

<概要>

原子炉設置に先立って行う安全審査の際、その立地条件の適否を判断するため、「[原子炉立地審査指針](#)」では、重大事故を超えるような、技術的見地からは起こるとは考えられない事故を「仮想事故」といい、その発生を仮想しても周辺の公衆に著しい放射障害を与えないよう求めている。

PWR発電所の場合は、仮想事故として、重大事故と同種の原子炉冷却材喪失事故及び[蒸気発生器](#)伝熱管破損事故が選定されていて、評価条件は重大事故の場合より大幅に厳しいものが仮定されている。ここでは、これらの解析評価結果の概要を示す。

（注）東北地方太平洋沖地震（2011年3月11日）に伴う福島第一原発事故を契機に原子力安全規制の体制が抜本的に改革され、新たな規制行政組織として[原子力規制委員会](#)が2012年9月19日に発足したため、本データに記載されている「原子炉立地審査指針」等について見直しや追加が行われる可能性がある。

<更新年月>

2010年01月

<本文>

原子炉の立地条件の適否は1964年に[原子力委員会](#)が決定した「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（平成元年一部改訂）（以下「原子炉立地審査指針」という）によって審査される。なお、科学的合理性に基づく最新の知見を取り入れる観点から、国内外の状況を踏まえて、本指針及び関連指針類の改定等について、現在検討が進められている。

この指針では重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故、例えば重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちいくつかは作動しないと仮定し、それに相当する[核分裂生成物](#)の放散を仮想する事故（仮想事故）の発生を仮定しても、原子炉施設の敷地周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを要求している。なお、仮想事故の選定に当たっては、炉心の核分裂生成物の多重防壁の全てが無条件に機能しないと仮定すると、離隔距離は事実上原子炉出力のみによって定まってしまうことになり、その他の重要な因子は無視されることになる。このような仮定は必須な仮定には当たらない。この目標を達成するためには少なくとも原子炉から「ある距離の範囲」は非居住区域に、その外側の地帯は低人口地帯であることを求めている。「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、低人口地帯境界の最高被ばく地点における[線量](#)は「[甲状腺](#)（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv」と定められている。また、原子炉施設の敷地が人口密集地帯からある距離だけ離れていることを求めており、判断のめやすとして「[集団線量](#)に関する外国の例（例えば2万人Sv）」を参考にすることが記述されている。

PWR発電所の場合、仮想事故として重大事故と同種の原子炉冷却材喪失事故（以下「[一次冷却材喪失事故](#)」という）及び蒸気発生器伝熱管破損事故を選定し評価している。

（1）一次冷却材喪失事故

評価を行う際の主な想定は次のとおりである。

- ・[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て、[希ガス](#)100%、

よう素50%の割合とする。

- ・判断基準は、「原子炉立地審査指針」による。
- ・その他の条件は重大事故の場合とほぼ同様である。

一次冷却材喪失事故が発生したとしても燃料棒の破損が多数生じることはないと考えられるが、ここではそれに相当する核分裂生成物が放出されるとする。

原子炉格納容器内の圧力は、高温高圧の1次冷却水の流出により一時的に大気圧以上に上昇し、核分裂生成物を含む蒸気の漏えいの原因となる。原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物はわずかつつ30日間原子炉格納容器からアニュラスに漏れ出るものとする。漏れ出た核分裂生成物の大部分のよう素はアニュラス空気浄化設備のフィルタで除去される。

〔事故結果の解析例〕

＜核分裂生成物の放出量＞

核分裂生成物の大気中への放出量の計算は次の仮定に基づいて行う。

核分裂生成物の種類	よう素	希ガス
炉内の蓄積量	約 6.29E18 Bq	約 4.07E19 Bq
原子炉格納容器内へ放出される割合	50%	100%
原子炉格納容器からアニュラスへの漏えい率	1日目 0.15%/日 2～30日 0.075%/日	1日目 0.15%/日 2～30日 0.075%/日
フィルタのよう素除去効率	90%	-

