高くなるように、燃料と被覆管とのギャ

ップ熱伝達係数は、過渡変化時に $79.49\text{kW/m}^2\cdot^\circ\text{C}$ の値とする。

f. DNB Rが許容限界値以下となった場合、熱伝達係数は、膜沸騰状態に対するBishop-Sandberg-Tongの相関式⁶⁾を用いる。

g. 燃料被覆管温度が約 980°C 以上になると、ジルコニウム－水反応が顕著となるが、このジルコニウム－水反応量の計算には、Baker-Justの式を使用する。

(3) 解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び炉心熱点の燃料被覆管最高温度の変化を第3.2.3.1図に示す。

1次冷却材流量の減少により、事故発生の約0.1秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に達し、約1.1秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。

原子炉圧力の最高値は約 $17.1\text{MPa}[\text{gage}]$ である。また、最小DNB Rは、許容限界値を下回るものの、燃料被覆管最高温度は約 $1,032^\circ\text{C}$ であり、熱点におけるジルコニウム－水反応量は約0.4%である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3 結論

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時において1次冷却材流量が減少するものの、原子炉は自動的に停止され、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。

また、最小DNB Rは、許容限界値を下回るものの、熱点の燃料被覆管最高温度は約 $1,032^\circ\text{C}$ にとどまり、熱点のジルコニウム－水反応量は約0.4%である。したがって、炉心は十分な冷却が可能であることの具体的な判断基準として準用している「ECCS性能評価指針」の基準（燃料被覆の温度の計算値の最高値は、 $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること、

及び燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。)を満たす。このことから、炉心は大きな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。

3.2.4 主給水管破断

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

具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

- a. 蒸気発生器への主給水が減少するため、原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。
- b. 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱の除去に利用できない。
- c. 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の動作により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する

規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 蒸気発生器給水流量低
 - (d) 蒸気発生器水位異常低
 - (e) 非常用炉心冷却設備作動
- b. 原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。
- c. 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。
- d. 破断側蒸気発生器の水位低下及び給水流量の増加、健全側蒸気発生器への給水流量の減少等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水を早期に停止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

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

(2) 解析条件

- a. 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とする。
- b. すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に

停止するものとする。

- c. 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはM o o d y のモデル⁽⁷⁾を使用するものとする。
- d. 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- e. 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- f. 事象発生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。
- g. 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水泵2台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。
- h. D N B R の評価では初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

主給水管破断時の1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小D N B R の変化を第3.2.4.2図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、原子炉は事故発生約15秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約17秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の動作により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下及び給水流量の増加並びに健全側蒸気発生器への給水流量の減少から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信後10分で破断側蒸気発生器への補助給水泵出口弁の閉止操作が行われるので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及びその他の残留熱の発生を上回り原子炉圧力は低下する。最小D N B R は約1.70である。また、原子炉圧力の最高値は約17.7MPa[gage]であり、「事故」のなかで最高となる。この場

合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約18.2MPa[gage]にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3 結論

主給水管破断時、原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小DNBRは約1.70にとどまる。さらに、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、炉心冷却能力が失われることはない。また、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。

3.2.5 主蒸気管破断

3.2.5.1 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、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。破断による蒸気の流出は蒸気圧力の低下とともに減少するが、1次冷却系から熱を除去し、1次冷却材の温度及び圧力の低下をもたらす。原子炉が正の減速材密度係数を有すると、反応度が添加され、原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着した場合は臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の作動により、原子炉は再び臨界未満となり安全に保たれる。

(2) 防止対策

- a. 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

- b. 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 過大出力 ΔT 高
 - (d) 非常用炉心冷却設備作動
 - (e) 原子炉圧力低
- b. ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。
 - (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - (b) 原子炉圧力異常低
 - (c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致
 - (d) 主蒸気ライン差圧高
 - (e) 原子炉格納容器圧力高
- c. 1次冷却系の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入が開始される。
- d. 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、原子炉トリップ信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、非常用炉心冷却設備作動信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水ポンプ出口弁を全閉する。
- e. 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。
 - (a) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均

温度異常低の一致

(b) 原子炉格納容器圧力異常高

f. 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストラクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するように設計している。

3.2.5.2 事故経過の解析

(1) 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、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。

(2) 解析条件

a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり制御棒クラスタは全挿入されているものとする。1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa[gage]とする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置で固着したときの、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上記の高温停止時の状態の値として、0.0177Δk/kとする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第3.2.5.1図に示すように出力の関数として与える。

c. 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。

また、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、ここでは以下の2ケースについて解析する。

ケース A 外部電源あり

ケース B 外部電源なし

d. 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

e. DNB Rの評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度20,000ppm のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f. 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を大きく評価するため、蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g. 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、M o o d y のモデル⁽⁷⁾を使用する。

h. DNB Rの計算には、W－3相関式⁽⁸⁾を使用する。

i. 非常用炉心冷却設備作動信号発信10分後の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

(3) 解析結果

- a. ケース A（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源あり）の D N B R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.2図に示す。
- b. ケース B（高温停止状態において、主蒸気管1本の瞬時の両端破断で外部電源なし）の D N B R を評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の変化を第3.2.5.3図に示す。
- c. 2ケースとも原子炉は臨界に達する。特にケース A ではその最大熱流束は定格出力値の約10%まで上昇しており、ケース B に比べて厳しくなっている。
- d. 2ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に事故発生約2秒後に達し、ケース A では約17秒、ケース B では約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケース A では1台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が1次冷却材低温側配管へ、事故後約29秒で到達することにより原子炉出力は低下する。D N B R が最小となるのは熱流束最大時点であり、この時の最小 D N B R は約2.38にとどまる。
- e. 外部電源の喪失を同時に仮定したケース B では、1次冷却材ポンプトリップにより、1次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による1次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。
- f. いずれのケースも原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による非常用炉心冷却設備作動信号発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより1次冷却系の冷却が止まり、炉心は臨界未満となる。その後、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。
- g. 原子炉圧力の観点では、2台の充てん／高圧注入ポンプにより

ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

h. 臨界状態が継続する間、DNBRが最小となるのは熱流束最大時点であり、この時の最小DNBRは約2.38である。また、最大熱流束は定格出力値の約10%と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、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。

さらに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。

3.2.5.3 結論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約10%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、臨界未満になる。最小DNBRは約2.38にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、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。

3.3 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1 制御棒飛び出し

3.3.1.1 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、原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは圧力ハウジングの破損等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化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。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

(2) 防止対策

圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破損が起こる可能性を極めて小さくする。

- a. 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。
- b. 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡変化や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないように、また、設計地震力に十分耐えるように設計している。
- c. 圧力ハウジングには、原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3) 拡大防止対策

- a. 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

出力運転時には、停止グループの制御棒クラスタは全引き抜き

位置にあり、制御グループの制御棒クラスタは制御棒挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

(a) 中性子束高

(b) 出力領域中性子束変化率高

c. 1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b) 原子炉圧力異常低

その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1 (3) 拡大防止対策」と同じである。

3.3.1.2 事故経過の解析

(1) 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⁽⁹⁾。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変化を求める。

(2) 解析条件

a. 解析は以下の4ケースについて実施する。

(a) サイクル初期高温全出力

(b) サイクル末期高温全出力

(c) サイクル初期高温零出力

(d) サイクル末期高温零出力

b. 高温全出力のケースでは、

- (a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の102%及び307.9℃とする。なお、DNBR評価の場合には初期値は定格値とする。
 - (b) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、DNBR評価の場合には定格値とする。
 - (c) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置からバンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
 - (d) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。
- c. 高温零出力のケースでは、
- (a) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、燃料エンタルピー解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の10⁻⁹及び288.3℃とする。
 - (b) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には正の定常誤差を考慮した値とする。
 - (c) 制御グループの制御棒クラスタのバンクDは全挿入位置、その他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置からバンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
 - (d) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。
- d. 原子炉圧力の評価においては、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、圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。
- e. 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.15% Δk/k
-------------	------------

サイクル末期高温全出力	0.15% Δk/k
-------------	------------

サイクル初期高温零出力 0.75% $\Delta k/k$

サイクル末期高温零出力 1.0 % $\Delta k/k$

f. 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は以下の値を使用する。

サイクル初期 0.49%

サイクル末期 0.44%

g. ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、初期の燃料エンタルピー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。

h. 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(a) サブクール状態 Dittus-Boelterの式

(b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式

(c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tongの式

解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

i. 事故に伴う原子炉出力の急上昇はドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

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。

j. 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力 5.0

サイクル末期高温全出力 5.0

サイクル初期高温零出力 14

サイクル末期高温零出力 25

k. 反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損

(以下「P C M I 破損」という。)が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びP C M I 破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

(a) 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ (「R I E 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。) を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

(b) P C M I 破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「R I E 報告書」に示された以下のP C M I 破損しきい値のめやすを超えた場合、P C M I 破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度 $25,000\text{MWd/t}$ 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 $460\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$

(「R I E 報告書」に示す $110\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)

ペレット燃焼度 $25,000\text{MWd/t}$ 以上 $40,000\text{MWd/t}$ 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 $356\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$

(「R I E 報告書」に示す $85\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)

ペレット燃焼度 $40,000\text{MWd/t}$ 以上 $65,000\text{MWd/t}$ 未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 $209\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$

(「R I E 報告書」に示す $50\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)

ペレット燃焼度 $65,000\text{MWd/t}$ 以上 $75,000\text{MWd/t}$ 程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 $167\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$

(「R I E 報告書」に示す $40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)

1. P C M I 破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(3) 解析結果

- a. 中性子束変化をケースごとに第3.3.1.1図～第3.3.1.4図に示す。
また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて

図に示し、解析結果を第3.3.1.1表にまとめる。

原子炉圧力の変化を第3.3.1.5図及び第3.3.1.6図に示す。

- b. いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により、事故発生後下記の時刻で制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約0.6秒
サイクル末期高温全出力	約0.5秒
サイクル初期高温零出力	約0.7秒
サイクル末期高温零出力	約0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたり冷却が維持される。

- c. 高温零出力のケースにおける燃料エンタルピーの最大値は、サイクル末期で生じ、約489kJ/kg・UO₂である。

また、原子炉圧力の最高値は、サイクル末期高温零出力のケースで生じ、約16.6MPa[gage]である。

- d. 「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a) 高温全出力のケース

DNB Rが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次のとおりとなる。

サイクル初期	約 7%
サイクル末期	約 2%

なお、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約 2,490℃、サイクル末期約 2,297℃であり、溶融点未満である。

(b) 高温零出力のケース

燃料エンタルピーの最大値はサイクル末期の約 489kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容設計限界 712kJ/kg・UO₂を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピーの増

分が P C M I 破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期 0%

サイクル末期 約 1%

- e. ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約469kJ/kg・UO₂であり、502kJ/kg・UO₂（「R I E 報告書」添付 4 に示す120cal/g・UO₂に相当。）を下回る。また、P C M I 破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約135kg（炉心の全燃料重量の約0.16%）であり、炉心の全燃料重量の0.2%を下回る。したがって、P C M I 破損及び浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギーの影響については、「R I E 報告書」添付 4 に示された同規模の炉心における影響評価に包含されている。

第3.3.1.1表 制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

項 目 \ ケース		サイクル初期	サイクル末期
燃料エンタルピ最大値 (kJ/kg・UO ₂)		351	489
ピーク出力部 燃料エンタルピ 増分の最大値 (kJ/kg・UO ₂)	燃焼度 25,000MWd/t 未満	198	392
	燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000 MWd/t 未満	108	305
	燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000 MWd/t 未満	115	293
	燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000 MWd/t 程度まで	該当燃焼度の ペレット無し	210
ピーク出力部燃料エンタルピ最大値 (kJ/kg・UO ₂)		275	469

3.3.1.3 結論

燃料エンタルピの最大値は約489kJ/kg・UO₂であり、791kJ/kg・UO₂（「R I E 評価指針」に示す230cal/g・UO₂に対して燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレット融点低下を考慮した燃料エンタルピ。）を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生

じることはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

また、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。

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1 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、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、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガス減衰タンク1基が破損し、放射性ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2) 防止対策

- a. 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。
- b. ガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、ガス圧縮機の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(3) 拡大防止対策

- a. 仮にガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても各減衰タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射エネルギーを最大限タンク1基分にとどめるようにする。
- b. 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される放射性希ガスの量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

前述の防止対策及び設計上の考慮により、ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

- 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. 1次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を1%として評価する。
- c. 原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。
- d. 原子炉補助建屋内に放出される希ガス全量が大気中に放出されるものとする。
- e. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六 3.5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」に示された考え方に基づいて計算された相対線量（D/Q）を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量は下表のとおりである。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

評 価 項 目	評 価 結 果
希ガスの放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)	約 1.5×10^{14} Bq
実 効 線 量	約 0.39mSv

3.4.1.3 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、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。

3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1 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、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器2次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していること等によりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却及び減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより放射性物質の環境への放出を抑えることができる。

その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の冷却及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2) 防止対策

- a. 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに、使用する水の溶存酸素や塩素等の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。
- b. 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。
- c. 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器空気抽出器ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3) 拡大防止対策

- a. 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。
- b. 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力低
 - (b) 過大温度 ΔT 高
- c. さらに、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。
 - (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b) 原子炉圧力異常低

また、非常用炉心冷却設備作動信号により、主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器 2 次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の冷却を行う。

- d. 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なように設計しており、この主蒸気隔離弁を閉止して 2 次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるように設計している。

- e. 破損側蒸気発生器 2 次側への 1 次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器逃がし弁を操作することにより、1 次冷却系の圧力を早期に下げることができるように設計している。

3.4.2.2 事故経過の解析

(1) 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変化を求め、さらに、熱水力計算コード THINC-III により DNB R への影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力の 102% とする。
- b. 1 基の蒸気発生器の伝熱管の 1 本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t/h とした 1 次冷却系と 2 次冷却系の差圧の平

方根に比例する式を用いる。

c. 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

d. 非常用炉心冷却設備の作動は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

e. 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。

(a) DNB Rの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。

(b) 核分裂生成物の放出量評価では、1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。

f. 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。

外部電源がある場合、タービンバイパス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となる。

g. 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。

(b) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(c) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後25分）。

(d) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。原子炉圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(e) 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、原子炉圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。

h. DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3) 解析結果

a. 蒸気発生器伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第3.4.2.1図に示す。1次冷却材が2次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び原子炉圧力が低下し、「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、事故発生約6分後に、制御棒クラスタが落下することにより、原子炉は自動停止する。

b. 原子炉トリップ後、1次冷却系の減圧及び2次冷却系への1次冷却材流出により事故発生約7分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

c. 事故発生約16分後（原子炉トリップ信号発信後10分の時点）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、約26分後の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、約31分後の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の冷却の促進及び約40分後の加圧器逃がし弁開により、原子炉圧力は破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下する。その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより原子炉圧力は再び上昇するが、事故発生約44分後の非常用炉心冷却設備の停止、

並びに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系の冷却及び減圧操作の継続により、約47分後に原子炉圧力は 2 次冷却系の圧力まで減圧し、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出は停止する（以下、この状態を「隔離」という。）。以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに、余熱除去系の運転により原子炉を冷却し、原子炉を冷態停止状態に移行することができる。

d. 最小 D N B R の解析結果を第3.4.2.2図に示す。最小 D N B R は約1.57であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

e. 1 次冷却材の 2 次冷却系への流出量は、第3.4.2.1図に示すように約71 t である。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23 t である。

3.4.2.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

また、実効線量は、よう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は（10-1）式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \dots\dots\dots (10-1)$$

ここで、

E_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)

K_{He} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

また、第3.4.2.1表に I-131 の影響を 1 とした場合の他のよう素核種の影響割合（以下「I-131 等価量への換算係数」という。）を示す。

M : 小児の呼吸率 (m³/s)

呼吸率は、事故の継続時間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_e : 事故期間中のよう素の大気放出量 (I-131 等価量—小児実効線量係数換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

外部 γ 線による実効線量は (10-2) 式で評価される。

$$E_\gamma = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (10-2)$$

ここで、

E_γ : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数
($=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

Q_N : 事故期間中の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)

第 3.4.2.1 表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数
及び I-131 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実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131 等価量への換算係数
I-131	1.6×10^{-4}	1
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

(2) 評価条件

- a. 原子炉は、事故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47分で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90 t 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30 t とする。
- c. 蒸気発生器伝熱管破損により新たに燃料被覆管の損傷を招くことはない。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、以下の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 $6.3 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.1 \times 10^{14} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV換算)。
- (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 $1.1 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.0 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV換算)。
- 追加放出量は、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 $1.43 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ 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、全量が大気中へ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については、気液分配係数100で蒸気とともに大気に放出されるものとする。
- g. 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。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき、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
 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となる。

- h. 破損側蒸気発生器隔離後も、2次冷却系の弁からの蒸気漏えい
 によりよう素が大気中に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 $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次
 冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで低下すると仮定し、
 この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。

- i. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質
 が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、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付
 書類六 3.5 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」に示された考え方
 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。

(3) 評価結果

この事故によって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実効線量を下表に示す。また、よう素及び希
 ガスの大気放出過程を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 〕 〔 小児実効線量係数換算 〕	約 $1.1 \times 10^{11} \text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 $4.5 \times 10^{14} \text{Bq}$
実 効 線 量		約 1.5mSv

3.4.2.4 結論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、1次冷却系は早期に冷却及び減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小D N B Rは約1.57であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、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。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.1 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、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。

(2) 防止対策

- a. 燃料取扱装置の設計、製作、据付け及び燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。
- b. 燃料取替えを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した冷態停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。
- c. 燃料取替作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。
- d. 使用済燃料ピットは、想定されるいかなる状態においても実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計し

ており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

- e. 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。
- f. 燃料取替クレーンのグリップは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料をつかんでいる間グリップが閉じないようにする。
- g. 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。
- h. 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(3) 拡大防止対策

万一燃料が落下した場合には、燃料集合体落下信号を発信し、補助建屋排気設備により、確実に使用済燃料ピット区域の排気を補助建屋排気筒から放出する。また放射性物質の漏えいがあった場合には使用済燃料ピット付近のエリアモニタで検知し、警報を発信する設計としている。

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際にも、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱室内に放出される量は低減される。

3.4.3.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、以下の条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2) 評価条件

- a. 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾
- b. 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の102%で運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間40,000時間）のものとする。
- c. 燃料取替作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- d. 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- e. 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱室内に放出されるものとする。
- f. 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は500とする。
- g. 燃料取扱室内に放出された希ガス及びよう素は、補助建屋排気設備により排気筒から大気中に放出されるものとする。
- h. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類 六 3.5 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」に示された考え方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。

(3) 評価結果

この事故によって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実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.3.1図及び第3.4.3.2図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 〕 〔 小児実効線量係数換算 〕	約 $1.0 \times 10^{11} \text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー0.5MeV 換算)	約 $7.6 \times 10^{12} \text{Bq}$
実 効 線 量		約 0.051mSv

3.4.3.3 結論

燃料集合体の落下を仮定した場合、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。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.1 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、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(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。

さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

- a. 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素

を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。

- b. 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気再循環設備を設ける。
- c. 再循環期間中、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から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数（＝1Sv/Gy）を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、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。

(2) 評価条件

- 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、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	1%
よう素	0.5%
- c. 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%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%が原子炉格納容器内部に沈着し、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⁽¹²⁾は等価半減期50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7分とする。

- 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ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、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は、1次系冷却水クローラを事故後24時間以内に、全3基運転から1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、事故後24時間以降厳しくなる原子炉格納容器内の圧力に応じた実効線量を確認する。

- g. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹³⁾は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		
0.130	0	～	11
0.132	11	～	19
0.130	19	～	220
0.132	220	～	290
0.130	290	～	630
0.125	630	～	1,200
0.120	1,200	～	2,000
0.115	2,000	～	13,000
0.110	13,000	～	21,000
0.105	21,000	～	29,000
0.100	29,000	～	40,000
0.095	40,000	～	54,000
0.090	54,000	～	74,000
0.085	74,000	～	110,000
0.080	110,000	～	160,000
0.075	160,000	～	250,000
0.070	250,000	～	390,000
0.065	390,000	～	650,000
0.060	650,000	～	1,200,000
0.055	1,200,000	～	2,500,000
0.050	2,500,000	～	2,592,000

なお、1次系冷却水クーラを事故後24時間以内に、全3基運転から1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、事故後24時間以降厳しくなる原子炉格納容器内の圧力に応じた実効線量を確認する場合は、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率(%/d)	時間区分 (s)		
0.130	0	～	11
0.132	11	～	19
0.130	19	～	79
0.134	79	～	240
0.130	240	～	400
0.125	400	～	590
0.120	590	～	810
0.115	810	～	1,100
0.110	1,100	～	1,900
0.105	1,900	～	3,400
0.100	3,400	～	5,500
0.095	5,500	～	8,200
0.090	8,200	～	12,000
0.085	12,000	～	16,000
0.080	16,000	～	23,000
0.075	23,000	～	35,000
0.070	35,000	～	60,000
0.065	60,000	～	83,000
0.070	83,000	～	91,000
0.080	91,000	～	110,000
0.085	110,000	～	230,000
0.080	230,000	～	340,000
0.075	340,000	～	510,000
0.070	510,000	～	780,000
0.065	780,000	～	1,300,000
0.060	1,300,000	～	2,300,000
0.055	2,300,000	～	2,592,000

h. 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。

i. アニュラス部体積は 10,900m³ を用いる。また、事故発生後、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し、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 25 分とする。

そ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全量大気中へ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。

j. 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排気筒より放出される。このとき、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。

k. アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率⁽¹⁴⁾は、評価上 95%とする。

l. 希ガスに対するアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果及び格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。

m. 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中（30 日間）安全補機室内へ、評価上 $3 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。

n. 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、b 項と同量のような素が無機よう素として溶解しているものとする。

o. 再循環水体積は、評価上 $1,100 \text{m}^3$ とする。

p. 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のような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。

q. 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率⁽¹⁴⁾は、評価上 95%とする。

r. 原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件にしたがって評価する。

(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。

(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、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の以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器の内部から外部遮蔽ドーム部を透過し、外部へ放出された 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部遮蔽円筒部を透過した 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 分以上の核種を対象とする。

(c) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

- s. 事故の評価期間は、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（30 日間）とする。
- t. 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。
- u. 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類 六 3.5 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」に示された考え方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。

(3) 評価結果

この事故によって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実効線量は下表のとおりである。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.4.1 図及び第 3.4.4.2 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 〕 〔 小児実効線量係数換算 〕	約 2.5×10^{11} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 4.4×10^{13} Bq
実 効 線 量*		約 0.12 mSv

* 実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.032 mSv）を含む。

3.4.4.3 結論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、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。

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、1 次系冷却水クーラを事故後 24 時間以内に、全 3 基運転から 1 基と 2 基にトレン分離することを踏まえ、事故後 24 時間時点での 2 基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、事故後 24 時間以降厳しくなる原子炉格納容器内の圧力に応じて確認した敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定した場合と同程度の約 0.12 mSv である。

3.4.5 制御棒飛び出し

3.4.5.1 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、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2) 防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」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、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境中への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1) 評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び実効線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び実効線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2) 評価条件

a. 破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である 7%を使用する。

b. 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.24%

よう素 0.12%

c. 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。アニュラス部体積は 10,900m³ を用い、また、事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 23 分とし、そ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全量大気中へ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。

d. 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉トリップ信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後 30 分で起動するものとする。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率⁽¹³⁾は、評価上次のように仮定する。

事故後 24 時間まで 0.12%/d

その後 29 日間

0.06%/d

f. その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 評価結果

この事故によって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実効線量を下表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.5.1 図及び第 3.4.5.2 図に示す。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 〕 〔 小児実効線量係数換算 〕	約 $8.6 \times 10^{10} \text{Bq}$
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)	約 $1.0 \times 10^{13} \text{Bq}$
実 効 線 量*		約 0.038mSv

* 実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.0076mSv）を含む。

3.4.5.3 結論

制御棒飛び出しを仮定した場合、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。

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温度及び圧力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⁽¹⁵⁾

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及び温度に着目した解析を行う。

したがって、コードの構成は、ブローダウン解析コード S A T A N－VI、リフィル／再冠水解析コード W R E F L O O D 及び原子炉格納容器内圧解析コード C O C O 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/基

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加させるので、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、外部電源の喪失により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。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、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は、1 次系冷却水クーラを事故後 24 時間以内に、全 3 基運転から 1 基と 2 基にトレン分離することを踏まえ、事故後 24 時間時点での 2 基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、原子炉格納容器内の圧力を確認する。

e. ブローダウン期間に蓄圧注入系より注入される水は、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カ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蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大き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 次冷却系配管

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減少するとともに、圧力上昇に伴い温度も上昇し、熱吸収体の除熱が増加し、約14秒後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0.213MPa[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、約19秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器内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。

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後約6秒で達することにより、約106秒後から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175秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器内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0.232MPa[gage]、温度約122℃が現れ、これが最高圧力及び最高温度となる。これ以後原子炉格納容器内へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力及び温度は低下していく。

3.5.1.3 結論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器内圧の最高値は、約0.232MPa[gage]であり、最高使用圧力 0.261MPa[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、1次系冷却水クーラを事故後 24 時間以内に、全 3 基運転から 1 基と 2 基にトレン分離することを踏まえ、事故後 24 時間時点での 2 基の機能喪失を仮定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 0.226MPa[gage]である。

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。

(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、炉心水及びサンプル水の放射線分解、ジルコニウム－水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。
- c. 事故時のジルコニウム－水反応量は「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. 放射線分解により発生する水素ガスの生成割合（G 値）⁽¹⁶⁾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 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。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、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は、1 次系冷却水クーラを事故後24時間以内に、全3基運転から1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、事故後24時間以降厳しくなる原子炉格納容器内の温度に応じた水素濃度を確認する。

(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図に示すとおり事故発生後の30日後では約2.0%となり、「安全評価指針」付録 I に示されている判断基準（事象発生後少なくとも30日間は、原子炉格納容器内雰囲気中の酸素又は水素の濃度のいずれかが、それぞれ5%又は4%以下であることとする。）を満たす。

3.5.2.3 結論

可燃性ガスが発生する事象として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、1 次系冷却水クーラを事故後24時間以内に、全3基運転から1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮し、この場合において、事故後24時間以降厳しくなる原子炉格納容器内の温度に応じて確認した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2.0%である。

3.6 その他（地震、火災、台風、洪水など）

(1) 地震

1 次冷却設備、1 次冷却材補助設備、原子炉格納施設などの設計、製作、据付には、高浜地点で起こると考えられる地震に対しても十分その健全性と機能が維持できるよう考慮を払い、また強い地震の際には原子炉の自動停止を行なう地震スクラム回路を設ける。

(2) 火災

すべての建屋の屋内および屋外には、次のような消火設備を装備し、たとえ火災が発生しても万全の態勢がとれる防火対策を講ずる。

- a 固定式消火装置
- b スプリンクラ
- c 消化用ホース類
- d 可搬式消火器

(3) 洪水等

若狭湾、内浦湾の潮位と敷地の地形から考えて洪水、地すべり、山津波等によって発電所の安全性が阻害されることは考えられない。

また、敷地附近において過去に問題となるような被害をうけた記録はない。

(4) 台風

原子炉格納施設その他の建屋の設計には、考えられる最大規模の台風に対する考慮を払っており、さらに現在まで敷地付近で台風による直接的な問題となるような災害の記録がないことからみて、発電所の安全性が台風によりそこなわれることは考えられない。

3.7 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2
三菱重工業、平成18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) 「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
- (7) 「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
- (8) 「DNB相関式について」
MAPI-1029 改3
三菱重工業、平成16年
- (9) 「三菱PWRの制御棒飛び出し解析手法」
MHI-NES-1005 改3
三菱重工業、平成18年
- (10) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」
MAPI-1080 改4

三菱重工業、平成 14 年

- (11) 「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」

N F K - 8 0 9 4 改 3

原子燃料工業、平成 14 年

- (12) 「スプレーによるよう素除去効果」

M A P I - 1 0 0 8 改 7

三菱原子力工業、昭和 61 年

- (13) 「事故時の格納容器漏洩率」

M A P I - 1 0 6 0 改 1

三菱重工業、平成 12 年

- (14) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」

M A P I - 1 0 1 0 改 1

三菱原子力工業、昭和 52 年

- (15) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」

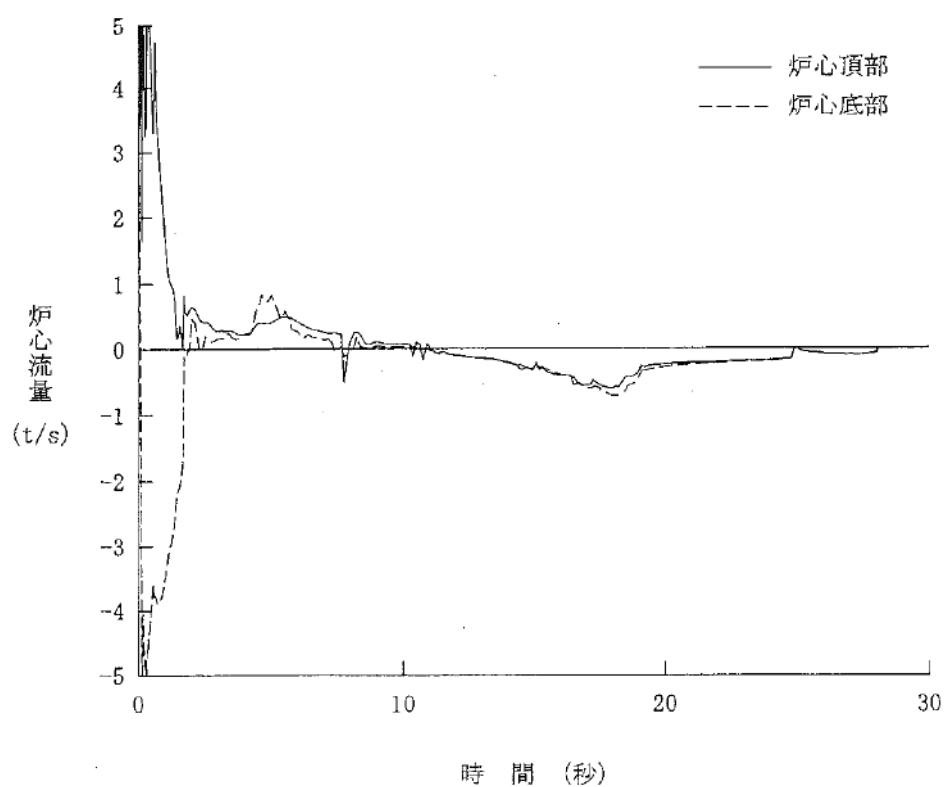
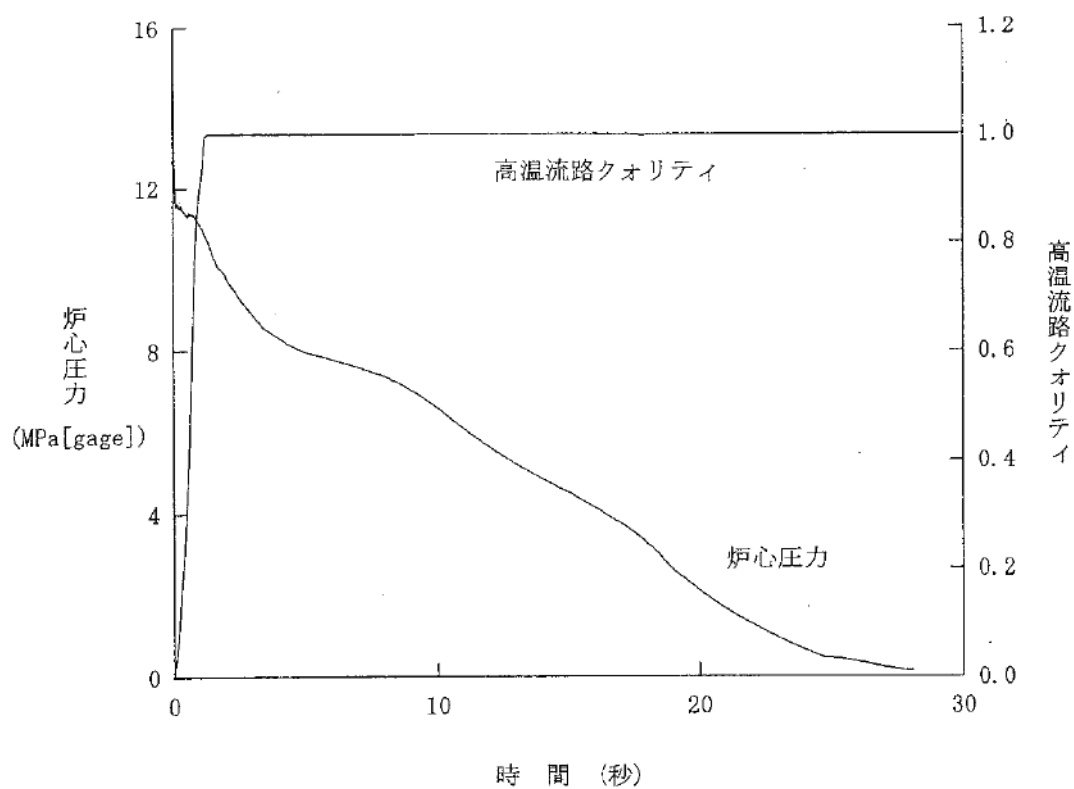
M H I - N E S - 1 0 1 6

三菱重工業、平成 12 年

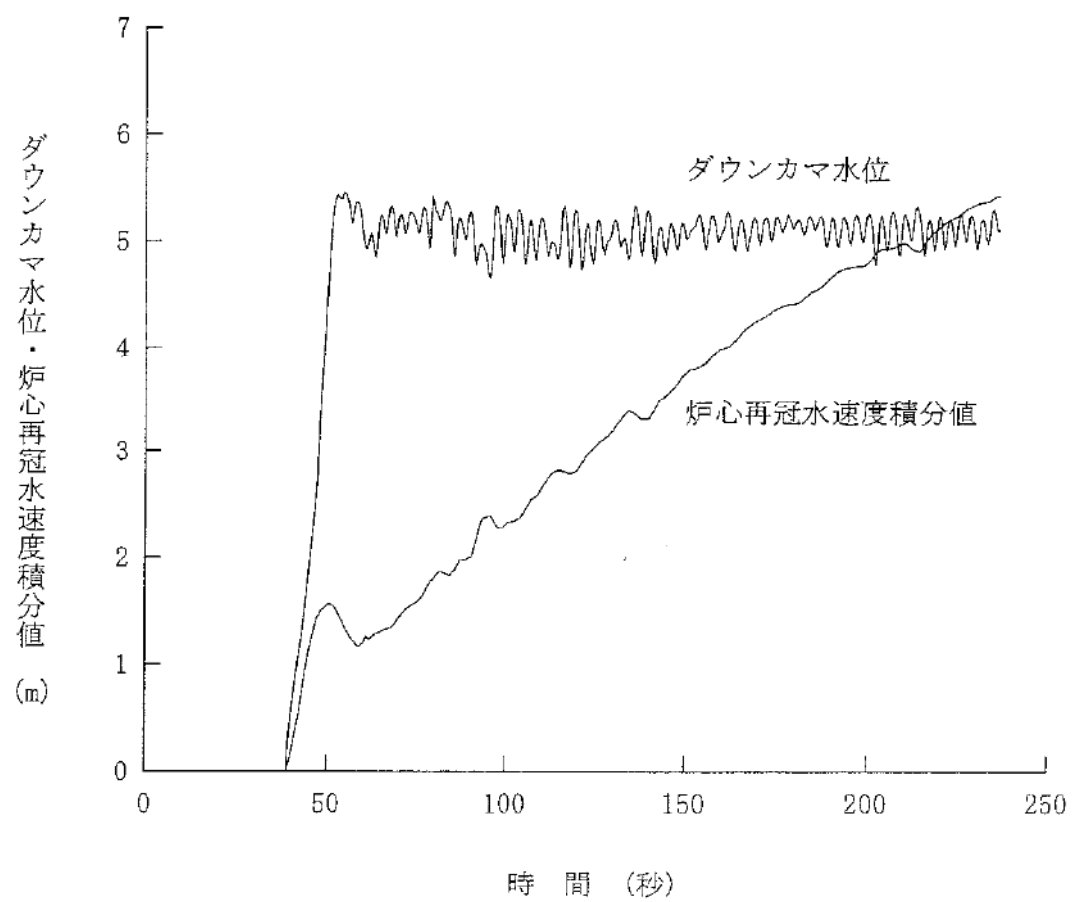
- (16) 「PWR プラントにおける L O C A 時の水の放射線分解による水素生成割合」

