

F B R サイクルの安全性総合評価

—安全性の開発目標の検討及び湿式燃料サイクルシステムのリスク分析—

(研究報告書)



2002年6月

核燃料サイクル開発機構

大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2002

FBR サイクルの安全性総合評価
－安全性の開発目標の検討及び湿式燃料サイクルシステムのリスク分析－
(研究報告書)

栗坂健一*¹、久保重信*¹、神山健司*¹、丹羽 元*¹

要 旨

本報告書は、実用化戦略調査研究 (F/S) のフェーズ 2 における安全性についての設計及び評価に資するために平成 13 年度に実施した以下の 4 つの研究を記したものである。

- (1) NRC が提案したリスク概念に基づく安全目標を参考に、定性的及び定量的安全目標を提案するとともに、それを達成するための補助的な目標を原子炉施設及び燃料サイクル施設の個々に対して設定した。これを踏まえて、安全性の開発目標及び設計要求案を作成した。
- (2) 大型高速炉及び湿式燃料サイクル施設から構成される FBR サイクルシステムを想定し、FBR サイクル全体における保有放射能の分布を試算した。
- (3) 立地条件に依存しないシステム固有の安全特性を把握するために、MOX ペレット燃料に対する湿式再処理システムと燃料製造システムを対象として、特に放出放射エネルギーが大きいと考えられる異常事象に着目した放射性物質放出口リスクを定量的に分析した。
- (4) 鉛ビスマス冷却システムが有する鉛について、その毒性と取り扱い上の問題を調査した。

主要な成果は、FBR サイクル全体についてリスク概念を導入した安全性の開発目標及び設計要求の暫定案の設定により F/S のフェーズ 2 における各システムの安全設計を方向付けたこと、及び湿式燃料サイクルシステムについては設計概念候補について放射性物質放出口リスクの観点から安全設計の特徴を把握したことである。

本研究は、実用化戦略調査研究フェーズ 2 の一環として実施したものである。

* 1 大洗工学センター システム技術開発部 FBR サイクル安全設計グループ WBS 番号 151230

Comprehensive safety examination of commercialized fast reactor cycle systems

- Examination of safety development target and
- risk analysis of the aqueous fuel cycle systems -

Kenichi Kurisaka*¹, Shigenobu Kubo*¹, Kenji Kamiyama*¹, and Hajime Niwa*¹

Abstract

This report describes four researches as follows, which were carried out in JFY2001 in order to contribute to the safety design and evaluation in the phase 2 of the feasibility study on commercialized fast reactor cycle systems (F/S).

- (1) The qualitative and quantitative safety objectives were proposed as reference for the safety goal based on the risk concept proposed by the US NRC. In addition, for attaining it, auxiliary safety objectives were determined to each of the fast reactor system and the fuel cycle system. Based on this, the proposals of the development target and the design requirement about safety were created.
- (2) The distribution of the possession radioactivity in the entire fast reactor cycle system, which consists of large fast reactor facilities and a set of aqueous fuel cycle facilities, was preliminarily calculated.
- (3) In order to understand the system safety characteristics independent from site conditions, the radioactive material release risk in the aqueous re-processing system and fuel fabrication system to MOX pellet fuel was quantitatively analyzed especially focusing on the abnormal events, which are considered that the large amount of radioactivity is released.
- (4) The toxicity of the lead and problems in dealing with the lead, which exists in lead-bismuth cooling systems, were investigated.

Main products are as follows.

- By determining the provisional proposals of the development target and design requirement of the safety, which introduced the risk concept about the entire fast reactor cycle system, the direction of the safety design of each system in the phase 2 of F/S was indicated.
- About the aqueous fuel cycle system, the safety design characteristics of the conceptual design candidate were understood from a viewpoint of a radioactive material release risk.

* 1 FBR Cycle Safety Engineering Group, System Engineering and Technology Division,
OEC, JNC

目次

1. 緒言	1
2. 開発目標及び設計要求の検討	2
2.1 定性的安全目標	2
2.2 定量的安全目標	3
2.3 規制的要求の推定値	6
2.4 F/S における定量的な安全目標	6
2.5 F/S における安全性の開発目標	8
2.6 基幹電源に対する安全性についての設計要求	9
2.7 小型炉に対する安全性についての設計要求	12
2.8 燃料サイクルシステムに対する安全性についての設計要求	14
2.9 参考文献	16
3. FBR サイクルにおける放射能インベントリの分布の概算	17
3.1 概算の目的	17
3.2 前提条件	17
3.3 結果の整理	19
4. 湿式燃料サイクル施設のリスク源分析	23
4.1 はじめに	23
4.2 放射能インベントリの算定	25
4.3 大量の放射性物質の施設内放出の原因事象の同定	26
4.4 分析対象事象の選定	29
4.5 放出イベントツリーの分析	31
4.6 放射性物質の放出量の試算	37
4.7 放出シーケンスの発生頻度の試算	39
4.8 まとめ	45
4.9 参考文献	49
5. 鉛の毒性に関する調査	62
5.1 はじめに	62
5.2 鉛中毒の歴史と規制および適用範囲	62
5.3 鉛の人体への影響	63
5.4 鉛中毒の予防方法	64
5.5 基準について	65
5.6 まとめ	66
6. 結言	67
6.1 まとめ	67
6.2 今後の予定	68
7. 略語一覧	69

図表目次

表 3.2.1	想定した FBR サイクルシステムの概要	20
図 3.3.1	FBR サイクル各施設の放射能インベントリ	21
図 3.3.2	燃料サイクル各施設の放射能インベントリ推移（1施設当たり）	22
表 4.1.1	検討対象工程及び設備の一覧並びに放射能インベントリ集計結果	50
図 4.4.1	湿式燃料サイクル施設の代表的ハザード	52
図 4.5.1	HAW 濃縮液貯槽冷却機能喪失時の放出イベントツリー	53
図 4.5.2	第1抽出器における漏洩溶媒火災の放出イベントツリー	54
図 4.5.3	溶媒受槽での臨界事故時の放出イベントツリー	55
図 4.5.4	溶媒洗浄工程の使用済溶媒受槽での臨界事故イベントツリー	56
図 4.5.5	建屋換気系、セル換気系、槽類オフガス系（VOG）、せん断/溶解 オフガス系（SOG/DOG）の関係図	57
図 4.7.1	冷却系機能喪失へ至る事象のイベントツリー	58
図 4.7.2	冷却系機能喪失へ至る事象のイベントツリー（感度解析）	59
図 4.8.1	放射性物質放出リスクマップ	60
表 4.8.1	放射性物質放出シーケンスの発生頻度と放出放射能の概算値一覧	61

1. 緒言

核燃料サイクル開発機構は電力会社等と共同で FBR サイクルの実用化像を提示するべく 1999 年から FBR サイクル実用化戦略調査研究 (F/S と略称) を開始した。2001 年から 5 年計画で実施しているフェーズ 2 では、経済性、安全性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性の 5 つの「開発目標」と、それらを具体化した「設計要求」を定め、その下に研究開発を進めている。

FBR 施設、再処理施設、燃料製造施設から構成される FBR サイクル全体について、一貫性のある安全確保思想の下に同一の安全性レベルを確保することは重要である。ここでいう安全性とは、原子力施設のあらゆる運転状態において考えられる放射線及び放射性物質の施設外への放出に起因する一般公衆への放射線被ばくを防止し、放射線被ばくによる健康被害を防止することである。しかしながら、絶対安全は論理的に存在しないので、安全性の確保においては、同健康被害のリスクを社会が許容できる程度まで小さくすることが現実的な解決策であろう。

本報告書では 2 章において、フェーズ 2 における安全性の「開発目標」及び「設計要求」を上述のリスクの観点から考察し、それらの具体的な案を示した。また、3 章では、FBR サイクル全体に亘る放射性物質放出リスクの把握が必要であるため、その第一歩として、一つの FBR サイクルシステムが利用される状況を考えて、サイクル全体の中でどこに放射能が多く分布しているかを検討した。4 章では、3 章で検討したサイクルの中で再処理システムと燃料製造システムを対象として、立地条件に依存しないシステム固有の安全特性を把握する観点から、特に放出放射エネルギーが大きいと考えられる事象に着目して放射性物質放出リスクを定量的に分析した。5 章では、FBR 候補概念の一つである鉛ビスマス冷却システムが有する鉛について、その毒性と取り扱いを把握するために、それらを調査した結果をまとめた。

2. 安全性の開発目標

サイクル機構は電力等と共同で FBR サイクルの実用化像を提示するべく 1999 年から FBR サイクル実用化戦略調査研究 (F/S と略称) を開始した。2001 年から 5 年計画で実施しているフェーズ 2 では、経済性、安全性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性の 5 つの「開発目標」と、それらを具体化した「設計要求」を定め、その下に研究開発を進めている。

以下では安全性に係る開発目標と設計要求の概略を述べる。なお、ここで定めた目標は研究開発を進める上で暫定的にでも必要であるとの要請によって定めたものであり、今後の内外における議論に応じて見直す可能性がある。

本章では、文献[1]及び[2]で述べられている米国 NRC (原子力規制委員会) の安全目標 (Safety Goal) に倣って、まず、定性的安全目標及び定量的安全目標を設定した。次に定量的安全目標について規制的要求の推定値を検討した上で、F/S における定量的な安全目標を導出した。これを踏まえて、開発目標及び設計要求を定めた。

2.1 定性的安全目標

我々が設定した定性的安全目標は「FBR サイクルの導入によって、既存の個人リスク、社会リスクを有意に増加させないこと」である。ここで、リスク(risk)、個人リスク(individual risk)、社会リスク(societal risk)は、文献[1]の中で次のように定義されている。

(1) リスク(risk)

事故の発生確率とその発生により生じる結果(consequences)の大きさとの積

(2) 個人リスク(individual risk)

原子力発電所の近傍(vicinity)において、当該発電所の事故によって個人が死亡する確率の推定値であり、急性死亡(prompt death)と晩発性死亡(delayed death)を含む。死に対する防護は病気に対する防護も与えるため、病気は個人リスクに陽には含まれない。(同様に、死亡リスクは一般的な影響を代表するものとして考える。すなわち、一つの防止は残りの防止につながる。) 個人リスク制限は、発電所から 1 マイル以内に居住する (年齢、他のリスク要因の観点から) 生物学的に平均的な個人に対して適用される。

(3) 社会リスク(societal risk)

原子力発電所サイトの近くの集団に対するリスク。社会リスクは、事故の結果生じ得るであろう死者の数とその事故の発生確率の積である。社会リスクを推定する際に、プラントサイトから 50 マイル以内の距離を計算対象とすることを提案する。理由は、集団の放射線被ばくの総量の大部分がこの距離範囲内に集中しているからである。

(4)近傍(vicinity)

この用語が原子力発電所サイトに適用されるとき、「近傍(vicinity)」とはサイトに最も近い領域を意味する。それは、大規模な原子力事故による放射性物質放出事象における急性死亡リスクが最大になるであろう、敷地境界から1マイル以内の環状の領域である。

なお、NRCの定性的安全目標(Qualitative Safety Goals)は以下の通り。

公衆を構成する個人は、原子力発電所の運転によって、生命と健康に著しいリスクの増加が発生しないよう一定のレベルの防護が与えられなければならない。

生命と健康に係わる社会リスクについては、原子力発電によるリスクは、現実的に競合する他の発電技術によるリスクと同等またはそれ以下でなければならない、また他の社会リスクを著しく増加させてはならない。

この定性的目標の意義について、NRCは次のように述べている。

第1の定性的目標は、原子力発電所の運転によるリスクが人の事故による死亡または障害リスクの大きな要因にならないようにすることであり、原子力発電所の近傍で生活している、あるいは働いている人々が特に懸念を抱くことなく日常生活を送れるような安全性のレベルを要求するものである。

第2の定性的目標は、たとえ公衆を構成する個人の防護が本質的に社会を防護するものであったとしても、原子力発電所の運転によってもたらされる社会リスクへある制限を課すものであり、それを同量の電力を生産するための他の実行可能な発電方式によるリスクと同程度か、それ以下でなければならないと要求するものである。

2.2 定量的安全目標

我々が設定した定量的安全目標は、「個人リスク（急性死亡リスク）の0.1%以下、社会リスク（原子力以外の理由によるガンによる死亡のリスク）の0.1%以下」である。これも定性的安全目標と同様にNRCの考え方に倣ったものである。

NRCは定性的安全目標の判断の拠り所となる定量的安全目標(Quantitative Safety Objectives)を次のように述べている。ここで、第1の目標は、個人リスクについて述べており、第2の目標は社会リスクについて述べたものである。

原子力発電所1基の事故から生じるかもしれないサイト近傍の平均的個人に対する急性死亡リスクは、米国住民が一般的に曝されている他の全ての事故から生じる急性死亡リスクの0.1%を超えてはならない。

原子力発電所1基の事故から生じるかもしれないサイト周辺地域の集団に対するガン死亡リスクは、他の全ての原因によるガン死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない。

この中に現れる「0.1%」という比率は統計的な年変動の幅の中に十分入ってしまう程度のものであり、その意味について、NRCは次のように述べている。

リスクの増加が0.1%以下であることは、原子力発電所の近傍で生活している、あるいは働いている人々が特に懸念を抱くことなく日常生活を営めることを期待できるだけリスクの増加が十分に小さいことを意味しているのであって、0.1%を超えるリスクの増加が著しいリスクの増加を意味するものではない。

(1)年間発生頻度で表した目標の数値

NRCは、年間発生頻度で表した定量的安全目標の具体的な数値について、次のように述べている。

米国における急性死亡の個人リスクは、全事故原因による死亡に対して約 5×10^{-4} /年である^[3]。つまり、平均的に米国では事故の結果として、年間10,000人中約5人が死亡している。急性死亡リスクの目標は、事故によって死亡する個人の年間リスク (5×10^{-4} /年) を 5×10^{-7} /年以下の増加に制限することである。

平均的に米国ではガンが原因で年間10,000人中約19人が死亡している^[4]。晩発性死亡リスクの目標は、ガンによって死亡する個人の年間リスク (1.9×10^{-3} /年) を 1.9×10^{-6} /年以下の増加に制限することである。

ここで、致死ガンに至るリスクは、地理学のおよび人口統計学的要因に依存して大きなばらつきを有することがわかっている。年間致死ガンリスクの州間におけるばらつきの範囲は、アラスカ州の 7×10^{-4} /年からバージニア州の 1.6×10^{-3} /年、ロードアイランド州の 2.5×10^{-3} /年までである。年齢を考慮に入れると、このばらつきはさらに大きくなり、その範囲は年齢が25～44歳の集団の 3×10^{-4} /年から年齢が75歳以上の集団の 1.33×10^{-2} /年までである。このようなばらつきが存在するが、個人リスクの制限値を設定するに当たっては、全母集団に基づく値 (1.9×10^{-3} /年) を参照している。

ただし、上述のように全母集団に基づく値を用いることについては議論が有り得る。

すなわちガンによる死亡リスクの比較的高い高齢者と同リスクの低い若年層とに対して同程度のリスクの増加があった場合、後者に対してより大きなリスクの増加になり得る。したがってリスクの低い年齢層のリスクを参照すべきとの考え方は有り得る。

次に、NRC の考え方に従って、文献[5]に記された我が国の死亡統計を基に、定量的安全目標の値を導出した。その結果、我が国における「不慮の事故死」の年間死亡率は、年によってばらつきが存在するものの、1990 年以降に限定すると約 3×10^{-4} /年である。なお、「不慮の事故死」は、全事故原因による急性死亡を表していると考えられる¹。性別や年齢によるばらつきも存在するが、NRC の考え方に従って、個人リスクの制限値の設定には全母集団に基づく値（約 3×10^{-4} /年）を参照する。

→ この 0.1% は 3×10^{-7} /年 （NRC では 5×10^{-7} /年）

同様に、我が国における「悪性新生物」による死亡のリスクは、年によってばらつきが存在するものの、1990 年以降に限定すると約 2×10^{-3} /年である。なお、「悪性新生物」は、ガンと同義であると考えられる。

→ この 0.1% は 2×10^{-6} /年 （NRC では 2×10^{-6} /年）

このように年間発生頻度で表した定量的安全目標値を適用する対象の単位は、サイト当たりか、原子炉 1 基当たりか明確にしなければならない。この点について、NRC は、次のように述べている。

個人および社会リスクの定量的なガイドラインの原案は、原子力発電所 1 サイト当たりのリスクを制限するものであった。これに対してコメントを求めたところ、原案は単一基サイトよりも多数基サイトに対してより厳しい要求を課すものであるとの反論が幾つか届いた。NRC は、多数基サイトに対してバイアスの掛かった規制を行わないこととし、原子力発電所 1 サイト当たりのリスクから 1 基当たりのリスクへ、制限対象を変更することとした。

これに対して、我が国では米国と異なり集中立地が多いこと、また F/S ではコジェネレーション（原子炉と燃料サイクル施設の併設）の可能性も考慮しているので、F/S におけるリスクの制限対象を「原子力発電所 1 基当たり」ではなく「原子力施設 1 サイト当たり」とする。

¹厚生省統計表データベースシステム¹⁶⁾によれば、不慮の事故死の内訳は、「交通事故」、「不慮の窒息」、「転倒・転落」、「不慮の溺死及び溺水」、「煙、火及び火災への曝露」、「有害物質による不慮の中毒及び有害物質への曝露」および「その他の不慮の事故」であり、例えば「自殺」や「他殺」は別の範疇として分類されている。

原子力発電所からの社会リスクを推定する際の範囲について、当初 NRC は社会リスクを計算する際の範囲をサイトから 50 マイル以内としていた。しかし、1986 年に改訂された安全目標では、この範囲を 50 マイル以内から 10 マイル以内へ変更している。

2.3 規制的要求の推定値

上記から、厳しい側の急性死亡リスクに対する要求を考慮すると（サイト近傍に極端な人口密集地がない限り社会リスクへの要求は自動的に満たされるので）、急性死亡を引き起こすような事象の発生を 3×10^{-7} (/サイト/年) 以下とすることが目標となる²。なお、急性死亡を引き起こす程度の放射性物質の放出をここでは、「大規模放出」³と呼ぶこととする。

2.4 F/S における定量的な安全目標

開発段階では規制的目標より厳しい値を目指しておくべきであると考えられる。また F/S が対象とする将来の世界では交通事故死者数などの急性死亡リスクは現在よりも減少する可能性がある。よって、 1×10^{-7} (/サイト/年) 程度を念頭に置くのが妥当と考えられる。なお、 1×10^{-7} (/サイト/年) よりもさらに小さな目標値を掲げることも考えられるが、 1×10^{-7} (/サイト/年) の値自体が既に小さな値であることから、より小さな目標値を掲げてそのための評価と立証とが困難となり、設定の意味がなくなるであろう。

F/S における定量的な安全目標として以下を掲げる。

サイクル施設を含めて急性死亡を引き起こすような放射性物質の大規模放出の頻度は 1×10^{-7} (/サイト/年) 以下。

さらに、これを達成するために、原子炉施設の炉心については、以下のような補助的な目標を用いることとした。

- (1) 1 基あたりの炉心損傷発生頻度は 1×10^{-6} (/炉/年) 以下
- (2) 原子炉格納施設の条件付き破損確率として 1/100 をめやすとする。

なお、炉心損傷発生頻度に対する目標設定の背景にある考え方については F/S フェーズ 1 で検討した通りであり、文献[7]に詳述されている。

² ただし、原子力施設による死亡リスクの内訳として晩発性死亡リスクが急性死亡リスクと比較して著しく大きい（例：1 桁以上大きい）ことが予想される場合には、詳細なリスク評価を行うことによって急性死亡リスクおよび晩発性死亡リスクが各々社会に既存のリスクの 0.1% 以下であることを確認する必要がある。

³ 「大規模放出」として LWR ではインベントリの 1/1000 の放出、ただし希ガスは 100% 放出とする例がある。出力増大、運転サイクルが長期化する大型 FBR では要注意。

また、原子炉格納施設の条件付き破損確率のめやすについては以下のように考えて設定された。サイクル施設を含めて1サイト当たり10基（施設）程度の集中立地を想定すれば、原子力施設に起因する個人の急性死亡リスクは 10^{-8} （/施設/年）以下を目標とすることになる。これに加えて、原子炉1基（施設）当たりの炉心損傷発生頻度の目標が 10^{-6} （/施設/年）以下であることから、仮に炉心損傷発生頻度が 10^{-6} （/施設/年）の施設を想定するならば、この施設に対する炉心損傷当たりの条件付き急性死亡確率の目標は 10^{-2} （/炉心損傷/施設）以下であることが導かれる。ここで、炉心損傷時に個人の急性死亡が発生するか否かを決定する因子を施設内と施設外に分けるならば、施設内の因子は原子炉格納施設の健全性であり、施設外のそれは気象条件、地形、居住地域までの距離等である。前者については施設の設計に依存する因子である一方、後者の施設外については立地条件に依存する因子である。

F/S フェーズ2では立地条件をなんら設定していないことから、施設外の因子についての条件付き急性死亡確率を設定することは不可能である。このため、原子炉格納施設の健全性が損なわれて大規模な放射性物質の施設外放出が発生した場合には、保守的に条件付き確率1で急性死亡が発生するものと想定して、原子炉格納施設の条件付き破損確率のめやすを 10^{-2} （/炉心損傷/施設）とする。したがって、この値の設定に際しては、緊急時対応によるリスク低減効果（避難、退避等）は考慮していないことになる。なお、めやすとした理由は、この目標値が炉心損傷発生頻度依存であるからである。

以上は原子炉施設の炉心に対する補助的な目標であるが、原子炉施設の炉心以外のあらゆる燃料サイクル施設（燃料製造施設、再処理施設等）についても補助的な目標が必要である。F/Sで検討対象とする乾式施設等のリスク評価は現在実施中であるが、当面は原子炉施設の炉心に対する補助的な目標と同様に以下の(1)、(2)に準じることとし、今後の評価結果の分析に依って再検討することとする。

- (1) 「施設内での大規模放出事象」⁴の発生頻度は 1×10^{-6} /施設年以下
- (2) 施設内での大規模放出事象に対する建屋の閉じ込め機能の非信頼度として1/100をめやすとする。