なお、よう素及び希ガスが大気中に放出されるまでの過程を図1、図2に示す。計算した核分裂生成物の大気中への放出量は次のとおりである。

核分裂生成物の種類	よう素	希ガス
大気への放出量	約 7.03E13 Bq	約 5.92E15 Bq

＜線量の評価＞

線量は、発電用原子炉施設の安全解析に関する「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という）に基づいて計算する。発電所敷地境界の外における最大の被ばく線量は次のとおりである（表1、表3参照）。

甲状腺（成人）被ばく線量 約 0.15 Sv

外部γ線による全身被ばく線量 約 0.01 Sv

全身被ばく線量の積算値（将来人口に対して） 約690人Sv

これらの被ばく線量は、めやす線量の甲状腺（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv、全身被ばく線量の積算値を2万人Svに対して十分下回るものである。

（2）蒸気発生器伝熱管破損事故

評価を行う際に主な想定は次のとおりである。

・設計上想定した欠陥を有する燃料棒中のギャップに存在する希ガス及びよう素が事故発生直後1次冷却系に追加放出されるものとする。

・その他の条件は重大事故の場合とほぼ同様である。

蒸気発生器を隔離した後は、健全側蒸気発生器を使って一次冷却系及び二次系の減圧が行なわれるが、仮想事故ではこの減圧効果を見捨て、隔離した蒸気発生器の二次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものとする。

〔事故結果の解析例〕

＜核分裂生成物の放出量＞

核分裂生成物の大気中への放出量の計算は次の仮定に基づいて行う。

	よう素	希ガス
一次冷却材中の量	2.11E13 Bq	4.07E14 Bq
原子炉格納容器内へ放出される割合	50%	100%
一次冷却材への追加放出に寄与すると仮定した量	6.29E14 Bq	8.51E15 Bq

なお、よう素及び希ガスが大気中に放出されるまでの過程を図3、図4に示す。計算した核分裂生成物の大気中への放出量は次のとおりである。

--	--	--

核分裂生成物の種類	よう素	希ガス
大気への放出量	2.04E12 Bq	

＜線量の評価＞

核分裂生成物は主蒸気逃がし弁と主蒸気安全弁の双方、またはいずれかの排気管出口を通して放出されるが、評価上地表面から放出されとする。被ばく線量は発電用原子炉施設の安全解析に関する「気象指針」に基づいて計算する。発電所敷地境界の外における最大の被ばく線量は次のとおりである。（表2、表3参照）

甲状腺（成人）被ばく線量 約 0.19 Sv
 全身被ばく線量 約 0.013 Sv
 全身被ばく線量の積算値（将来人口に対して） 約240人Sv

これらの被ばく線量は、めやす線量の甲状腺（成人）に対して3Sv、全身に対して0.25Sv、全身線量の積算値2万人Svに対して十分下回るものである。

＜関連タイトル＞

[原子炉機器（PWR）の原理と構造 \(02-04-01-02\)](#)
[原子力発電プラント（PWR）の制御 \(02-04-06-01\)](#)
[PWRの原子炉保護設備 \(02-04-07-01\)](#)
[事故（PWRの場合） \(02-04-13-02\)](#)
[重大事故（PWRの場合） \(02-04-13-03\)](#)

＜参考文献＞

- (1) 火力原子力発電技術協会（編）：やさしい原子力発電、（平成2年6月）
- (2) 原子力安全研究協会（編）：軽水炉発電所のあらまし、（平成20年9月）
- (3) 日本原子力発電：敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、（昭和55年8月）
- (4) 内閣府原子力安全委員会事務局（監修）：改訂12版原子力安全委員会指針集、大成出版（2008年3月）
- (5) 原子力安全委員会：発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日決定、平成13年3月29日一部改定）、付録I、付録II
- (6) 原子力安全委員会事務局：立地指針等検討小委員会における検討について（平成21年4月27日）（立小委第1-1-3号）

表1 一次冷却材喪失事故時の線量(仮想事故)