M H I - N E S - 1 0 1 3

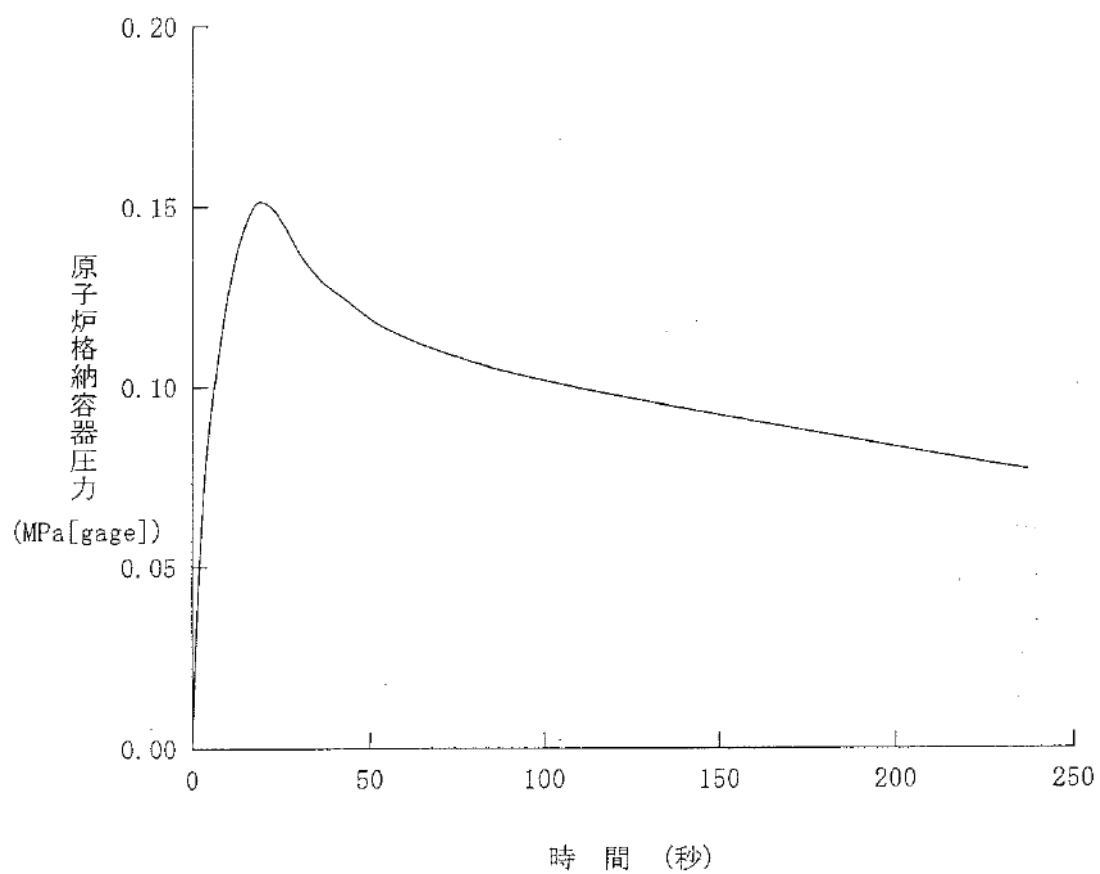
三菱重工業、平成 11 年



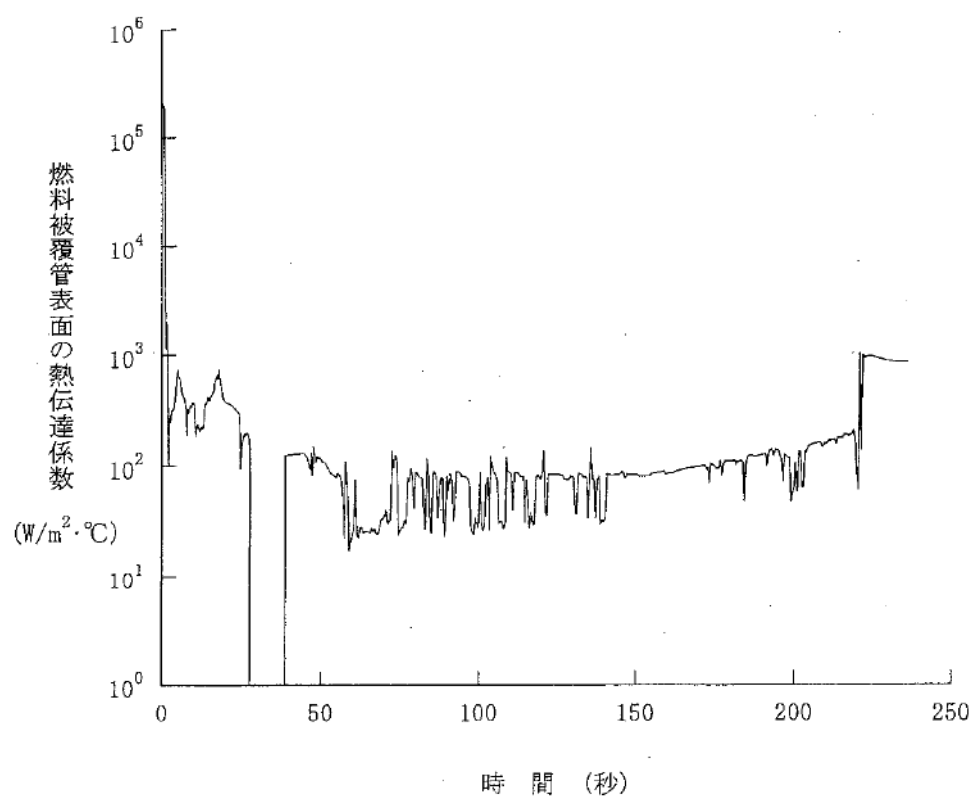
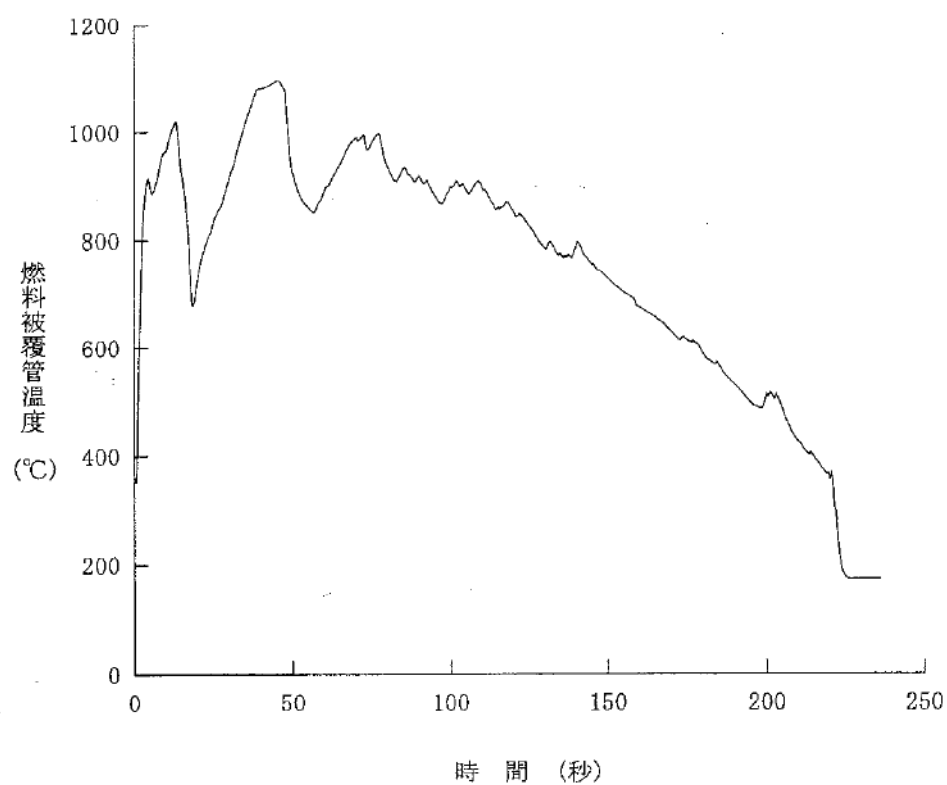
第 3.2.1.1 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－大破断(1)



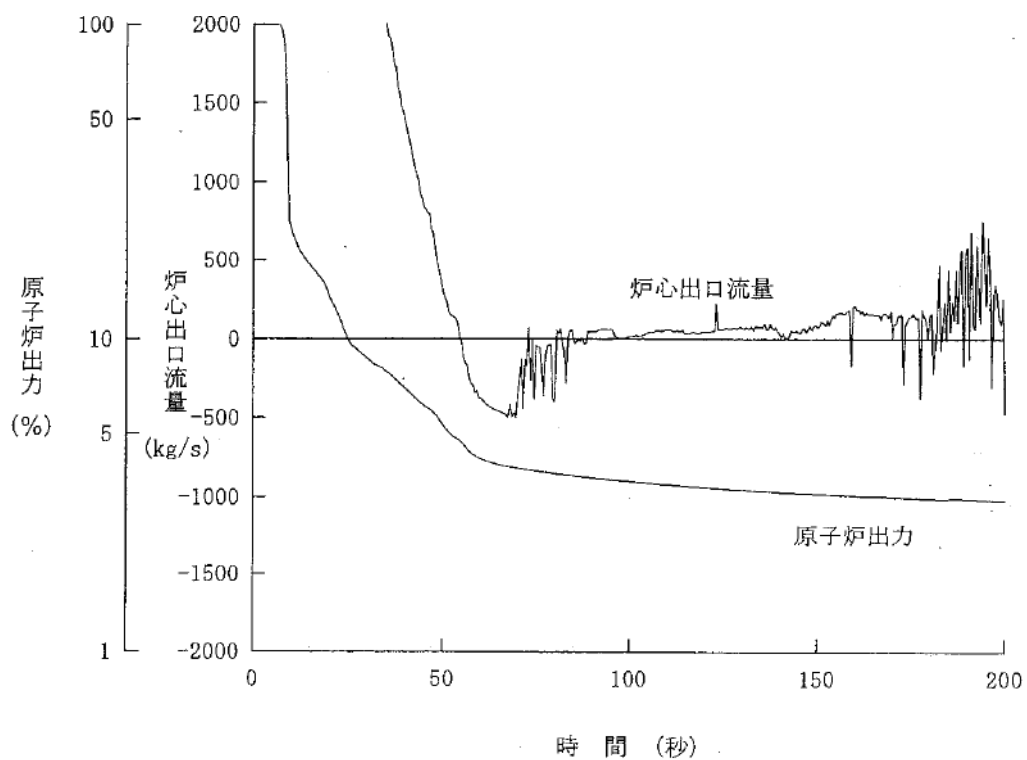
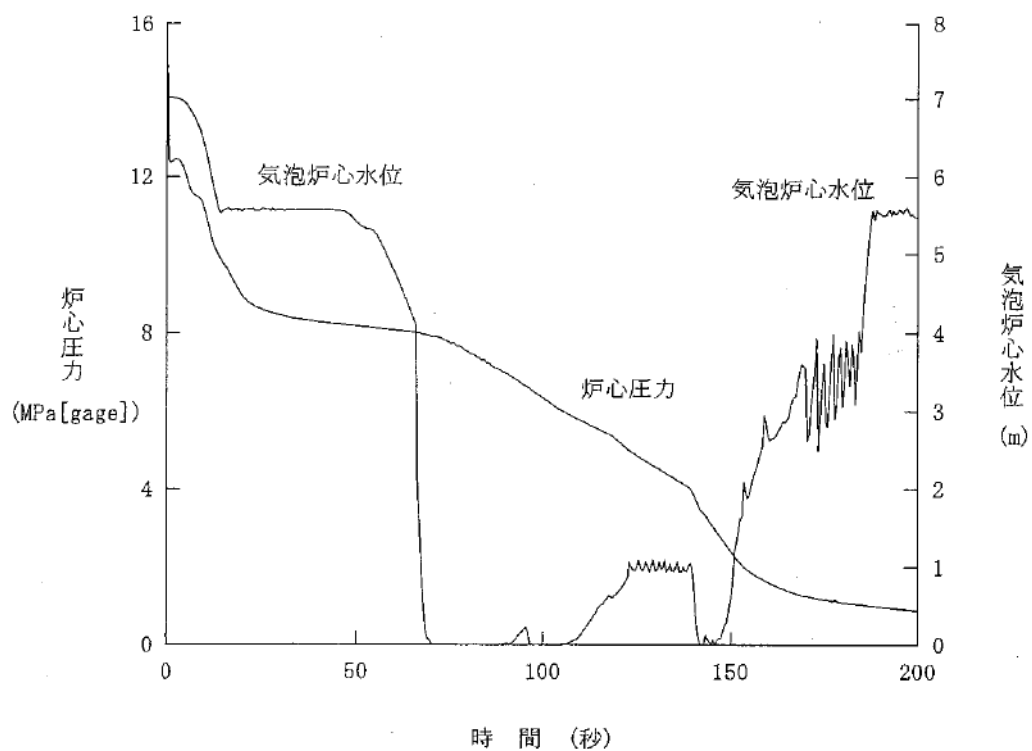
第 3.2.1.2 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－大破断(2)



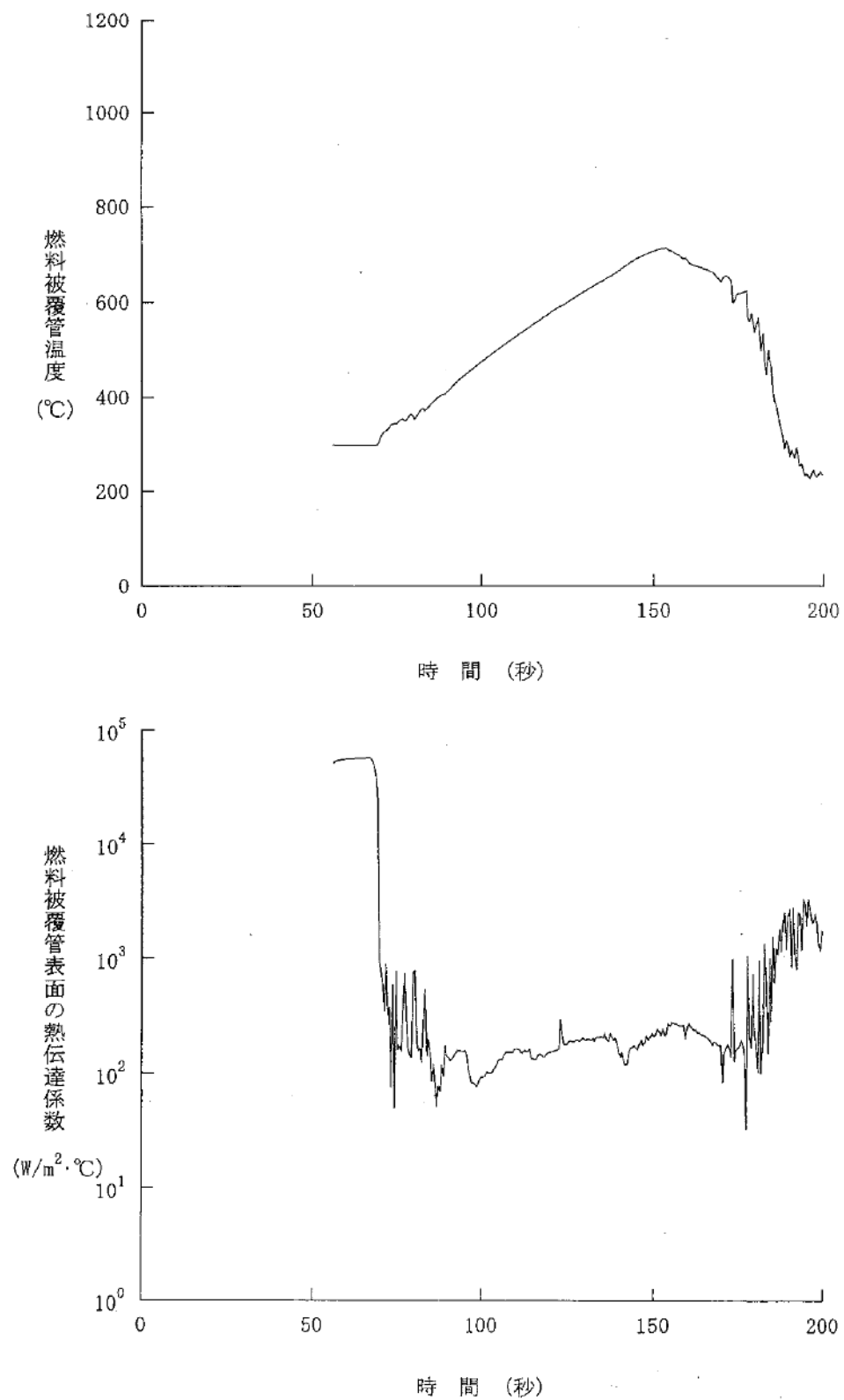
第 3.2.1.3 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－大破断(3)



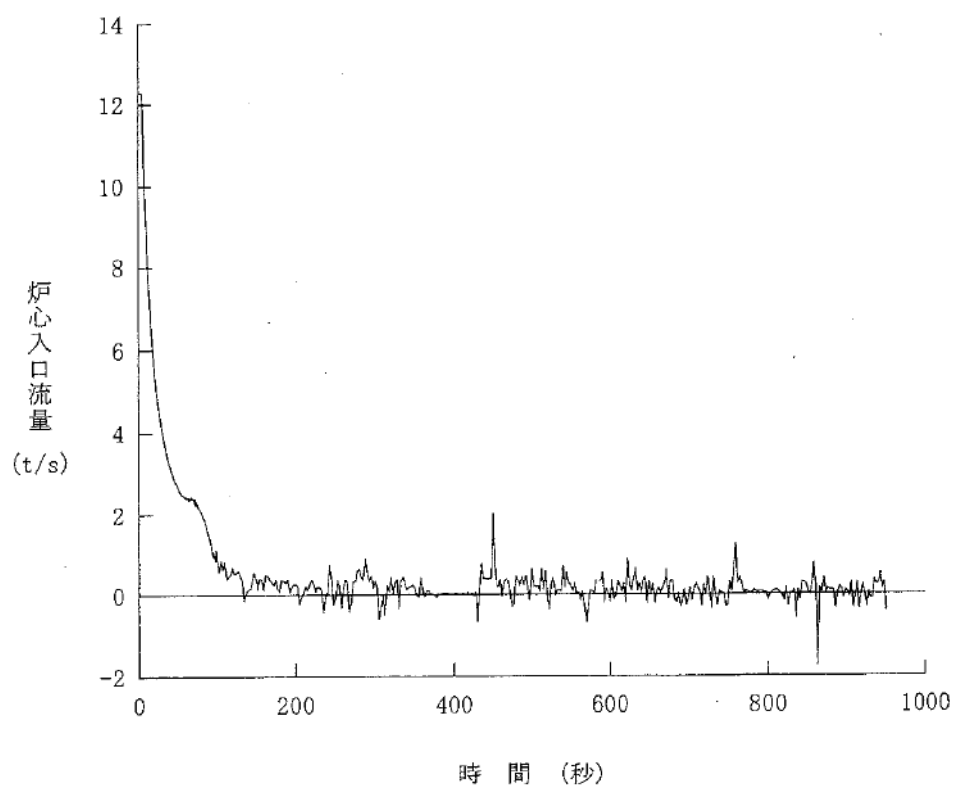
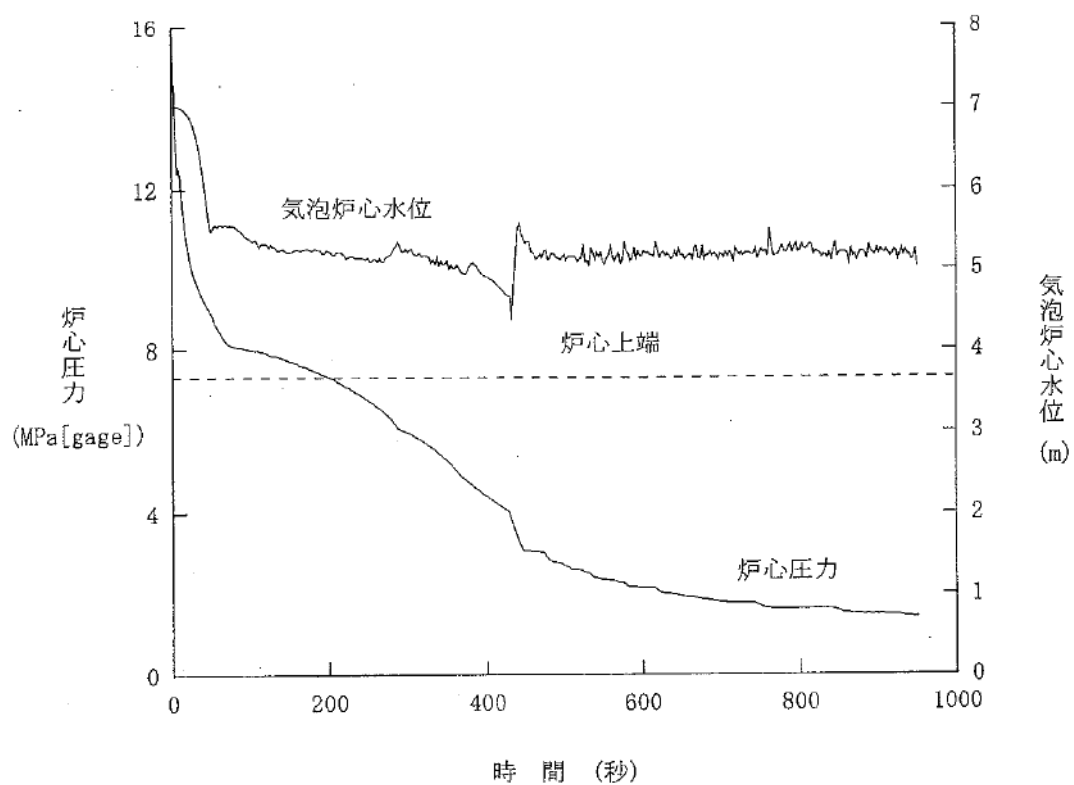
第 3.2.1.4 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－大破断(4)