⁴ 大量の放射性物質が制御されずに機器からセルまたは建屋内へ放出あるいは排気系へ移行する事象

2.5 F/S における安全性の開発目標

前節までの検討を踏まえて、F/S フェーズ2における安全性の開発目標（定性的な目標）を以下のように提案する。なお、リスクの視点に立った前節までの検討結果は下線部に反映されている。

FBR サイクル施設の開発・利用においては、多量の放射性物質を内包することによる潜在的危険性を十分に認識し、各施設の設計、建設、運転、廃止の各段階における安全性の確保について十分に検討することが必要とされる。

FBR サイクルの実用化戦略調査研究フェーズⅡにおいては、深層防護の考え方を基本として、異常の発生と拡大の防止を最優先とした安全設計とするとともに、同時代の軽水炉サイクルシステムと同等以上の安全性を確保する。さらに、施設の特徴を踏まえて、より確実かつ明解な安全性確保方策の実現を目指す。

このため、受動的な安全機能の付加あるいは強化とともに、原子炉については仮想的な炉心損傷時における再臨界性の回避により、その影響を炉容器又は格納施設内で終息させる。また、原子炉、燃料サイクル施設において、取り扱う物質の物理・化学的な特性（化学的活性、放射性毒性など）を踏まえた安全設計とする。これらにより、FBR サイクルの導入によるリスクが、社会に既に存在するリスクと比べて十分に小さくなることを目標とする。

2.6 基幹電源に対する安全性についての設計要求

基幹電源に対する安全性についての設計要求を次に示す。本要求は、①から⑥までの6項目から構成されており、特に下線を付した「①(ii)確率論的安全要求」に2.4節で述べた定量的な安全目標の検討結果が反映されている。

①安全要求

(i) 決定論的安全要求

開発目標で掲げる高い安全性を実現するために、十分な多重・多様性を有した能動的な安全設備に加え、必要に応じて受動的な安全機能を導入するとともに、仮想的な炉心損傷時の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終息させる設計とする。(炉型毎の要求については「⑥個別要求」を参照)

(ii) 確率論的安全要求⁵

決定論的安全要求を補完する目的で、炉心損傷発生頻度の要求値（当該値を達成することが必須である最低限の値）として 10^{-6} /炉年未満を達成できる見通しを示すこと。さらに、炉心損傷あたりの格納機能の非信頼度を十分低く維持できる見通しを示すこと⁶。

②安全設計の基本的原則の遵守

原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針類及び「もんじゅ」の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の設計研究における考え方を参考にし、選定した冷却材、燃料及びプラント概念の特徴を考慮した設計とする。

③原子炉停止機能への要求

原子炉停止系には受動的な炉停止能力(例えば、SASS)を付加するか、あるいは、事象進展緩和を可能とする受動的機構(例えば、GEM)を付加するとともに運転員の介入による事象終息が可能な設計とする。なお、軽水炉のように1時間程度の短時

⁵ FBR サイクル導入によるリスクが、社会に既に存在するリスクと比べて十分に小さくなること(開発目標)のめやすとして、サイト周辺の個人及び社会のリスクの増加が既存リスクの0.1%以下を設定する。放射性物質の大規模放出発生頻度は、これを満足するように設定し、同一サイトに複数施設が設置される可能性を考慮して、 10^{-7} /サイト年、プラントあたり 10^{-8} /年とする。なお、この値の設定に際しては、緊急時対応によるリスク低減効果は考慮していない。

⁶ 代表的な炉心損傷の影響を可能な限り炉容器内で終息させる(In-Vessel Retention)設計とし、炉心損傷あたりの格納施設の非信頼度 1/100(基準値：設計を進めるに当たってリファレンス(基準)となる目安の値)を達成できる設計を目指す。炉容器内終息が達成できない概念については、格納施設内コアキャッチャー設計、格納施設の頑健性確保とFP閉じこめ能力を強化することで、格納施設に十分な信頼度を確保できる設計とする。いずれの場合も、フェーズ3以降にレベル2 PSAを実施し、妥当性を確認する。

間⁷(基準値)で炉心損傷に至らないシステムの場合には、運転員の介在により炉心損傷が防止できることを示すことにより、受動的な炉停止機能を不要とすることができるとする。

④崩壊熱除去機能への要求

炉停止後の崩壊熱除去機能について、多重性あるいは多様性をもたせるとともに、全交流動力電源の喪失を想定しても炉心冷却が可能な設計とする。また、事故管理方策により、その機能回復が図れる設計とする。

⑤炉心損傷に対する格納機能の確保

代表的な炉心損傷事象に対し、選定したプラント概念及び着目する事象の特徴を考慮して、以下の事項を含め、リスク低減の観点から期待できる合理的な対策を講じることによって事故影響の局限化を図る。

- ・高速炉の炉心燃料の特徴を踏まえて、炉心損傷の事象推移過程において再臨界に伴う有意な機械的エネルギー発生が防止できる対策を講ずる（再臨界回避⁸）。
- ・さらに事故後の融体静定、熱除去、放射性物質の閉じ込めを可能な限り炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を大幅に緩和して放射性物質の閉じこめ能力を確保することで、炉心損傷の影響を周辺環境に有意に及ぼさない設計とする。

⑥個別要求

上記の要求に加えて、検討対象とする各概念の特徴に応じて以下の事項に留意した設計とする。

(1)ナトリウム冷却炉

- ・低圧系とすることが可能な特長を活かし、漏洩の原因となる異常を極力排除する。漏洩を仮定しても静的機器により冷却材を確保して炉心冷却が可能な設計とするとともに、漏洩の影響を局限化できる設計とすること。
- ・ナトリウムと水の熱交換を行う蒸気発生器については、その漏洩が炉心の安全性を損なわないように発生防止、発生時の拡大防止の両面から十分な対策を施すこと。異常拡大防止については、異常の早期検出と水系の減圧操作により影響の局限化を追求すること。
- ・炉心損傷の影響については、ナトリウムの高い伝熱特性を活かして原子炉容器内での終息を図ること。

⁷ 運転員の介在を猶予する時間と操作時間を合わせて1時間程度としているが、実際に適用される操作を対象として損傷防止可能であることを評価する必要がある。

⁸ FBR 炉心の安全上の特徴を代表する炉心損傷の起因事象が発生したときに、即発臨界超過から、設計上有意な機械的エネルギーの放出に至らせることなく事象終息し、原子炉容器内に影響を格納できることを「再臨界回避」と定義する。^[7]

(2)ガス冷却炉

- ・相変化に伴う急激な反応度投入が生じないガスの特長を活かし、出力密度低減あるいは高温耐性確保（ガスタービン炉の場合）に配慮した炉心設計ならびに、十分な冷却材循環能力と除熱源の確保により、安全設備の機能とあいまって、減圧事故を含む事故時にも炉心冷却性を確保できる設計とすること。
- ・炉心損傷時には、再臨界回避と損傷炉心の保持・冷却に加えて、冷却材による放射性物質の保持効果に期待できないことを考慮しても十分な格納機能が確保できる設計とすること。

(3)重金属冷却炉

- ・低圧系とすることが可能な特長を活かし、漏洩の原因となる異常を極力排除するとともに、漏洩を仮定しても静的機器により冷却材を確保して炉心冷却が可能な設計とする。
- ・腐食性が高く、比重が大きい重金属の特徴に配慮した構造設計、耐震設計を行うこと。
- ・蒸気発生器伝熱管破損時にも1次系への蒸気侵入の影響が炉心の安全性を損なわない設計とする。
- ・炉心損傷の影響については、重金属の良好な伝熱特性を活かして原子炉容器内での終息を図ること。

(4)水冷却炉

- ・既存軽水炉との安全特性に関する類似性を考慮し、その経験を活用するとともに、シビアアクシデントに対しては蓄積された豊富な知見を活用して効果的に拡大防止と影響緩和とを図れる設計とすること。
- ・炉心燃料の富化度が高いことを考慮し、炉心損傷時の再臨界性について、その発生要因と影響分析を踏まえて、これらの発生防止あるいは影響を軽減できる設計とすること。
- ・事故時及び炉心損傷時の炉心冷却能力については、簡素で高い信頼性を確保するために、受動的機構の導入方策について検討を行うこと。

備考

- EPR 設計のベースとなっている独仏の将来 PWR の安全アプローチでは、決定論的観点から、代表的な炉心損傷事象に対して格納施設内で終息させることをもって、敷地外での緊急時対応を不要としている。本要求においては、①(ii)や⑤において代表的な炉心損傷事象に対して敷地外の緊急時対応を要するような格納系の機能喪失の非信頼度を十分に小さくすることを求めており、決定論的表現と確率論的表現の差異はあるものの、EPR で求められている敷地外の緊急時対応不要の概念と同等の安全性と言える。
- PSA については、フェーズ II から設計作業との連携を図りつつ段階的に実施していく。
- 基準値については、提示された個々の値に対して達成を要求されるものではなく、各システムの特長を活用し、総合的なアプローチによって要求値の達成を図ることが重要である。

2.7 小型炉に対する安全性についての設計要求

大型炉及び中型炉については、既存軽水炉と同様に、基幹電源として大規模な需要に対する電力供給を担うことを目的とした設計要求を設定している。

一方、小型炉については、大型炉に比べて、プラント増設によって電力需要の増加に対するきめ細かい対応が容易なこと、炉心の長寿命化が容易なこと等、小型炉固有の特長を有している。

これらの小型炉固有の特長を活用した利用方策としては、送電経費や運転保守補修負荷の低減、燃料交換期間の長期化に着目した分散電源としての利用⁹の他、水素製造、海水淡水化等の多目的利用が考えられる。

これらの多目的利用を想定した場合、小型炉の有する特長や用途に応じた設計要求を設定して、その特長の最大限の活用を目指すことが必要である。

このため、小型炉については、基幹電源の設計要求を参考としつつ、小型炉の特長及び用途を勘案の上、別途、設計要求を設定した。

なお、小型炉の具体的な設計検討を進めるに当たっての出力については、当面 10～20 万 kWe 以下を検討対象とする。

検討対象とする冷却材については、系統の低圧設計が可能なナトリウム及び鉛ビスマスとする。ガス冷却小型炉については、フェーズⅡ初年度における大型炉の検討結果を基に小型炉への適用可能性を考慮の上、対応方針を決定する。

以下に小型炉に対する安全性についての設計要求を示す。本要求は、①から⑦までの 7 項目から構成されており、特に下線を付した「①(ii)確率論的安全要求」に 2.4 節で述べた定量的な安全目標の検討結果が反映されている。

①システムの安全設計に当たっては、小型炉の有する固有の安全特性、受動的安全性を極力活用し、事故の防止、影響緩和対策を図った設計とすること。

②安全要求

(i) 決定論的安全要求

開発目標で掲げる高い安全性を実現するために、多重・多様性を強化した能動的安全設備に加え、必要に応じて受動的な安全機能を導入するとともに、仮想的な炉心損傷時の影響を原子炉容器内あるいは格納施設内で終息させる設計とする。(炉型毎の要求については「⑥個別要求」を参照)

(ii) 確率論的安全要求

決定論的安全要求を補完する目的で、炉心損傷発生頻度の要求値である 10^{-6} / 炉年未満を達成できる見通しを示すこと。さらに、炉心損傷あたりの格納機能の非信頼度を十分低く（基準値として 1/100）維持できる見通しを示すこと。

③安全設計の基本的原則の遵守

⁹ 分散電源以外の用途については、現在ニーズ調査を実施しており、小型炉の用途が設定された段階で、必要に応じて用途別に設計要求を設定する。

原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針類及び「もんじゅ」の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の設計研究における考え方を参考にし、選定した冷却材、燃料及びプラント概念の特徴を考慮した設計とする。

④原子炉停止機能への要求

原子炉停止系には受動的な炉停止能力(例えば、SASS)を付加するか、あるいは、事象進展緩和を可能とする受動的機構(例えば、GEM)を付加するとともに運転員の介在による事象終息が可能な設計とする。なお、軽水炉のように1時間程度の短時間(基準値)で炉心損傷に至らないシステムの場合には、運転員の介在により炉心損傷が防止できることを示すことにより、受動的な炉停止機能を不要とすることができ。

⑤崩壊熱除去機能への要求

炉停止後の崩壊熱除去機能について、多重性あるいは多様性をもたせるとともに、全交流動力電源の喪失を想定しても炉心冷却が可能な設計とする。また、事故管理方策により、その機能回復が図れる設計とする。

⑥炉心損傷に対する格納機能の確保

代表的な炉心損傷事象に対し、選定したプラント概念及び着目する事象の特徴を考慮して、合理的にリスクの低減が図れるように以下の対策を講じることによって事故影響の局限化を図る。

- ・ 高速炉の炉心燃料の特徴を踏まえて、炉心損傷の事象推移過程において再臨界に伴う有意な機械的エネルギー発生が防止できる対策を講ずる(再臨界回避)。
- ・ さらに事故後の融体静定、熱除去、放射性物質の閉じ込めを可能な限り炉容器内で達成し、格納施設への熱・機械的負荷を大幅に緩和して放射性物質の閉じこめ能力を確保することで、炉心損傷の影響を周辺環境に有意に及ぼさない設計とする。

⑦個別要求

上記の要求に加えて、検討対象とする各概念の特徴に応じて以下の事項に留意した設計とする。

(1)ナトリウム冷却炉

- ・ 基幹電源と同一

(2)重金属冷却炉

- ・ 基幹電源と同一

備考

○基準値については、提示された個々の値に対して達成を要求されるものではなく、各システムの特長を活用し、総合的なアプローチによって要求値の達成を図ることが重要である。

2.8 燃料サイクルシステムに対する安全性についての設計要求

燃料サイクルシステム（再処理及び燃料製造システム）に対する安全性についての設計要求を次に示す。本要求は、①から③までの3項目から構成されており、特に下線を付した「①(ii)確率論的安全要求」に2.4節で述べた定量的な安全目標の検討結果が反映されている。

① 安全要求

(i) 決定論的安全要求

開発目標で設定した高い安全性を確保するために、異常発生要因を極力排除した簡素なプロセス概念を追求する。また、内在する放射性物質の形態・性状及び量に応じて、異常の拡大防止及び終息、放射線の遮蔽及び放射性物質の閉じ込め機能に、十分な信頼性を確保する設計概念とする。さらに、大量の放射性物質¹⁰が制御されずに¹¹機器からセルまたは建家内へ放出あるいは排気系へ移行する事象（これを、ここでは「施設内での大規模放出事象」¹²と呼ぶ）を仮想したとしても放射性物質の閉じ込め能力を確保し、その影響を周辺環境に有意に及ぼさない設計とする。

(ii) 確率論的安全要求¹³

決定論的安全要求を補完する目的で、当面の要求¹⁴を次のように定める。

「施設内での大規模放出事象」の発生頻度を適切に抑制する¹⁵（目標値¹⁶として

¹⁰ 「大量の放射性物質」とは、上述の放射性物質の大規模放出に相当する量の放射性物質であるが、その量は厳密に定義されていない。ここでは、周辺住民の緊急時対応を要する量としておく。

¹¹ 「制御されずに」とは、原子炉における炉心損傷のように大量の放射性物質が制御されない状態で一次系あるいは格納系内に放出された状態と同等の事象を指す。本事象においては、大量の放射性物質が回収・除去されないことを意味する。

¹² 「施設内での大規模放出事象」には、例えばセル内へ大量の放射性物質が漏出する事象や、オフガス処理系の処理能力低下、あるいはその能力を超える放射性廃棄物の発生によって、大量の放射性物質が排気系へ移行する事象を含む。

¹³ FBRサイクルの導入によるリスクが、社会に既に存在するリスクと比べて十分に小さくなること（開発目標）のめやすとして、サイト周辺の個人及び社会のリスクの増加が既存リスクの0.1%以下と設定。放射性物質の大規模放出発生頻度は、これを満足するように設定し、同一サイトに複数施設が設置される可能性を考慮して、 10^{-7} /サイト年以下、プラント当たり 10^{-8} /年以下とする。なお、この値の設定に際しては、周辺住民の緊急時対応によるリスク低減効果を考慮していない。

¹⁴ 確率論的安全要求に示した当面の要求については、設計概念の具体化に当たってより実効的となるように、リスク評価作業の進捗に応じて見直す。

¹⁵ 燃料サイクル施設の放射能インベントリは、3章で述べるように冷却貯蔵のための4年分の使用済燃料を含めて200 t HM/y級の施設で150万kW級FBR1基より少ないとの試算があることから発生頻度を炉と比較して低くする必要はない。

¹⁶ 目標値とは、要求値に留まることなく、より優れたシステムの実現を目指して当該値の達成が望ましい目標として設定する値である。

プラント当たり 10^{-6} /年以下（暫定））とともに、本事象を想定しても、閉じ込め機能に対して非信頼度を十分低く（目標値として $1/100$ 以下（暫定））維持することを旨とする。

上述の安全要求への充足性を確認するために、以下を実施すること。¹⁷

- ・プロセス各部における放射性物質のインベントリ、放射性物質の放出経路、関係する設備や運転員操作等の信頼性、大量の放射性物質の放出を引き起こしうるエネルギー発生要因（例えば、臨界、火災、爆発）等を考慮した安全評価及びリスク評価。

②安全設計の基本原則の遵守

使用する物質の物理・化学的な特性など、プロセス概念が有する安全上の特徴を考慮しつつ、現行および現在検討中の再処理施設・MOX 燃料製造施設に適用される法令、規格、基準、指針類等に準拠した設計とする。なお、適用範囲外の設計とする場合には、その考え方を明確にすること。

③ 安全設計における個別留意事項¹⁸

安全性確保方策の検討にあたっては、以下のシステムの特徴に留意すること。

(i)湿式法

- ・配管で接続されたシステムであるため、配管を介して通常の経路外の場所に核分裂性物質が集中する可能性があること
- ・処理温度が常温（水溶液の凝固点～沸点程度）であること
- ・減速系で核分裂性物質を取扱うこと
- ・可燃性または爆発性の物質（抽出溶媒、試薬及びその劣化物、錯体など）を取扱うこと
- ・水溶液系での放射線分解で水素が発生すること

(ii)乾式法

- ・バッチ処理であり、一度に取扱う核分裂性物質の量が制限されること
- ・非減速系で核分裂性物質を取扱うこと
- ・核分裂性物質を含む機器の開放操作が必要なこと
- ・処理温度が高温であること
- ・金属状の核分裂性物質を取扱う場合があること
- ・腐食性のガスを取扱う場合があること

¹⁷リスク評価をきちんと実施することによって安全性のレベルを確認する旨を強調するために、作業要求（斜体字部分）を追加。リスク評価を実施すること自体が「高い安全性」を裏付けるための一要素になっているとの認識。ただし、燃料サイクルシステムについてはリスク評価手法が整備されていないことから、フェーズ2で実施する評価は予備的なものに留まる。

¹⁸ 個別留意事項は、フェーズⅠに引き続き検討するリファレンスプロセスに対するものであり、異なるプロセスを採用する場合には、そのプロセスの特徴をふまえた安全設計とすること。

2.9 参考文献

- [1] U.S. NRC, "Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation", NUREG-0880, Revision 1 For Comment, May 1983.
- [2] U.S. NRC, "10 CFR Part 50, Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plant", Policy Statement, 51FR30028, 1986.
- [3] "A Risk Comparison", NUREG/CR-1916, February 1981.
- [4] "Cancer Facts and Figures", American Cancer Society, 1981.
- [5] 厚生省大臣官房統計情報部、「人口動態統計 100 年の歩み」、平成 12 年 3 月
- [6] 厚生省統計表データベースシステム、平成 9 年人口動態統計 下巻 死亡 第 2 表、http://www.dbtk.mhw.go.jp/toukei/plsql/sko_K_Nyuuryoku
- [7] 丹羽元、栗坂健一、栗原国寿ほか、「安全設計方針に関する検討－安全性の目標と再臨界問題の排除について－」、JNC TN9400 2000-043、2000 年 3 月

3. FBR サイクルにおける放射能インベントリの分布の概算

3.1 概算の目的

FBR 施設、再処理施設、燃料製造施設から構成される FBR サイクル全体について、放射性物質放出リスクの観点から、同一の安全性レベルを確保することは重要である。そのためには、FBR サイクル全体に亘る放射性物質放出リスクの把握が必要である。ここでは、その第一歩として、仮想的な FBR サイクルシステムが利用される状況を考えて、サイクル全体の中でどこに放射能インベントリが多く分布しているかを把握することを目的とする。本検討では、核種や物質の形態を問わず、総量としての放射能値の分布を概算した。

3.2 前提条件

ここで検討対象とする FBR サイクルは、F/S で検討している FBR 施設、再処理施設及び燃料製造施設の 3 つから構成されるものとする。3 施設について想定した条件を表 3.2.1 に示す。

(1) FBR 施設における新燃料貯蔵設備の容量と放射能算定の考え方

原子炉 1 基当たり 1 バッチの燃料交換量を貯蔵することに加え、燃料交換直前に次の新燃料が搬入される事態も考慮に入れることにより、さらに 1 バッチ分の新燃料を貯蔵できるものと想定する。

放射能インベントリの算定に当たっては、原子炉 1 基当たり 2 バッチの燃料交換量 (0.5 炉心) 相当の新燃料を保有するものと想定する。

(2) FBR 施設における原子炉内放射能算定の考え方

ここでは、表 3.2.1 に示す FBR 1 基の燃焼末期における原子炉内放射能を算定した。

(3) FBR 施設における使用済燃料貯蔵設備の容量と放射能算定の考え方

再処理施設では、施設の設計条件として 4 年以上冷却した使用済燃料を受け入れることとしている。このため、FBR 施設が 4 年間冷却 (原子炉 1 基当たり最大 3 バッチの燃料交換量) 相当の容量を有する使用済燃料貯蔵設備を具備するものと想定した。さらに、再処理施設の計画外長期停止による 4 年間の払出遅延分 (原子炉 2 基当たり最大 6 バッチの燃料交換量相当)、及び原子炉 1 基分の仮想的な全炉心緊急退避を考慮して、総計 16 バッチの燃料交換量相当という原子炉 2 基当たりの使用済燃

