

平成 13 年 度

高速増殖炉の確率論的安全評価の調査
に関する報告書

平成 14 年 3 月

財団法人 原子力発電技術機構
原子力安全解析所

本事業は、経済産業省資源エネルギー庁原子力安全・保安院からの委託
(研究開発段階発電用原子炉施設安全性実証解析等)で実施したものです。

高速増殖炉の確率論的安全評価の調査

要 旨

高速増殖原型炉もんじゅ運転再開後の運転安全性の確保上の主要な課題は、アクシデントマネジメントであり、その効果を定量的に把握するには確率論的安全評価（PSA）を利用することが有効である。

本調査研究では、公開文献の範囲で高速増殖炉もんじゅの確率論的安全評価の実施状況を調査するとともに、世界の高速炉の実施状況を調査した。海外の高速炉の中では、建設が中止されたが詳しい確率論的安全評価結果が公表されている米国のクリンチリバー高速増殖炉の調査を重点的に行った。西ドイツの SNR-300、イギリスの CDFR、米国の EBR-1 については、部分的な評価ではあるが実施され、その結果が公表されておりこれらも調査した。また高速炉の確率論的安全評価を実施する上で、軽水炉の確率論的安全評価と較べ留意すべき点についても取りまとめた。

高速増殖炉の確率論的安全評価の調査

目次

1 . 序論	1-1
1.1 目的	1-1
1.2 実施内容	1-1
2 . CRBRP の PSA	2.1-1
2.1 サマリー	2.1-1
2.2 研究の定義	2.2-1
2.3 CRBRP の設計と LMFBR 事故の特徴	2.3-1
2.4 リスク評価のアプローチ	2.4-1
2.5 事故シーケンスの定義と定量化	2.5-1
2.6 炉心事故解析と評価	2.6-1
2.7 放射性核種の放散解析	2.7-1
2.8 影響評価解析	2.8-1
2.9 炉心外事故と起動時及び低出力運転時の炉心事故	2.9-1
2.10 要約及び結論	2.10-1
2.11 CRBRP のその後の PSA 評価	2.11-1
3. 「もんじゅ」の PSA	3-1
3.1 初めに	3-1
3.2 研究の定義	3-1
3.3 事故の特徴	3-1
3.4 リスク評価のアプローチ	3-2
3.5 事故シーケンスの定義と定量化	3-2
3.6 炉心事故解析と評価	3-5
3.7 放射性物質の放散解析	3-7
3.8 環境へ放出されるソースタームと影響評価	3-8
3.9 炉心外事故	3-9

3.10	もんじゅ PSA 評価手法の向上努力	3-9
4	海外の高速炉の PSA	4.1-1
4.1	SNR - 300 の PSA	4.1-1
4.2	CDFR の PSA	4.2-1
4.3	EBR - の PSA	4.3-1
5	高速炉の PSA を実施する上で、軽水炉を対象としたものと較べ留意すべき点	5-1
5.1	高速炉の炉心損傷事故の特徴	5-1
5.2	軽水炉と較べ留意すべき点	5-2
6	まとめ	6-1
	参考文献	参-1

表リスト

表 2.1.1	各種原因による個人的致死リスク	2.1-12
表 2.1.2	CRBRP のリスク評価と WASH-1400 の比較	2.1-13
表 2.3.1	CRBRP の核的パラメータのまとめ	2.3-11
表 2.3.2	CRBRP の放射能インベントリ	2.3-13
表 2.4.1	スクラムを伴わない流量喪失事故時の炉心損傷 原子炉容器損傷マトリックス	2.4-8
表 2.5.1	他の故障と重なって有意な燃料破損を引起す可能性のある起因事象	2.5-8
表 2.5.2	起因事象のインベントリと関連する起因事象	2.5-10
表 2.5.3	崩壊熱除去系イベントツリーのリスト	2.5-11
表 2.5.4	起因事象の発生頻度	2.5-12
表 2.5.5	地震の考慮	2.5-14
表 2.5.6	炉心に関連する事故シーケンスの故障データのまとめ	2.5-15
表 2.6.1	スクラム失敗を伴う冷却材喪失事故時の炉心損傷 原子炉容器損傷マトリックス	2.6-4
表 2.7.1	原子炉建物へ漏洩する放射性物質とナトリウムの計算での係数	2.7-5
表 2.7.2	CACECO ケースに含まれる基本特性	2.7-6
表 2.7.3	CRBRP の事故時放出のまとめ	2.7-7
表 2.8.1	事故時線源の特性	2.8-4
表 2.8.2	事故での放出キューリー数	2.8-5
表 2.8.3	気象条件	2.8-9
表 2.8.4	CRBRP サイトから 500 マイル内の全人口	2.8-10
表 2.8.5	健康上の影響のクライテリア	2.8-11
表 2.8.6	線量換算率	2.8-12
表 2.8.7	各事故での線源に対する平均結果	2.8-13
表 2.8.8	各事故での線源に対する最大結果	2.8-14
表 2.9.1	炉心外のリスクのまとめ	2.9-3
表 2.9.2	各種反応度挿入に対する炉心破壊の確率	2.9-5
表 2.10.1	結果区分の説明	2.10-13