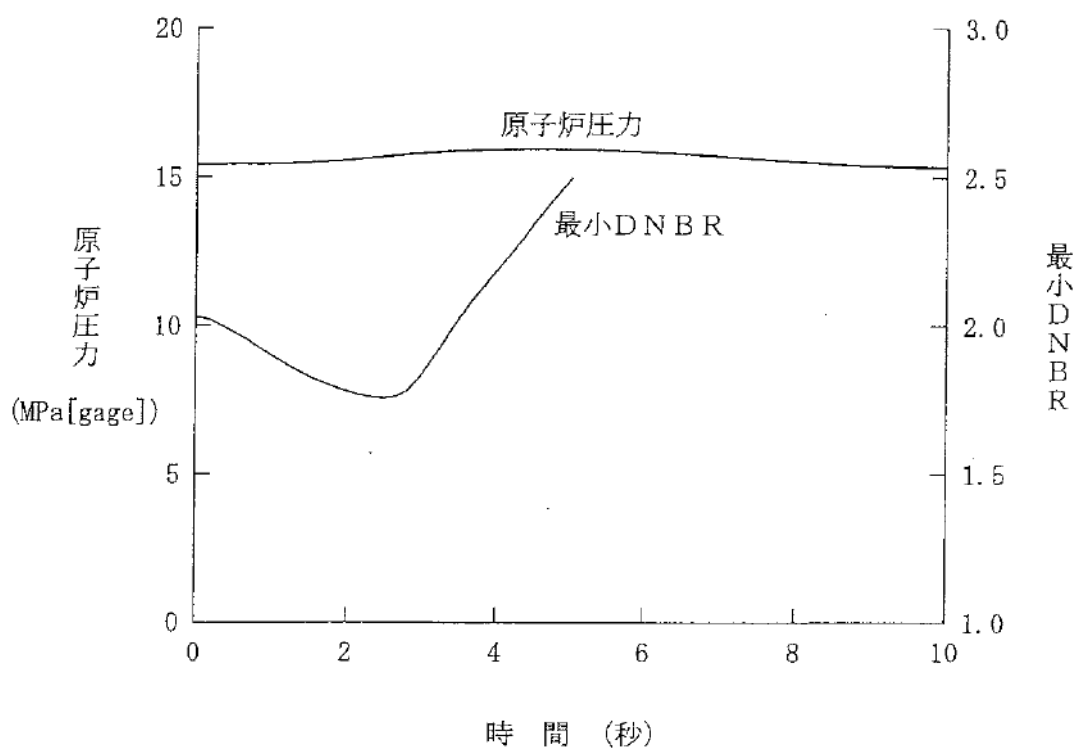
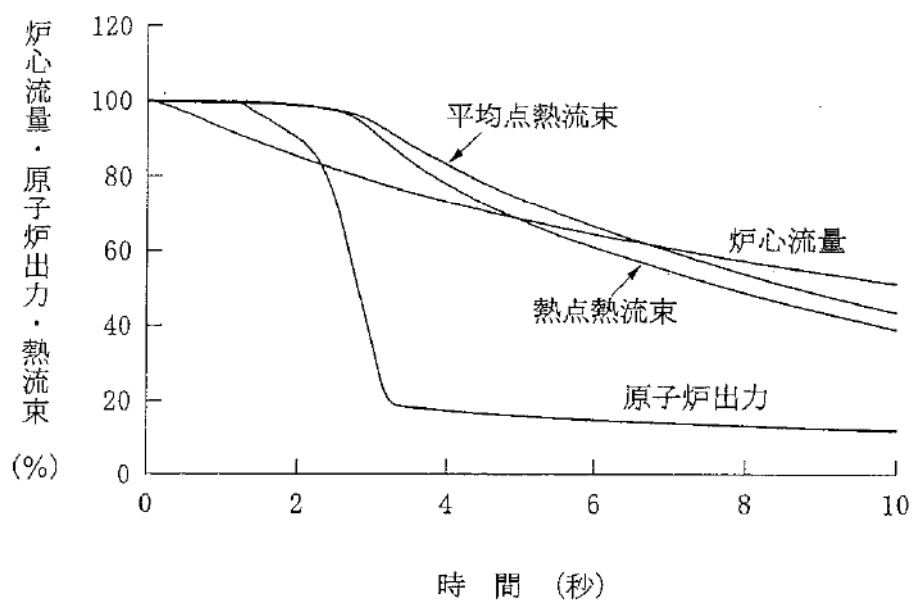
第 3.2.1.5 図 原子炉冷却材喪失－ECCS 性能評価解析
－小破断(1)－液相部破断



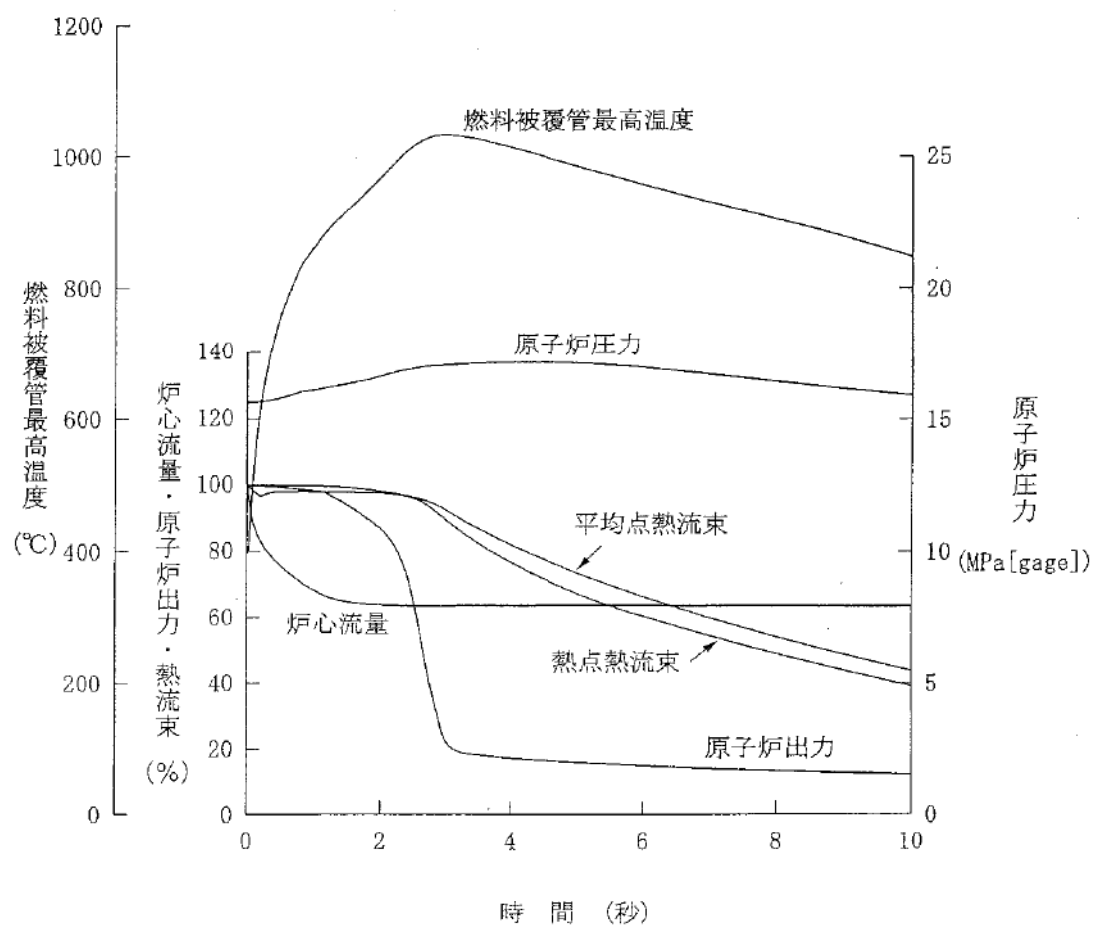
第 3.2.1.6 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断



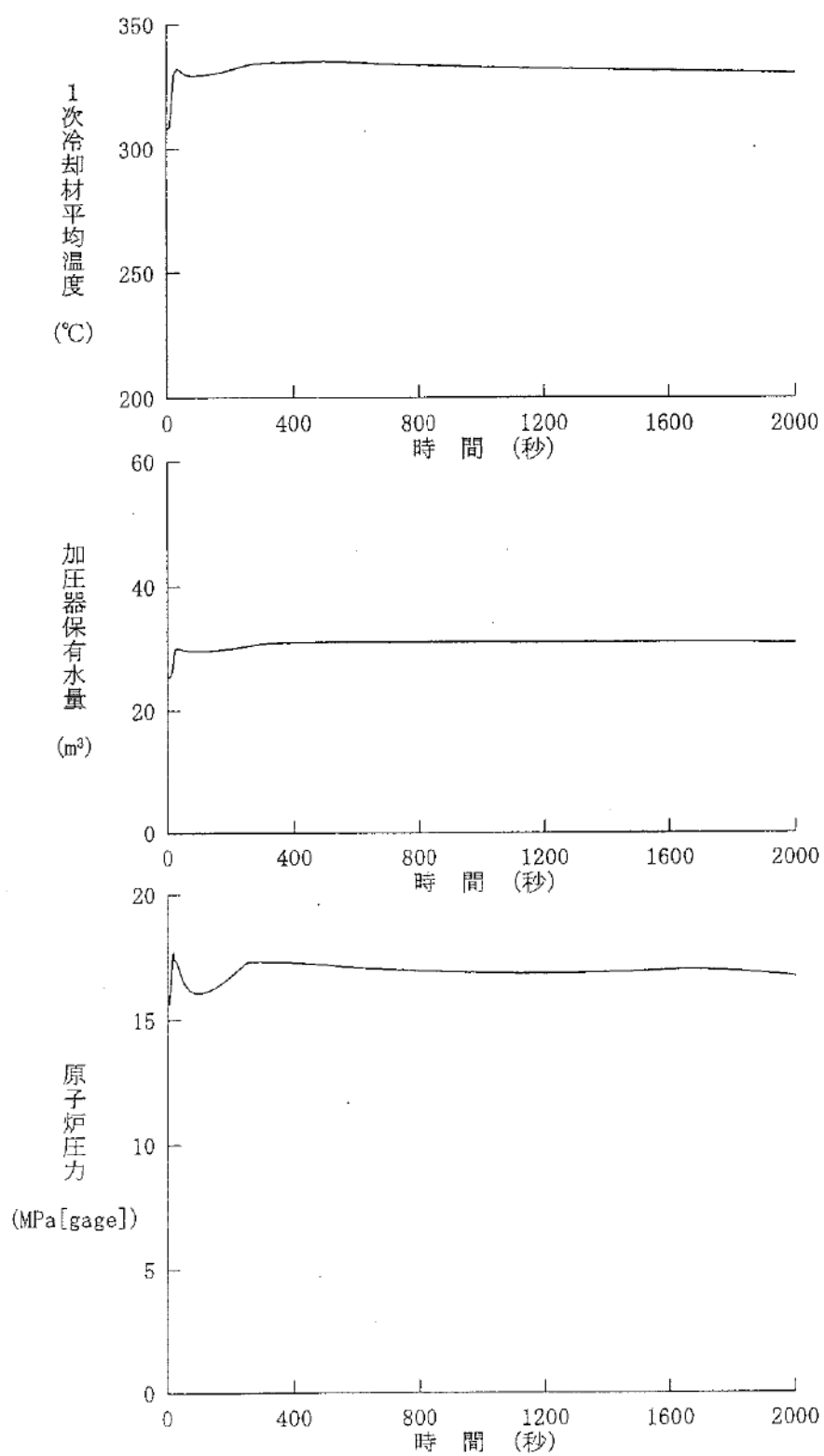
第 3.2.1.7 図 原子炉冷却材喪失－E C C S 性能評価解析
 －小破断(3)－気相部破断



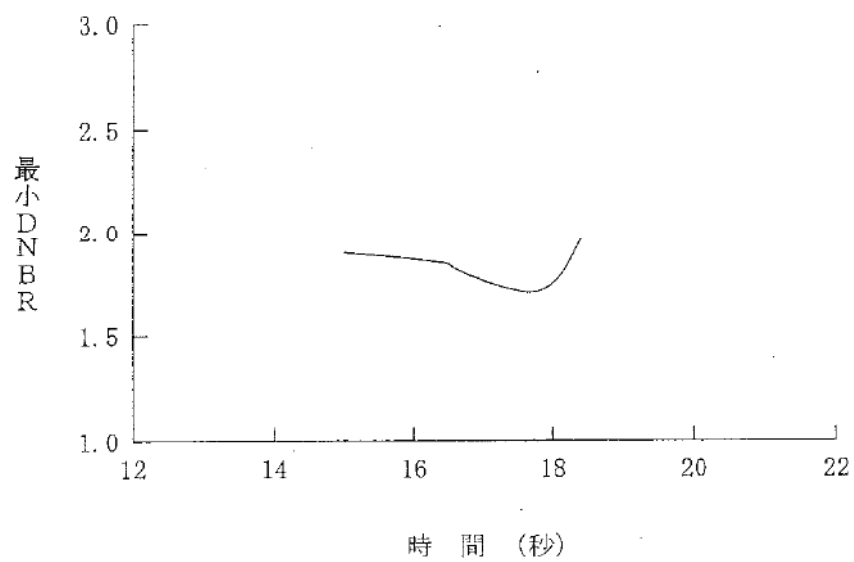
第 3.2.2.1 図 原子炉冷却材流量の喪失



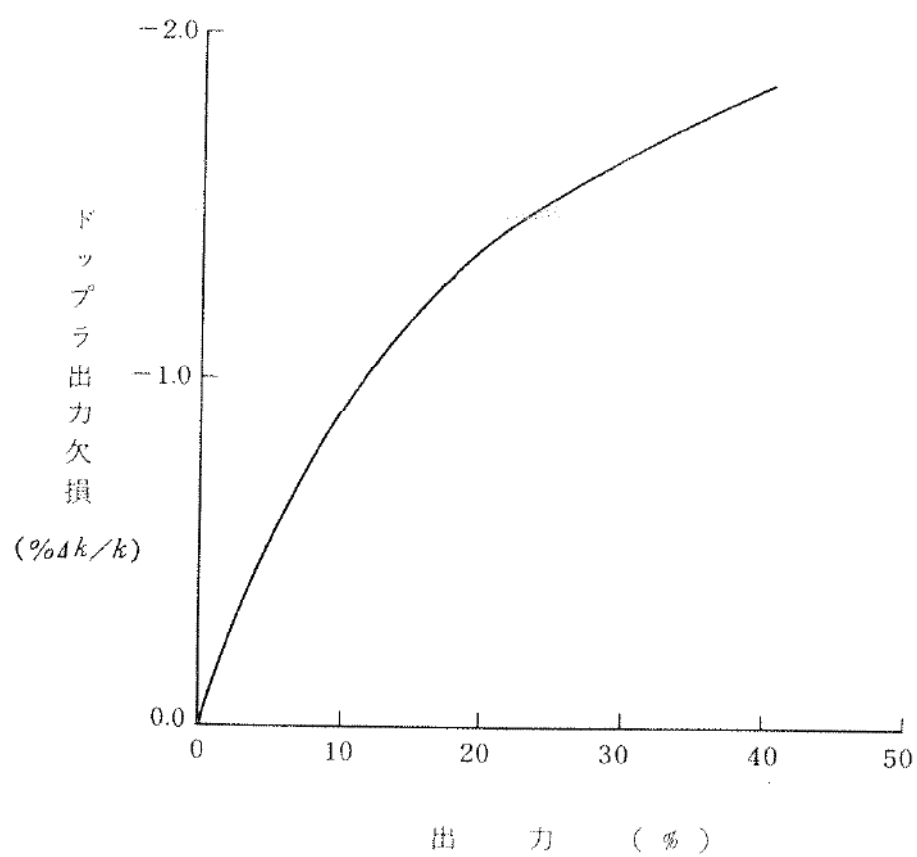
第 3.2.3.1 図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