料貯蔵設備容量を想定した。

放射能インベントリの算定に当たっては、発生頻度が比較的低い再処理施設の長期停止及び同頻度が極めて低いと考えられる仮想的な炉心緊急退避を考慮せず、4年間冷却相当の使用済燃料を保有するものと想定する。具体的には、原子炉1基について、燃料交換を含む2ヶ月の原子炉停止期間を終えた時点における保有量として、炉停止から2ヶ月後の使用済燃料1バッチ分、同24ヶ月後の使用済燃料1バッチ分、及び同46ヶ月後の使用済燃料1バッチ分を考慮する。

(4) 再処理施設における使用済燃料一時貯蔵設備の容量と放射能算定の考え方

再処理施設における使用済燃料一時貯蔵設備は、再処理施設の年間処理能力相当量の使用済燃料集合体、すなわち1130体の燃料集合体を保管できる容量を具備する。この容量は、1.5炉心分の燃料量すなわち6バッチ分の交換燃料の量に等しい。例えば、概ね5.5個のFBR施設（ツインプラント）における原子炉約11基の各々を20ヶ月運転+2ヶ月停止というサイクルで運転させる場合、平均すれば2ヶ月に燃料交換1バッチ分の集合体を取り出されることになり、12ヶ月では6バッチ分がこれらのFBR施設群から取り出される。このため、ここでは、FBRサイクルの構成要素として、上記再処理施設一つにつき、5.5個の上記FBR施設が存在し、その中には原子炉約11基が存在するものと想定する。

放射能インベントリの算定に当たっては、1バッチの交換集合対数の比から、内側炉心燃料集合体が533体、外側炉心燃料集合体が309体、径ブランケット燃料集合体が289体の合計1130体が保管されているものと想定した。

(5) 再処理施設及び燃料製造施設の主工程における放射能算定の考え方

再処理施設主工程での放射能インベントリは、槽の容量にて評価した。よって、評価値は施設が保有し得る最大容量である。また、燃料製造設備主工程での放射能インベントリは、設備毎の最大取扱量で評価を行い、容器の場合は容器が満杯になった条件とした。

(6) 燃料製造施設における製品集合体一時貯蔵設備の容量と放射能算定の考え方

燃料製造施設における製品集合体一時貯蔵設備は、燃料製造施設の年間製造能力相当量の製品集合体、すなわち1130体の新燃料集合体を保管できる容量を具備する。

放射能インベントリの算定に当たっては、1バッチの交換集合対数の比から、内側

炉心燃料集合体が 533 体、外側炉心燃料集合体が 309 体、径ブランケット燃料集合体が 289 体の合計 1130 体が保管されているものと想定した。

3.3 結果の整理

前節にて想定した FBR サイクルシステムの放射能インベントリを算定した結果を図 3.3.1 及び図 3.3.2 にまとめた。

FBR 1 基における燃焼末期での原子炉運転中の原子炉内放射能は約 1000EBq (エクサベクレル: $1\text{EBq}=10^{18}\text{Bq}$) である。サイクル全体での放射能インベントリは、原子炉施設での運転中の炉内放射能インベントリが桁違いに大きく、最大となっている。

原子力発電所において、FBR 1 基当たり、新燃料貯蔵量は高々燃料交換 2 バッチ分であり、それを放射能に換算すると約 1EBq となる。一方、FBR 1 基当たり、使用済燃料貯蔵量は、通常の運転サイクルの中での最大は燃料交換 3 バッチ分であり、放射能が最も高くなるのは燃料交換により貯蔵施設へ移した直後、すなわち原子炉の計画停止から 2 ヶ月後、1 回前の燃料交換時に取り出した使用済燃料 (24 ヶ月冷却後)、2 回前の燃料交換時に取り出した使用済燃料 (46 ヶ月冷却後) である。その放射能は各々約 10EBq、約 3EBq 及び約 2EBq であり、合計は約 15EBq となる。

再処理施設の使用済燃料貯蔵設備は、年間処理量相当量 (11.4 基の原子炉から毎年発生する使用済み燃料: FBR1.55 基相当量) を保有する。その放射能は、約 11EBq である。再処理主工程での放射能インベントリは約 4EBq である。合計しても約 15EBq であり、原子力発電所の使用済燃料貯蔵施設内と同程度の放射能である。

燃料製造施設に至っては施設全体で約 4EBq である。

表3.2.1 想定したFBRサイクルシステムの概要

FBR施設	大型ナトリウム冷却炉ツインプラント※1
※1：中央制御室、燃料取扱設備等幾つかの設備を2基の原子炉で共用。	
炉心燃料	MOX燃料
原子炉1基当たりの出力	3,650MWt（150万kWe級）
炉心平均燃焼度	150GWd/t
原子炉1基の運転サイクル	20ヶ月運転+2ヶ月定期検査（燃料交換含む）
原子炉1基の燃料交換	4バッチ
原子炉2基当たりの新燃料貯蔵設備容量	1炉心（燃料交換4バッチ）相当
原子炉2基当たりの使用済燃料貯蔵設備容量	4炉心（燃料交換16バッチ）相当
再処理施設	先進湿式リファレンスシステム（MA回収有り）
主工程の処理能力	200tHM/y
使用済燃料一時貯蔵設備容量	年間処理能力（約1.5炉心：燃料交換6バッチ）相当
燃料製造施設	低除染ペレット燃料製造システム
主工程の製造能力	200tHM/y
製品集合体一時貯蔵設備容量	年間製造能力（約1.5炉心：燃料交換6バッチ）相当

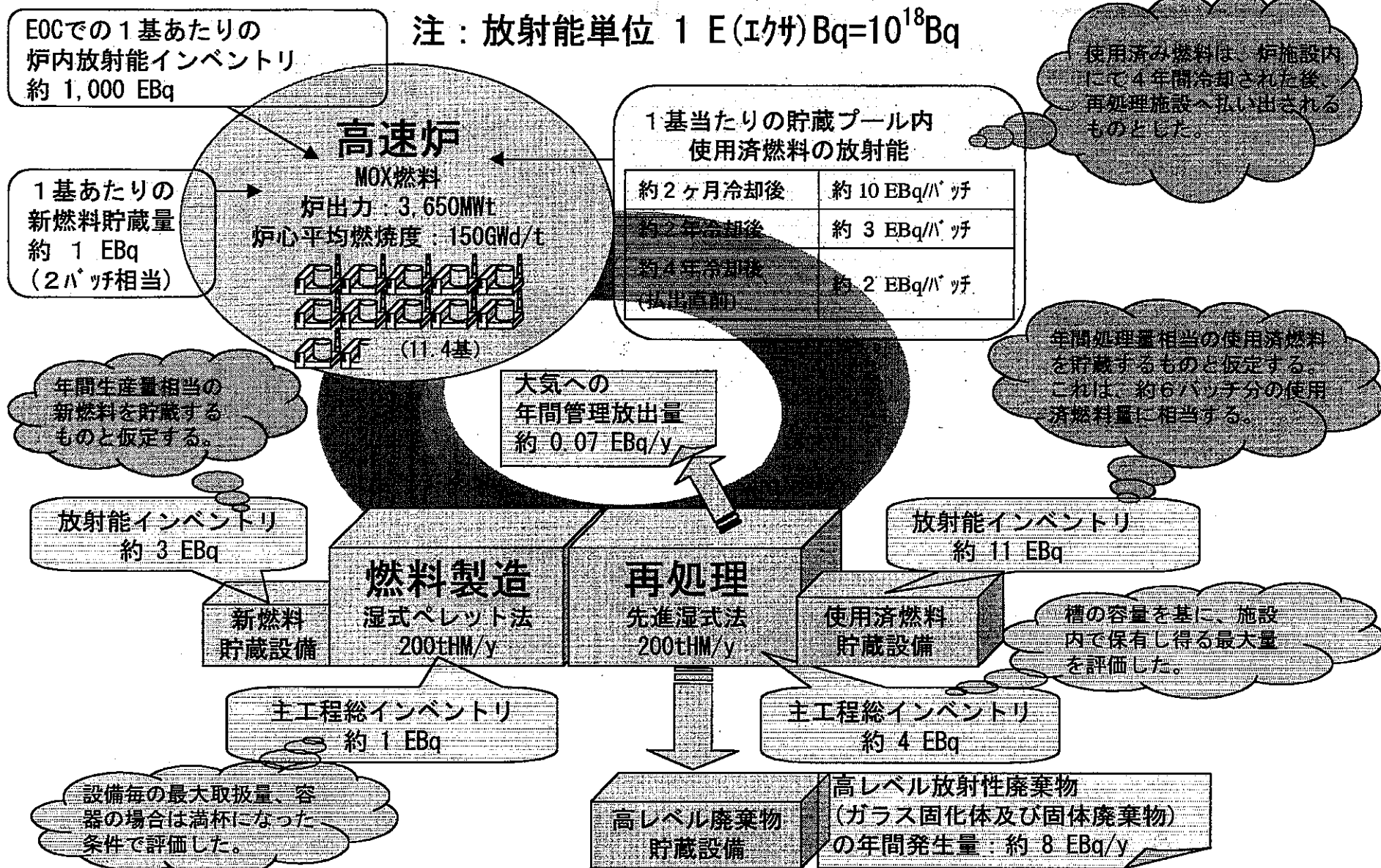


図3.3.1 FBRサイクル各施設の放射能インベントリ

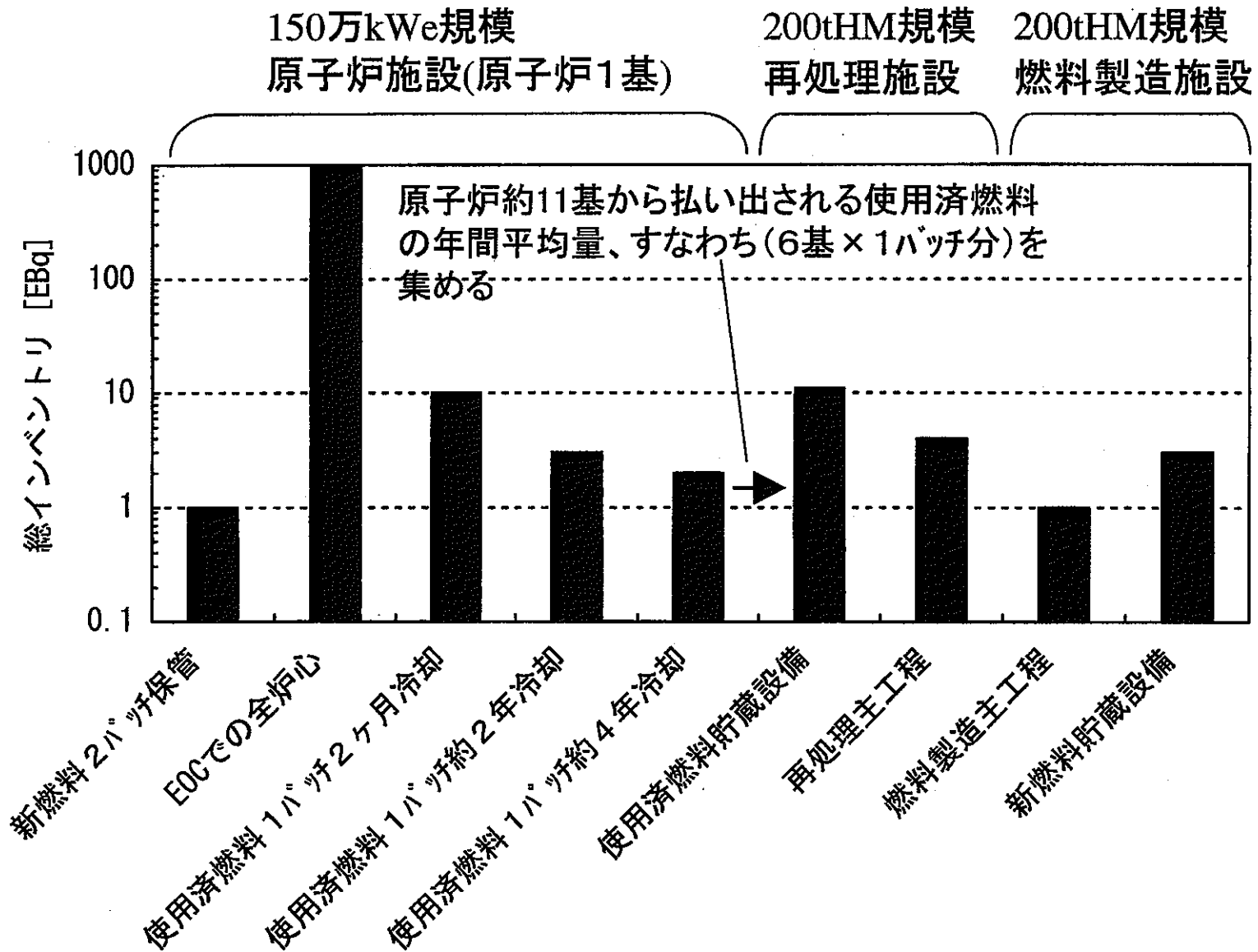


図3.3. 2 燃料サイクル各施設の放射能インベントリ推移(1施設あたり)

4. 湿式燃料サイクルシステムのリスク分析

4.1 はじめに

(1)背景及び目的

実用化戦略調査研究のフェーズ2においては、燃料サイクルシステムに対する安全性の設計要求の中に、確率論的安全要求が定められている。その内容は、

『決定論的安全要求を補完する目的で、当面の要求を次のように定める。「施設内での大規模放出事象」の発生頻度を適切に抑制する（目標値としてプラント当たり 10^{-6} /年以下（暫定））とともに、本事象を想定しても、閉じ込め機能に対して非信頼度を十分低く（目標値として $1/100$ 以下（暫定））維持することを目指す。』
というものである。さらに、燃料サイクルシステムの候補概念について、安全性の設計要求への充足性を確認するための作業要求として以下を実施することが求められている。

『プロセス各部における放射性物質のインベントリ、放射性物質の放出経路、関係する設備や運転員操作等の信頼性、大量の放射性物質の放出を引き起こしうるエネルギー発生要因（例えば、臨界、火災、爆発等）を考慮した安全評価及びリスク評価』

これらの要求に応えるべく、燃料サイクルシステムのリスク分析を行うこととした。このため、本分析の目的を以下のように定めた。

- (i) 燃料サイクルシステムが有する放射性物質放出リスクの中で、特に被害の大きなリスクの概略プロファイルを把握すること
- (ii) これを基に、実用化戦略調査研究のフェーズ2の開発目標を達成するための安全設計を検討し、その結果を概念設計への要求として整理すること

なお、開発目標を達成するためには、当該システムによる一般公衆への健康影響リスクが社会に既存の健康影響リスクより十分に小さいことを示さねばならない。しかしながら、健康影響リスクは当該システムの安全特性のみならず、気象条件や居住地域までの距離などの立地条件に依存する。このため、本分析作業では、立地条件に左右されないシステム固有の安全特性を把握する観点から、施設外へ大量の放射性物質を放出する可能性があると考えられる代表的な事象シナリオを同定するとともに、当該事象の発生頻度と核種別の放出放射エネルギーを把握することを目的とした。

(2)検討対象システム

本分析作業はフェーズ2の複数年度に亘って実施する計画であるが、平成13年度においては、設計作業の進捗が早く、しかも安全性についての解析例が蓄積されているシステムを検討対象に選定した。すなわち、U/Pu 混合酸化物燃料を処理対象と

した年間処理能力 200tHM を有する先進湿式リファレンス再処理システム（晶析併用溶媒抽出法による U/Pu 回収、及び SETFICS 法による MA 回収）⁽¹⁾及びショートプロセスを採用した低除染ペレット燃料製造システム⁽²⁾を検討対象とした。

(3)検討手順

表 4.1.1 に示す主要工程（全 141 工程）を対象として以下を実施した。

- (i) 設備に内包される放射性物質の形態を整理し、核種別放射能インベントリを算定
- (ii) 放射性物質の可動性と被覆管等の閉じ込め機能に着目して、臨界、火災、爆発などの放射性物質の可動性を生じさせる要因及び閉じ込め機能に影響を及ぼす要因を検討することにより、放射性物質の施設内放出シナリオを同定
- (iii) 放出放射能の大きさ、放出核種の種類、閉じ込め機能への影響を検討して、分析対象事象を絞り込む

さらに、絞り込まれた分析対象事象について以下を実施した。

- (iv) 放射性物質の施設内放出時の閉じ込め機能への影響（従属的な機能喪失の可能性）を分析することにより、閉じ込め機能の成否を分岐としたイベントツリーを展開
- (v) イベントツリーで展開された施設外への放射性物質放出シーケンスについて、放射性物質の移行率や除染係数を設定することによって、放出放射能を概算
- (vi) 原因事象の発生頻度及び閉じ込め機能のランダムな故障確率を設定することによってイベントツリーにおける放射性物質放出シーケンスの発生頻度を概算
- (vii) 検討対象とした燃料サイクルシステム全体における放射性物質放出リスク（放出放射能と発生頻度）を整理した上で、同リスクに支配的な因子やリスクを大きく左右する因子を分析し、安全上の特徴及び今後の課題を整理

4.2 放射能インベントリの算定

各機器が保有する放射性物質の重量を決定し、これに使用済燃料条件から求められる各核種の単位重量当たりの放射能を乗ずることで放射能インベントリを算定した(表 4.1.1 を参照)。放射能インベントリの算定結果について、特徴を以下に述べる。

(1) 再処理システム

全体の放射能値は約 15EBq であり、再処理システムにおいて最も放射能値が大きいのは約 11EBq の放射能を有する受入・貯蔵工程における使用済燃料一時貯蔵設備の燃料一時貯蔵ピットである。このピットは、再処理システムが 1 年間に処理する使用済燃料を保管できるだけの容量を有している。その他の工程設備の最大保有量はこれよりも少ない。

また、再処理システムでは固体の放射性物質と液体の放射性物質が存在するが、固体の放射性物質の放射能の総量は約 12EBq であり、液体のそれは約 3EBq である。ここで固体の大部分は燃料ペレットが被覆管に収まって束ねられた燃料集合体の形態をとっており、基本的に原子力発電所で保管されている使用済燃料と同一形態である。このため、再処理システムに特徴的なリスクを分析する観点で、液体放射性物質に着目して、核種による内訳とシステム内の分布について述べる。

液体放射性物質の中で、 α 放射能は約 0.04EBq であり、内訳は Pu が 2/3、Am が 1/3 である。一方 $\beta\gamma$ 放射能は約 3EBq であり、被ばく線量に寄与すると考えられる Cs が 1/4、Sr 等の希土類元素が 1/4、Pu が約 10%を占めている。液体放射性物質は再処理システムの中で一様に分布しているわけではなく、少数の機器に大部分が偏在している。上位 2 個を挙げると、液体廃棄物処理工程における高放射性廃液(HAW)濃縮設備の HAW 濃縮液貯槽に 1.3EBq、同設備の HAW 蒸発缶に 0.8EBq となる。工程単位で見ると、液体廃棄物処理工程が最も多く約 2.5EBq が存在し、次いで製品濃縮工程の約 0.2EBq である。

(2) 燃料製造システム

全体の放射能値は約 4EBq であり、燃料製造システムにおいて最も放射能値が大きいのは約 3EBq の放射能を有する製品集合体一時貯蔵設備の燃料集合体一時貯蔵ピットである。このピットは、燃料製造システムが 1 年間に製造する新燃料を保管できるだけの容量を有している。残りの約 1EBq の放射能は、製造工程間におけるバッファとして存在する設備、すなわち原料の保管、ペレットの保管、燃料棒の保管、および燃料集合体の保管のための設備が支配的である。

4.3 大量の放射性物質の施設内放出の原因事象の同定

まず、内包する放射性物質の形態を基に可動性の観点から、気化あるいはエアロゾル発生に着目して放射性物質の放出シナリオを摘出した。

(1) 被覆管に覆われた放射性物質

再処理施設における受入から燃料集合体の解体までの工程では、放射性物質は被覆管に覆われた気体および固体状である。同様に、燃料製造施設における燃料要素組立設備から製品集合体の保管までの工程では、放射性物質は被覆管に覆われた固体状である。被覆管内の気体放射性物質に対する可動要因は、被覆管の破損である。一方、固体放射性物質の可動要因としては、熔融及び爆発が挙げられ、その原因として常時発する崩壊熱、臨界事故時の核分裂熱、火災、爆発が理論上考えられる。ただし、このような熔融の可能性については、冷却系を設計する際に、発熱と放熱の関係を詳細に検討した上で判断しなければならない。

(2) 被覆管に覆われていない固体放射性物質

再処理施設における剪断工程及び固体廃棄物処理工程では、放射性物質は被覆管に覆われていない固体塊または粉末状である。また、燃料製造施設における脱硝から燃料要素組立設備までの工程も同様である。粉末については、粒径の小さなものについては、容器の転倒などによる飛散や爆発等による気流の発生によって気相へ移行してエアロゾルとなる可能性を有している。なお、爆発については、還元設備において使用される水素による爆発がその原因として考えられる。固体塊については機械的な力で粉砕されることによって、粒径の小さな粉末となり、さらに気相へ移行してエアロゾルとなる可能性を有している。

(3) 液体放射性物質

再処理施設の溶解から燃料製造施設の脱硝までの工程及び途中で分岐する液体廃棄物処理工程では、放射性物質は溶液または溶媒中に液体として溶けている。これらの工程における放射性物質の気相中への大量移行要因には、沸騰及び火災によるエアロゾルの発生が挙げられる。沸騰の原因としては常時発する崩壊熱、臨界事故時の核分裂熱、火災、爆発が考えられる。火災は沸騰の原因となるだけでなく、それ自身が大量のエアロゾル発生要因ともなる。

さらに、臨界事故については、核分裂によって短半減期の気体及び揮発性放射性物質が生成され、それらが気相中へ移行するという点でも重要である。

液体を収めた容器や配管の破損は、液体放射性物質の施設内への漏洩をもたら

す。漏出液体の滴下はエアロゾルの発生要因となる。漏洩した液体は回収されるので、回収されるまでの間に沸騰や火災が生じれば大量のエアロゾル発生に至る。

次に、火災源及び爆発源の有無並びに臨界の可能性を考慮する範囲を検討した。

(4) 外部からの持ち込みの可能性

施設のセル内へは従業員の立入ができない。このため、可燃物等の原因物質の外部からの持ち込みは無いと判断し、施設の運転のために工程内に存在する設備や物質のみを火災、爆発、臨界等の要因として考えることとする。