表 2.10.2	支配的な事故シーケンスのまとめ	2.10-14
表 2.10.3	重大な結果区分に至る支配的的事故シーケンスのまとめ	2.10-15
表 2.10.4	各種原因による死亡の各リスク	2.10-16
表 2.10.5	CRBRP の低及び高エネルギー炉心崩壊事故での溶融放出のまとめ	2.10-17
表 2.10.6	PWR の溶融事故時放出結果の纏め (RSS 報告より)	2.10-19
表 2.10.7	付録 IX の事故シーケンス感度研究における 12 のパラメータ変化のまとめ	2.10-20
表 2.11.1	炉心損傷事故発生確率 (CRBRP)	2.11-3
表 2.11.2	炉心崩壊事故による放射性物質放出年間確率 (CRBRP)	2.11-4
表 4.1.1	炉心崩壊事故起因事象の発生頻度	4.1-4
表 4.1.2	機械的エネルギー放出の条件付き確率	4.1-5
表 4.1.3	炉容器破損の条件付き確率	4.1-5
表 4.1.4	放出カテゴリー別発生確率とソースターム	4.1-6
表 4.2.1	炉心崩壊事故起因事象別発生確率	4.2-4
表 4.2.2	CDFR の代表的ソースターム	4.2-5
表 4.3.1	過渡事象カテゴリーと損傷カテゴリーの定義	4.3-3
表 4.3.2	USDOE 原子炉施設での炉心崩壊事故発生確率	4.3-4
表 4.3.3	EBR- における年間過渡事象カテゴリー別発生確率	4.3-5
表 4.3.4	支配的的事故シーケンス発生確率の要約	4.3-6
表 6.1	「もんじゅ」PSA コード整備計画	6.3

図リスト

図 2.1.1	CRBRP サイトから 10 マイル以内での人為事象による致死的事故の発生 頻度	2.1-14
図 2.1.2	CRBRP サイトから 10 マイル以内において発生する自然事象による 致死的事故の発生頻度	2.1-15
図 2.1.3	LWR 事故と CRBRP 事故による早期致死の累積確率分布 / 炉年の比較	2.1-16
図 2.1.4	LWR 事故と CRBRP 事故による晩発性ガンによる致死の累積確率分布 / 炉年	2.1-16
図 2.1.5	代表的原子力発電プラントの系統比較 (a) LMFBR (b) PWR (c) BWR	2.1-17
図 2.1.6	燃料ペレット、燃料ピン、燃料集合体の概念図	2.1-18
図 2.2.1	CRBRP リスク評価作業参加機関	2.2-4
図 2.2.2	CRBRP リスク評価報告書の構成	2.2-5
図 2.3.1	燃料ペレット、燃料ピン、燃料集合体の概念図	2.2-14
図 2.3.2	炉心と炉容器の概念図	2.3-15
図 2.3.3	熱輸送系概念図	2.3-16
図 2.3.4	熱輸送系の 1 ループの系統構成	2.3-17
図 2.3.5	熱輸送系と崩壊熱除去系概念図 (3 ループ中の 1 ループ)	2.3-18
図 2.3.6	原子炉格納建物 (RCB) の構成	2.3-19
図 2.3.7	格納システム概念図	2.3-20
図 2.4.1	CRBRP のリスク評価流れ図	2.4-9
図 2.4.2	事故シーケンスの進展を定義するインベントツリーのリンクを図示 するフローチャート	2.4-10
図 2.4.3	炉心-炉容器-格納系失敗マトリックスの作成	2.4-11
図 2.4.4	CDA 後の放射性核種のフローパス概念図	2.4-12
図 2.5.1	インベントツリーの構成例	2.5-17
図 2.5.2	炉心関連事故シーケンスを決める機能インベントツリー	2.5-18
図 2.5.3	電源喪失インベントツリー	2.8-19
図 2.5.4	崩壊熱除去系インベントツリー (起因事象: 外部電源喪失)	2.5-20