		成人甲状腺	外部 γ 線	外部 β 線
(1)	放射性雲による線量	約 0.15 Sv	約 0.0026 Sv	約 0.0098 Sv
(2)	格納容器内およびアニュラス 部内からの γ 線による線量	—	約 0.0076 Sv	—
合 計		約 0.15 Sv	約 0.01 Sv	約 0.0098 Sv

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、(昭和55年8月) p10-4-35

表2 蒸気発生器伝熱管破損事故時の線量(仮想事故)

	成人甲状腺	外部 γ 線	外部 β 線
放射性雲による被ばく線量	約 0.19 Sv	約 0.013 Sv	約 0.024 Sv

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、(昭和55年8月) p10-4-40

**表3 全身線量の積算値(仮想事故)
(2025年の人口)**

距 離 (km) (南南西方向)	主な市町村	人 口 (人)	1次冷却材 喪失事故時 の積算線量 (man・Sv)	蒸気発生器 破損事故時 の積算線量 (man・Sv)
0～ 6		0	0	0
6～ 8	美浜町	480	0.77	0.26
8～ 10		0	0	0
10～ 15	美浜町	2,650	2.00	0.70
15～ 20	美浜町	11,300	4.90	1.70
20～ 30	三方町, 上中町, 美浜町	13,700	4.00	1.40
30～ 40	上中町, 小浜市, 今津町	18,100	3.10	1.10
40～ 50	朽木村, 小浜市, 名田庄村	6,690	0.80	0.27
50～ 60	志賀町, 美山町, 京都市	28,200	2.50	0.88
60～ 70	京都市, 京北町	10,800	0.78	0.27
70～ 80	京都市, 京北町, 大津市	71,000	4.30	1.50
80～ 90	京都市, 大津市	2,040,000	100.00	36.00
90～100	京都市, 宇治市, 長岡京市, 亀岡市	953,000	42.00	15.00
100～110	高槻市, 枚方市, 城陽市	944,000	37.00	13.00
110～120	量中市, 吹田市, 奈良市, 寝屋川市	2,800,000	98.00	34.00
120～130	大阪市, 尼崎市, 東大阪市, 西宮市	4,630,000	150.00	51.00
130～140	神戸市, 大阪市, 八尾市, 松原市	4,520,000	130.00	45.00
140～150	界市, 富田林市, 河内長野市, 高石市	1,460,000	39.00	13.00
150～200	和歌山市, 明石市, 岸和田市	2,160,000	53.00	18.00
200～300	徳島市, 田辺市	1,060,000	19.00	6.50
300～	室戸市, 安芸市	62,900	0.73	0.25
合 計		21,000,000	690.00	240.00