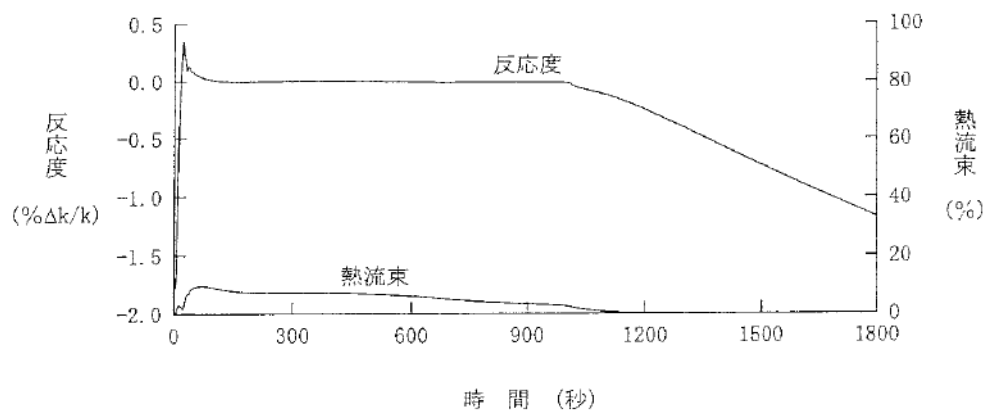
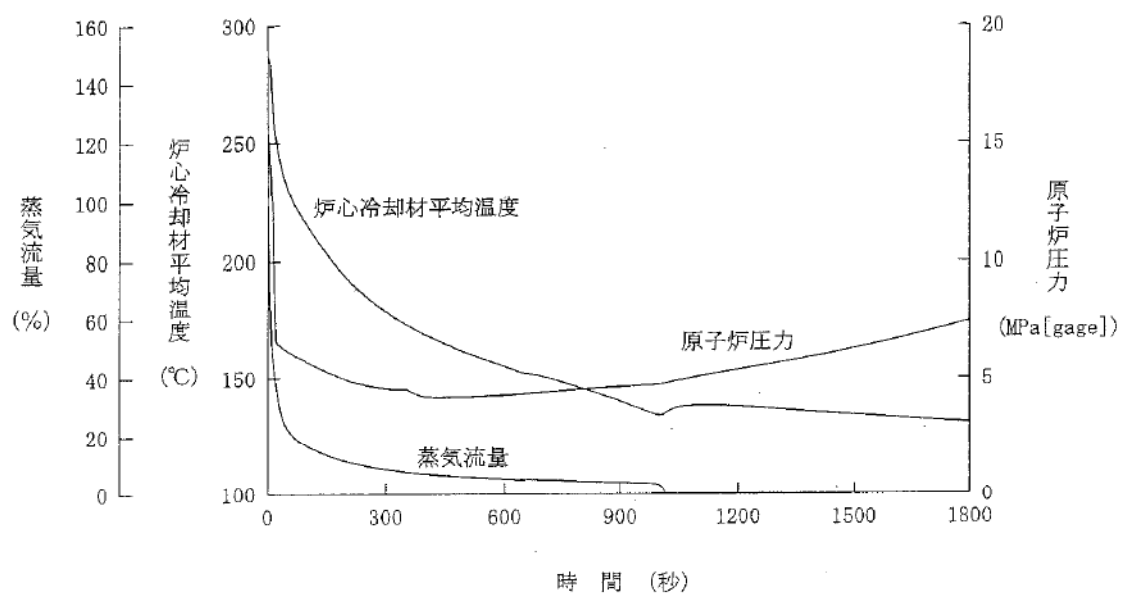
第 3.2.4.1 図 主給水管破断(1)



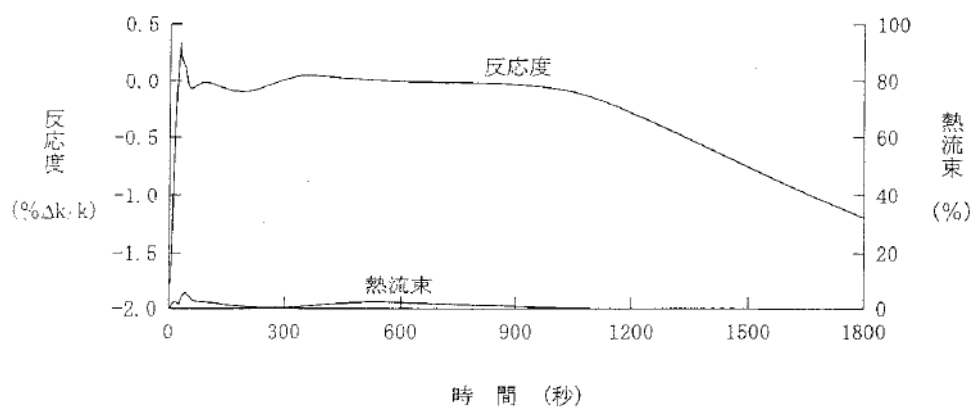
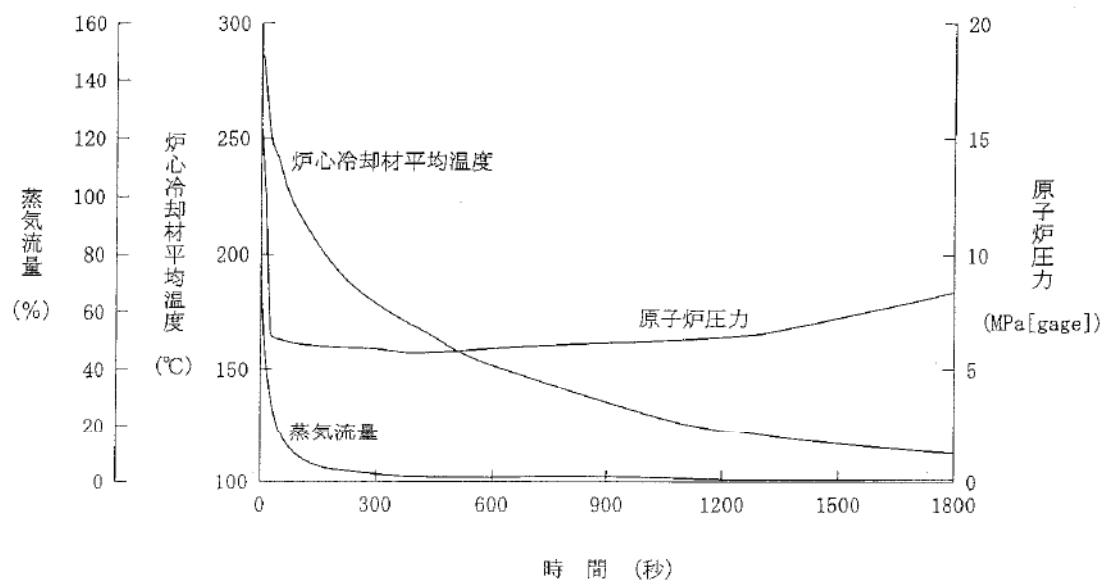
第 3.2.4.2 図 主給水管破断(2)



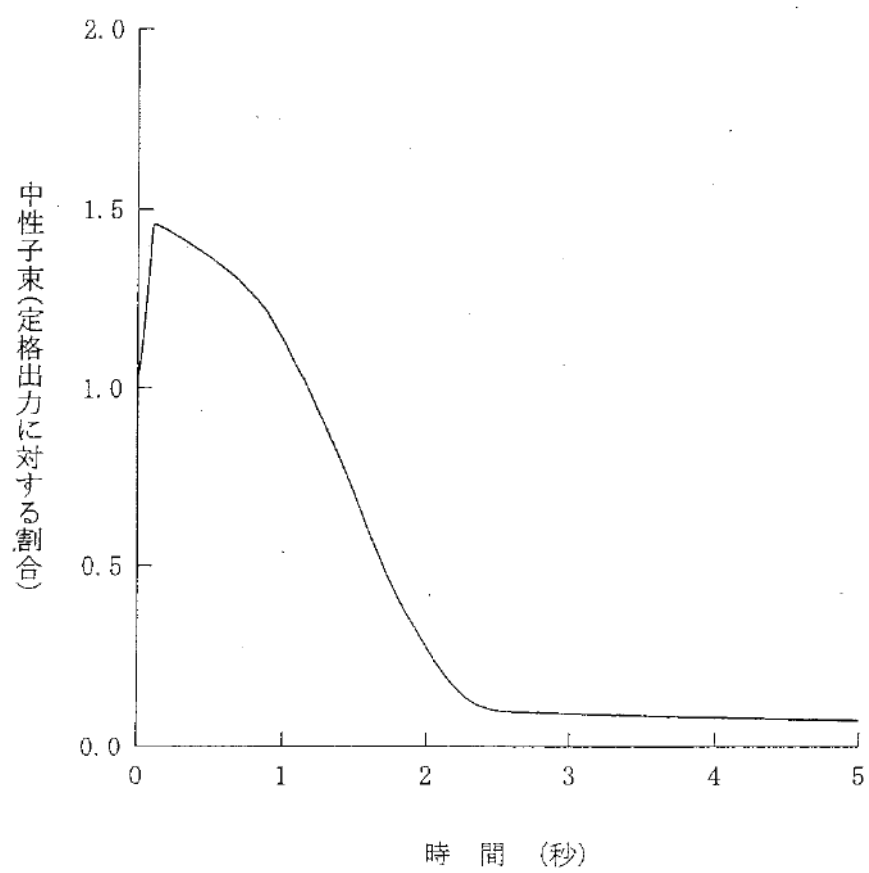
第 3. 2. 5. 1 図 解析に使用したドップラ出力欠損



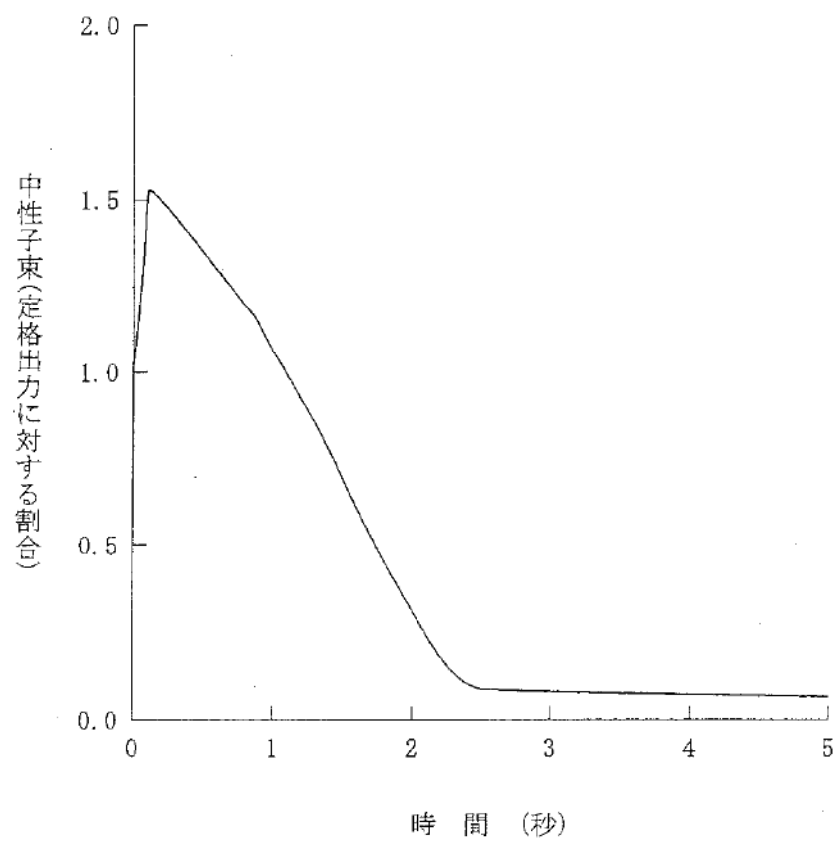
第 3.2.5.2 図 主蒸気管破断—ケース A (外部電源あり)



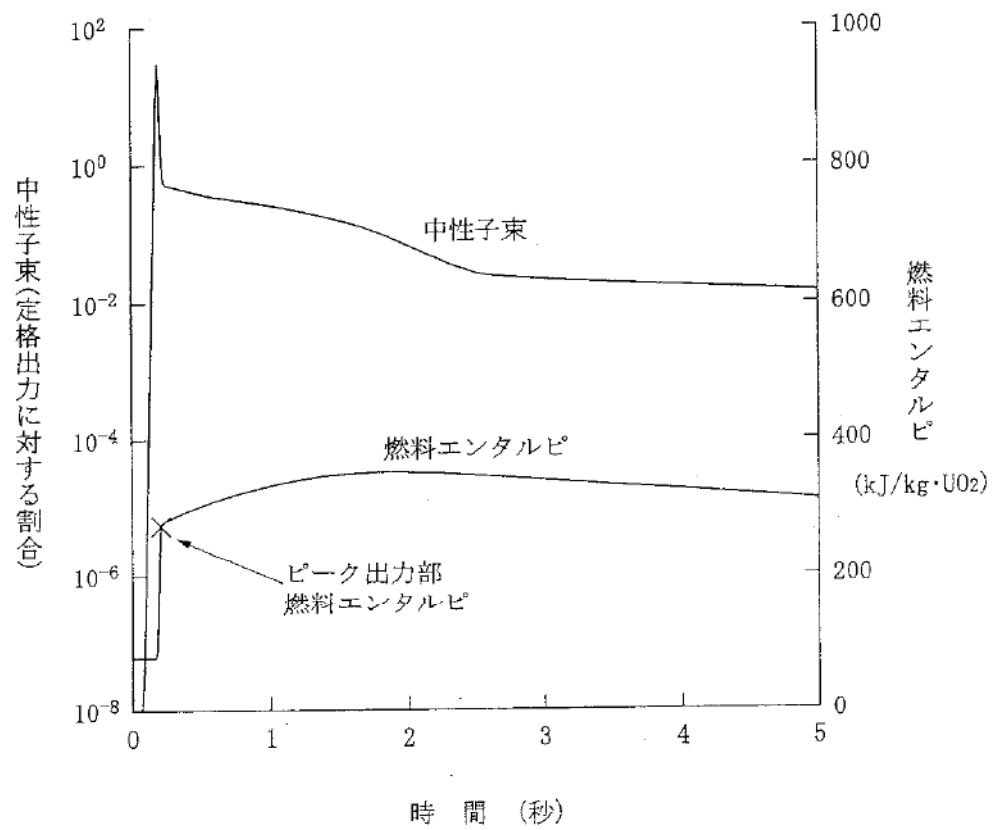
第 3.2.5.3 図 主蒸気管破断—ケース B (外部電源なし)



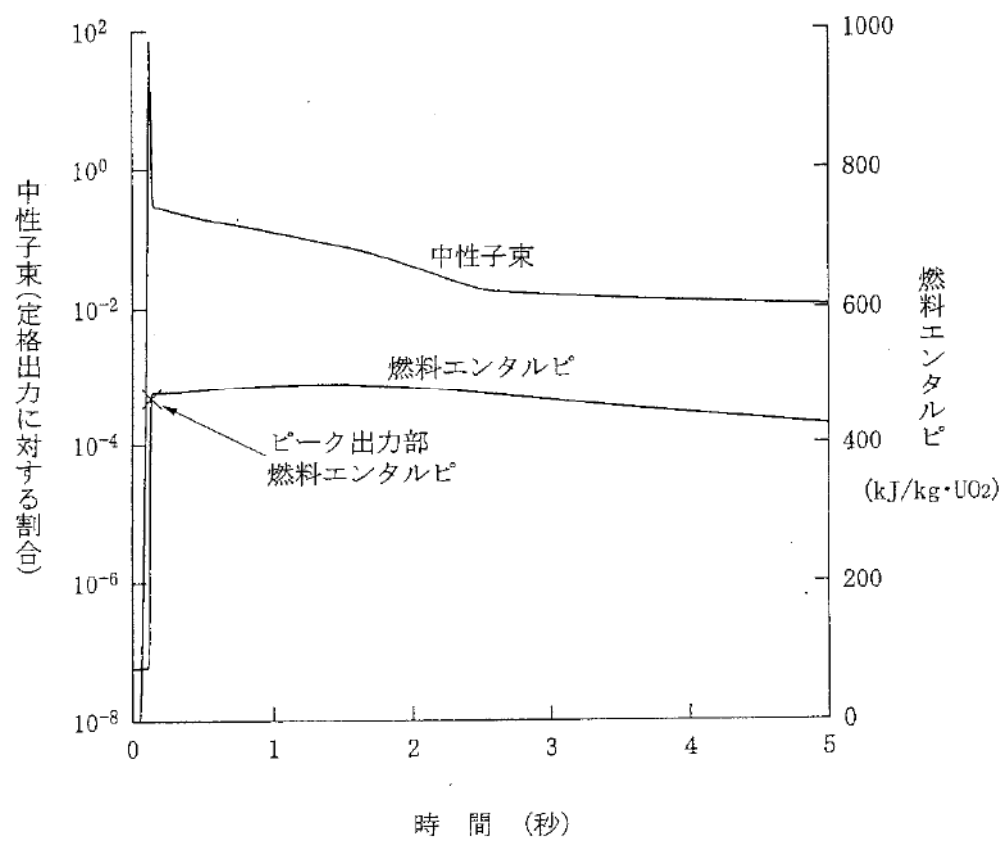
第 3.3.1.1 図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



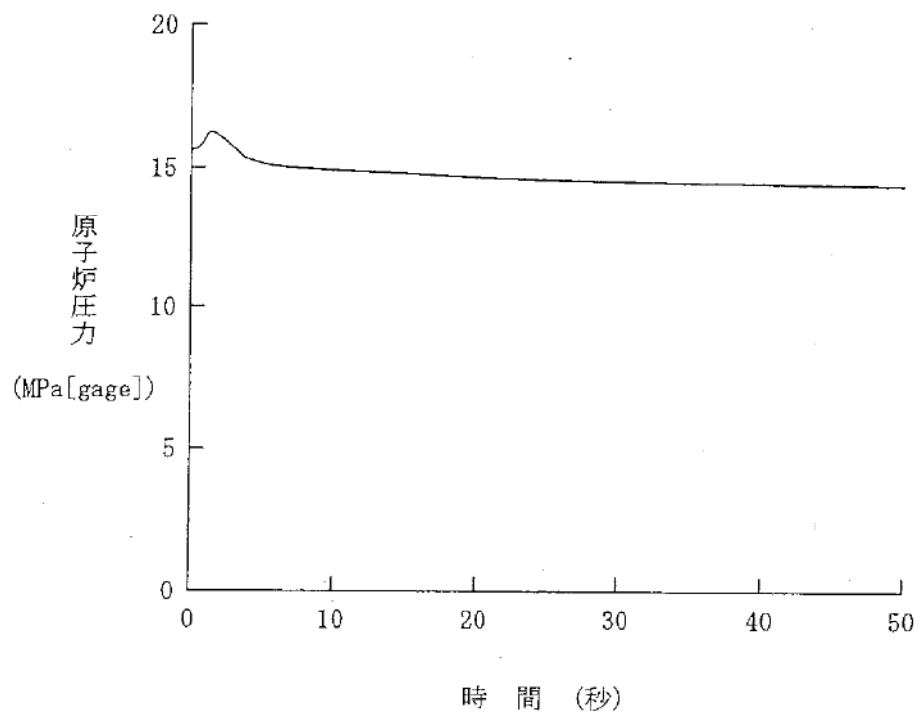
第 3.3.1.2 図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温全出力