図 2.5.5	格納系インベントツリー	2.5-21
図 2.5.6	電源喪失についての厳密なインベントツリー	2.5-22
図 2.5.7	発生確率のすそ切り例を示すラインダイアグラム	2.5-23
図 2.5.8	外部電源喪失 C が 2 次系シーケンス P および格納系シーケンス L を 伴う場合のシーケンス・フォールト・ダイアグラムの例	2.5-24
図 2.6.1	機械的損傷事故の包括的分析パスの構成	2.6-5
図 2.7.1	CDA 後の放射性核種流出パス概念図	2.7-8
図 2.7.2	CRBR 放射性物質挙動計算手順	2.7-9
図 2.7.3	放射性物質放出計算と格納系インベントツリーとの関係	2.7-10
図 2.8.1	影響評価モデルの流れ図	2.8-15
図 2.8.2	放射性物質の体内線量評価モデル	2.8-16
図 2.8.3	CRBRP 事故による早期致死発生の累積確率分布 / 炉年	2.8-17
図 2.8.4	CRBRP 事故による晩発性致死性ガン発生の累積確率分布 / 炉年	2.8-17
図 2.9.1	リスクをもたらす可能性のある炉心以外の事実についての概要	2.9-6
図 2.10.1	早期致死の累積確率分布	2.10-21
図 2.10.2	放射性物質放出カテゴリーでの早期致死の累積確率分布	2.10-22
図 2.10.3	晩発性致死性ガンの累積確率分布 / 年	2.10-23
図 2.10.4	放出カテゴリー 650CF, 649C, 650BF, 651C による晩発性致死性 ガンの累積確率 / 年	2.10-24
図 2.10.5	放出カテゴリー 649A による晩発性致死性ガンの累積確率 / 年	2.10-24
図 2.10.6	放出カテゴリー 651B と機械的エネルギーの高い CDA による晩発性 致死性ガンの累積確率 / 年	2.10-24
図 2.10.7	肺疾患の累積確率分布 / 年	2.10-25
図 2.10.8	甲状腺腫瘍の累積確率分布 / 年	2.10-25
図 2.10.9	放射性物質放出計算と格納系インベントツリーのカテゴリーとの関係	2.10-26
図 2.10.10	CRBRP サイトから 10 マイル以内での人為事象により致死的事故の 発生頻度	2.10-27
図 2.10.11	CRBRP サイトから 10 マイル以内において発生する自然事象による 致死的事故の発生頻度	2.10-28

図 2.10.12	LWR 事故と CRBRP 事故による早期致死の累積確率分布 / 炉年の比較	2.10-29
図 2.10.13	LWR 事故と CRBRP 事故による晩発性ガンによる致死の累積確率分布 / 炉年	2.10-29
図 2.10.14	機械的エネルギーの高い CDA カテゴリにおける放射性物質放出量の 関数としての早期致死の累積確率分布	2.10-30
図 2.10.15	機械的エネルギーの高い CDA カテゴリにおける放射性物質放出 量の関数としての晩発性致死性ガンの累積確率分布	2.10-31
図 2.11.1	炉心崩壊過程イベントツリー (CRBRP)	2.11-5
図 3.1	確率論的安全評価の流れ	3-11
図 3.2	システム解析コードネットワーク	3-12
図 3.3	高速炉の安全評価用コードとデータベース	3-13
図 3.4	物理過程解析の流れ	3-14
図 3.5	格納施設イベントツリー	3-15
図 3.6	CONTAIN で扱う主要現象の関連図	3-16
図 3.7	エアロゾル凝縮挙動について EC で行われた実験と解析による ベンチマーク・テスト	3-17
図 3.8	エアロゾル平均粒径 (AMMD) について EC で行われた実験と解析の比較 ベンチマーク・テスト	3-17
図 3.9	事故クラス分類別環境への放出核種別ソースターム	3-18
図 3.10	格納系損傷モード別ソースターム・リスク	3-19
図 3.11	モデルプラントでの ULOF 事象時のソースターム・リスク・ プロフィール	3-19
図 4.1.1	炉心崩壊に至る起因事象	4.1-7
図 4.1.2	起因事象に対するイベントツリー	4.1-8
図 4.1.3	SNR-300 の放出カテゴリ別晩発性致死の累積確率分布	4.1-9
図 4.1.4	全晩発性致死の累積確率分布の SNR-300 と PWR-1300 の比較	4.1-10
図 4.2.1	CDFR の早期及び晩発性致死の影響確率分布	4.2.6
図 5.1	代表 BWR のレベル 1 とレベル 2 PSA の結果	5-6
図 5.2	代表 PWR のレベル 1 とレベル 2 PSA の結果	5-6
図 5.3	もんじゅ類似プラントでの内的要因による炉心損傷事故発生比率	5-7