(5) 内在する火災要因

施設に内在する火災要因としては、抽出及び Am/Cm 回収工程で使用する溶媒のみが同定された。さらに、溶媒を収めた機器、配管および槽内には着火源が存在しないため、溶媒がセル内へ漏洩して初めて火災が発生すると判断した。

(6) 内在する爆発要因

施設に内在する爆発要因としては、槽内での水素爆発及びレッドオイル爆発（TBP 等の錯体の急激な分解反応）が挙げられる。

まず、水素爆発が生じるには水素が一定濃度以上に蓄積する必要があるため、爆発の考慮が必要な箇所を水の放射線分解で水素が発生し、気相部に滞留する可能性がある槽類に限定することができる。

次に、レッドオイル爆発については、MA 回収設備で用いている溶媒の大部分が TBP との混合溶媒であることから、MA 回収設備及びこれより下流工程において TBP 混合溶媒を含む可能性を有する場所に爆発の可能性を限定することができる。しかも、この分解反応は 135℃を越えたところで加速的に速まることが知られているため、爆発の考慮が必要な箇所を、蒸気加熱により高温になる可能性を有している箇所さらに限定できる。これらの条件を満たす場所は、高放射性廃液（HAW）蒸発缶及び Pu 溶液濃縮缶である。

(7) 臨界の可能性を考慮する範囲

臨界の可能性を考慮する範囲の基本は、使用済燃料受入から新燃料払い出しまでの燃料核種を処理する工程全てである。ただし、再処理における溶液系については燃料核種とそれ以外の物質が分離される箇所については、燃料核種を含まない方の下流ラインについても一部考慮の範囲とする。

具体的には、水相側については、晶析工程における分岐点の下流として Pu が晶析によって取り除かれた直後の UNH 溶解槽まで、及び抽出工程における分岐点の下流として燃料核種が抽出によって取り除かれた直後の HAW 受槽までとする。一方、溶媒側については、抽出工程における分岐点の下流として燃料核種が逆抽出によって取り除かれた直後の使用済溶媒受槽までとする。

さらに、これら 3つの槽において燃料核種が誤って混入し、しかも通常実施される濃度管理が失敗して下流への誤移送される場合には、さらに下流の槽で間接的に臨界が引き起こされる可能性を有する。このため、そのような臨界事故のシナリオについては考慮の対象とする。

4.4 分析対象事象の選定

大量の放射性物質の施設外への放出につながる事象の候補として、次の3種類の分析対象事象を選定した。それらは、HAW 濃縮液貯槽での冷却機能喪失による沸騰、第一抽出器からの漏洩溶媒の火災および溶媒洗浄工程の溶媒受槽での臨界事故である（図 4.4.1 参照）。以下に、選定の理由と、分析対象外とした事象についてのその理由を述べる。

(1) 対象事象 1：HAW 濃縮液貯槽での冷却機能喪失

- (i) 当該機器は、槽 1 基に内包されている γ 放射能が最も大きく、それらが施設外へ放出された場合には一般公衆への γ 線による放射線被ばくのリスクが最も大きいと考えられる機器である。
- (ii) 液体放射性物質を内包する系において放射性エアロゾルを大量に発生させる主要な事象は、放射性液体の沸騰及び火災であると考えられる。当該機器は、火災要因を持たないものの、沸騰の可能性が他の機器と比べて相対的に大きい。すなわち、槽 1 基に内包されている溶液が発する崩壊熱の量が最も大きく、冷却機能が喪失したとした場合に、沸騰に至ることを防止する上で、最も時間余裕が短いと考えられる機器である。
- (iii) 一方、液体放射性物質を内包する系において α 放射能のインベントリが最も大きいのは Pu 溶液貯槽であるが、その内包液の崩壊熱は HAW 濃縮液貯槽より小さく、沸騰防止に関する時間的余裕は HAW 濃縮液貯槽より長い。なお、ここで α 放射能に言及したのは、放射能の全インベントリ（全 Bq 数）の大小のみでは人体への影響度（実効線量：Sv）の大小を判定できないからである。例えば、Pu 溶液貯槽における α 放射能のインベントリの大半を占めている Pu-238 の吸入による被ばく影響は HAW の主成分の一つである Sr-90 からの外部被ばくによる影響よりも放出 1 Bq 当たりで比較して桁違いに大きい。

(2) 対象事象 2：第一抽出器からの漏洩溶媒の火災

- (i) 火災は閉じ込め機能への影響が大きく、しかも放射性エアロゾルを大量発生させる観点から沸騰よりも気相中への放射性物質の移行率が大きい。当該機器は、その火災要因を有している。
- (ii) 上記(i)を満たす機器の中で、当該機器は α 放射能及び γ 放射能のインベントリが最も大きい。

(3) 対象事象 3：溶媒洗浄工程の溶媒受槽での臨界事故

- (i) 臨界事故を想定した場合には、機器内の放射能インベントリに加えて、事故時の核分裂によって発生する短半減期核種をハザード源として考慮しなくてはならない特徴を有する。

- (ii) 4.3 節で設定した「臨界を考慮する範囲」の工程の機器は全て全濃度臨界安全形状の機器であるため、抽出工程で仮に抽出不良が生じたとして、予期せず水相側の機器（HAW 受槽）に燃料核種が移行してもそこでは臨界とならない。同様に抽出工程で仮に逆抽出不良が生じたとして、予期せず有機相側の機器（使用済溶媒受槽）に燃料核種が移行してもそこでは臨界とはならない。晶析工程の UNH 溶解槽についても同じである。臨界を想定しうるのは、HAW 側も使用済溶媒側も、当該受槽での濃度確認及び施設管理に失敗して、下流の受槽（非安全形状）に誤移送した場合のみである。ここでは、代表例として使用済溶媒側での誤移送による臨界を分析対象とした。

(4) 対象外事象 1：燃料集合体の冷却機能喪失

- (i) 放射性物質の形態が原子炉施設のそれと全く同じであり、原子炉施設における使用済燃料貯蔵設備には再処理施設よりも大量の放射能を内包していることから、ここでは取り上げないこととした。なお、原子炉施設と核燃料サイクル施設共通の課題として統一的な考え方の下、別途評価する必要がある。

(5) 対象外事象 2：液体放射性物質の機器外への漏洩

- (i) 漏洩時の放射性エアロゾルの発生が比較的小さく、放射性物質の気相への移行率が火災より小さく、対象事象 2 で分析する漏洩火災によって包絡されているのでここでは取り上げない。

(6) 対象外事象 3：機器内での爆発事象

- (i) 爆発事象（例えば、HAW 貯槽での水素爆発）については、事象想定時の溶液から気相への放射性物質の移行率が、沸騰時のそれと大差ないと考えられること、及び槽類オフガス（VOG）系の HEPA フィルタへの影響についても沸騰事象にて考慮されていることから、対象事象 1 に包絡されているのでここでは取り上げない。
- (ii) さらに爆発想定時に機器の破損を想定した場合にも、その際の気相への放射性物質の移行率は、火災時のそれより小さく、またセル排気系のフィルタへの影響についても火災事象で考慮されていることから、対象事象 2 にて包絡されているので、ここでは取り上げない。

4.5 放出イベントツリーの分析

3種類の分析対象事象について、施設外への大量の放射性物質の放出に至るシナリオを同定するため、イベントツリー（図 4.5.1～図 4.5.4）を展開したので、以下にその内容を解説する。なお、放射性物質の放出経路を検討するために、一部概念設計も定まっていないオフガス系及び換気系の接続関係をここで設定したので、図 4.5.5 に示す。

(1)対象事象 1：HAW 濃縮液貯槽での冷却機能喪失時の放出イベントツリー

交流電源は供給されているものとし、負圧維持のための換排気系は機能しているものとする。対象事象 1 の放出イベントツリーを図 4.5.1 に示す。

(i) シーケンス 1

貯槽の冷却機能が完全に喪失したとしても、故障機器が短時間（数十分程度）に修復されることにより機能が回復すれば、槽内の HAW 濃縮液は沸騰に至らない。

短時間での故障機器の修復が可能かどうかは、機器へのアクセス性の善し悪しや予備品管理などに依存するが、通常の設計や施設における事後保全のための準備体制では、短時間に機能回復することは困難と考えられる。このため、本検討では、修復できない確率を 1 であるとした。

(ii) シーケンス 2

短時間の冷却機能回復に失敗することによって HAW 濃縮液が沸騰した場合には、沸騰蒸気が VOG 系の洗浄塔に到達する。このとき、洗浄液（水）の水源と温度管理を HAW 濃縮液貯槽の冷却系から完全に独立な設備となるように設計するとともに、貯槽の沸騰時には多量の洗浄液を供給して、この塔で沸騰蒸気を凝縮させる設計とするならば、沸騰蒸気に同伴した放射性物質の大部分は凝縮水へ回収されるであろう。

このように、洗浄塔における沸騰蒸気の凝縮の可否は洗浄塔への洗浄液の供給についての設計に依存する。しかし、通常の設計では洗浄液の流量は沸騰蒸気を凝縮させるほど大きくないので、本検討では洗浄塔における沸騰蒸気の凝縮失敗確率を 1 とした。

(iii) シーケンス 3 及び 4

洗浄塔を通過した沸騰蒸気は、VOG 系の凝縮器とデミスタに到達する。凝縮器に

は冷却コイルが備わっているが、冷却水系の完全機能喪失の場合には、凝縮器への冷却水の供給が途絶える。このため、コイル内の水の熱容量及びデミスタの（金属メッシュ）の熱容量のみが、沸騰蒸気を凝縮させるために期待できる。この凝縮に期待できる一定時間（数十分程度）の間に故障機器が修復されて冷却機能が回復した場合には、HAW 濃縮液の沸騰が終了する。

しかしながら、本検討ではこの間に機能回復することは困難と考えて、凝縮器及びデミスタを沸騰蒸気が吹き抜ける確率を1とした。

(iv) シーケンス 5

デミスタを通過した沸騰蒸気は、VOG 系の HEPA フィルタに到達し、そのほとんどがミストとなって HEPA フィルタに付着する。沸騰が継続することによって、フィルタに付着するミストの量が増加し、その結果、付着量がフィルタの耐力を超えると裂け目（breach）が生じてフィルタの浄化機能が損なわれる。それまで（数十分程度の時間内）に、故障機器が修復されて冷却機能が回復した場合には、HAW 濃縮液の沸騰が終了し、フィルタの健全性が維持される。

しかしながら、本検討ではこの間に機能回復することは困難と考えて、VOG 系の HEPA フィルタを2段とも沸騰蒸気が吹き抜ける確率を1とした。

(v) シーケンス 6～8

VOG 系の HEPA フィルタが破損すると、沸騰蒸気は建屋排気系の入口に至る。同排気系の風量やダクト口径は VOG 系に比べれば、通常大きく設計される。この場合、沸騰蒸気の大部分は、同排気系で凝縮されてダクト等に付着すると考えられる。そのため、HEPA フィルタへ到達する蒸気量が同フィルタの耐力を超えるまでには数時間以上の時間的余裕があるものと想定する。

本検討では、建屋排気系の2段の HEPA フィルタが蒸気によって機能喪失するまでに故障機器を修復し、冷却機能を回復することは十分に可能と考えた。ただし、この場合でも HEPA フィルタがランダムに故障することはあり得るので、健全な HEPA フィルタの段数によってシナリオを分岐させた。

(2)対象事象2：第一抽出器からの漏洩溶媒の火災時の放出イベントツリー
対象事象2の放出イベントツリーを図4.5.2に示す。

(i) シーケンス 1

第一抽出器に接続されている配管が破損して、器内の溶媒が漏洩したと想定する。この漏洩が発生したときに、火災が発生するためには着火源が必要である。第一抽出器は遠心式でありモータが同一セル内へ配置されているため、モータの故障によって火災が発生する可能性が考えられる。モータの故障が発生しない場合には火災は発生せず、漏洩した溶媒は漏洩が検知された後、回収系によって回収される。

(ii) シーケンス 2

抽出器接続配管から溶媒が漏洩した場合、漏洩溶媒はセルの床に設けられたドリップトレイに貯留され、トレイの液溜めに設けられた漏洩検知器で検知して漏洩溶媒を回収する設計も可能である。この場合には、燃焼に寄与する溶媒の量が制限できるので、大規模な火災とはならない。

本検討では、比較的短期間での漏洩検知及び漏洩溶媒の回収は困難と考え、火災発生時における大規模な火災への進展確率を 1 とした。

(iii) シーケンス 3

火災事象が進展し、その影響がセル全体へ及ぶようになると、セル天井に設置された火災検知器により火災が検知され、それにより消火設備（消火ガス噴霧）が作動することにより火災が消火される。

ここで、火災の検知と消火は、検知器の配置及び性能並びに消火設備の配置及び性能に依存する。現時点では、これら設計の詳細が不明であり、消火に失敗する確率は定められない。そのため、本検討では保守的に消火失敗確率を 1 とした。

(iv) シーケンス 4

火災事象が進展するとセルの温度及び圧力が上昇するが、セル排気系による排気により同排気ラインダクトでの燃焼ガスの降温及び排気口での絞りによる減圧が期待できる。これらの効果によって同排気系の HEPA フィルタの健全性が維持される可能性がある。

しかしながら、フィルタの健全性が維持されるかどうかは、当該セル排気系の設計に依存するため、本検討ではセル出口での降温・減圧が不十分である確率を 1 とみなした。

(v) シーケンス 5～7

セル出口での降温・減圧が不十分な場合、セル排気系に比較的高温のガスが通過することになる。しかし、他のセル排気との合流、ヘッダの設置、風量、ダクト口径の増加等の要因によって、当該セルからのガスは HEPA フィルタへ到達するまでに十分降温・減圧され、その結果 HEPA フィルタは従属的に破損することは無いと判断される。このため、同フィルタのランダムな破損が無い場合には、同フィルタによって燃焼ガスに同伴する放射性物質は捕獲される。

本検討では、セル排気系の HEPA フィルタについて、ランダムに故障することはありませんので、健全な HEPA フィルタの段数によってシナリオを分岐させた。

(3)対象事象 3：溶媒洗浄工程溶媒受槽での臨界事故時の放出イベントツリー

対象事象 3 の放出イベントツリーを図 4.5.3 に示す。

(i) シーケンス 1

受槽で臨界が発生した場合、短半減期の核分裂生成物が発生する。特に、希ガスと気体よう素が受槽の気相部へ全量移行した後 VOG 系へ至ると考えられる。また、核分裂による発生熱での溶媒の温度が上昇するため、溶媒が沸騰し、その結果不揮発性放射性物質の一部も沸騰蒸気に同伴して VOG 系へ至る。ただし、臨界の発生と発生場所を早期に検知するとともに早期に未臨界にする措置がとられれば、臨界が早期に終息し、溶媒の沸騰も終了する。

しかしながら、臨界及び発生箇所の早期同定並びに早期の未臨界措置を講じることが設計上かなりの困難を伴うと考えられる。このため、本検討では早期に終息しない確率を 1 とした。

(ii) シーケンス 2

槽内の溶媒が沸騰した場合には、溶媒蒸気が VOG 系の洗浄塔に到達する。受槽の沸騰時には多量の洗浄液を供給して、この塔で沸騰蒸気を凝縮させる設計とするならば、沸騰蒸気に同伴した放射性物質の大部分は凝縮水へ回収されるであろう。

このように、洗浄塔における沸騰蒸気の可否は洗浄塔への洗浄液の供給についての設計に依存するが、通常的设计では洗浄液の流量は沸騰蒸気を凝縮させるほど大きくないので、本検討では洗浄塔における沸騰蒸気の凝縮失敗確率を 1 とした。

(iii) シーケンス 3 及び 4

洗浄塔を通過した沸騰蒸気は、VOG 系の凝縮器とデミスタに到達する。凝縮器には冷却コイルが備わっており、この冷却機能は健全である。ただし、この冷却能力は溶媒蒸気を全て凝縮させる程度は大きくなく、一定量の溶媒蒸気の凝縮は可能である。また、デミスタ（金属メッシュ）の熱容量でも、溶媒蒸気を一定時間凝縮させることが可能である。この間に当該受槽に未臨界の措置が講じられ、臨界が終息した場合には、受槽内の溶媒の沸騰は終了する。

しかしながら、本検討では未臨界措置の設計が未定であるため、凝縮器及びデミスタを溶媒蒸気が吹き抜ける確率を 1 とした。

(iv) シーケンス 5

デミスタを通過した溶媒蒸気は、VOG 系の HEPA フィルタに到達し、そのほとんどがミストとなって HEPA フィルタに付着する。沸騰が継続することによって、フィルタに付着するミストの量が増加し、その結果、付着量がフィルタの耐力を超えると裂け目（breach）が生じてフィルタの浄化機能が損なわれる。しかも、HEPA フィルタが破損すると湿ったガスがよう素吸着器に至り、よう素の浄化機能も損なうことになる。それまでに、未臨界措置が講じられて受槽の沸騰が終了すれば、フィルタおよびよう素吸着器の健全性が維持される。

しかしながら、本検討では未臨界措置の設計が未定であるため、VOG 系の HEPA フィルタ及びよう素吸着器の全てが機能喪失に至る確率を 1 とした。

(v) シーケンス 6 ～ 8

VOG 系の HEPA フィルタが破損すると、溶媒蒸気は建屋排気系の入口に至る。同排気系の風量やダクト口径は VOG に比べれば、通常大きく設計される。この場合、溶媒蒸気の大部分は、同排気系で凝縮されてダクト等に付着すると考えられる。そのため、HEPA フィルタへ到達する蒸気量が同フィルタの耐力を超えるまでには数時間以上の時間的余裕があるものと想定する。

本検討では、建屋排気系の 2 段の HEPA フィルタが蒸気によって機能喪失するまでに未臨界措置を講じて沸騰を終了させることは十分に可能と考えた。ただし、この場合でも HEPA フィルタがランダムに故障することはあり得るので、健全な HEPA フィルタの段数によってシナリオを分岐させた。

(4)対象事象 3：溶媒洗浄工程の溶媒受槽での臨界事故発生イベントツリー

対象事象 3 の発生に至るシナリオを展開したイベントツリーを図 4.5.4 に示す。

(i) シーケンス 1

第 2 抽出器において逆抽出不良が生じた結果、燃料核種を装荷した溶媒から水相側へ燃料核種が除去されず、同溶媒が使用済溶媒受槽へ送液される。しかし、中性子検出器により燃料核種が使用済溶媒受槽へ送液されたことが検知され、同検出器からの警報によって、運転員が同受槽への送液を停止する。その結果、下流での臨界事故が未然に防止される。

(ii) シーケンス 2 及び 4

シーケンス 2 は逆抽出不良を知らせる警報の発報まではシーケンス 1 と同様であるが、運転員は逆抽出不良の認知または送液停止操作に失敗する。その結果、燃料核種を装荷した溶媒が使用済溶媒受槽へ送液される。一方シーケンス 4 では異常を知らせる検出器が機能喪失するために同様の結果をもたらす。これら両シーケンスともに、同槽における濃度管理によって燃料核種が混入していることが判明するため、同槽から下流への送液は許可されず、下流での臨界事故が未然に防止される。

(iii) シーケンス 3 及び 5

燃料核種を装荷した溶媒が使用済溶媒受槽へ送液されるまではシーケンス 2 及び 4 と同様である。ただし、これらのシーケンスでは、同槽における濃度管理に失敗して燃料核種が混入していることを見落とすか、あるいは施設管理に失敗することにより同槽から下流への送液は許可され、全濃度臨界安全形状でない槽へ燃料核種が装荷された溶媒を流し込むことにより臨界事故に至る可能性を生じる。

4.6 放射性物質の放出量の試算

(1) 対象事象 1 : HAW 濃縮液貯槽での冷却機能喪失

HAW 濃縮液貯槽における主たる放射性物質は不揮発性であり、 $\beta \gamma$ 放射能は 1.3EBq である。一方、同槽における α 放射能は無視できるレベルである。ここで、再処理システムの安全性についての既往研究^⑥を参考に、沸騰時の槽内液相部から気相部への移行率（沸騰により気相部へ移行した気体中の放射能濃度を沸騰前の液相部における放射能濃度で除した数値）として 0.001 を想定する。建屋換気系 HEPA フィルタ 1 段当たりの除染係数は設計値として 1000 を確保する。このため、HEPA フィルタが 1 段健全である場合の放射性エアロゾルの透過率は $1/1000=10^{-3}$ である。同フィルタが 2 段存在する場合、同透過率は $1/1000 \times 1/1000=10^{-6}$ となるが、ここでは保守的に 1 桁大きい 10^{-5} と見積もることとした。また、同フィルタが機能喪失時の透過率は 1 である。

これらをまとめると、図 4.5.1 に示すイベントツリーにおいて、シーケンス 6（HEPA フィルタ 2 段健全）の放出放射能は $1.3 \times 10^{10}\text{Bq}$ 、シーケンス 7（HEPA フィルタ 1 段健全）の放出放射能は $1.3 \times 10^{12}\text{Bq}$ 、シーケンス 8（HEPA フィルタ完全機能喪失）の放出放射能は $1.3 \times 10^{15}\text{Bq}$ と見積もられる。

(2) 対象事象 2 : 第一抽出器からの漏洩溶媒の火災

第 1 抽出器における α 放射能は $1 \times 10^{13}\text{Bq}$ であり、 $\beta \gamma$ 放射能は $3.3 \times 10^{15}\text{Bq}$ である。ここで、漏洩溶媒による火災時におけるトレイ上の液相部からセル気相部への移行率として、沸騰の場合よりも 1 桁大きい 0.01 を設定する。建屋換気系 HEPA フィルタに対する放射性エアロゾルの透過率は対象事象 1 で述べた通りとする。

これらをまとめると、図 4.5.2 に示すイベントツリーにおいて、シーケンス 5（HEPA フィルタ 2 段健全）の放出放射能は $\alpha=1 \times 10^6\text{Bq}$ 、 $\beta \gamma=3.3 \times 10^8\text{Bq}$ 、シーケンス 6（HEPA フィルタ 1 段健全）の放出放射能は $\alpha=1.3 \times 10^8\text{Bq}$ 、 $\beta \gamma=3.3 \times 10^{10}\text{Bq}$ 、シーケンス 7（HEPA フィルタ完全機能喪失）の放出放射能は $\alpha=1.3 \times 10^{11}\text{Bq}$ 、 $\beta \gamma=3.3 \times 10^{13}\text{Bq}$ と見積もられる。