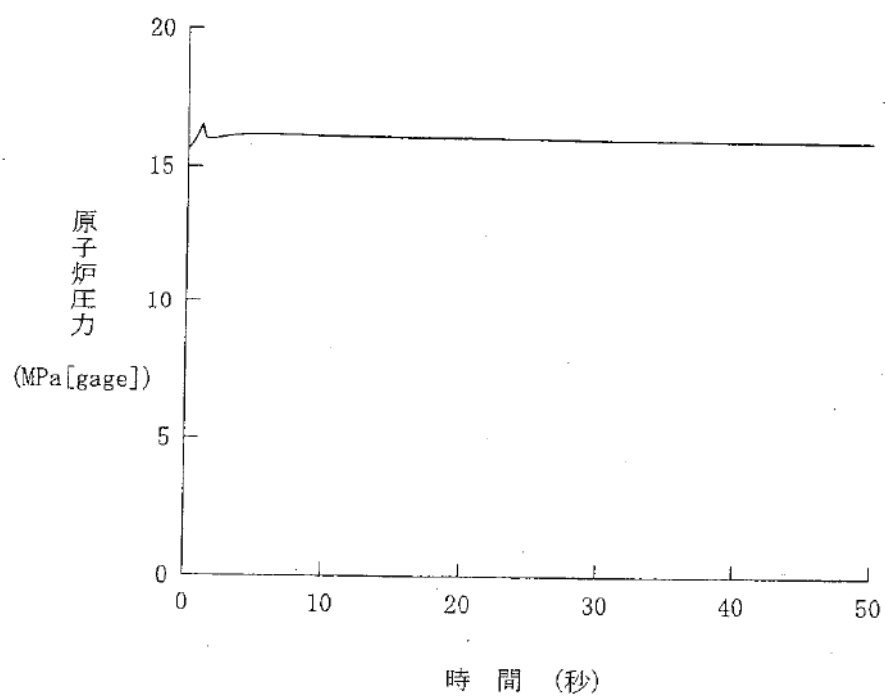
第 3.3.1.3 図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



第 3.3.1.4 図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力

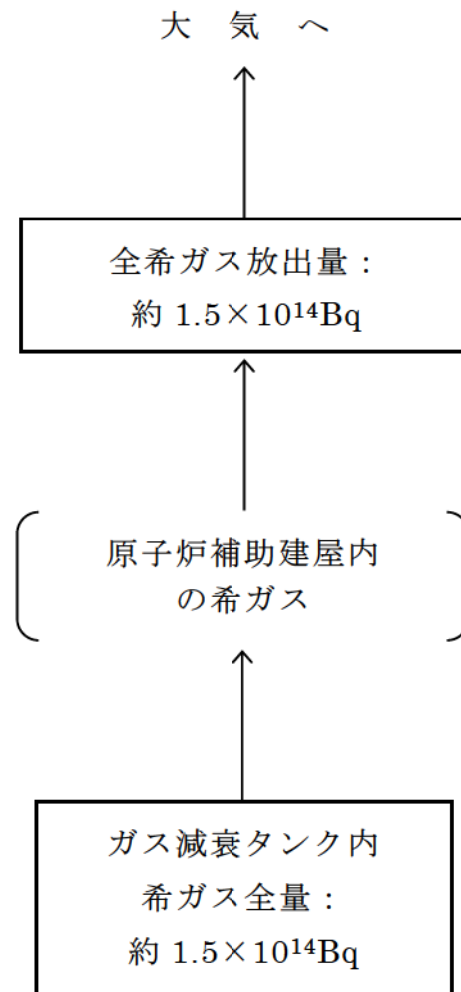


第 3.3.1.5 図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力
ー圧力解析

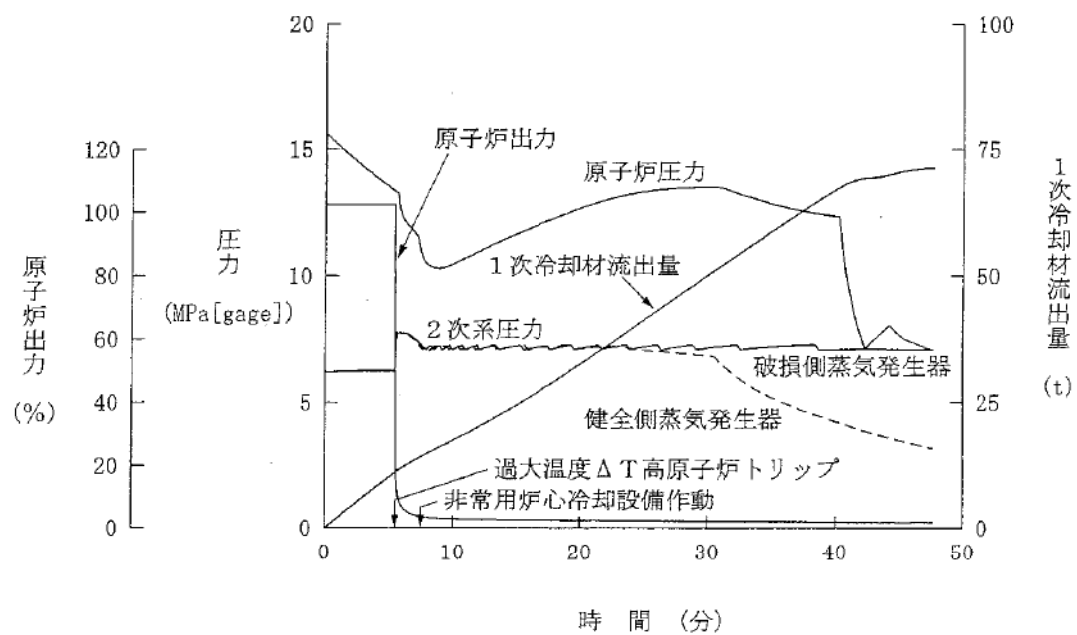


第 3.3.1.6 図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温零出力—圧力解析

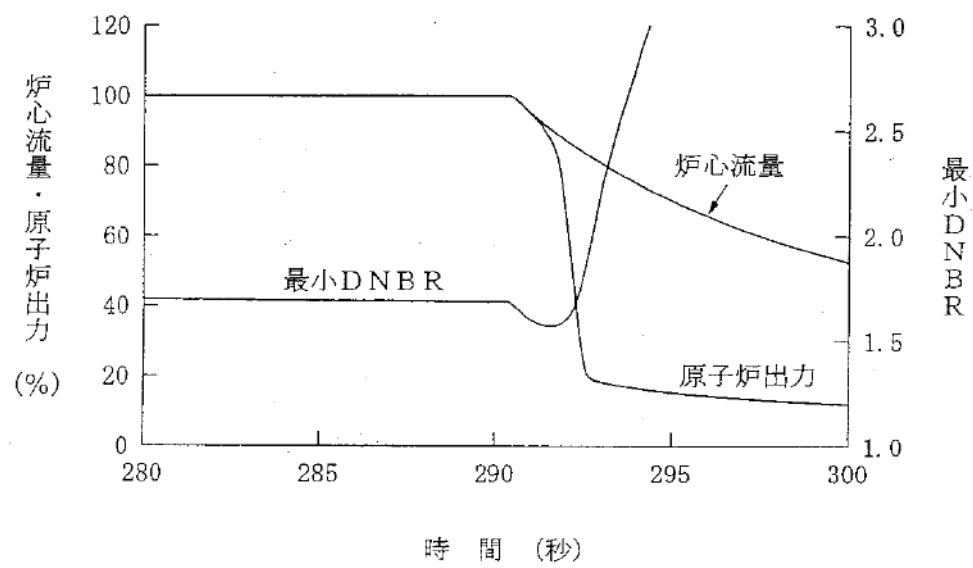
単位 : Bq $\left[\begin{array}{l} \gamma \text{線エネルギー} \\ 0.5\text{MeV 換算} \end{array} \right]$



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

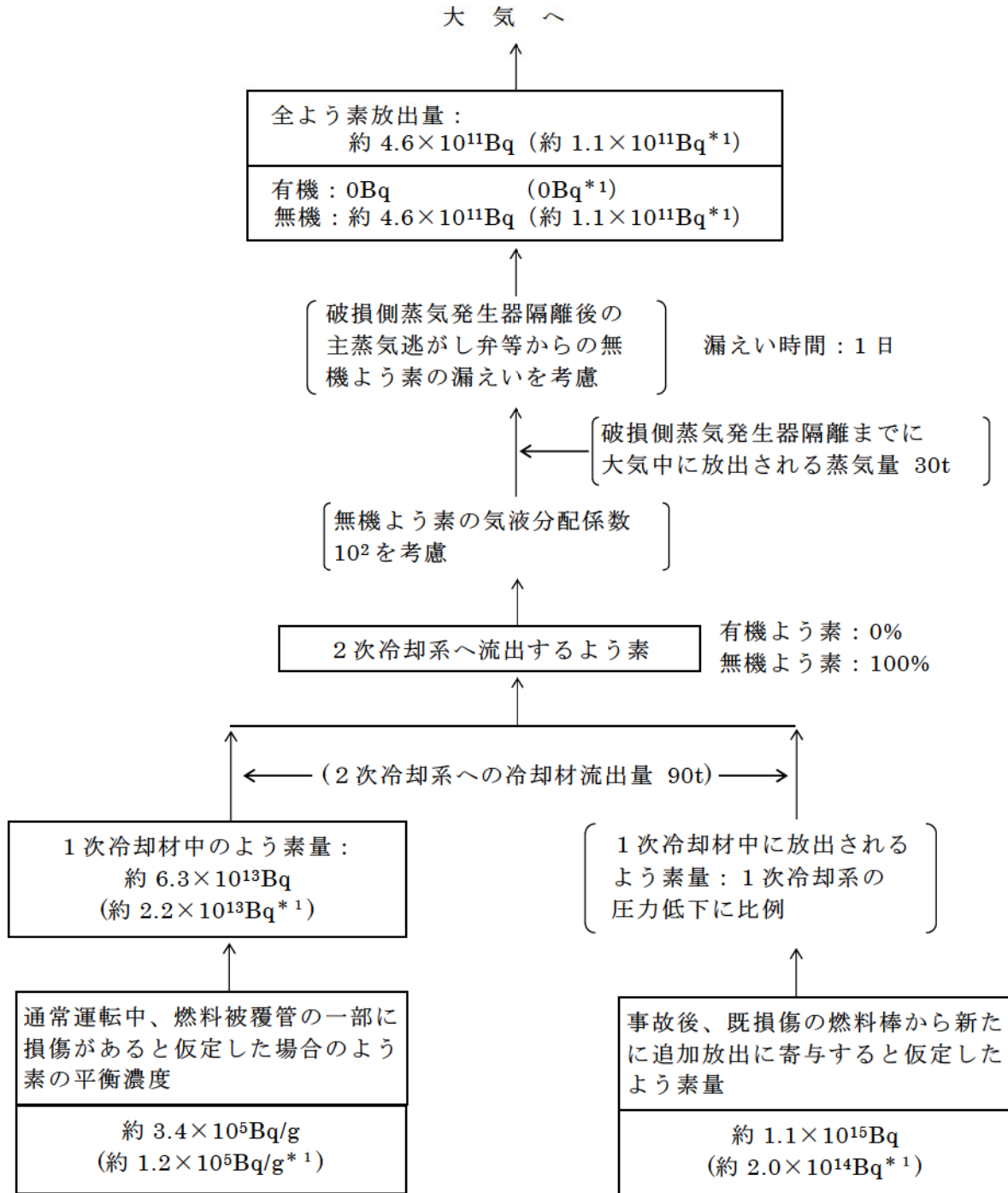


第 3.4.2.1 図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



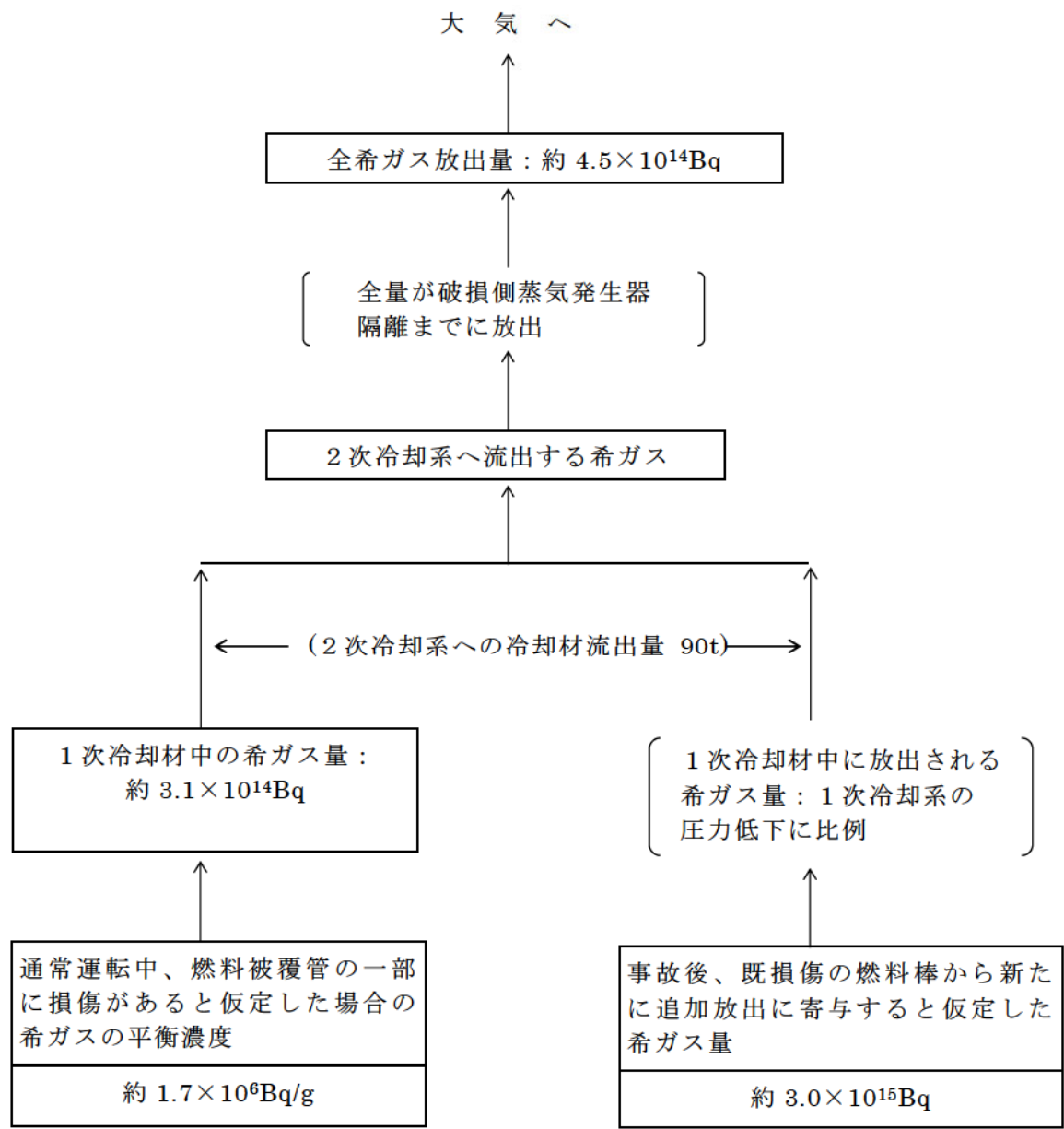
第 3.4.2.2 図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

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



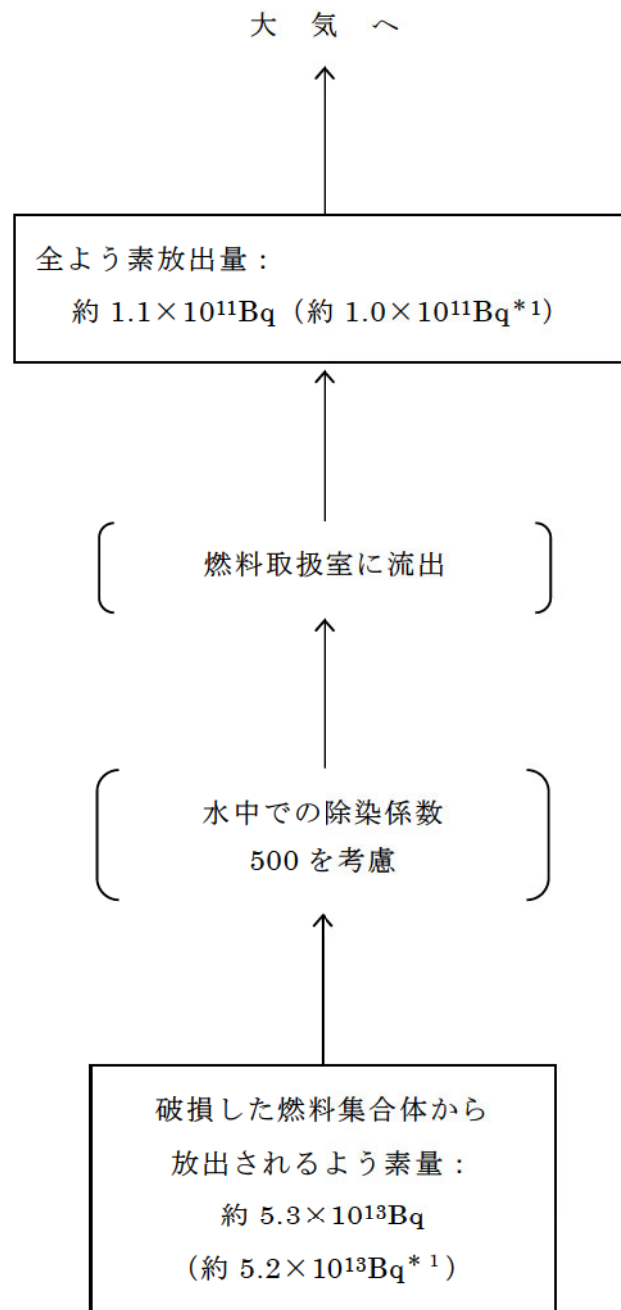
第 3.4.2.3 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程

単位：Bq γ線エネルギー
0.5MeV換算



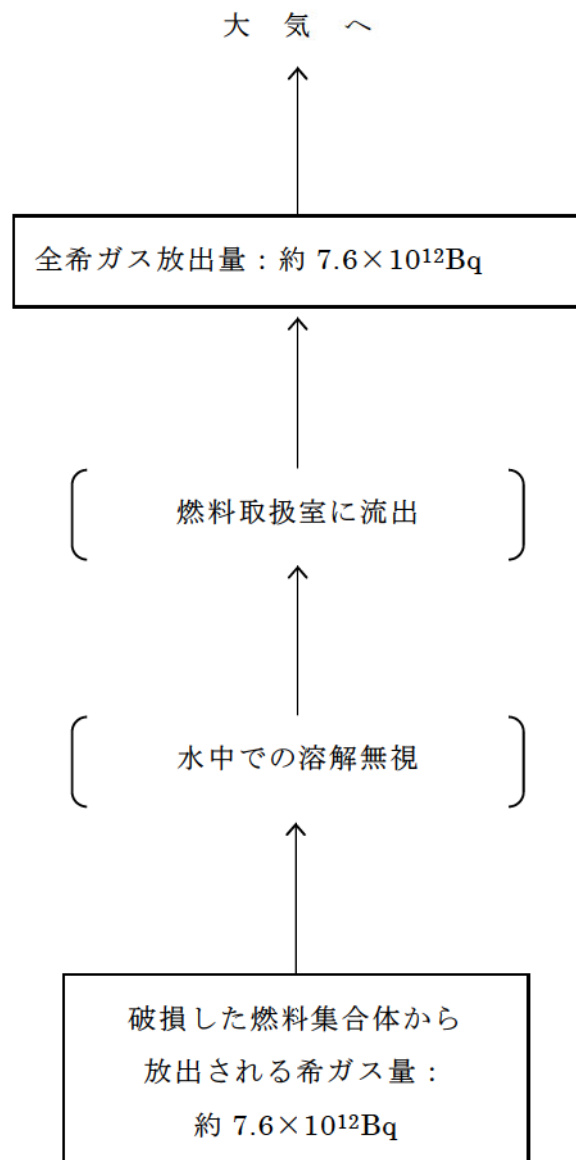
第 3.4.2.4 図 蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq 〔 *1 I-131 等価量－
小児実効線量係数換算 〕