図 5.4 もんじゅ類似プラントでの地震による炉心損傷事故発生比率…………… 5-7

1. 序論

1.1 目的

高速増殖原型炉「もんじゅ」(以下「もんじゅ」という。)運転再開後の運転安全性の確保上の主要な課題はアクシデントマネジメントであり、その効果を定量的に把握するには、確率論的安全評価(以下「PSA」という。)を利用することが有効である。本調査研究では、高速増殖炉のPSAについて、どのようなものが実施されているか、またPSAを実施する上で軽水炉を対象としたものと比べ留意すべき点は何かを調査・検討する。

1.2 実施内容

(1) クリンチリバー高速増殖炉(以下「CRBRP」という。)に対してなされたPSA

CRBRPは、米国で開発・設計された高速増殖原型炉であるが、建設は中断された。しかし、CRBRPは「もんじゅ」の先行プラントであり、「もんじゅ」設計に多くの教訓を与えている。PSAについてもCRBRPのPSA報告書(1977年に発行)に詳細な内容が公表されている。本調査・検討では、この報告書の内容を詳しく調査した。

(2) 「もんじゅ」に対してなされたPSA

「もんじゅ」のPSA評価は1982年頃から1992年ごろまで、約10年をかけて行われている。その後も安全性向上研究の一環として、PSA評価技術の向上のため努力が続けられている。本調査・検討では、公開文献の範囲で、「もんじゅ」のPSA評価の概要について調査した。

(3) 海外の高速炉でなされたPSA

CRBRP以外の海外のPSAについては、部分的にはあるが公開文献が入手できた西ドイツのSNR-300、イギリスのCDFR、米国のEBR-を調査対象とした。代表的高速増殖炉である、フランスのPhenixやSuper Phenix、イギリスのPFRについては、公開情報が得られなかった。

(4) 高速増殖炉のPSAを実施する上で軽水炉と比べ注意すべき点

高速炉の炉心損傷事故の特徴をまとめ、軽水炉との現象的な差異に着目し、注意すべき点の整理を行った。レベル1 PSAにおいて用いる手法には、軽水炉と基本的な差異はない。レベル2では、炉心溶融以後の現象推移、特に機械的エネルギー発生の可能性が軽水炉と大きく異なる点である。また、ソースターム評価に係るエアロゾル挙動評価の問題など、軽水炉と比べ注意すべき点を取りまとめた。

2. CRBRPのPSA

2.1 サマリー

以下、CRBRPのPSAレポート(参考文献1)のエグゼクティブサマリーの詳訳を行なった。

2.1.1 序論と結論

CRBRPのリスク評価の目的は、地域住民に対するCRBRPのリスクを具体的な数値で示すとともに、既に認可されている先行の軽水炉と比較することにある。

CRBRPリスクを統一的、システムの的に評価することにより以下の知見を得た。

- ・CRBRPに想定される事故に伴うリスクは、地域住民が既に許容している原子力以外のリスクと比較すると無視できる程度に低いものとなる。
- ・CRBRPに伴うリスクは、原子炉安全性研究(以下「RSS」という。)^(参²)で評価された軽水炉のリスクと同一レベルのものである。
- ・本研究の結果及びRSS研究の結果の示すところによれば、現行の原子力発電システム(軽水炉及びCRBRP)による社会的リスクは極めて低いものである。

図2.1.1及び図2.1.2は幾つかの原子力以外の社会的リスクとCRBRPのリスクとの比較を示している。例えば、CRBRPのリスクと較べ、爆発のリスクは10,000倍、竜巻のリスクはおよそ1,000倍となることを示している。