(3) 対象事象 3 : 溶媒洗浄工程の溶媒受槽での臨界事故

溶媒洗浄工程の使用済溶媒受槽（700L）に逆抽出不良溶媒が満杯になった場合の α 放射能は、 $2 \times 10^{14}\text{Bq}$ であり、 $\beta \gamma$ 放射能は $2 \times 10^{15}\text{Bq}$ である。これらはいずれも燃料核種によるものである。さらに、臨界事故時の全核分裂数を一つの目安として 10^{19}

と想定した場合の希ガス生成量は $4 \times 10^{15} \text{Bq}$ 、同様によろ素生成量は $2 \times 10^{14} \text{Bq}$ である。ここで、全核分裂数を上記の値とした理由は、過去の溶液系での臨界事故事例の中で最も核分裂数が大きかったものが、 10^{19} のオーダーであったからである。

沸騰時の槽内液から槽気相部への移行率は希ガスと揮発性のよろ素が 1 であり、それ以外の不揮発性核種については、対象事象 1 で述べた通り 0.001 と見積もる。次に沸騰時におけるオフガス系よろ素吸着器でのよろ素の透過率を 1 と想定する。さらに、建屋換気系 HEPA フィルタの透過率については対象事象 1 で述べた通りとする。

これらをまとめると、図 4.5.3 に示すイベントツリーにおいて希ガスの放出放射能はシーケンスに依らず、 $4 \times 10^{15} \text{Bq}$ である。また、よろ素の放出放射能はシーケンス 5（よろ素吸着器健全）が $2 \times 10^{13} \text{Bq}$ 、シーケンス 6～8 が $2 \times 10^{14} \text{Bq}$ である。さらに、燃料核種の放出放射能は、イベントツリーにおいて、シーケンス 5（オフガス系 HEPA フィルタ健全）が $\alpha = 2 \times 10^1 \text{Bq}$ 、 $\beta \gamma = 2 \times 10^2 \text{Bq}$ 、シーケンス 6（HEPA フィルタ 2 段健全）の放出放射能は $\alpha = 2 \times 10^6 \text{Bq}$ 、 $\beta \gamma = 2 \times 10^7 \text{Bq}$ 、シーケンス 7（HEPA フィルタ 1 段健全）の放出放射能は $\alpha = 2 \times 10^8 \text{Bq}$ 、 $\beta \gamma = 2 \times 10^9 \text{Bq}$ 、シーケンス 8（HEPA フィルタ完全機能喪失）の放出放射能は $\alpha = 2 \times 10^{11} \text{Bq}$ 、 $\beta \gamma = 2 \times 10^{12} \text{Bq}$ と見積もられる。

4.7 放出シーケンスの発生頻度の試算

(1)対象事象1：HAW 濃縮液貯槽での冷却機能喪失

放出イベントツリーによれば、放射性物質の異常な放出の発生頻度は冷却機能喪失頻度と HEPA フィルタの故障確率のみで概算される。

(i)冷却機能喪失頻度

冷却機能の信頼性は冷却水を循環するポンプで代表されるものと仮定した上で、冷却系は 100%の冷却能力を有する系統を 2 個備えているものと想定し、さらに、各系統において 100%容量のポンプが 2 台設置され、それらが 1 ヶ月毎に切り替えて運転されるものとした。この場合、常時 2 系統のポンプが 1 台ずつ合計 2 台運転しているので、冷却機能喪失に至るまでの事象シナリオは、運転中の 1 台が機能喪失し、それが完全に機能回復するまでの間に、残りの 3 台とも機能喪失に至ることと記述される。このシナリオの発生頻度を定量化するためにイベントツリーを展開した。起因事象として、運転中の故障と定期切替時の故障の 2 種類を考慮した。これらの起因事象である故障が完全に機能回復するまでの時間として、ここでは 4 週間 (672h) を想定した。

次に、米国の軽水炉発電所におけるポンプの故障率データを参考に、ポンプの故障率をつぎのように設定した。起動失敗の発生率を $2 \times 10^{-6}/h$ 、運転継続失敗の発生率を $2 \times 10^{-5}/h$ 。また、同時に運転される同一仕様のポンプに対しては何らかの共通原因により同時に故障する場合が存在すると考えた。すなわち、本検討では、同時に使用することのない同一系統内の 2 台のポンプの間については共通原因故障を想定せず、同時に使用する系統間においては共通原因故障を想定した。その定量化に当たっては、米国におけるポンプの共通原因故障の統計データを参考に、全故障に対する共通原因故障の発生割合として 0.03 を仮定した。以上の検討条件の下で冷却系機能喪失の発生頻度を試算すると、約 $5 \times 10^{-6}/yr$ となる (図 4.7.1 参照)。

実際の冷却系は 1 系統の機能を果たすために複数の循環ポンプ、ファン、配管、熱交換器等が必要であると考えられるため、簡易的にポンプの故障率を 10 倍して同頻度を試算した。なお、発生する故障の大部分は 4 週間という長期でなく、1 日 (24h) 程度で機能回復できるものと仮定した。この場合の試算結果は、約 $3 \times 10^{-5}/yr$ となった (図 4.7.2 参照)。

放出イベントツリーの定量化では、これらの試算結果をまとめて、冷却系機能喪失の頻度に約 $5 \times 10^{-5}/yr$ を設定した。

(ii)HEPA フィルタの故障確率

HEPA フィルタの閉塞の発生率については、米国の軽水炉発電所におけるフィルタの故障率データを参考に約 $3 \times 10^{-6}/\text{h}$ という値を設定した。HEPA フィルタの交換は施設の作業単位であるキャンペーン毎にしか行われたいものと想定した。さらに1キャンペーンを100日と仮定した。この場合、2段のいずれかがキャンペーン中の任意の時刻までに故障している確率は、約 $7 \times 10^{-3}/\text{要求}$ ($0.5 \times 3 \times 10^{-6}/\text{h} \times 100 \text{ 日} \times 24\text{h/日} \times 2 \text{ 段}$) となる。次に、2段とも故障している確率については、1段が故障する確率約 $3.6 \times 10^{-3}/\text{要求}$ ($0.5 \times 3 \times 10^{-6}/\text{h} \times 100 \text{ 日} \times 24\text{h/日} \times 1 \text{ 段}$) に1段が既に故障しているときに2段目が故障する条件付き確率¹約 $3.6 \times 10^{-2}/\text{要求}$ を乗じて算定した。その結果、HEPA フィルタ2段がキャンペーン中の任意の時刻までに故障している確率は、約 $1.3 \times 10^{-4}/\text{要求}$ となる。

ここで、仮に HEPA フィルタが作業中に1段閉塞した場合の検知手段として、フィルタ差圧の定期的な監視、例えば1日1回のパトロールでの確認を行われ、さらに差圧異常時には、当該フィルタラインを隔離してフィルタの交換を行うとした場合、フィルタの異常は最大1日以上見過ごされることはなくなる。すなわち、1キャンペーン中故障が見過ごされるとした上記の場合よりも1段の故障確率は100分の1に低減され、同様に2段とも故障する確率も低減する。しかしながら、本検討では、保守的にこの効果に期待しないこととした。

(iii)まとめ

以上をまとめると、放出イベントツリーのシーケンス6の発生頻度は $5 \times 10^{-5}/\text{yr}$ 、シーケンス7及び8のそれは各々 $4 \times 10^{-7}/\text{yr}$ 、 $6 \times 10^{-9}/\text{yr}$ となった。

(2)対象事象2：第一抽出器からの漏洩溶媒の火災

放出イベントツリーによれば、放射性物質の異常な放出の発生頻度は配管からの漏洩頻度、漏洩溶媒への着火確率と HEPA フィルタの故障確率のみで概算される。

(i)溶媒漏洩の発生頻度

小口径（3インチ以下）配管漏洩の発生率を米国軽水炉発電所の故障統計データを参考に $8 \times 10^{-8}/\text{h}$ と設定した。これを基に年間作業日数である200日当たりの発生頻

¹ 1段が既に故障しているときに2段目が従属的に故障する条件付き確率は、ランダムな1段の故障確率（約 $3.6 \times 10^{-3}/\text{要求}$ ）の10倍と仮定した。

度に直すと、約 $4 \times 10^{-4}/\text{yr}$ となる。

(ii)着火確率

次に漏洩溶媒への着火確率を検討する。着火源として考えられるのは、第1抽出器と同一セル内で近傍に配置されたモータ全ての電氣的な故障である。その台数として第1抽出器及び第2抽出器を全て数えると、合計 29 台である。これら抽出器のモータ故障のうち、短絡など火花を発するような故障の発生率を、電動ポンプの故障率で代用することとする。その場合、同発生率は $2 \times 10^{-5}/\text{h}$ である。

ここで、漏洩発生時の施設運用を考慮にいと、漏洩の発生を検知した場合、工程の運転を停止することにより抽出器への電力供給も断たれるため、それ以降着火源は発生しない。このため、着火の発生確率は漏洩発生から工程運転の停止までの期間に生じる抽出器モータの故障確率として評価して良い。

この場合、発生確率の推定に必要なのは、漏洩の発見および工程運転停止までの所要時間である。そこで、再処理施設の運転員は少なくとも 24 時間に 1 回以上セル内を ITV カメラなどで目視することにより、抽出器周りの異常を検知できるものと想定する。この場合、漏洩が発生してから、最大でも 24 時間以内に発見されて、抽出器運転が停止され则认为られるので、上記所要時間として 24 時間を想定する。

以上を基に、漏洩溶媒への着火確率を計算すると、 $2 \times 10^{-5}/\text{h}/\text{台} \times 29 \text{ 台} \times 24\text{h} = 0.014/$ 要求となる。但し、モータの電氣的な故障が火災や爆発の着火源とならないような構造上の対策が施されている場合、この発生確率はさらに小さくなると期待される。ここでは着火確率を丸め値として 0.01 と設定する。

(iii)HEPA フィルタの故障確率

HEPA フィルタの故障確率については沸騰で述べた通りなので省略する。

(iv)まとめ

以上をまとめると、放出イベントツリーのシーケンス 5 の発生頻度は $4 \times 10^{-6}/\text{yr}$ 、シーケンス 6 及び 7 のそれは各々 $3 \times 10^{-8}/\text{yr}$ 、 $5 \times 10^{-10}/\text{yr}$ となった。

(v)考察

放射性溶媒が漏洩して火災に至る、上記以外の潜在的シナリオは、(a)第2抽出器近傍での放射性溶媒漏洩、(b)Am/Cm 回収工程における各種抽出器での放射性溶媒漏

洩である。(a)の発生頻度は第1抽出器の評価と同じである。(b)については抽出工程と異なるセル内に配置していると考えられるため、着火源となる抽出器は Am/Cm 回収工程内の抽出器に限られる。このため、最大でも 68 台の抽出器の故障を考慮しておけば良い。これは着火確率を増大させるため、Am/Cm 回収工程内での着火確率は抽出工程と同様の考え方によって 0.03 と見積もれば良いであろう。

(3) 対象事象 3：溶媒洗浄工程の溶媒受槽での臨界事故

放出イベントツリーによれば、希ガス及びよう素の異常な放出の発生頻度は臨界事故の発生頻度のみで概算され、燃料核種の異常な放出頻度はこれに HEPA フィルタの故障確率を掛け合わせて概算される。臨界事故の発生頻度は 4.5 節で述べたように図 4.5.4 に示したイベントツリーのシーケンス 3 及び 5 の発生頻度の合計として見積もられる。

(i)第2抽出器での逆抽出不良

第2抽出器での逆抽出不良に至る原因事象は、(a)逆抽出のために供給する調整酸及びストリップ液の濃度等の成分調整失敗、(b)同調整酸及びストリップ液の流量低下/喪失、および(c)逆抽出器内2相混合不良に分類される。(a)については、運転員が関与するものと想定し、運転員の誤操作頻度としてアприオリに 0.01/yr の頻度で発生するものと仮定した。

(b)については、まず、液の供給方式を受動的な特性を用いた重力落下と想定する。この場合、配管の漏洩や閉塞が生じなければ、流量低下に至らない。したがって、溶媒の漏洩の検討で用いた配管の故障率 $8 \times 10^{-8}/h$ に年間操業日数 200 日を考慮して、流量低下の発生頻度を $4 \times 10^{-4}/yr$ と評価する。

(c)については、基本方針として単一の抽出器の故障では逆抽出不良にならない設計とする。すなわち、施設の運用においては、12 段中任意の 1 段で抽出器の故障が生じても運転を継続するものとし、2 段の故障が生じて初めて、逆抽出不良になるものと想定する。抽出器の故障率を電動ポンプの故障率 $2 \times 10^{-3}/h$ で代用することとし、キャンペーン（100 日）期間中に特定の 1 台の抽出器が故障する確率を 0.048 と評価する。特定の 2 台が故障する確率は 2.3×10^{-3} である。12 段中 2 段の組み合わせは、66 通り存在するので、任意の 2 台が 1 キャンペーン中に故障する確率は $66 \times 2.3 \times 10^{-3} = 0.15$ である。年間 2 回のキャンペーンがあるので、年間発生頻度は $2 \times 0.15 = 0.3/yr$ である。なお、この評価値が正しい場合、第2抽出器はいずれか 1 台が毎年 1 回の頻度で故障することを意味する。同じポンプでも国内軽水炉並の信頼度⁽⁴⁾を持つなら

ば、その故障率は上記値よりも一桁以上低減する。ここでは、2相混合不良発生頻度の保守的な値として 0.3/yr という値を採用する。

以上を基に(a)～(c)の合計発生頻度の丸め値として 0.3/yr を設定する。

(ii)逆抽出不良の検知（警報の発報）失敗

万一、逆抽出不良によって U/Pu が使用済溶媒受槽へ送液された場合には、少なくとも2台の中性子検出器からの信号を入力することにより警報を発報する設計とする。運転員はこの警報により逆抽出不良を検知した後、工程の運転及び送液を停止するものと想定する。なお、中性子検出器はキャンペーン（100日）毎に校正・試験されるものと想定する。この場合、検知失敗要因はヒューマンエラー（十分な時間余裕のもとでの認知失敗）、検出チャンネルの故障、及び同チャンネルの校正エラーである。これらの検知失敗要因を考慮した中性子計装1チャンネルの故障確率は文献(3)から約 3×10^{-3} と推定される。しかしながら、この値は毎月検査している場合のものであるので、キャンペーン（100日）単位での校正・試験では、 $(100/30) \times 3 \times 10^{-3} = 1 \times 10^{-2}$ となる。2チャンネルの独立故障確率は 1×10^{-4} であり、チャンネル間共通原因校正エラー確率 9×10^{-5} を加えると、約 2×10^{-4} となる。

(iii)運転員による使用済溶媒受槽への送液停止失敗

ここでは、少なくとも2人以上の運転員が存在すると考えて、一人の運転員が逆抽出不良の認知及び送液停止操作に失敗したとしても、残りの運転員のリカバリーに期待できるものとして送液停止失敗を評価する。実際問題として臨界防止上使用済溶媒受槽への送液を停止することは必要でないため異常の認知には十分な時間余裕があると判断して良い。その場合、単純な認知や運転停止操作のヒューマンエラー確率は高々0.01と考えられるので、保守的な概算値として0.01を想定する。同様に、リカバー失敗確率を0.1と仮定する。

(iv)使用済溶媒受槽での濃度管理/施錠管理による溶媒洗浄工程への送液阻止失敗

ここでは、運転員が使用済溶媒受槽内溶液の成分を分析して、異常が無いことを当直長へ報告し、当直長がその内容が妥当であることを確認した際に、下流への送液許可を下す（送液のための鍵を運転員へ渡す）という運用であると想定する。成分の分析方法を含めて分析結果を当直長が確認する運用にしておけば、故意の違反を想定しない限り、当直長によるダブルチェックが確実に行われる。この場合、運転員の分析（測定のみならず結果の判断を含む）失敗確率を0.01と仮定し、運転員とは全く立場の異なる当直長の確認（分析内容の判断を含む）失敗確率を同様に0.01

と仮定すれば、両者がともに失敗する確率は 1×10^{-4} と見積もられる。

(v) 臨界発生頻度のまとめ

以上をまとめると、逆抽出不良が生じて、それに気づかず、使用済溶媒受槽での濃度管理に失敗して下流へ送液する事象の発生頻度は、約 $3 \times 10^{-8}/\text{yr}$ であると推定される。

(vi) 考察

溶液系においてこの他の場所で考えられる同様の臨界事故の潜在的シナリオは、(a) 第1抽出器での抽出不良により U/Pu を含む溶液がそのまま同工程の高放射性廃液受槽へ送液され、その際に異常の発生に認知失敗した上で、同受槽内の濃度管理/施錠管理に失敗して下流の Am/Cm 回収工程へ送液する場合、(b) 晶析装置の温度管理失敗により U に加えて Pu が析出し、その際に異常の発生に認知失敗した上で、UNH 溶解槽内の濃度管理/施錠管理に失敗して下流の U 溶液貯槽へ送液する場合である。(a)については抽出器の段数が第2抽出器より多い17段であるため、抽出器1段の信頼度が同一であるならば、抽出不良の発生頻度が約2倍に増大するため臨界発生頻度は約 $6 \times 10^{-8}/\text{yr}$ と推定される。(b)における Pu 析出の原因である温度管理失敗は、温度計測1チャンネルの故障確率で近似的に表されと考えられる。文献(3)によれば、温度計測チャンネルの故障確率は中性子検出チャンネルのそれよりも小さいので、保守的な丸め値として $0.02/\text{yr}$ という発生頻度を仮定する。この場合、臨界発生頻度は約 $2 \times 10^{-9}/\text{yr}$ と推定される。いずれの臨界事故においても、希ガス及びよう素の推定発生量は変わらない。また、他の核種の放出については、より発生頻度の高い冷却機能喪失事象の中で考慮されるため、臨界事故で取って考慮する必要はない。

4.8 まとめ

(1)放射性物質放出リスクの概算結果

前節までの検討結果を基に3種類の代表的な事象について、対象範囲を再処理施設及び燃料製造施設の溶液系全体に拡大してリスクの算定を行った。

まず、沸騰については、再処理施設及び燃料製造施設の溶液系全てにおいて冷却機能喪失により同時に沸騰が生じて沸騰蒸気が VOG 系に流れていく場合の施設外への放射性物質放出量を算定した。沸騰の原因となる冷却系及び放射性物質の閉じ込め設備は HAW 濃縮液貯槽と同一であるため事象シーケンスの発生頻度並びに放射性物質の移行率及び透過率は HAW 濃縮液貯槽での沸騰の場合と同じである。異なるのは最初に存在する放射能インベントリだけである。算定の結果を表 4.8.1 及び図 4.8.1 に「沸騰」としてまとめた。なお、溶解槽での沸騰については、放射性物質の放出経路が他と異なるため、後述する。

次に、溶媒火災については、冷却系機能喪失と異なって共通の設備故障によって発生するのではないから、基本的には、互いに独立な発生箇所別にリスクを計算して図にプロットすべきである。しかし、ここでは煩雑さをさけるため、できる限りまとめてリスクを算定することとした。4.7 節で述べたように発生頻度が抽出工程と Am/Cm (MA) 回収工程の2種類にまとめられる。このため、放射能インベントリを工程毎に集計して放出放射能を算定した。これは、工程内では必ず同時に漏洩火災が発生するものと見なしていることに等しい。算定結果を表 4.8.1 及び図 4.8.1 に「溶媒火災」としてまとめた。

臨界については、晶析工程、溶媒洗浄工程、及び Am/Cm 回収工程の3カ所で同様の事故の潜在的可能性があることをこれまでに述べたが、臨界事故時の放出放射能の規模はいずれも同じと判断されるので、上記火災の場合と同様に煩雑さをさける観点から、臨界事故というまとまりに対してリスクを算定することとした。具体的には、3カ所での事象発生頻度の合計値を臨界事故の発生頻度として算定し、算定結果を表 4.8.1 及び図 4.8.1 に「臨界」としてまとめた。

(2)リスク低減のための空間分離

沸騰と漏洩火災とを比較すると、放出放射能値と発生頻度の積で表されるリスクは沸騰の方が大きい。火災の方が沸騰よりも気相への放射性物質の移行率を高く想定しているにもかかわらず、このような傾向になった理由は、放射性物質を同伴する可燃物の内在量（放射能）が沸騰の可能性の高い液体放射性物質の量（放射能）よ

り著しく少ないこと、加えて発生頻度が一桁程度漏洩火災の方が小さいからである。特に前者の理由が常に成立するために、槽類の同時破損を想定しても、大量の放射性物質を内包する HAW 濃縮液貯槽と火災要因となる溶媒とが互いに混入しないように、これらの機器を異なるセル内に配置する等の空間的な分離を徹底することが重要である。

(3) リスク低減のための閉じ込め設計

冷却系機能喪失や臨界による異常な発熱に起因する沸騰が閉じ込め機能を脅かす因子は、HEPA フィルタ及びよう素吸着器への大量の湿分の供給である。また、火災が閉じ込め機能を脅かす因子は、HEPA フィルタへの高温・高圧の流体の供給である。図 4.8.1 に示すようにリスクを小さく維持するためには、排気系の閉じ込め機能が維持されていることが前提であり、そのためには、建家排気系における他の部屋からの排気との合流またはセル排気系における他セルからの排気との合流による排気の混合冷却及び圧力上昇抑制効果が十分得られるような設計とすることが重要である。なお、負圧のレベルを多重（例えば、機器、セル、建屋の 3 重）にすることは、図 4.8.1 に示すようにリスクを小さく維持することには直接的には寄与していない。

(4) 冷却系の信頼度

本検討における冷却機能喪失発生頻度の概算結果は、 10^{-5} /年～ 10^{-4} /年である。この数値はあくまでも概算であり、設計を固めた後に系統構成機器の信頼性データを設定して詳細な解析を行えば、1 桁以上数値が変わることは十分にあり得る。このため、この数値について十分小さいかどうかを判断することにはあまり意味がない。

安全設計上重要なことを整理しておく。動的機器（ポンプ、ファン）については、たとえ 4 重の冗長性があっても、全て同一仕様品であれば、共通原因故障の潜在的な可能性を無視できないことから、本検討で示した発生頻度よりも著しく小さな値に低減することは困難である。