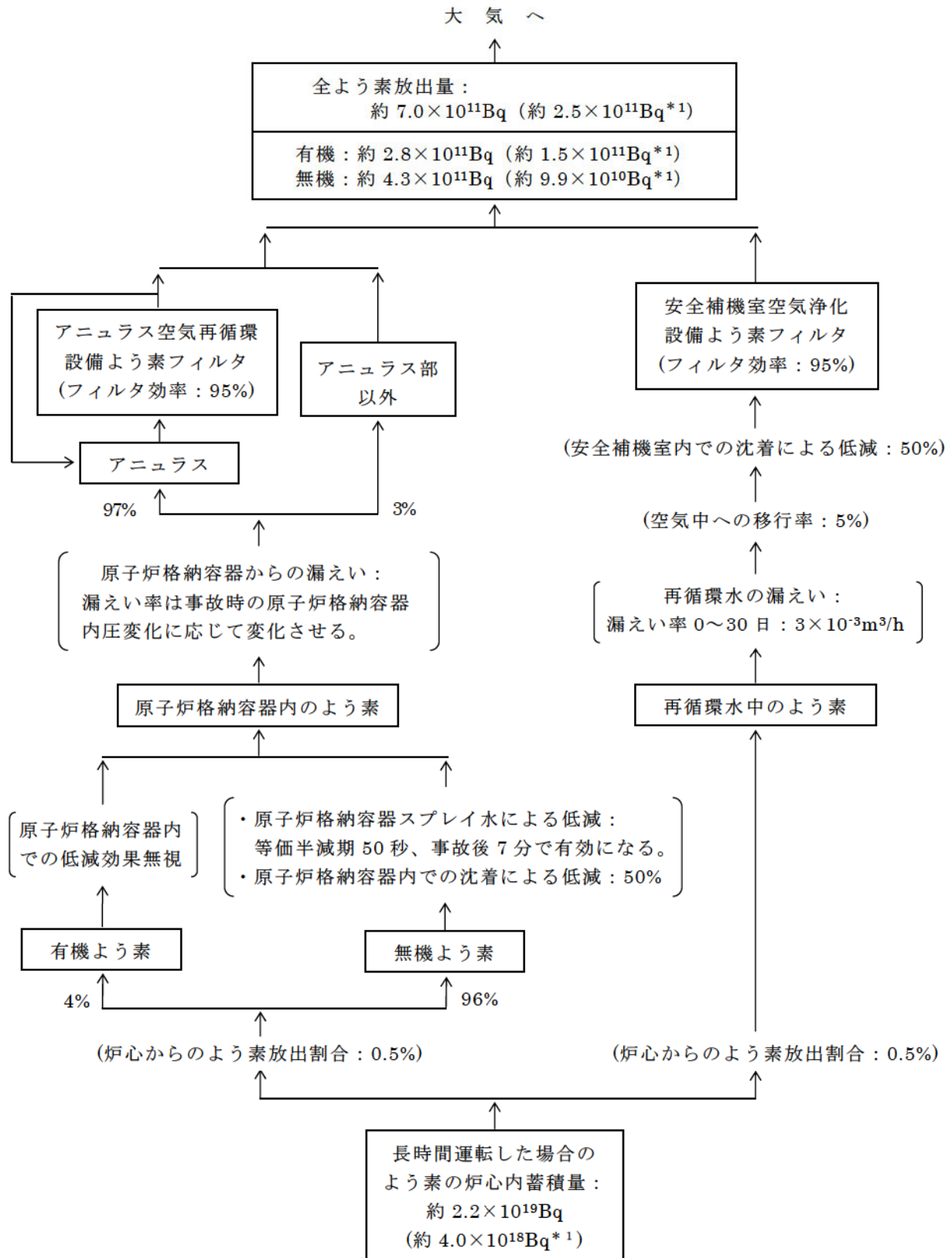
第 3.4.3.1 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

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



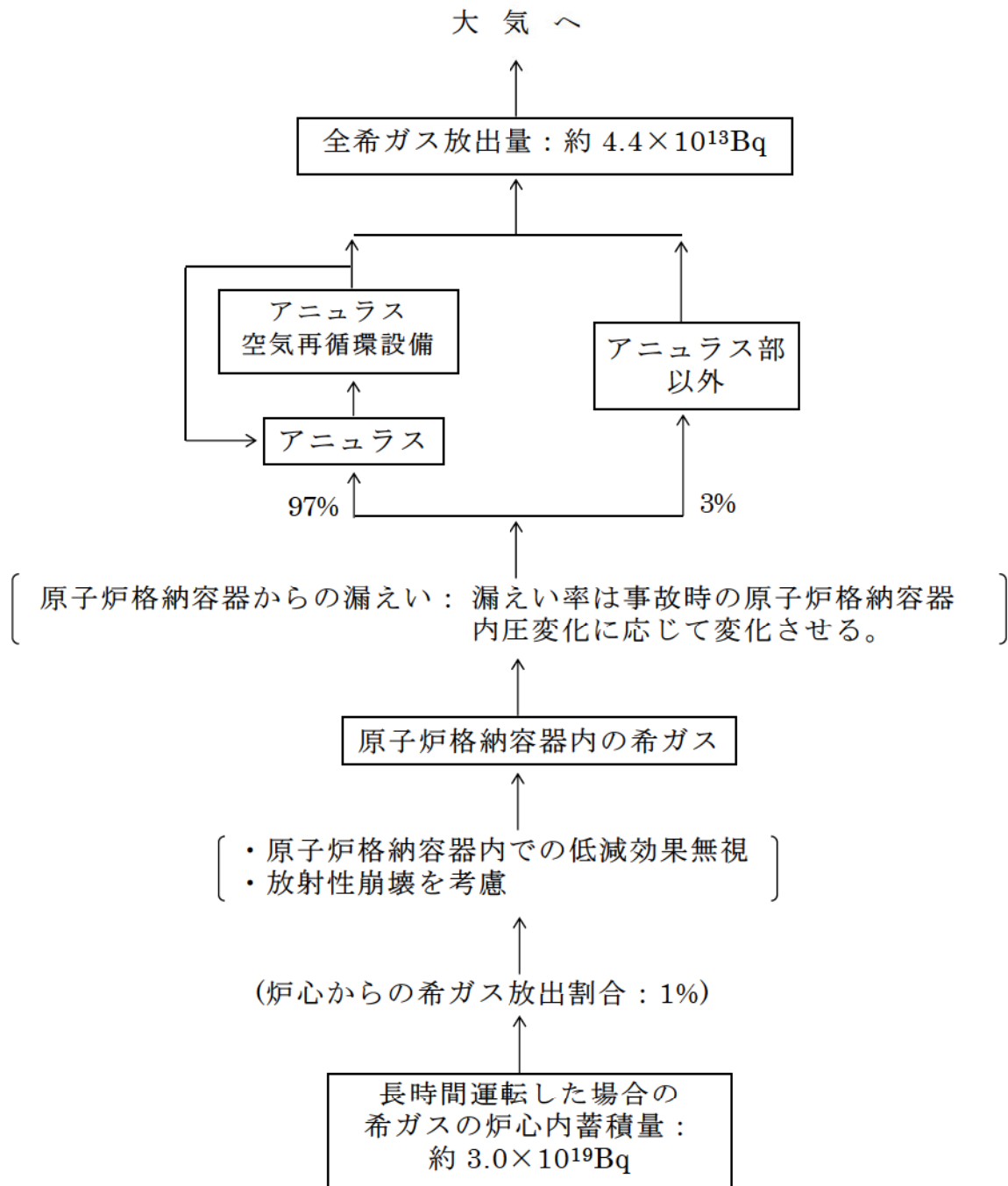
第 3.4.3.2 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

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



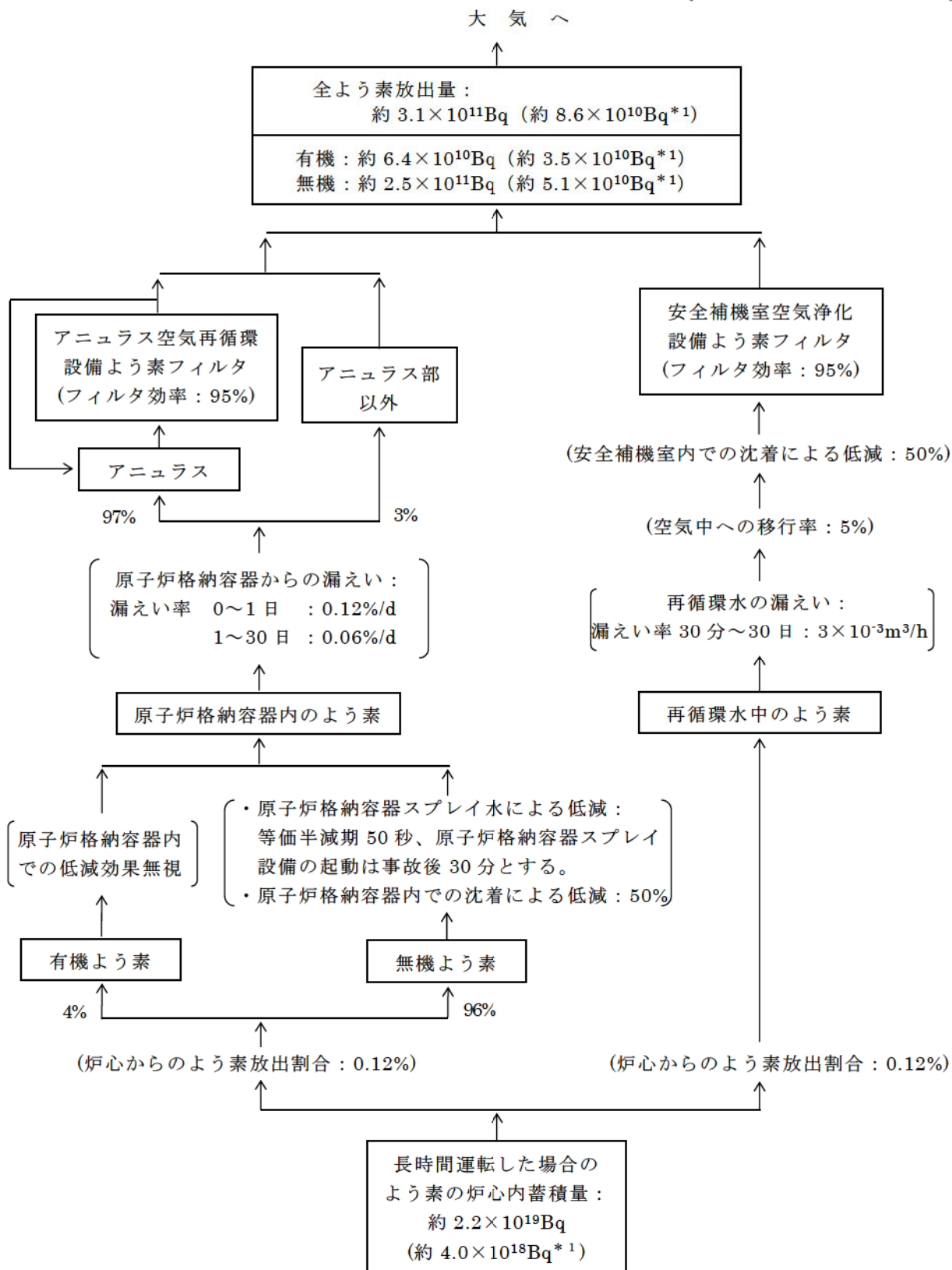
第 3.4.4.1 図 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程

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



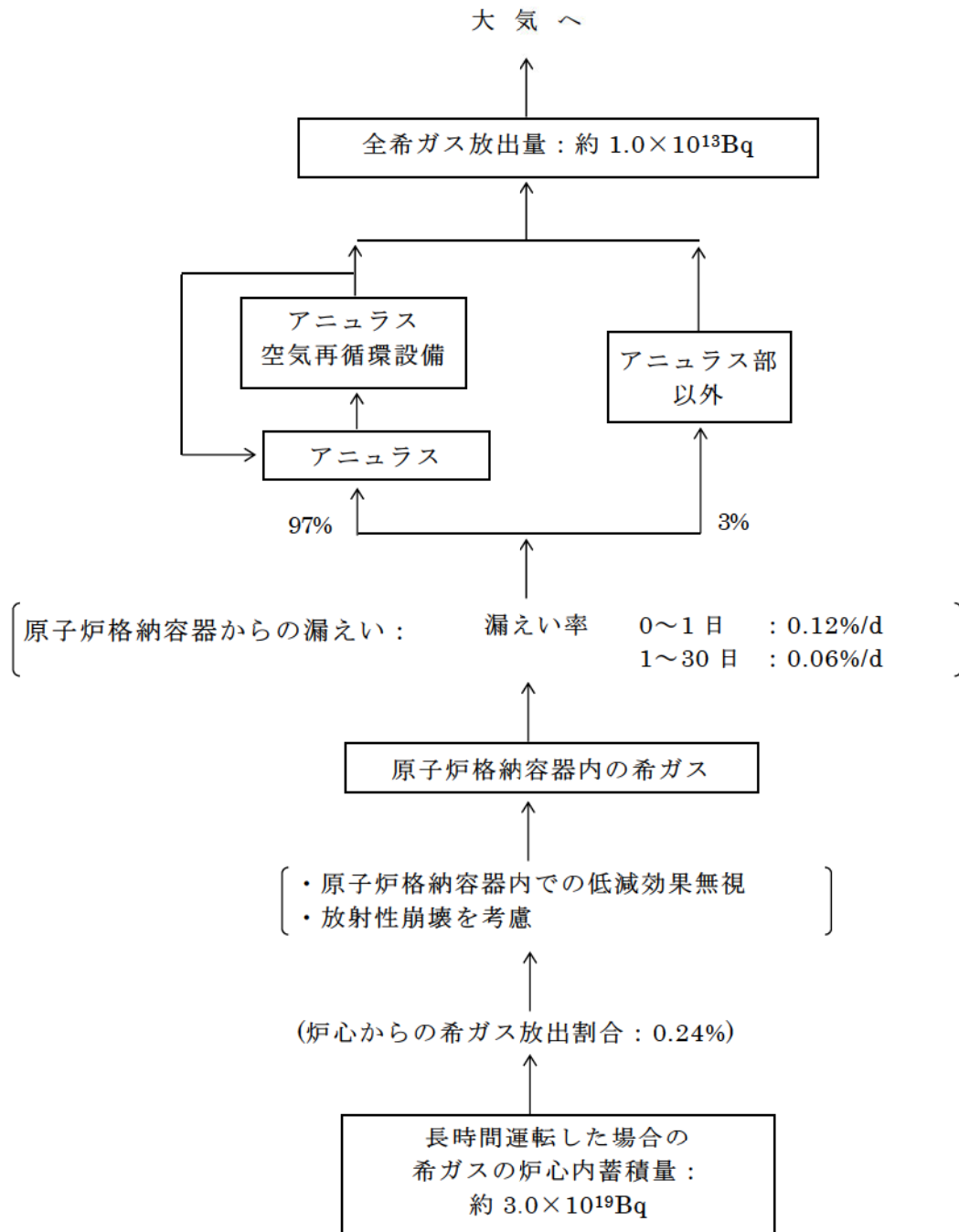
第 3.4.4.2 図 原子炉冷却材喪失（設計基準事故）時の
希ガスの大気放出過程