リスクはまた一年間に死亡する人数として個人リスクの形で示すこともできる。表2.1.1はCRBRPの個人リスクを原子力以外の自然現象によるリスク及び人為的リスクとの比較において示したものである。この表は、CRBRPから半径10マイル以内に住む住民が、CRBRPの事故により致命的傷害を受ける危険性よりも、雷による事故の危険性が10万倍、溺死事故の危険性が100万倍あることを示している。

CRBRPのリスクは、炉心から放射性物質が環境に放散する可能性をもつほとんど起こらない事故のリスクの積み重ねによるものである。これらはいずれも非常に小さい確率の事故である。しかし、それらの中でもあるものは他よりも高い発生確率をもつ。放射性物質の放散を伴う事故はいずれも極めてその発生頻度は低い。例えば、CRBRPで放射性物質の放散を伴う事故の中で最も起こりそうなものの発生頻度は5万年に1回である。この事故の場合には放散される放射性物質量が極めて限定的なものであり、地域住民への健康被害も有意なものとはならない。一方より大

量の放射性物質の放散を伴う事故についてみると発生頻度は極めて低く 2 億年に 1 回となり、リスクとしては小さいことを示している。

CRBRP も軽水炉も社会的全体リスクへの影響は極めてわずかなものである。図 2.1.3 と図 2.1.4 は CRBRP と代表的軽水炉による即発性及び晩発性の致命的疾病発生確率を示している。この図から、CRBRP も代表的軽水炉も社会的全体リスクに有意な影響をもたらすものではないことが分かる。

2.1.2 評価についての質問と回答

このセクションでは CRBRP のリスク評価について Q & A 方式で情報をまとめたものである。最初の部分では CRBRP の概要とその必要性、次に CRBRP の安全上の問題、最後に CRBRP のリスクと他のリスクとの比較について示している。

(1) 増殖炉の展望

液体金属高速増殖炉（以下「LMFBR」という。）とは何か？

軽水炉では効率よく燃焼できない U238 を高速中性子を使って Pu239 に変換し、消費した以上の燃料を生み出す原子炉を高速増殖炉という。これに適した冷却材として、液体金属ナトリウムが用いられている。そのため液体冷却高速増殖炉(LMFBR)と呼ばれる。図 2.1.5 に LMFBR と現在発電用に用いられている軽水冷却炉である加圧水型炉(以下「PWR」という。)と沸騰水型炉(以下「BWR」という。)のシステム概念を示す。LMFBR で使用される燃料は、化学的に安定なウランとプルトニウムの混合酸化物で図 2.1.6 に示すようなペレットに焼結され燃料棒に収められる。燃料集合体は六角形状のラッパー管内にこれらの燃料棒を収納している。

CRBRP を建設するのはなぜか？

CRBRP は LMFBR 開発プログラムの実証計画の中核を占めるものである。LMFBR プログラムを遂行する目的は、従来技術のままでは使用できない大量のウラン資源をプルトニウムに変換することにより核燃料として使用できるようにし、エネルギー資源のポテンシャルを一層高めようとするものである。

LMFBR 技術は基礎実験から工学的実験の段階を経て過去 25 年間にわたり開発されてきたものである。次の段階は商業用発電プラントへの展開であり、十分な大きさのプラントの設計と建設である。CRBRP はそのための原型炉プラントである。

(2) CRBRP の安全上の考慮

CRBRP による公衆の健康に及ぼす影響はどのようなものか？

原子炉を運転すると核分裂に伴って熱だけではなく核分裂性物質も生み出される。これらの物質は放射性があるため原子炉の設計に当っては、これらが漏れ出ることのないよう注意深く設計される。万一これらの放射性物質がある程度以上に環境に放出されると、サイト周辺の住民に何らかの影響を及ぼすことになる。公衆への健康上の影響は、このような放射性物質の漏えいによってもたらされる危険性である。核分裂性物質も適切に格納し、遮へいすれば公衆の健康に害を及ぼすものではない。事故に至る前に事象を終息に導く方策や、あるいは万一事故が発生したときには公衆への害が生じないように事故の影響を適切に格納するなどの様々な設計上の対策が取られている。

LMFBR で生み出される物質の中で最も危険なものは Pu 燃料物質である。LMFBR で生み出される Pu は化学的に安定であり、不溶解性が高く、固体状のものであり多重の障壁の中に閉じ込められているため、万一の炉心事故時にも環境への放出は考えにくい。しかしながら、本報告では Pu の環境への放出の可能性を想定し、国際的に認められている健康への影響評価の基準に従って取り扱っている。