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、
(昭和55年8月) p10-4-44

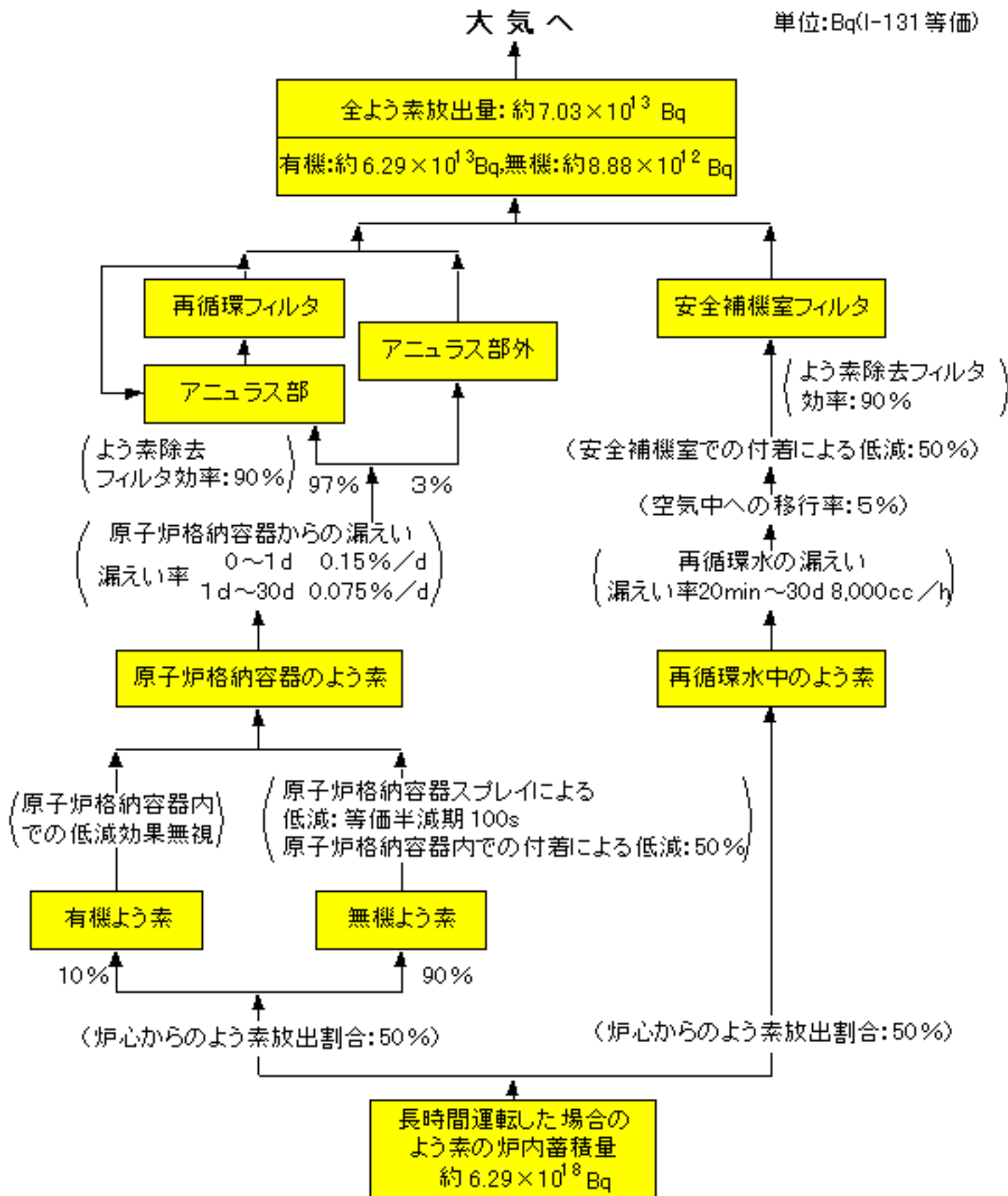


図1 一次冷却材喪失事故(仮想事故)時の
よう素の大気放出過程概要

[出典] 日本原子力発電：敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、
(昭和55年8月) p.10-4-49