上述の閉じ込め機能維持のための排気系の設計にも関連するが、図 4.8.1 に示すようなリスクレベルの算定の前提には、冷却機能が完全に喪失した場合でも、「短時間」に冷却機能が回復することが要求されている。この「短時間」の値は、全ての HEPA フィルタが沸騰や火災によって従属的に破損するまでの時間を見積もらねば示されない。重要なのは、「短時間」の絶対値でなく、冷却機能回復に必要な所要時間との相対関係である。このため、リスク維持のためには、要求される回復時間を設備設計との関係の中で検討した上で、故障機器の修復活動及びアクシデントマネジメントを含めた事故後の対応措置の方針を整理しておく必要がある。

(5)溶解槽での沸騰

溶解工程のオフガスは溶解オフガス（DOG）系で処理される設計となっており、現時点では溶解オフガス系の排気は直接主排気筒へ接続される可能性が高い。その場合、建屋排気系の HEPA フィルタによる除染に期待できないため、溶解槽内の溶液の全量が沸騰により蒸発すれば、溶解槽単基当たり約 $8 \times 10^{10} \text{Bq}$ の α 放射能と約 $3 \times 10^{12} \text{Bq}$ の $\beta \gamma$ 放射能が施設外へ放出される可能性がある。ただし、HAW 濃縮液貯槽と比較して発熱密度が低く、溶解槽の冷却コイルへの冷却水の供給が無くても、沸騰に至らない可能性もある。すなわち、溶解槽の表面からの自然放散熱のみで槽内温度を沸点以下に維持できるような設計が可能か否かを検討するのが重要であろう。

(6)もんじゅの仮想事故との比較

溶液系での沸騰及び溶媒火災により施設外へ放出される α 放射能は、 10^{-7} /年以下の発生頻度領域でもんじゅの仮想事故で想定されるプルトニウムの放出放射能を越える可能性がある。

溶液系での沸騰により施設外へ放出される不揮発性の $\beta \gamma$ 放射能は、 10^{-6} /年以下の発生頻度領域でもんじゅの仮想事故で想定されるプルトニウムの放出放射能を越える可能性がある。なお、同 $\beta \gamma$ 放射能のうちプルトニウムの割合は 4.2 節で述べた通り約 10% である。このため、プルトニウムの $\beta \gamma$ 放射能のみをもんじゅ仮想事故の値と比較するならば、同値を超えるのは 10^{-7} /年以下の発生頻度領域となる。

臨界により施設外へ放出される希ガスの放射能は、もんじゅの仮想事故で想定される希ガスの放出放射能よりわずかに小さく、しかも、その発生頻度は 10^{-7} /年程度である。また、臨界により施設外へ放出されるよう素の放射能は、もんじゅの仮想事故で想定されるよう素の放出放射能よりわずかに大きい、その発生頻度は 10^{-7} /年程度である。

(7)臨界安全

既に 4.5 節の(4)及び 4.7 節の(3)で述べたように、臨界事故の発生に至る支配的なシーケンスはヒューマンエラーが大きく寄与している。逆に言えば、臨界を防止する（その発生確率を十分低く抑える）ためには、設計のみならず、異常時における手動停止操作や濃度管理・施設管理に表されるように人及び組織に依存するところが大きいと言える。

機器の信頼性に比べて、人間の信頼性は、当該組織をとりまく人間社会の環境条件（例えば経済情勢）の影響を受けやすい。このため、より確実に安定した信頼性を確保するためには、運転性を低下させない範囲で、燃料核種が施設管理している槽へ混入した場合にそれを自動検知して開錠を阻止するインタロックの設置や異常時対応の自動化（例：手動停止から自動停止へ）を検討する余地がある。

(8) 多重の階層構造として負圧水準の設定の必要性

(i) 通常時においては、放射性ガスや同エアロゾルの拡散による施設内汚染を局域化するために必要である。ここで、多重の負圧水準を設けないことにより汚染が拡大する場合の影響として次の3つが考えられる。

(a) 汚染物質が増大するため、2次的な放射性廃棄物を増大させる。

(b) 運転員の立ち入る場所では、運転員の被ばくを増大させる。このため、運転性へ悪影響を及ぼすとともに、運転員に頼った安全操作に期待できなくなる潜在的可能性を有する。

(c) 機器交換や修理に関係する場所では、保守性への悪影響を及ぼす。

これら3つの影響は、運転員・保守員のストレスを増大させるため、間接的にヒューマンエラーの可能性を押し上げる。

(ii) 異常時においては、一般公衆の被ばく低減に対しては地上放散を防止するために排気筒へ導く気流制御が最低必要である。さらに、異常な放射性物質の施設外放出が生じた場合に、事象を終息させるためには運転員や保守員の活動が不可欠なので、異常時の対応として運転員や保守員が立ち入る場所の放射能汚染を防止するために最低限必要な多重の階層構造を設けることが不可欠である。

(9) 今後の課題

原子力発電所と共通課題である燃料集合体の貯蔵及び取り扱いに関するリスクについては、他の課題との優先順位付けを行った上で取り組むこととする。立地場所依存性の強い地震リスクについては、想定すべき地震ハザードが決定されねば評価ができない。しかし、湿式燃料サイクル施設に特有の放射性物質放出シナリオは、本検討で摘出されたので、これを基に、地震時のシナリオを検討することは可能である。他の課題との優先順位付けを行った上で取り組むこととする。

当面の優先課題は、まず、放射性物質放出時の一般公衆への健康影響リスクの把握および、乾式燃料サイクルシステムにおける放射性物質放出口リスクのプロファイルの把握である。

4.9 参考文献

- (1) 田中博、川村文雄、掛樋勲、他、「再処理システム技術検討書－実用化戦略調査研究（フェーズⅠ）成果報告－」、JNC TY9400 2001-014、2001 年 4 月
- (2) 河野秀作、田中健哉、小野清、他、「燃料製造システムの技術検討書－実用化戦略調査研究フェーズⅠ成果報告－」、JNC TY9400 2001-023、2001 年 7 月
- (3) 日置一雅、栗坂健一、三原隆嗣、「大型高速炉のレベル－1 PSA 概括評価」、PNC TN9410 93-134、1993 年 5 月
- (4) 財団法人 原子力安全研究協会、「PSA 用故障率データに関する調査」、平成 9 年 3 月
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書」、昭和 55 年 12 月（昭和 60 年 2 月変更）
- (6) 中村博文、久江正、高江秋義、他、「東海再処理施設の事故の発生防止策の検討」、JNC TN8410 99-004、1999 年 2 月

表4.1.1 検討対象工程及び設備並びに放射能算定結果の一覧(1/2)

主工程名称	設備番号	設備名称	機器番号	機器名称	放射能インベントリ			放射性物質の特徴					番号
					$\alpha + \beta \gamma$ (Bq)	α (Bq)	$\beta \gamma$ (Bq)	気体	液体	固体	塊	揮発性	
受入・貯蔵	C10	使用済み燃料一時貯蔵設備	C10V32	燃料一時貯蔵ビット	1.09E+19	2.62E+17	9.33E+18				○		1
	C14	受入・燃料貯蔵設備	C14V04	燃料一時貯蔵ビット	7.74E+17	1.85E+16	6.60E+17				○		2
解体・剪断	C21	解体設備	C21W10	解体機	1.26E+16	3.04E+14	1.08E+16				○	○	3
	C32	せん断設備	C32W10	せん断機	1.13E+16	3.04E+14	1.08E+16			○	○	○	4
溶解	C42	溶解設備	C42W10	燃料投入装置	5.10E+14	1.36E+13	4.86E+14			○	○	○	5
			C42W11	燃料投入装置	5.10E+14	1.36E+13	4.86E+14			○	○	○	6
			C42W12	溶解槽	2.88E+15	7.92E+13	2.80E+15		○	○		○	7
			C42W13	溶解槽	2.88E+15	7.92E+13	2.80E+15		○	○		○	8
			C42W14	ハル取出装置	1.26E+14						○		9
			C42W15	ハル取出装置	1.26E+14						○		10
			C42V16	気液分離槽	3.10E+14	8.52E+12	3.01E+14		○	○		○	11
			C42V17	気液分離槽	3.10E+14	8.52E+12	3.01E+14		○	○		○	12
			C42W18	ハル排出装置	1.26E+14						○		13
			C42W19	ハル排出装置	1.26E+14						○		14
			C42V20	よう素抽出槽	3.10E+15	8.52E+13	3.01E+15		○	○		○	15
			C42V30	溶解液受槽	7.15E+15	1.97E+14	6.96E+15		○	○			16
			C42V80	洗浄液受槽					○				17
			C42V90	ハル洗浄器	1.26E+14						○		18
			C42V91	ハル洗浄器	1.26E+14						○		19
			C42V40	凝縮器	5.29E+10		5.29E+10	○					20
清澄・調整	C43	清澄設備	C43W10	清澄機	1.24E+15	3.41E+13	1.21E+15		○	○			21
			C43V20	清澄液受槽	2.21E+16	6.33E+14	2.15E+16		○				22
			C43V30	スラリー受槽	7.16E+14	5.71E+11	7.16E+14		○	○			23
			C43F40	フィルタ	6.40E+14	5.11E+11	6.40E+14			○			24
品析	C46	品析設備	C51V10	調整槽	2.09E+16	5.99E+14	2.03E+16		○				25
			C46V11	調整液受槽	4.96E+16	1.42E+15	4.81E+16		○				26
			C46V12	晶析装置	1.98E+15	5.67E+13	1.93E+15		○	○			27
			C46F13	結晶分離機	1.68E+12	4.83E+10	1.63E+12			○			28
			C46V14	母液受槽	2.48E+16	7.09E+14	2.41E+16		○				29
			C46V15	UNH溶解槽(1)	1.68E+14	4.81E+12	1.63E+14		○	○			30
			C46V16	UNH溶解槽(2)	1.68E+14	4.81E+12	1.63E+14		○	○			31
			C52V10	調整槽	2.48E+16	7.09E+14	2.41E+16		○				32
抽出	C52	抽出設備	C52V11	給液槽	2.48E+16	7.09E+14	2.41E+16		○				33
			C52V30	高放射性廃液受槽	5.85E+15	5.12E+13	5.80E+15		○				34
			C52V31	高放射性廃液受槽	5.85E+15	5.12E+13	5.80E+15		○				35
			C52W20	第1希釈剤洗浄器	4.68E+14	4.09E+12	4.64E+14		○				36
			C52W21	第1抽出器	3.37E+15	9.65E+13	3.27E+15		○				37
			C52W22	第2希釈剤洗浄器	9.45E+13	7.00E+12	8.75E+13		○				38
			C52W23	第2抽出器	3.43E+14	2.64E+13	3.18E+14		○				39
			C52V40	U-Pu溶液受槽	2.66E+15	1.97E+14	2.46E+15		○				40
			C52V41	U-Pu溶液受槽	2.66E+15	1.97E+14	2.46E+15		○				41
			C52V50	使用済溶液受槽					○				42
			C52V51	使用済溶液受槽					○				43
			E61V10	高放射性廃液受槽	1.48E+16	1.29E+14	1.47E+16		○				44
			E61V11	調整槽	1.29E+16	1.13E+14	1.28E+16		○				45
			E61V12	供給槽	1.29E+16	1.13E+14	1.28E+16		○				46
			E61W20	希釈剤洗浄器	2.00E+14	1.03E+07	2.00E+14		○				47
Am/Ce回収	E61	MA回収設備 (SEFICS法)	E61W21	抽出・洗浄器	1.66E+15	1.45E+13	1.64E+15		○				48
			E61V22	抽出液液中間受槽	8.11E+15	4.19E+08	8.11E+15		○				49
			E61V23	抽出液液中間受槽	8.11E+15	4.19E+08	8.11E+15		○				50
			E61V24	シュウ酸電解槽	8.11E+15	4.19E+08	8.11E+15		○				51
			E61V25	抽出液液受槽	8.11E+15	4.19E+08	8.11E+15		○				52
			E61W30	希釈剤洗浄器	5.00E+10		5.00E+10		○				53
			E61W31	硝酸逆抽出器	1.87E+14	4.67E+12	1.82E+14		○				54
			E61V32	硝酸逆抽出液中間受槽	6.25E+12		6.25E+12		○				55
			E61V33	硝酸逆抽出液中間受槽	6.25E+12		6.25E+12		○				56
			E61V34	HAN電解槽	6.25E+12		6.25E+12		○				57
			E61V35	硝酸逆抽出液受槽	6.25E+12		6.25E+12		○				58
			E61W40	希釈剤洗浄器	1.25E+13	1.02E+12	1.16E+13		○				59
			E61W41	Am, Ce逆抽出器	1.94E+14	4.76E+12	1.90E+14		○				60
			E61V42	Am, Ce逆抽出液受槽	1.36E+15	1.10E+14	1.25E+15		○				61
			E61V43	Am, Ce逆抽出液受槽	1.36E+15	1.10E+14	1.25E+15		○				62
			E61W50	希釈剤洗浄器	4.56E+13	3.63E+03	4.56E+13		○				63
			E61W51	RE逆抽出器	9.28E+13	7.06E+03	9.28E+13		○				64
			E61V52	RE逆抽出液受槽	3.14E+15	2.43E+05	3.14E+15		○				65
			E61V53	RE逆抽出液受槽	3.14E+15	2.43E+05	3.14E+15		○				66
			E61V91	計量槽	1.13E+16	4.24E+08	1.13E+16		○				67
			E61V92	計量槽	6.28E+12		6.28E+12		○				68
			E61V60	供給液調整槽	1.40E+15	1.13E+14	1.29E+15		○				69
			E61V61	Am, Ce製品供給槽	1.40E+15	1.13E+14	1.29E+15		○				70
			E61W70	希釈剤洗浄器					○				71
			E61W71	Am, Ce製品抽出・洗浄器	4.95E+13	3.99E+12	4.55E+13		○				72
			E61V72	抽出液液中間受槽					○				73
			E61V73	抽出液液中間受槽					○				74
			E61V74	HAN, DTPA電解槽					○				75
			E61V75	抽出液液受槽					○				76
			E61W80	希釈剤洗浄器	1.51E+14	1.22E+13	1.39E+14		○				77
			E61W81	Am, Ce製品逆抽出器	3.02E+14	2.44E+13	2.78E+14		○				78
			E61V82	Am, Ce製品溶液受槽	4.10E+16	3.31E+15	3.77E+16		○				79
			E61V83	Am, Ce製品溶液受槽	4.10E+16	3.31E+15	3.77E+16		○				80

表4.1.1 検討対象工程及び設備並びに放射能算定結果の一覧(2/2)

主工程名称	設備番号	設備名称	機器番号	機器名称	放射能インベントリ			放射性物質の特徴					番号
					$\alpha + \beta \gamma$ (Bq)	α (Bq)	$\beta \gamma$ (Bq)	気体	液体	固体 粉末 塊	揮発性		
製品濃縮	C58	Pu濃縮設備	C58V12	Pu溶液供給槽	3.29E+15	2.59E+14	3.03E+15		○				81
			C58V13	Pu溶液濃縮槽	1.98E+15	1.56E+14	1.82E+15		○			82	
			C58V15	濃縮液受槽	1.89E+16	1.48E+15	1.74E+16		○			83	
			C58V16	計量槽	1.89E+16	1.48E+15	1.74E+16		○			84	
	C59	富化度調整設備	C58V11	Pu溶液貯槽	5.50E+16	4.33E+15	5.07E+16		○				85
			C58V12	Pu溶液貯槽	5.50E+16	4.33E+15	5.07E+16		○			86	
			C59V13	U溶液貯槽	1.12E+15	3.22E+13	1.09E+15		○			87	
			C59V14	U溶液貯槽	1.12E+15	3.22E+13	1.09E+15		○			88	
			C59V15	Pu溶液供給槽	1.89E+16	1.48E+15	1.74E+16		○			89	
			C59V16	U溶液供給槽	1.10E+14	3.16E+12	1.07E+14		○			90	
			C59V19	調整液受槽	9.64E+15	7.54E+14	8.89E+15		○			91	
			C59V20	調整液受槽	8.29E+15	6.52E+14	7.64E+15		○			92	
オフガス設備	C44	SO ₂ /DO ₂ 処理設備	C44F31, F32	ヨウ素吸着塔	3.02E+11		3.02E+11				○	93	
	C45	VOG処理設備	C45F31, F32	ヨウ素吸着塔	1.51E+10		1.51E+10				○	94	
			C45F33, F34	ヨウ素吸着塔	1.51E+10		1.51E+10				○	95	
液体廃棄物処理	C64	高放射性廃液濃縮設備	C64V11	HAW中間貯槽	6.60E+16	2.40E+09	6.60E+16		○				96
			C64V12	HAW蒸発器	7.96E+17	2.89E+10	7.96E+17		○			97	
			C64V15	HAW濃縮液貯槽	1.32E+18	4.79E+10	1.32E+18		○			98	
			C64V16	HAW濃縮液計量槽	7.54E+16	2.74E+09	7.54E+16		○			99	
	C66	ガラス固化設備	C66V01	高放射性濃縮液受槽	7.54E+16	2.74E+09	7.54E+16		○				100
			C66V02	高放射性濃縮液供給槽	3.77E+16	1.37E+09	3.77E+16		○			101	
			C66V04	ガラス溶融炉	9.43E+16	3.42E+09	9.43E+16					102	
			C68	高放射性固体廃棄物処理設備	C68M20	ハル受入・計量装置	6.71E+14						○
炉心燃料製造	F10	原料受入設備	F10V31	U/Pu溶液供給槽A	5.98E+16	4.68E+15	5.51E+16		○				104
			F10V32	U/Pu溶液供給槽B	5.98E+16	4.68E+15	5.51E+16		○			105	
			F10V51	U/Pu溶液供給槽C	5.25E+16	4.13E+15	4.84E+16		○			106	
			F10V52	U/Pu溶液供給槽D	5.25E+16	4.13E+15	4.84E+16		○			107	
			F13M51	脱硝装置G	4.41E+13	3.47E+12	4.07E+13		○	○		108	
	F13	U/Pu脱硝設備	F13M52	脱硝装置H	4.41E+13	3.47E+12	4.07E+13		○	○		109	
			F13M53	粗砕装置G	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		110	
			F13M54	粗砕装置H	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		111	
	F16	焙焼・還元設備	F16X51	焙焼炉G	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		112	
			F16X52	焙焼炉H	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		113	
			F16X53	還元炉G	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		114	
			F16X54	還元炉H	1.75E+14	1.37E+13	1.61E+14			○		115	
	F31	成形設備	F31M51	成形プレスE	3.80E+14	2.99E+13	3.50E+14			○	○	116	
	F32	ペレット貯蔵設備	F32X21	ペレット搬送・貯蔵装置	6.66E+17	5.15E+16	6.04E+17				○	117	
	F33	焼結設備	F33X51	焼結炉E	6.12E+15	4.81E+14	5.64E+15				○	118	
	F34	研削設備	F34M51	研削機E	4.07E+14	3.20E+13	3.75E+14			○	○	119	
	F35	ペレット検査設備	F35X51	寸法・密度検査装置E	1.75E+13	1.37E+12	1.61E+13				○		120
			F35X52	外観検査装置E	2.84E+14	2.23E+13	2.62E+14				○		121
			F36M51	スタック調整装置C1	2.63E+14	2.05E+13	2.42E+14				○		122
	F36	スタック調整設備	F36X52	スタック調整装置C2	2.63E+14	2.05E+13	2.42E+14				○		123
			F41M51	ペレット挿入装置C1	3.42E+14	2.67E+13	3.15E+14				○		124
	F41	燃料要素組立設備	F41M52	ペレット挿入装置C2	3.42E+14	2.67E+13	3.15E+14				○		125
	F42	燃料棒貯蔵設備	F42X21	燃料要素搬送・貯蔵装置	2.26E+17	1.77E+16	2.09E+17				○		126
	F43	燃料要素検査設備	F43X51	汚染度検査装置C	3.42E+14	2.67E+13	3.15E+14				○		127
			F43X52	ヘリウムリーク検査装置C	3.42E+14	2.67E+13	3.15E+14				○		128
			F43X53	X線検査装置C	3.42E+14	2.67E+13	3.15E+14				○		129
			F43X54	γスキャン検査装置C1	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		130
			F43X55	γスキャン検査装置C2	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		131
	F44	ワイヤー巻付・総合検査設備	F44M51	ワイヤー巻付装置C1	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		132
			F44M52	ワイヤー巻付装置C2	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		133
			F44X51	洗浄装置C	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		134
			F44X52	総合検査装置C	1.42E+13	1.10E+12	1.31E+13				○		135
	F51	燃料集合体組立・検査設備	F51M21	燃料集合体組立装置	3.40E+15	2.65E+14	3.13E+15				○		136
			F51X21	燃料集合体検査装置	3.40E+15	2.65E+14	3.13E+15				○		137
	F70	燃料抽出設備	F70V02	燃料一時貯蔵ビット	2.86E+17	2.23E+16	2.64E+17				○		138
	F71	製品集合体一時貯蔵設備	F71V02	燃料集合体一時貯蔵ビット	3.01E+18	2.35E+17	2.77E+18				○		139
余剰Pu燃料製造	F10	原料受入	F10V61	余剰Pu溶液供給槽A	4.40E+16	3.46E+15	4.05E+16		○				140
			F10V62	余剰Pu溶液供給槽B	4.40E+16	3.46E+15	4.05E+16		○			141	
	F16	U/Pu脱硝設備	F13M51	脱硝装置I	2.46E+13	1.92E+12	2.27E+13			○	○		142
			F13M52	粗砕装置I	9.82E+13	7.74E+12	9.14E+13				○		143
再処理施設の合計					1.48E+19	3.09E+17	1.30E+19						
燃料製造施設の合計(余剰Pu燃料製造含む)					4.51E+18	3.62E+17	4.16E+18						
合計					1.93E+19	6.62E+17	1.72E+19						