1944 年及び 1945 年に Pu を取り扱って被爆した 25 人のプロセス従業員についての追跡調査が実施されてきている。彼らは Pu 被爆についての国際許容基準の 100 倍以上を被爆したにもかかわらず、この 33 年間に何らの生体的異常が認められていないのは注目に値する。

CRBRP では災害の危険性を最小化するためどのような対策が取られているか？

他の原子炉と同様に CRBRP においても公衆への危険を最小化するため 3 段階の対策が行われる。

- ・ 事故に発展するおそれのある機器の故障をできるだけ防止する設計を行う。
- ・ 機器の故障が生じても原子炉は安全な状態に保たれるように設計する。
- ・ 万一これらの対策が十分に働かず原子炉の事故に到った場合にもその影響を緩和できる設計とする。

放射性物質は原子炉の炉心の中に閉じ込められている。放射性物質と外部環境との間には幾つかの障壁が設けられる。このため環境へ放射性物質が放出されるためには、これらの障壁のいくつで多重の損傷を考えねばならない。これらの障壁とは以下のものである。

- ・ 燃料ペレット

- ・燃料被覆管
- ・原子炉容器と1次冷却材バウンダリ
- ・原子炉格納建物と付属システム
- ・原子炉負圧建物（コンファインメント）

炉心内にある放射性物質が環境に放出されるためには、まず格納されている燃料が過熱されて溶融する必要がある。核燃料の溶融には2つの条件が必要である。

- ・燃料内部での発熱が大きくなりすぎて原子炉冷却系による除熱能力以上となる。この状態をオーバーパワー（過出力）と呼ぶ。
- ・原子炉冷却系の冷却機能が損なわれ、燃料内部での発熱を除去できない。この状態をアンダークーリング（冷却不足）と呼ぶ。

これらのいずれの状態も、まず異常を引き起こす事象が発生し、それに続いて幾つかの防護システムが作動しない場合にのみ発生するものである。

異常事象の発生に際し核燃料の溶融を防止するために設計された設備としては、まず原子炉停止系がある。過出力や冷却不足が検知されると、原子炉停止系により中性子吸収材が炉心の中に挿入されて原子炉内での核分裂連鎖反応を停止させる。この中性子吸収材は制御棒に収められ炉心に挿入される。2つの独立した系統から構成することで、多重性と多様性のある制御棒システムがCRBRPでは採用されている。

原子炉停止系の働きにより核分裂の連鎖反応が収まったあとにも核分裂生成物による発熱があり、この熱は炉心より除去されねばならない。崩壊熱は崩壊熱除去系と呼ばれる幾つかの系統で構成される除熱システムで除熱される。

もし幾つかの故障が同時に起こり、燃料の過出力や溶融に到ることがあった場合にも、環境への放射性物質の放出を最小限に抑えるため別の系統が用意されている。放射性物質が一次バウンダリから漏れ出ることがあった場合には、リークタイトな大型の格納施設内に放出される。この施設は負圧建屋と雰囲気浄化系を備えており、放射性物質の環境への放出を制限し最小化する機能をもっている。原子炉格納建物内部に備えられた雰囲気浄化系に加えて、建物内部でのエアロゾルの自己沈着という自然現象の機能も事故後の放射性物質の外部への放出量を低減させる大きな要因となっている。この自然現象による固有の特性がナトリウム炉の特徴の一つでもある。

どのようにして炉心事故は起こるのか？

燃料溶融を伴う炉心事故が発生するには次の2つの条件が同時に起こらなければならない。

- ・事故の引き金となる起回事象が発生する。
- ・この起回事象に対応するように設計された幾つかの系統が、燃料の溶融に到るまでの期間に適切にその予定された機能を発揮しない。