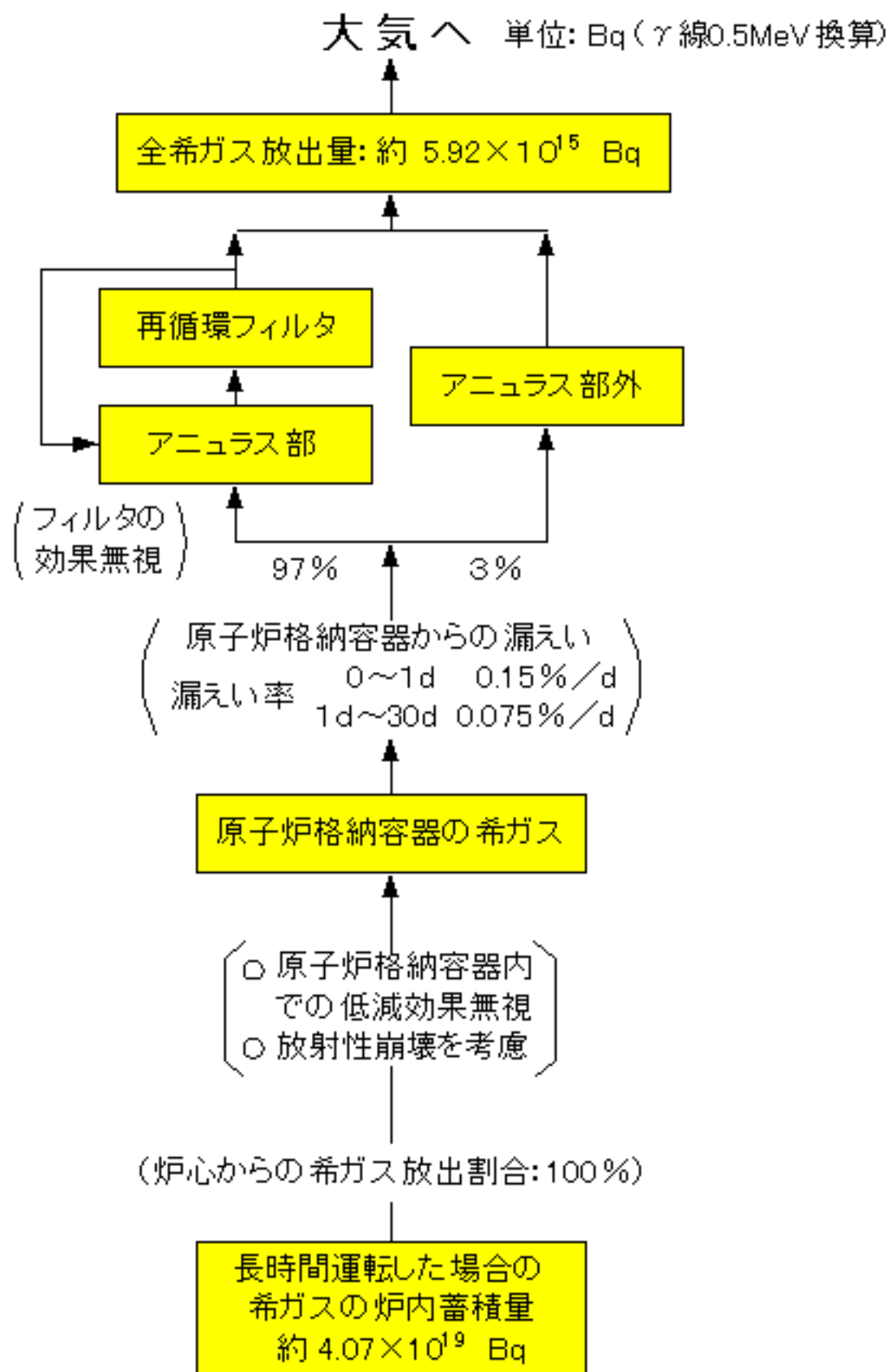


図2 一次冷却材喪失事故(仮想事故)時の
希ガスの大気放出過程概要

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、
(昭和55年8月) p.10-4-50

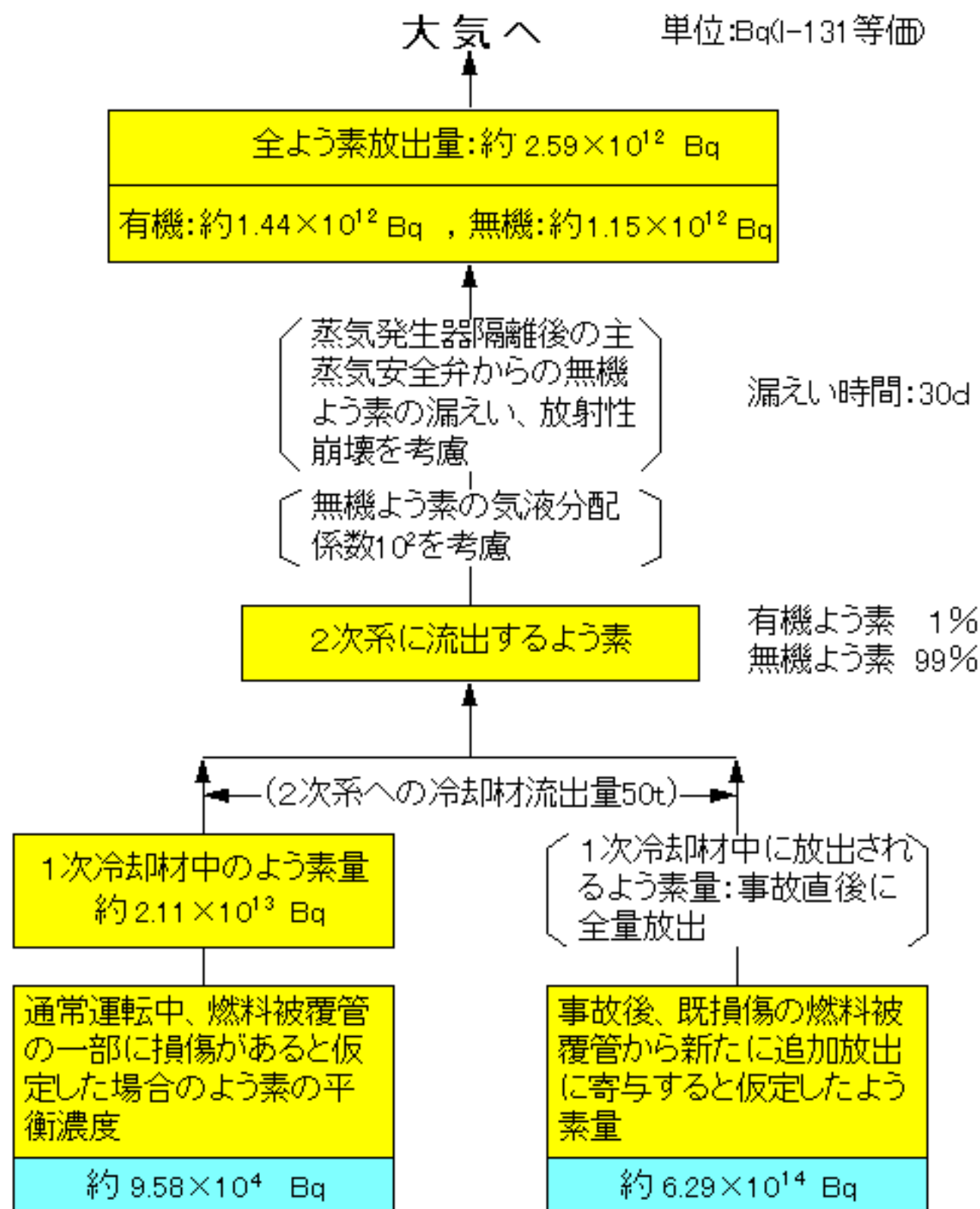


図3 蒸気発生器伝熱管破損事故(仮想事故)時のよう素の大気放出過程概要

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、(昭和55年8月) p.10-4-51

単位:Bq(γ線0.5MeV換算)

大気へ

全希ガス放出量: 約 2.04×10^{12} Bq

全量が蒸気発生器隔離
までに放出

2次系に流出する希ガス

(2次系への冷却材流出量50t)

1次冷却材中の希ガス量
約 4.07×10^{14} Bq

1次冷却材中に放出され
るよう素量: 事故直後に
全量放出

通常運転中、燃料被覆管
の一部に損傷があると仮
定した場合の希ガスの平
衡濃度
約 1.81×10^6 Bq

事故後、既損傷の燃料被
覆管から新たに追加放出
に寄与すると仮定した希ガ
ス量
約 8.51×10^{15} Bq

図4 蒸気発生器伝熱管破損事故(仮想事故)時の希ガスの大気放出過程概要

[出典] 日本原子力発電: 敦賀発電所原子炉設置変更許可申請書、
(昭和55年8月) p.10-4-52