注(1) 放射能インベントリのうち、 α 及び $\beta \gamma$ の値には構造材のインベントリを含まない。

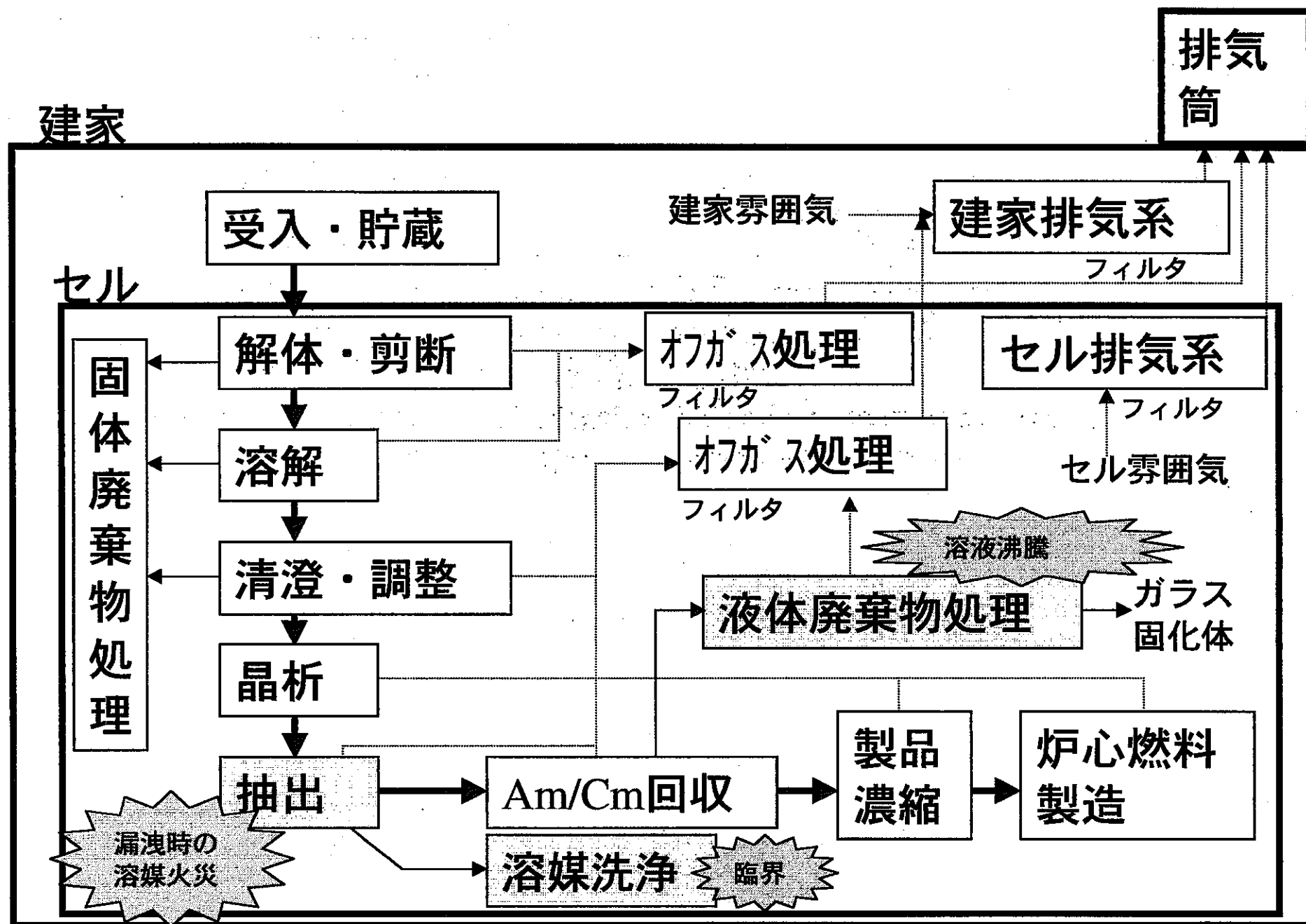


図4.4.1 湿式燃料サイクル施設の代表的ハザード

貯槽冷却機能喪失	HAW濃縮液沸騰前に故障復旧	洗浄塔での蒸気凝縮	凝縮器内保有水による蒸気凝縮	デミスタの熱容量による蒸気凝縮	槽類ガスを系HEPAフィルタによる除染	建屋排気系と合流による凝縮	建屋換気系HEPAフィルタによる除染	シーケンス	発生頻度(/yr)	放出放射能(Bq)
								1	ϵ	
								2	ϵ	
								3	ϵ	
								4	ϵ	
								5	ϵ	
								6	5E-05	1.3E+10
								7	4E-07	1.3E+12
								8	6E-09	1.3E+15

※1：大部分の蒸気が凝縮されてダクトへ付着するため、フィルタ破損までに故障復旧が達成されると想定。

※2：Pは分岐確率を表す。

※3：貯槽冷却機能喪失発生頻度として5E-5/yrを想定。

図4.5.1 HAW濃縮液貯槽冷却機能喪失時の放出イベントツリー

※1：他のセル排気との合流、ヘッダの設置、風量、ダクト口径の増加等の要因によって十分降温・減圧が可能と想定。
 ※2：Pは分岐確率を表す。
 ※3：溶媒漏洩の発生頻度として4E-4/yrを想定。

図4.5.2 第1抽出器における漏洩溶媒火災の放出イベントツリー

溶媒受槽で 臨界発生	受槽内 溶媒 沸騰前に 未臨界 達成	洗浄塔で の 蒸気 凝縮	凝縮器 による 蒸気凝縮	デミスタ の 熱容量 による 蒸気凝縮	槽類 わが系 HEPAフィル による 除染	建屋排気系 で 他の排気と 合流による 冷却凝縮	建屋換気系 HEPAフィルに よる除染	シー ケンス	発生 頻度 (/yr)	放出 放射能 (Bq) よう素	放出 放射能 (Bq) 希ガス
3E-08 /yr 早期未臨界達成。沸騰終了 P= 1 早期未臨界達成は設計上困難なため期待せず 洗浄塔で沸騰蒸気を凝縮 P= 1 冷却能力不足期待せず 部分的な蒸気凝縮によりフィルタ破損を遅延させる間に未臨界を達成 P= 1 デミスタ温度上昇前に未臨界達成 P= 1 成功：フィルタ破損前に未臨界達成 DF=10000 P= 1E+00 フィルタ2段健全 DF=100000 P= 7E-03 1段ランダム故障 DF=1000 P= 1.3E-04 2段ランダム故障 DF=1 成功※1 湿分蓄積のため、 よう素吸着器及び フィルタは破損								1	ϵ		
								2	ϵ		
								3	ϵ		
								4	ϵ		
								5	ϵ	2.3E+13	4.2E+15
								6	3E-08	2.3E+14	4.2E+15
								7	2E-10	2.3E+14	4.2E+15
								8	4E-12	2.3E+14	4.2E+15

※1：大部分の蒸気が凝縮されてダクトへ付着するため、フィルタ破損までに未臨界が達成されると想定。

※2：Pは分岐確率を表す。

※3：逆抽出不良、濃度管理失敗及び施設管理失敗の発生頻度として1E-6/yrを想定。

※4：全核分裂数を 10^{19} とした。

図4.5.3 溶媒受槽での臨界事故時の放出イベントツリー

第2抽出器 での 逆抽出不良※1	逆抽出不良の検知 (警報の発報) ※2	運転員による 使用済溶媒受槽 V50/V51 への送液停止※3	使用済溶媒受槽V50/V51での 濃度管理/施錠管理による 溶媒洗浄工程への送液阻止 ※4	シーケンス	状態	発生頻度 (/yr)
3E-01 /yr	P= 1.0E+00 成功	P= 1.0E+00 成功	P= 1.0E+00 成功	1	臨界防止	3.0E-01
		P= 1.0E+00 成功	P= 1.0E+00 成功	2	臨界防止	3.0E-04
		P= 1.0E-03 失敗	P= 1.0E-04 失敗	3	臨界発生※6	3.0E-08
		P= 2.0E-04 失敗	P= 1.0E+00 成功	4	臨界防止	6.0E-05
			P= 1.0E-04 失敗	5	臨界発生※6	6.0E-09
		P= 1.0E+00 成功	P= 1.0E+00 成功			
			P= 1.0E+00 成功			
			P= 1.0E-03 失敗			
			P= 1.0E-04 失敗			
			P= 1.0E-04 失敗			

※1：調整酸及びストリップ液の流量減少、同液の成分調整失敗、逆抽出器内2相混合不良

※2：2台以上の中性子検出器による異常検出を想定

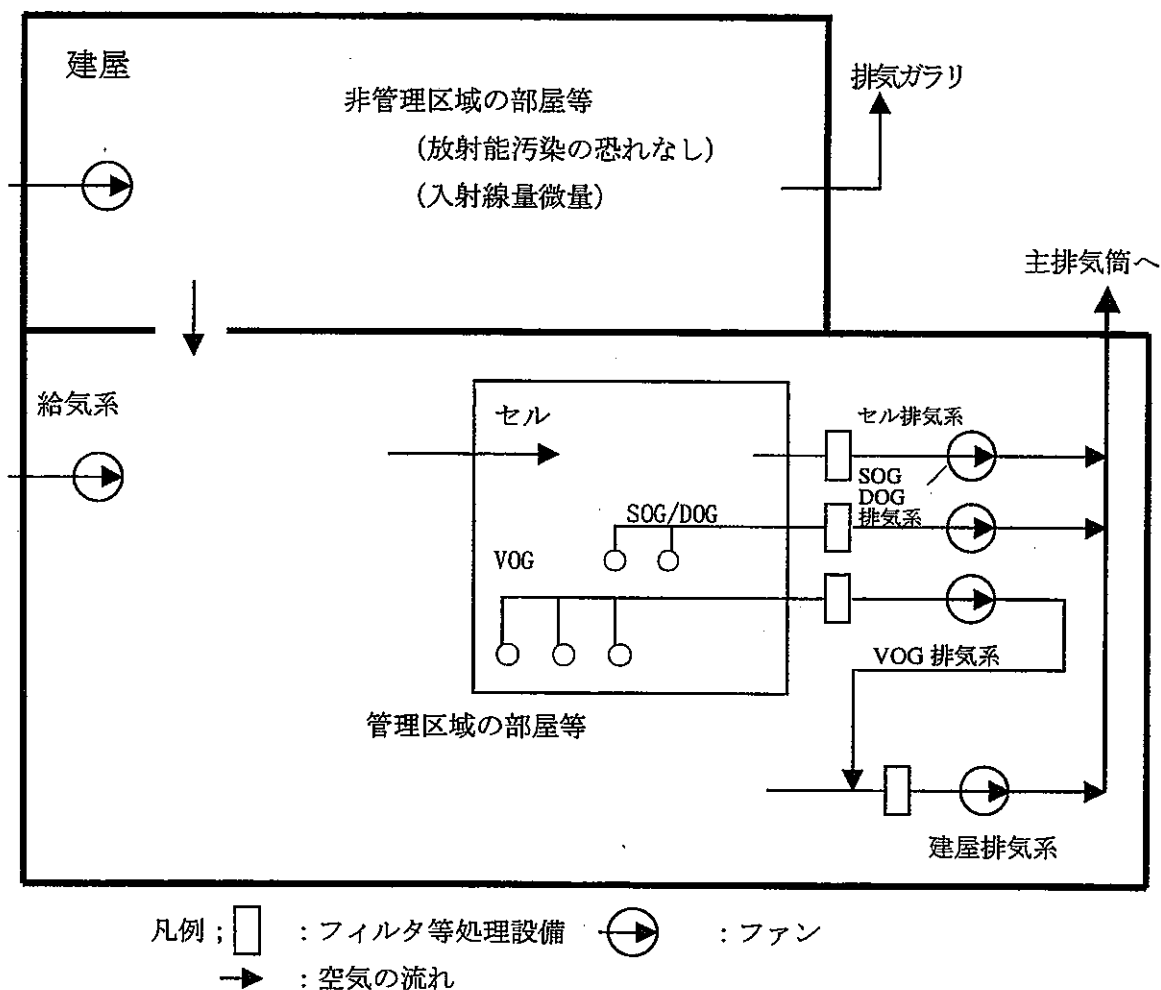
※3：2人以上の運転員による警報認知及び操作を期待

※4：運転員と当直長による2重のチェックに期待、送液開始のために開錠が必要と想定

※5：Pは分岐確率を表す。

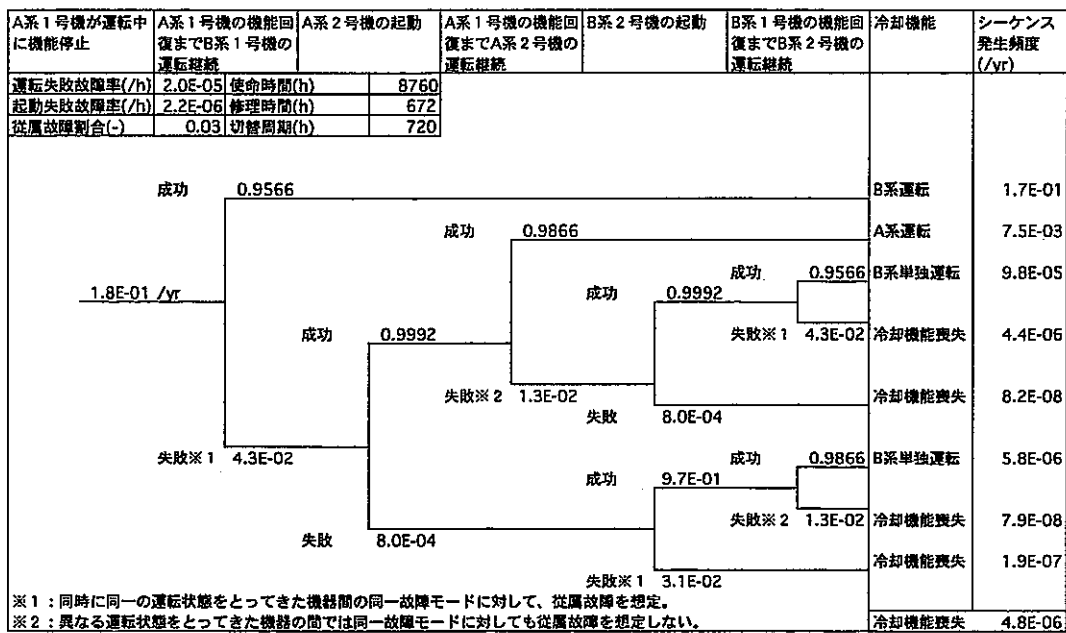
※6：必ず臨界になるという意味でない。核分裂性核種の濃度と量によっては臨界の可能性あり。

図4.5.4 溶媒洗浄工程の使用済溶媒受槽での臨界事故イベントツリー

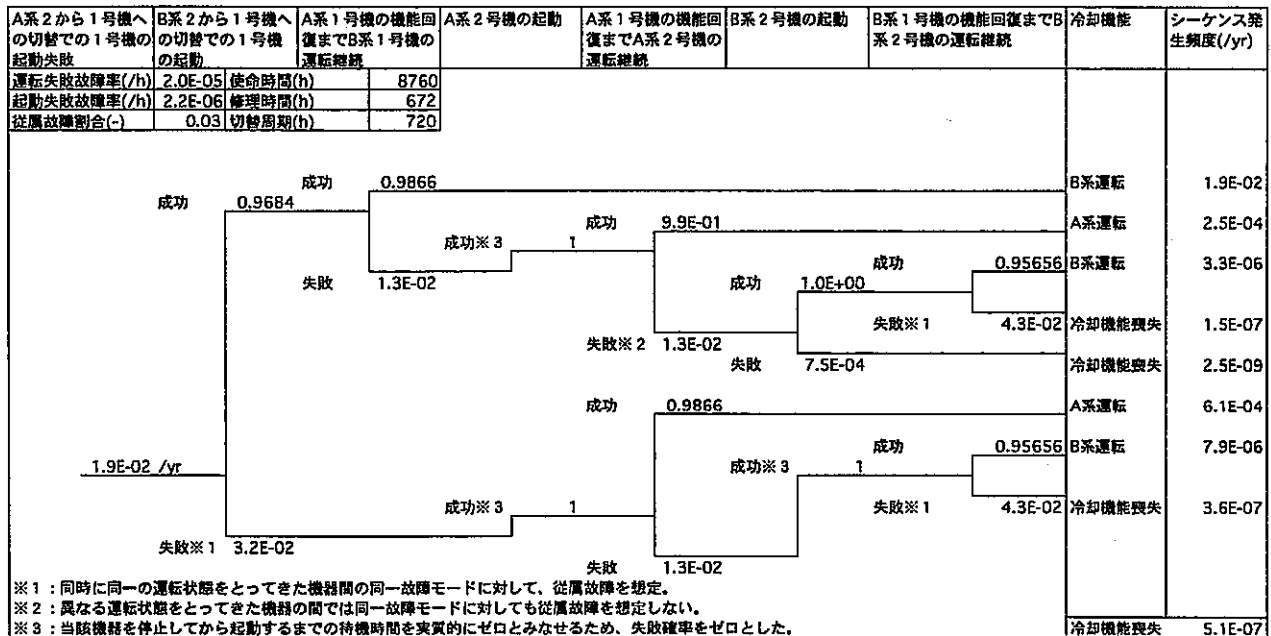


- ・上記建屋内の換気系（給気系／排気系）は、VOG 及び SOG/DOG を除けば全て、建屋換気系である。
- ・レッド系の部屋（放射能イベントリ大の機器を収納している部屋）すなわちセルからの排気系（セル排気系と称す）も建屋換気系の一部である。
- ・セル内で、放射性物質が漏洩する事象を想定した場合、放射性物質を含むセル内空気はセル排気系に導かれ、排気系フィルタで浄化された後に主排気筒から排出される。従って、この場合には、関連する換気系をセル排気系と特定して呼称した。
- ・VOG の排気は、同系統内の洗浄塔、HEPA フィルタで独自に浄化处理している。セル排気系で処理している訳ではない。なお、上記図では、VOG の最下流を建屋排気系のフィルタ上流に接続しているが、設計では未定である（設計方針に依存する）。
- ・SOG/DOG の排気は、他系統の汚染を防止するため単独で排気筒に接続している。