起回事象に対応するよう設計された2つの基本機能は で述べた原子炉停止系と熱除去系である。炉心事故に到る条件を以下に例として示す。

炉心溶融事故に至る初期事象として、外部電源喪失を考えてみる。CRBRPでは独立した4本の電源がいろいろな方向より接続されており、完全な外部電源の喪失は極めて起こり難いものである。この初期事象に対応するための最初のもはタービン・バイパス系である。この系統はプラントが所内負荷分を発電するようにプラントを制御する。もし、この系統が正常に働かない場合には原子炉停止系により自動的に制御棒が挿入され原子炉は停止する。2系統ある原子炉停止系のうち1系統が働けば十分である。原子炉での核分裂連鎖反応が停止すると、次に崩壊熱の除去が必要となる。長期にわたる崩壊熱の除去には電源が必要となる。そのため、2台のディーゼル発電機が用意されている。もし万一2台のディーゼル発電機が共に起動に失敗した時には、崩壊熱は数時間の間はバッテリー電源にのみ頼って除熱することになる。もし、この数時間以内に外部からの電源又はディーゼル電源が復旧しない場合には、炉心は徐々に溶け始める。この炉心事故は炉心が溶け始めるまでに多くの系統や機器の故障が重なる必要があることを示している代表的な例である。したがって炉心溶融に到る事故の発生は極めて起こり難いものである。

LMFBRは核兵器のように爆発することがあるのか？

爆発が起こることはない。軽水炉と違う液体金属高速増殖炉(LMFBR)の1つの特徴は、原子炉の全出力運転中にLMFBRの炉心は最も反応度が高い形状にはないことである。したがって、運転中に燃料が炉心の中心方向に急速に移動するとか、ナトリウムが炉心中心から除去されるようなことがあると出力の増大を引き起こすことが考えられる。もしこの出力上昇が非常に急速であると燃料が過熱され蒸発することも考えられる。蒸発した燃料の膨張が原子炉の1次バウンダリに機械的な損傷を与える恐れがある。CRBRPでは、燃料の溶融が起こったとしても機械的エネルギー放出を伴う事故の発生は極めて起こり難いものである。しかしながら、仮に機械的エネルギー放出を伴う広い範囲の事故が生じても、CRBRPの1次系統は問題となる損傷を被らないように設計されている。

原子力発電所の安全記録は一般的にどの程度のものか？

原子力発電所のいままでの安全記録は素晴らしいものである。今までのところ、商業用の原子力発電所による一般公衆の傷害や死亡事故は1件も起きていない。この素晴らしい安全記録は原子炉の設計や運転に当たって科学者や技術者が十分な注意を払ってきたこと、原子力産業を規制する立場にある種々の行政機関が厳しい要求条件を課してきたことによるものである。注意深い設計と厳しい規制とが個々の故障に対して堅牢なプラントの建設を可能にしてきた。したがって、公衆への健康上の影響を与えるのは、多くの独立した故障が重なった時に限られる。

CRBRP においても、軽水炉と同等の注意を払った設計が求められており、したがって他の原子力産業と少なくとも同程度の安全性を持つものと期待される。CRBRP も現行の原子力産業と同等の規制を受け、今までの原子力発電プラントの運転経験を通して得られた知見を十分反映して進められるものである故、この期待は妥当なものといえる。

CRBRP も商業軽水型原子炉と同じ許認可を受けるのか？

その通りである。現在その過程の途中にある。さらに、CRBRP は商業用電力網に接続される最初の LMFBR であるため、過去 20 年間にわたり在来の軽水炉において議論されてきた様々な問題について改めて CRBRP の設計上の特徴を考慮して再評価が行われつつある。

(3) CRBRP のリスク評価

CRBRP のリスク評価とは何か、またなぜそれは行われたのか？

CRBRP のリスク評価は、非常に起こりにくい事故のリスクを評価するため実施された公式の体系的な評価検討作業である。この検討は他の社会的なリスクとの比較において CRBRP のリスクがどの程度のものであるかを示すとともに、既に認可され運転されている先行原子力発電炉のリスクと同じレベルであり、安全性に関し CRBRP は同程度であると理解してもらう。

リスクとはどう定義されるのか？

リスクは1年間のプラント運転により発生し得ると考えられる事故の確率と、その事故によりもたらされる恐れのある結果として定義される。リスクの概念は、ある事象が起こる確率とその事象が起こった結果とを包含している。CRBRP のリスク評価では、事象の結果としては以下のものを考えている。

- ・早期致死
- ・呼吸器系疾患
- ・甲状腺腫瘍
- ・晩発性致死性ガン

この検討は CRBRP に特有のものか、あるいはこの検討結果はより一般的に適用可能なものか？

この検討は、380MWe の CRBRP のために特別に実施されたものであるり、起こるとは考えにくい事故のもたらす恐れのある影響について、クリンチリバー周辺の現実の気象条件、人口分布データを用いたサイト条件に依存した評価である。この検討は CRBRP について、固有のサイト条件の下に実施されたものであるため、その評価結果を他の増殖炉に適用することはできない。しかしながら、この結果を一般化してとらえ直して LMFBR からのリスクと他の社会的リスクとの比較の目的に使用することは可能である。