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

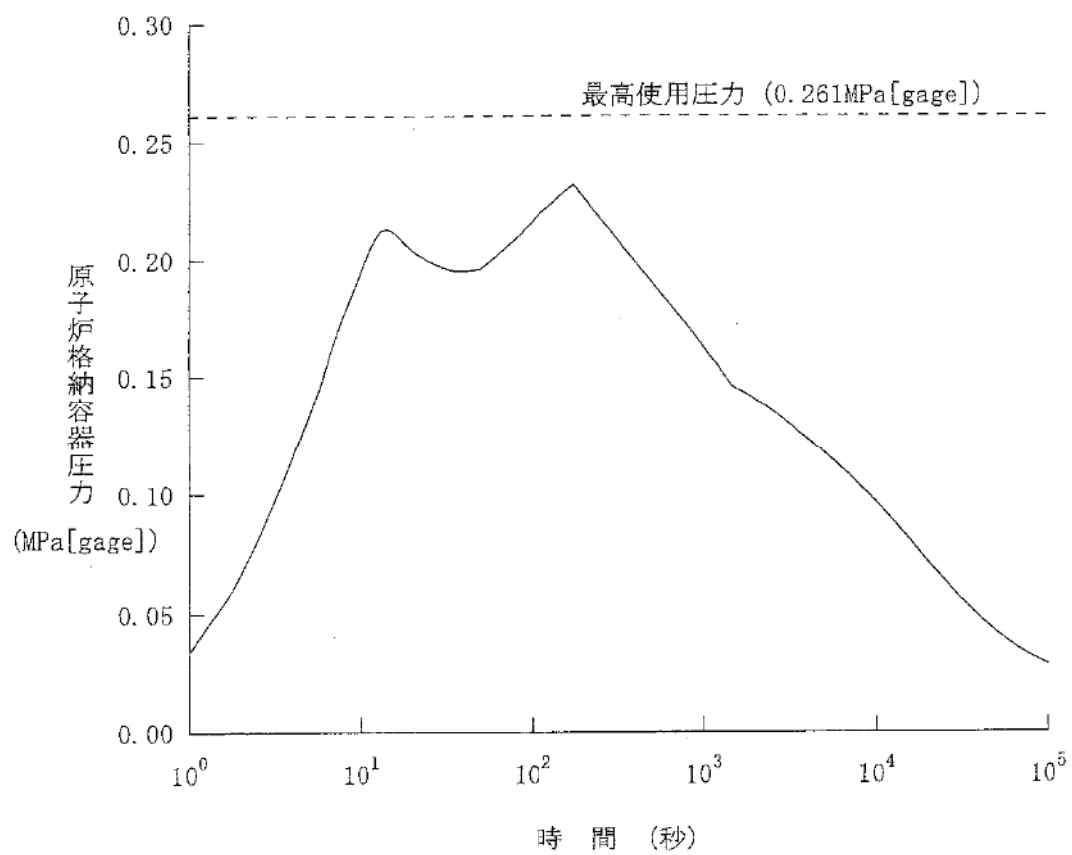


第 3.4.5.1 図 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

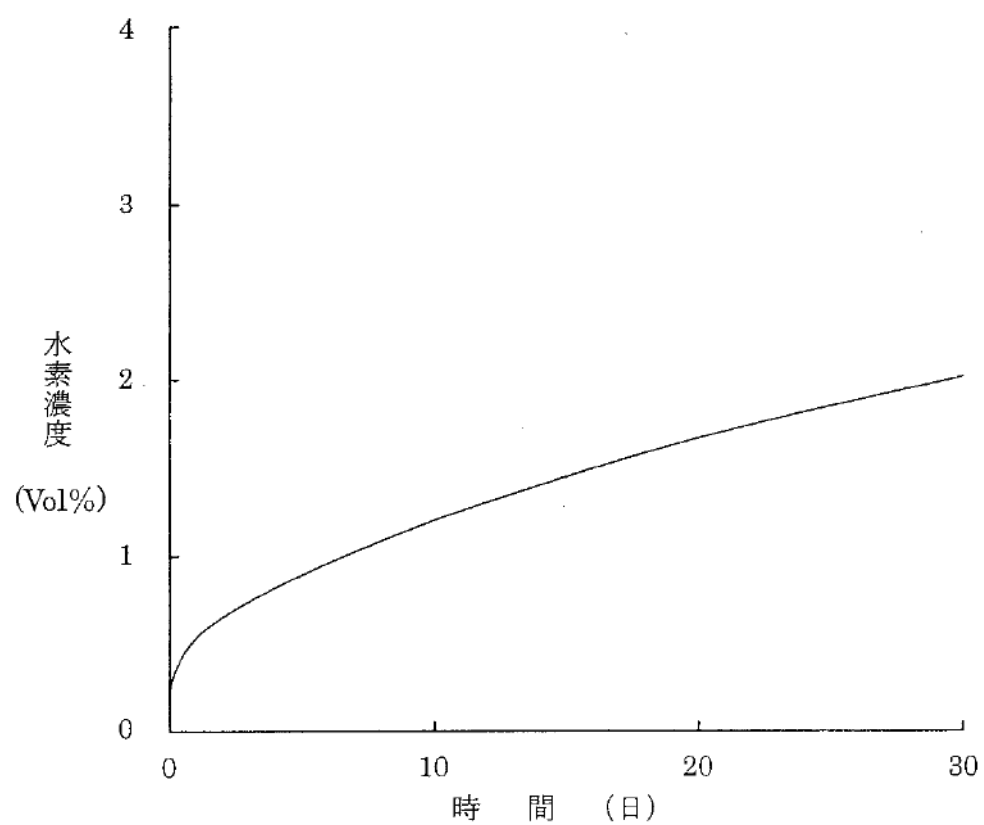
単位：Bq 〔 γ 線エネルギー
0.5MeV 換算 〕



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

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 2 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、炉心の冷却能力が低下し、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 1 日間は、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フィルタを経て再循環し、その一部は、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2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、原子炉格納容器上方へ放出された 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部遮へい円筒部を透過した γ 線に

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%で長期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に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 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⁽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 7 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ものと考えられるが、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) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率⁽³⁾は評価上厳しめに 90%とする。

(i) 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 25 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。

(j) 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。

(k) 希ガスに対するアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(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 $6 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ 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 $1,100 \text{m}^3$ 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。

$$q_{T_0}^i = 3.20 \times 10^{16} \cdot P_0 \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_r^i \cdot T_0})$$

……………（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 : 炉心熱出力（=2,481MWt）
- 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(s⁻¹)⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾
- 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 及び 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を第 4.1.2 表に示す。

第 4.1.1.1 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) * 1
I - 1 3 1	2.84	8.06d	2.25×10^{18}
I - 1 3 2	4.21	2.28h	3.34×10^{18}
I - 1 3 3	6.77	20.8h	5.37×10^{18}
I - 1 3 4	7.61	52.6min	6.04×10^{18}
I - 1 3 5	6.41	6.61h	5.09×10^{18}
合 計	—	—	2.21×10^{19}

* 1 表中「約」を省略している

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) ^{*1}	炉心内蓄積量 (γ 線 0.5MeV 換算) (Bq) ^{*1}	炉心内蓄積量 (β 線強度) (MeV·Bq/dis) ^{*1}
Kr-83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	4.21×10^{17}	2.10×10^{15}	1.56×10^{16}
Kr-85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	1.04×10^{18}	3.31×10^{17}	2.63×10^{17}
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	3.81×10^{16}	1.68×10^{14}	9.56×10^{15}
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	1.323	2.02×10^{18}	3.20×10^{18}	2.67×10^{18}
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	0.377	2.84×10^{18}	1.11×10^{19}	1.07×10^{18}
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	3.16×10^{16}	1.26×10^{15}	4.51×10^{15}
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	1.52×10^{17}	1.28×10^{16}	2.89×10^{16}
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	0.135	5.37×10^{18}	4.84×10^{17}	7.25×10^{17}
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	8.39×10^{17}	7.25×10^{17}	7.97×10^{16}
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	0.316	5.27×10^{18}	2.63×10^{18}	1.67×10^{18}
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	0.611	4.98×10^{18}	1.18×10^{19}	3.05×10^{18}
合 計	—	—	—	—	2.30×10^{19}	3.03×10^{19}	9.58×10^{18}

*1 表中「約」を省略している

(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、前述の計算条件を用いて、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。

$$Q_m^d = Q_{c\ m} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta(T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \dots\dots\dots (10-4)$$

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。

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

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。

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

$$\text{希ガス} : K = F_f \cdot F_p$$

F_f : 燃料から原子炉格納容器への放出割合

$$\text{よう素} : F_f = 0.01$$

$$\text{希ガス} : F_f = 0.02$$

F_g : 原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

$$\text{無機よう素} : F_g = 0.90$$

$$\text{有機よう素} : F_g = 0.10$$

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 : $F_p = 0.50$

有機よう素 : $F_p = 1.00$

希ガス : $F_p = 1.00$

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})

$$\begin{aligned} 0 \sim 24h & : L = 0.0015d^{-1} \\ & = 6.25 \times 10^{-5}h^{-1} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} 1 \sim 30d & : L = 0.00075d^{-1} \\ & = 3.125 \times 10^{-5}h^{-1} \end{aligned}$$

λ_r : よう素及び希ガスの放射性崩壊定数 (h^{-1})

λ_s : 原子炉格納容器スプレイ水による除去効率 (h^{-1})

無機よう素 : $\lambda_s = 24.9h^{-1}$

有機よう素 : $\lambda_s = 0.0h^{-1}$

希ガス : $\lambda_s = 0.0h^{-1}$

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 25 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、25 分以降は、アニュラス空気再循環設備から排気筒を経て放出されるので (10-6) 式で与えられる。

$$Q_{m0}^a = K \cdot Q_0 \cdot F_a \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.4167\beta}}{\beta} \dots\dots\dots (10-5)$$

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

..... (10-6)

ここで、

Q_{mo}^a : アニュラス部から事故発生後最初の25分間に放出されるよう素及び希ガスの量 (Bq)

Q_m^a : 25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} : 25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。

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

ただし、 $T_m = 25\text{min}$ のとき $Q_{am} = 0$

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 6,780m³/h)

V_a : アニュラス部体積 (=12,180m³)

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。

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

g_1 : アニュラス排気流量の割合

25min～30min : 1.0

30min～30d : 0.15

g_2 : アニュラス空気再循環流量の割合

25min～30min : 0.0

30min～30d : 0.85

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 : $\eta = 0.90$

希ガス : $\eta = 0.0$

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。

$$Q_e = F_p \cdot F_\ell \cdot L_e \cdot Q_{em} \cdot (1 - \eta_e) \cdot \frac{1 - e^{-720\beta_e}}{V_e \cdot \beta_e} \dots\dots\dots (10-7)$$

ただし、

$$Q_{em} = K_e \cdot Q_0$$

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 ($T_m = 0\text{min}$) 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

0～30d : $6 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$

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 (=0.90)

V_e : 再循環水体積 (=1,100 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. 拡散条件及び気象条件

線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、「添付書類六 3.5 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」に示された考え方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(m^3/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 $5.16m^3/d$ を秒当たりに換算して用いる。

Q_e : 事故期間中の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/m^3)

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 (=1Sv/Gy)

Q_N : 事故期間中の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。

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

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/m³)

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原子炉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じの核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器上方へ放出された 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部遮へい円筒部を透過した 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。

$$S_p = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{p\ k} \cdot E_{p\ k}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \quad \cdots \quad (1\ 0 - 1\ 1)$$

$$S_d = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{d\ k} \cdot E_{d\ k}) \cdot$$

$$\left[q_d \cdot f_d \cdot (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \cdot \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p} \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_d} \cdot (1 - e^{-\lambda_d \cdot t}) \right\} \right] \cdots \cdots (1\ 0 - 1\ 2)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\ell} S_p + \sum_{d=1}^m S_d \quad \cdots \cdots \cdots (1\ 0 - 1\ 3)$$

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	$E \leq 0.4$	1.2×10^{22}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	1.3×10^{22}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	2.6×10^{21}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	3.2×10^{21}
2.5	$1.8 < E$	2.2×10^{21}

(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線量計算コード S C A T T E R I N G ⁽⁸⁾を用いて行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_s = K_1 \cdot \sum_E \sum_{E'} \int_V \phi(E, X) \cdot K_2(E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta) \cdot \frac{N}{r^2} \cdot B(E', b) \cdot e^{-\sum_l \sum_m \mu'_l \cdot X_m} dV \quad \dots\dots\dots (10-14)$$

ただし、

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

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
(=1Sv/Gy)
- $\phi(E, X)$: 散乱点における γ 線エネルギー強度(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' の線量換算係数(Gy ·

- $\text{m}^2/\text{MeV})$
- 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)
- 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($\text{electrons}/\text{m}^3$)
- $\frac{d\sigma}{d\Omega}(E, \theta)$: 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

ビルドアップ係数は次式で計算する。

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

$$B(E, b) = 1 + 0.8b^a \quad (E \leq 1.801 \text{ MeV})$$

ここで、

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

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部遮へい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線量計算コード S P A N⁽⁹⁾で行う。

計算の基本式は次のとおりである。

$$D_d = K_1 \cdot K_2(E) \cdot \int_V \frac{S_v}{4\pi \cdot r^2} \cdot F(b) dV \quad \cdots \cdots (10-15)$$

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
(=1Sv/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 $\cdot$ m²/MeV)

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 ($b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$)

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下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 等価量 - 小児甲状腺線量係数換算〕	約 1.4×10^{12} Bq
	希ガス (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)	約 1.1×10^{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 0.0012 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 1.5 Sv、全身に対して 0.25 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 0.00013 Sv である。

評価線量の計算結果の内訳を下表に示す。

		小児甲状腺	全 身	外部 β 線
(1)	放射性雲による線量	約 0.0059 Sv	約 0.000040 Sv	約 0.00013 Sv
(2)	原子炉格納容器内線源からの γ 線による線量	—	約 0.0011 Sv	—
合 計		約 0.0059 Sv	約 0.0012 Sv	約 0.00013 Sv

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理由で伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こし、1 次冷却材が 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) 外部電源がある場合、タービンバイパス弁が動作するが、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、タービンバイパス弁は動作せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が動作することになる。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、事故後約 47 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 次冷却系に流出する 1 次冷却材量は約 71t、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 23t 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に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放射能源として次の 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たときの 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、評価上はさらに蒸気発生器 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、タービンバイパス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となる。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、事故後 47 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、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に燃料被覆管の損傷を招くことはない。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 $6.3 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、希ガス約 $3.1 \times 10^{14} \text{Bq}$ (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 $2.2 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、希ガス約 $6.1 \times 10^{15} \text{Bq}$ (γ 線エネルギー 0.5MeV 換算)。

追加放出量は、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 $1.43 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ 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 24 時間で直線的に大気圧まで低下していくと仮定し、この 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) * 1	冷却材中 蓄積量 (Bq) * 1	炉心内蓄積量 (Bq) * 1	追加放出 寄与分 (Bq) * 1
I - 1 3 1	2.84	8.06d	8.17×10^4	1.50×10^{13}	2.25×10^{18}	2.25×10^{14}
I - 1 3 2	4.21	2.28h	3.01×10^4	5.53×10^{12}	3.34×10^{18}	3.34×10^{14}
I - 1 3 3	6.77	20.8h	1.37×10^5	2.52×10^{13}	5.37×10^{18}	5.37×10^{14}
I - 1 3 4	7.61	52.6min	1.89×10^4	3.47×10^{12}	6.04×10^{18}	6.04×10^{14}
I - 1 3 5	6.41	6.61h	7.57×10^4	1.39×10^{13}	5.09×10^{18}	5.09×10^{14}
合 計	—	—	3.44×10^5	6.32×10^{13}	2.21×10^{19}	2.21×10^{15}

* 1 表中「約」を省略している

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 ^{*1}			冷却材中蓄積量 ^{*1}			追加放出寄与分 ^{*1}	
					冷却材中 濃度 (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)	炉心内 蓄積量 (Bq) ^{*1}	γ 線 エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	β 線強度 (MeV・Bq /dis)
Kr-83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	1.56×10 ⁴	7.81×10 ⁴	5.78×10 ²	1.44×10 ¹⁰	1.06×10 ¹¹	4.21×10 ¹⁷	4.21×10 ¹¹	3.11×10 ¹²
Kr-85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	7.56×10 ⁴	2.40×10 ⁴	1.91×10 ⁴	4.42×10 ¹²	3.52×10 ¹²	1.04×10 ¹⁸	6.62×10 ¹³	5.26×10 ¹³
Kr-85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	6.93×10 ⁵	3.05×10 ³	1.74×10 ⁵	5.61×10 ¹¹	3.20×10 ¹³	3.81×10 ¹⁶	3.35×10 ¹⁰	1.91×10 ¹²
Kr-87	2.54	76.3min	0.793	1.323	4.35×10 ⁴	6.90×10 ⁴	5.76×10 ⁴	1.27×10 ¹³	1.06×10 ¹³	2.02×10 ¹⁸	6.40×10 ¹⁴	5.34×10 ¹⁴
Kr-88	3.58	2.80h	1.950	0.377	1.29×10 ⁵	5.04×10 ⁵	4.87×10 ⁴	9.28×10 ¹³	8.97×10 ¹²	2.84×10 ¹⁸	2.22×10 ¹⁵	2.14×10 ¹⁴
Xe-131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	1.26×10 ⁵	5.04×10 ³	1.80×10 ⁴	9.27×10 ¹¹	3.32×10 ¹²	3.16×10 ¹⁶	2.53×10 ¹¹	9.03×10 ¹¹
Xe-133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	1.29×10 ⁵	1.09×10 ⁴	2.46×10 ⁴	2.00×10 ¹²	4.52×10 ¹²	1.52×10 ¹⁷	2.55×10 ¹²	5.78×10 ¹²
Xe-133	6.77	5.29d	0.045	0.135	1.00×10 ⁷	9.03×10 ⁵	1.35×10 ⁶	1.66×10 ¹⁴	2.49×10 ¹⁴	5.37×10 ¹⁸	9.67×10 ¹³	1.45×10 ¹⁴
Xe-135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.16×10 ⁴	1.87×10 ⁴	2.06×10 ³	3.44×10 ¹²	3.78×10 ¹¹	8.39×10 ¹⁷	1.45×10 ¹⁴	1.59×10 ¹³
Xe-135	6.63	9.083h	0.250	0.316	2.41×10 ⁵	1.20×10 ⁵	7.61×10 ⁴	2.22×10 ¹³	1.40×10 ¹³	5.27×10 ¹⁸	5.27×10 ¹⁴	3.33×10 ¹⁴
Xe-138	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.11×10 ⁴	4.99×10 ⁴	1.29×10 ⁴	9.17×10 ¹²	2.37×10 ¹²	4.98×10 ¹⁸	2.36×10 ¹⁵	6.09×10 ¹⁴
合 計	—	—	—	—	1.15×10 ⁷	1.71×10 ⁶	1.79×10 ⁶	3.14×10 ¹⁴	3.29×10 ¹⁴	2.30×10 ¹⁹	6.05×10 ¹⁵	1.92×10 ¹⁵

*1 表中「約」を省略している

(2) 計算方法

前述の計算条件を使って、次の方法で計算する。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

核分裂生成物の放射性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

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

(b) 有機よう素の放出量

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

(c) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \cdot \left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} \cdot (1 - e^{-\lambda_S t}) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C t}) - \frac{1}{\lambda_S} \cdot (1 - e^{-\lambda_S t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C t}) - \frac{1}{\lambda_S} \cdot (1 - e^{-\lambda_S t}) \right\} \right] \quad \dots\dots\dots (10-18)$$

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エネルギー(Bq)

C_i : 核種 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 の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー(Bq)

L_R : 2 次冷却系への 1 次冷却材流出率
(=90t/47min)

V_C : 1 次冷却系保有水量 (=184t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

ν : 追加放出率 (=1.43×10⁻²min⁻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 (液相中濃度 Bq/t) / (気相中濃度 Bq/t))

G : 大気中への蒸気放出率 (=30t/47min)

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 (=47min)

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。

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

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圧力 (=6.86MPa[gage])

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=47min)

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、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10-20)式を用いて求める。

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

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/t) / (気相中濃度 Bq/t))

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 (=1d)

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。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \cdot \left\{ \frac{v \cdot F_i}{\lambda_c} \cdot \left(\frac{1 - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{C_i}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot (e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \cdots \cdots (10-21)$$

4.1.2.4 線量

(1) 拡散条件及び気象条件

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 3.5 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」に示された考え方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、呼吸率としては、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

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下表のとおりである。

評 価 項 目		評 価 結 果
放 出 量	よう素 〔 I - 1 3 1 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 $7.8 \times 10^{14} \text{Bq}$
線 量	小児甲状腺に対する線量	約 0.045Sv
	外部 γ 線による全身に対する線量	約 0.0020Sv

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 0.0043Sv 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2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

前述の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(m^3/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 $22.2m^3/d$ を秒あたりに換算して用いる。

Q_e : 事故期間中の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/m^3)

外部 γ 線による全身に対する線量の評価は、「重大事故」と同様の計算条件及び計算式によって行う。

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－131 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－131 等価量への換算係数
I－131	3.9×10^{-7}	1
I－132	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
I－133	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
I－134	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
I－135	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。

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

ただし、

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

ここで、

- D : 全身線量(Sv)
- K_3 : 換算係数(dis・m³・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/m³)
- Q_N : 事故期間中の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 (°)
- 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、縦の拡がりは大気安定度F型、横の拡がりを30°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、京都等）を含むほぼ南方向30°扇形とし、発電所からの距離10kmまでは1ないし5kmごと、10km～100kmまでは10kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。