図 4.5.5 建屋換気系，セル換気系，槽類オフガス系（VOG），せん断/溶解オフガス系（SOG/DOG）の関係図

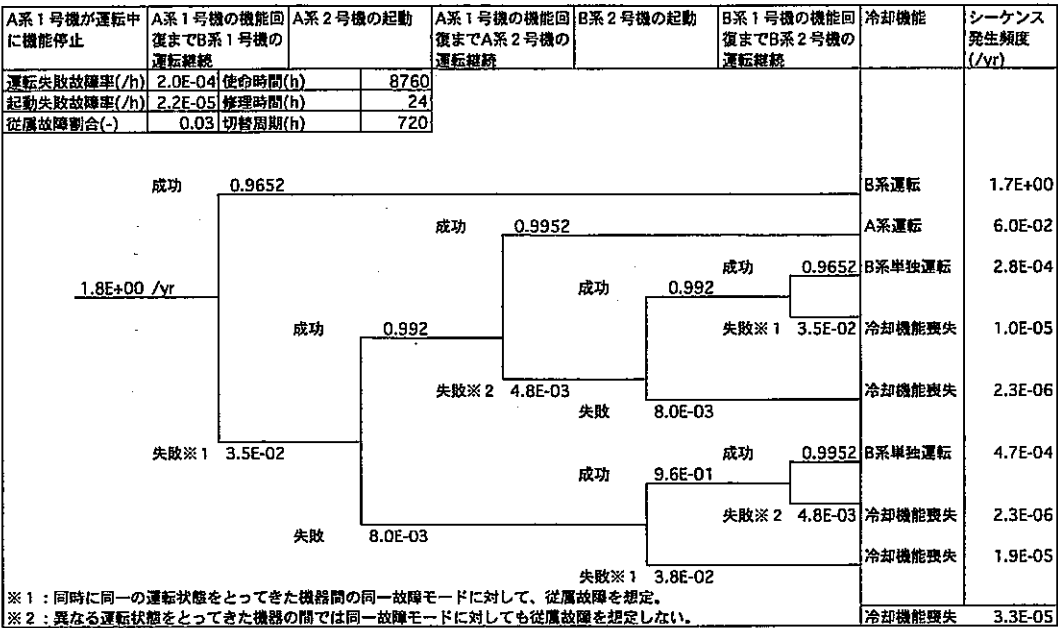


(a) ポンプ運転停止から冷却系機能喪失へ至る事象

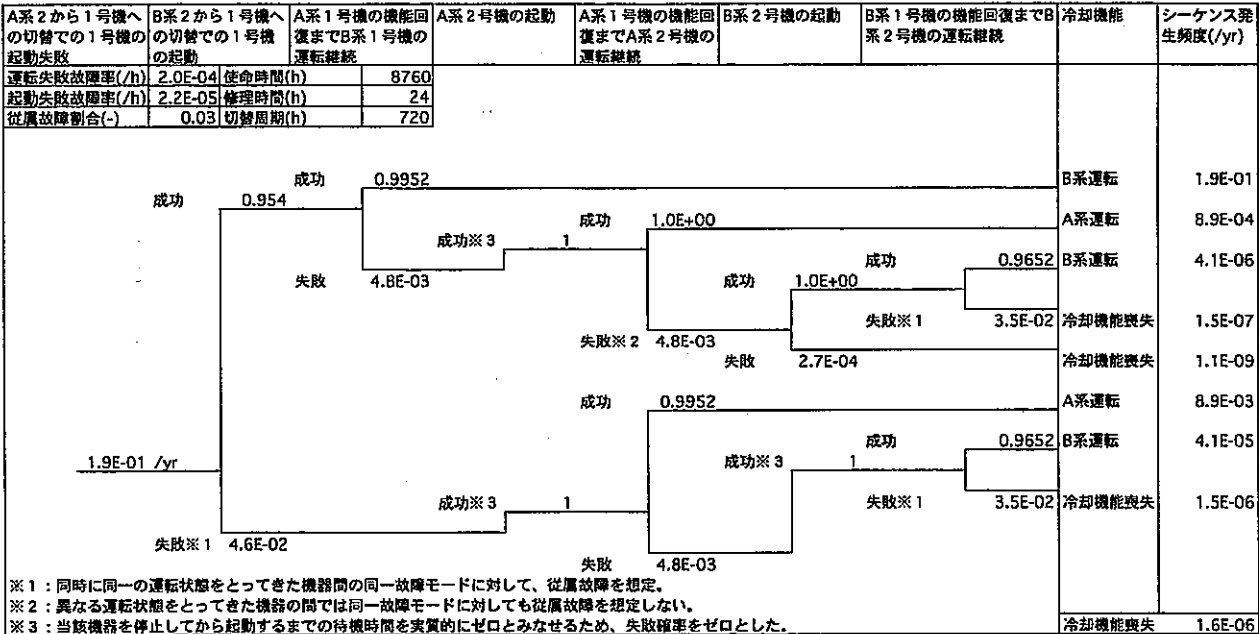


(b) ポンプ切替失敗から冷却系機能喪失へ至る事象

図4.7.1 冷却系機能喪失へ至る事象のイベントツリー



(a) ポンプ運転停止から冷却系機能喪失に至る事象



(b) ポンプ切替失敗から冷却系機能喪失に至る事象

図4.7.2 冷却系機能喪失に至る事象のイベントツリー（感度解析）

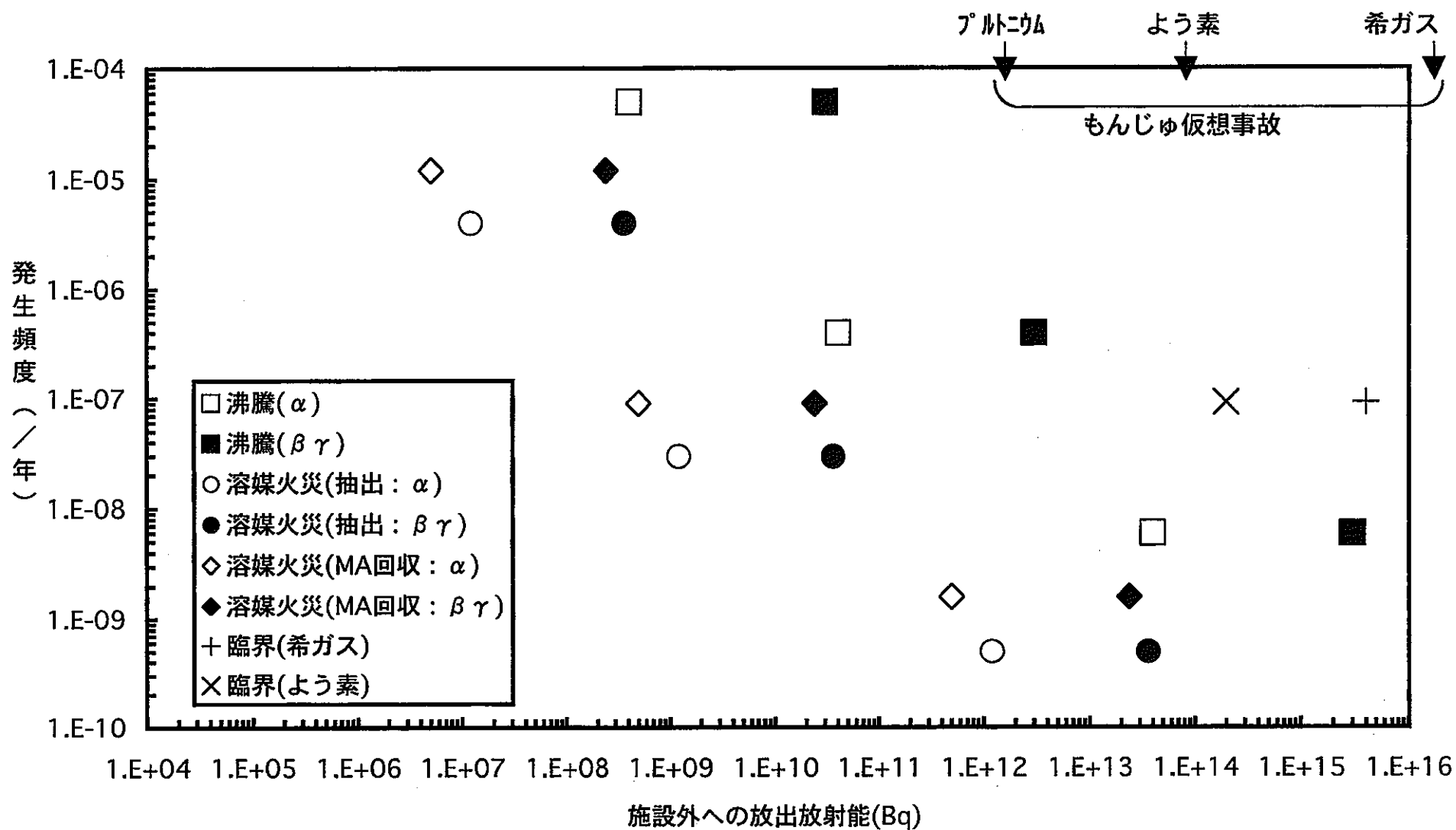


図4.8.1 放射性物質放出リスクマップ

表4.8.1 放射性物質放出シーケンスの発生頻度と放出放射能の概算値一覧

再処理 及び 燃料製造シ ステム	溶液系 沸騰	発生頻度(/yr)	5.0E-05	4.0E-07	6.0E-09
		α 放射能(Bq)*1	4.0E+08	4.0E+10	4.0E+13
		$\beta \gamma$ 放射能(Bq)*1	3.0E+10	3.0E+12	3.0E+15
	溶媒火災 (抽出 工程)	発生頻度(/yr)	4.0E-06	3.0E-08	5.0E-10
		α 放射能(Bq)*2	1.2E+07	1.2E+09	1.2E+12
		$\beta \gamma$ 放射能(Bq)*2	3.6E+08	3.6E+10	3.6E+13
	溶媒火災 (MA回収 工程)	発生頻度(/yr)	1.2E-05	9.0E-08	1.6E-09
		α 放射能(Bq)*2	5.0E+06	5.0E+08	5.0E+11
		$\beta \gamma$ 放射能(Bq)*2	2.4E+08	2.4E+10	2.4E+13
	溶液系 臨界	発生頻度(/yr)*3	9.2E-08		
		希ガス(Bq)	4.0E+15		
		よう素(Bq)	2.0E+14		
もんじゅ	仮想事故	希ガス(Bq)*4	1.7E+16		
		プルトニウム(Bq)*4	1.9E+12		
		よう素(Bq)*4	8.5E+13		

*1：溶液系の全槽からの放出量として放出放射能を計算した

*2：全抽出器内からの漏洩として放射能を計算した

*3：晶析工程、溶媒洗浄工程及びAm/Cm回収工程での臨界事故の発生頻度の合計値を見積もった。

*4：出典は「高速増殖炉もんじゅ発電所原子炉設置許可申請書」

5. 鉛類の取扱いについて

5.1 はじめに

鉛-ビスマス炉の社会的受容性を検討する一環として、鉛類の取扱い状況を調査した結果をまとめた。調査にあたっては、以下の資料を参照した。これは、約1万余の事業場で約14万人が鉛業務に従事しており、作業主任者制度もあることに着目したことによる。

- ・労働省安全衛生部労働衛生課編「鉛中毒予防規則の解説」、中央労働災害防止協会発行
- ・労働省安全衛生部労働衛生課編「鉛作業主任者のテキスト」、中央労働災害防止協会発行

5.2 鉛中毒の歴史と規制および適用範囲

鉛中毒はじん肺と並んで古い職業病の双壁である。2千年以上前にも中毒が起こったという記録が残っており、20世紀初めにはヨーロッパで多数の中毒患者が発生し、最近でも発生している。我が国においては、大正年間に含鉛白粉が問題になったことが有名である²。

我が国の規制としては、昭和42年に当時の労働基準法に基づく衛生関係特別規則として鉛中毒予防規則が制定された。これは、鉛中毒予防に大きく貢献した。その後、昭和47年の労働安全衛生法の制定を機に、鉛業務の範囲、鉛粉じんの除じん対策範囲の拡大、健康管理等の規定の充実を図り、同法に基づく省令として新たに施行された。以下、鉛中毒予防規則を「鉛則」と称する。

鉛則第1条にて「鉛合金」、「鉛化合物」、「鉛等」、「焼結鉛等」および「鉛業務」の5つの用語が定義され、実質、鉛則の適用範囲を定めている。今後有害な鉛化合物が使われることになれば、規制項目に追加されることになる。「鉛と鉛以外の金属との合金で、鉛を該当合金の重量の10%以上含有するものをいう」が鉛合金の定義であり、鉛-ビスマス合金は鉛則の適用対象となる。

1 例えば、ドイツのライプツヒの新設団地で、水道水が酸性であったために水道管の鉛が溶け出して250名の中毒患者を出した。(1930年)

2 白粉のノビを良くするため、塩基性炭酸鉛が混ざっており、それが母乳の授乳に際して乳幼児の口に入ったことで、脳膜炎が時々発生していた。昭和8年に製造禁止、同10年に販売禁止に至り、「鉛脳膜炎」の発生は無くなった。

5.3 鉛の人体への影響

5.3.1 吸収

鉛は食品や大気に微量に含まれているため、鉛作業に従事しなくとも絶えず体内に取り込まれている。少なくとも 200～400 μg 程度の鉛化合物が毎日人体に入ってきている。しかし、体外への排泄により、人体内の鉛量は比較的一定³となる。吸収された有害物は、体内では一様に分布する訳ではなく、有害物の種類によって蓄積される場所が違ふ。鉛は、吸収された量の 8～9 割は骨に蓄積される。

鉛作業に従事する場合、鉛の吸収は、呼吸器からと消化器からの 2 つに分けられる。呼吸器へ吸入した場合、7 μm 以下の直径を持つ細かな粉じんは肺胞に達するが、大きな粉じんは気道の除去作用によって痰として喀出されたり、それが飲み込まれて消化器に入ったりする。肺胞の総表面積は 90～140 m^2 の大きさにもなり、肺胞に鉛が入ればこの広い面積で体液と接触して次第に血液中に溶け込んでいくことになる。一方、経口的に摂取された鉛のうち、消化器からの吸収は 5～10% で、残りは排泄される。鉛職場では、鉛は粉じんまたは蒸気（ヒューム）の形で存在することが多く、ヒュームはすぐに酸化されることで酸化鉛の細かな粉じんになり、飛散していても目に見えろとは限らない。したがって、職業性暴露時には呼吸器からの吸収に留意する必要がある。

鉛吸収量が少量でゆっくり吸収される場合には、その大部分が骨組織に沈着するので、血液中の鉛量は少なく問題はない。一方、大量の鉛が急に吸収される場合、血液中の鉛増加量が骨に沈着する早さを上回るため、血液中の鉛量が急激に増加し、これが全身の組織細胞に作用して中毒症状をあらわすものと考えられている。

5.3.2 鉛中毒の症状

作業現場で発生する鉛中毒はほとんどの場合、長い年月をかかって徐々に症状が重くなる慢性中毒あるいは亜急性中毒であって、急性中毒は少ない。したがって、その発病の時期もはっきりしないし、だれにもわかるような症状が出た場合、その治療には長い月日を要する。

以下、症状を自覚症状と他覚症状に分けて記す。

(1) 自覚症状

初期の鉛中毒に見られる自覚症状には特徴が無い。倦怠感、はっきりしない筋肉

3 100～400 mg 程度と推定されている。

の痛み、疲れ易い感じ、筋肉に力が入らない感じなどであり、これらが単独であられることもあるし、いくつか合併してあらわれることもある。腹部の不快感や食欲が落ちるために、体重の減少が見られることもある。

このような軽い症状が数週間続いた後にもなお鉛を吸入し続けると、便秘、腹部のさし込むような痛み（疝痛）⁴、関節痛、伸筋麻痺⁵などがおこる。その他、親指を動かす筋肉、肩の筋肉、下肢の筋肉が麻痺して運動が困難になったり、のどの神経が侵されて声がかれたり、顔面神経が麻痺して顔がゆがんだりした例もあった。

(2) 他覚症状

灰色で黄色がかかった一般に悪いとされる顔色で、やせ衰えた顔つきになる。頬には紅潮が見られる。顔色の悪さは、毛細血管の痙攣のためと考えられている。皮下筋肉の痙攣のため、表情も乏しくなる。歯ぐきの歯に接する部分に幅1mm くらいの暗緑色ないし青色の線条を認めることもある。これは鉛縁と呼ばれ、虫眼鏡で拡大して見ると、点状または放射状の鉛色の斑点が並んでいる。

5.3.3 鉛中毒の現状

鉛則第 53 条に健康診断の規定があり、平成 6 年では有所見者数が約 2000 人、有所見率で約 2 %であった。

5.4 鉛中毒の予防方法

鉛中毒の予防方法の基本的な考え方として、まず第一は、作業環境、作業方法を合理化して鉛関係物質を作業者の体内にできるだけ侵入させないようにすること（工学的対策）であり、第二は、例えば侵入する場合があったとしても、健康診断などの健康管理を確実に実施して、鉛による異常者を早期に発見し、必要な措置ができるようにすること（医学的対策）である。

これらの対策のうち、工学的対策については、直接生産と密接な関係があり、また最も基本的なものと考えられる。国内での鉛中毒発生事例の多くは、換気設備そのものが無かったり、あるいは機能が不十分なことが原因とされている。よって、鉛則にて鉛等のヒュームまたは粉じんを除去するための換気装置の構造、性能等に

4 小腸の痙攣によるものと考えられている。

5 手腕の伸縮麻痺が古くから知られている。これは、手の関節から下が内側にひかれて垂れ、持ち上げられないもので、幽霊の手つきに似ている。

ついて規定されている⁶。さらに、鉛則第 58 条にて呼吸用保護具を使用させることが義務付けられ、第 59 条にて作業衣を着用させることが義務付けられている⁷。当然であるが、作業環境条件の改善を図ることが基本である。

5.5 基準について

鉛およびその化合物の管理濃度は、作業環境評価基準⁸により $0.1\text{mg}/\text{m}^3$ と定められている。この管理を基に、第 1 管理区分から第 3 管理区分が定められる。換気設備への機能要求は、鉛の濃度を第 2 管理区分内 ($0.15\text{mg}/\text{m}^3$ を超えない) にすることである。第 3 管理区分に区分された場所については、直ちに、施設、設備、作業工程または作業方法の点検を行い、その結果に基づいた改善ならびに措置を講じ、当該場所の管理区分が第 1 管理区分あるいは第 2 管理区分になるようにしなければならない。(鉛則第 52 の 3)

環境基準では土壌、水質について規定されており、 $0.01\text{mg}/\text{l}$ 以下であることが求められる。大気環境基準は特に定められていない。その理由は、昭和 53 年版環境白書に以下のように記されている。「大気中の鉛の健康影響については、中央公害対策審議会において、46 年より大気中鉛の環境基準の設定という観点から、鉛に係る環境基準専門委員会を設け検討を重ねてきたが、51 年 8 月 13 日に環境庁長官に対する答申が行われた。答申では、大気中鉛濃度が現状程度⁹に維持される限りにおいては人体に対して健康に好ましくない影響を及ぼすとは考えられないこと、また、現在の大気中濃度レベル以上のいかなる濃度において健康影響が生じ得るかについて十分に判明していないことの 2 点から、現時点において環境基準を設定する必要が認められないとしている。しかしながら、交通頻繁な交叉点付近や鉛を排出する工場周辺等においては、大気中鉛濃度の把握に努め地域住民の健康に留意するとともに、自動車用ガソリンの無鉛化対策及び固定発生源に対する排出規制を継続する必要があるとしており、52 年度においても、引き続きこれら規制等が実施された。」

6 当然であるが、排気による公害を防止するため、空気清浄機能を有していなければならない。

7 事業者に対する義務であることに注意。該当ケースについては、鉛則を参照。

8 昭和 63 年 9 月 1 日労働省告示第 79 号 (改訂 平成 7 年 3 月 27 日労働省告示第 26 号)

9 大阪府公害監視センターによれば、大気中の鉛含有量は 1969 年 6 月で最高値 $7.53\mu\text{g}/\text{m}^3$ 、平均 $4.23\mu\text{g}/\text{m}^3$ であり、その後単調に減少を続け、1990 年には最高値 $0.21\mu\text{g}/\text{m}^3$ 、平均 $0.01\mu\text{g}/\text{m}^3$ となった。

5.6 まとめ

鉛ビスマス冷却システムが有する鉛について、その毒性と取り扱い上の問題を把握するために、それらを調査した結果をまとめた。鉛ビスマス合金は、鉛中毒予防規則の適用対象となる。すなわち、取扱に際しては同規則に従い、鉛中毒を予防するための工学的対策（換気装置や呼吸用保護具による鉛関係物質の体内侵入の防止）および医学的対策（健康診断による異常者の早期発見）を講じる必要がある。なお、土壌や水質に関しての環境基準が定められていることから、交換機器・部品の廃棄、洗浄する場合には洗浄廃液の処理について注意が必要である。

6. 結言

6.1 まとめ

NRC が提案したリスク概念に基づく安全目標に倣って、F/S フェーズ2における安全性の開発目標の基礎となる考え方を「FBR サイクルの導入によって、既存の個人リスク、社会リスクを有意に増加させないこと」と設定した。次にここで言及したリスクに対する定量的な目標を「個人リスク（急性死亡リスク）の 0.1%以下、社会リスク（原子力以外の理由によるガンによる死亡のリスク）の 0.1%以下」と設定した。これを我が国の各種死亡リスク統計に照らすことにより、「サイクル施設を含めて急性死亡を引き起こすような放射性物質の大規模放出の頻度は 1×10^{-7} /サイト/年以下」という F/S における定量的な安全目標を導出した。さらに、これを達成するために、以下のような補助的な目標を用いることとした。

(1)原子炉施設に対する補助的な目標

- (i) 1 基当たりの炉心損傷発生頻度は 1×10^{-6} /炉/年以下
- (ii) 原子炉格納施設の条件付き破損確率として 1/100 をめやすとする。

(2)燃料サイクル施設に対する補助的な目標

- (i) 施設内での大規模放出事象の発生頻度は 1×10^{-6} /施設/年以下
- (ii) 大規模放出事象に対する建屋の閉じ込め機能の非信頼度として 1/100 をめやすとする。

FBR サイクル全体に亘る放射性物質放出リスクの把握が必要であるため、その第一歩として、大型高速炉複数基と年間処理能力 200tHM を有する燃料サイクル施設 1 施設から構成される FBR サイクルシステムを想定し、サイクル全体における放射能の分布を検討した。その結果、ここで想定した FBR サイクルにおいては、運転中の原子炉炉心が最も大量の放射能を有しており、原子炉施設内でも炉心以外の放射能合計は再処理施設全体の値と同程度であり、原子炉内より 2 桁程度小さいことがわかった。

MOX ペレット燃料に対する湿式再処理システムと燃料製造システムを対象として、立地条件に依存しないシステム固有の安全特性を把握する観点から、特に放出放射エネルギーの大きい事象に着目した放射性物質放出リスクを定量的に分析した。

その結果同定された溶液系での代表的な事象は、(1)冷却機能喪失に起因する槽内沸騰、(2)放射性溶媒のセル内漏洩及び火災、(3)全濃度臨界安全形状管理から外れた下流工程での臨界である。

また、リスク低減のために設計上重要な事項として以下を摘出した。

- －内在放射能の大きい槽類、可燃性物質（例えば溶媒）及び潜在的な着火源（例えば電気設備）を空間的に分離配置すること
- －排気系における放射性物質除染機能（例えば HEPA フィルタの濾過機能）の健全性を主工程の異常時においても維持する観点から、排気の温度、圧力及び湿分の上昇を自然に抑制するような設計とすること
- －冷却機能完全喪失時における排気系での放射性物質除染機能喪失までの猶予時間を考慮した故障機器修復等のアクシデントマネジメント方策の検討
- －臨界防止のための濃度管理・施設管理についてインターロックの採用等によるヒューマンエラーの寄与の低減

鉛ピスマス冷却システムが有する鉛について、その毒性と取り扱い上の問題を把握するために、それらを調査した結果をまとめた。鉛ピスマス合金は、鉛中毒予防規則の適用対象となる。すなわち、取扱に際しては同規則に従い、鉛中毒を予防するための工学的対策（換気装置や呼吸用保護具による鉛関係物質の体内侵入の防止）および医学的対策（健康診断による異常者の早期発見）を講じる必要がある。なお、土壌や水質に関しての環境基準が定められていることから、交換機器・部品の廃棄、洗浄する場合には洗浄廃液の処理について注意が必要である。

6.2 今後の予定

フェーズ2の中間とりまとめに向けて、以下を実施する予定である。

- ・乾式燃料サイクル施設を対象とした施設外への放射性物質放出リスクの分析
- ・施設外への放出放射能による一般公衆の被ばくリスクおよび同健康影響リスクの分析

7. 略語一覧

略語	フルスペル	訳語または解説
DOG	Dissolution Off Gas	溶解オフガス
EBq	Exa Becquerel	1EBq=10 ¹⁸ Bq。Bqは放射能の単位。
EOC	End of Cycle	原子炉の1運転サイクルにおける末期
EPR	European Pressurized Water Reactor	欧州加圧水型軽水炉
F/S	Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems	FBRサイクル実用化戦略調査研究
FBR	Fast Breeder Reactor	高速増殖炉
FP	Fission Product	核分裂生成物
GEM	Gas Expansion Module	ガス膨張機構
HAW	High Activity Liquid Waste	高放射性廃液（高放射性廃棄物）
HEPA フィルター	High Efficiency Particulate Air Filter	超高性能エアークリフター
ITV	Industrial Television	工業用テレビ
LWR	Light Water Reactor	軽水炉
MA	Minor Actinide	マイナーアクチニド
MOX	Uranium Plutonium Mix Oxide	ウラン・プルトニウム混合酸化物
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
SASS	Self Actuated Shutdown System	自己作動型炉停止機構
SETFICS	Solvent Extraction for Trivalent-f-elements Intra-group separation in CMPO complexant System	CMPOとTBPの混合溶媒を抽出剤、DTPAと塩析剤の混合溶液を逆抽出剤として用いて、U/Pu/Np抽出後の抽出残液よりAm, Cmを回収する溶媒抽出法
TBP	Tributylphosphate	リン酸トリブチル（再処理溶媒用の溶剤）
UNH	Uranyl Nitrate Hydrate	硝酸ウラニル水和物
VOG	Vessel Off Gas	槽類オフガス