CRBRP の設計が完結していなくても、このようなリスク評価は意味があるのか？

CRBRP の設計は既に有意義なリスク評価を実施するに足る程度には固まっており、そのため現段階での評価は意味をもつ。プラントの安全に重要な系統はすべて予備的安全解析報告書(PSAR)に記載されている。追加的な設計図書や補足情報も入手することができた。詳細な設計情報がまだ得られていない時には、在来の原子力プラントの信頼性データを用いて保守的な評価を行った。さらに検討結果は、設計詳細や用いた仮定についてのわずかな変更は評価結果に有意な影響を与えるものではないことを示している。リスク評価の結果は、設計がより詳細に具体化された時、LMFBR についてのより多くの知見が得られた時、あるいは CRBRP の建設、運転を通じて経験が得られた時などには、継続的な努力により絶えずその評価を見直していくものとして理解されるべきである。

この検討は CRBRP が未だ設計段階にある時に実施されたために、2つの明瞭な利点が見出された。すなわち、設計へのフィードバックにより原子炉事故の発生頻度を低減させ得る可能性があること及び LMFBR の安全研究をより重要な領域に集中させることが出来ることであった。

この検討は現行軽水炉についてのラスムッセン報告(WASH-1400)とどのような関係にあるのか？

CRBRP のリスク評価は WASH-1400 を参考にして実施された。本検討と WASH-1400 との間には幾

つかの重要な相違点はあるが、WASH-1400 で用いられた多くの手法や情報はそのまま CRBRP のリスク評価に用いられている。WASH-1400 で得られた経験を CRBRP に活用するために、WASH-1400 の中核となった経験者に、CRBRP 評価に当たって相談役とレビュー役を務めてもらった。CRBRP のリスク評価と WASH-1400 リスク評価の重要な差異は表 2.1.2 に示した。

CRBRP が未だ設計段階にある一方、多くの軽水炉が運転状態にあることより、CRBRP の評価結果は、WASH-1400 の評価結果と比べ予備的なものであると見なすべきである。

誰がこの検討を実施し、どの程度の期間を費やしたのか？

CRBRP リスク評価は CRBRP プロジェクト事務所により管理運営された。ウエスティングハウスは、原子炉の製作会社としてこの評価作業の実施取りまとめに責任をもった。9つの機関からの約 45 名の技術者、科学者がこの作業に参加した。この中には相談だけをした者も含む。過去の経験を十分活用するために、WASH-1400 の検討に重要な役割を果たした人達を出来るだけ多くこの作業のために雇用された。ウエスチングハウス、ジェネラルエレクトリック、アトミックインターナショナル、バーンズアンドロー以外では次の機関からの人達が参画した。

- ・サイエンスアプリケーション
- ・ E G & G , アイダホ (以前のエアロジェット・ニュークリア)
- ・ハンフォード工学実験所
- ・アルゴンヌ国立研究所
- ・相談役 (コンサルタント)

すべての起因事象とそれに伴う事故シーケンスが網羅されたとどうして言えるのか？

CRBRP の運転による一般大衆へのリスクに寄与する有意な事故のシーケンスを同定することがこのリスク評価作業の重要な仕事の一つである。すべての事故のシーケンスを網羅し評価することがこの評価作業の目的でもなく、適当なことでもない。むしろ、結果に大きく寄与する重要な事故の起因事象が見落とされることなく同定されているか、誤差が評価の結果を大きく変えるようなことはないよう十分な精度で評価されているかを確認することが重要である。この条件が満たされ、重要な事故シーケンスが漏れなく摘出され、正しく評価されていることは以下の要因により知ることができる。

- ・軽水炉を含めると、20 年間にわたる安全評価の実績がある。この評価には、事故時に各種安全システムがどのような応答をしたかの情報が含まれる。また、リスク評価者は 260 炉年の運転経験

をベースに十分な検討、解析、試験、記録がなされ、事故シーケンスを明確に出来ると考えている。

- ・ CRBRP 内部に存在する放射能ソースタームは完全に明確に特定することができる。
- ・ 放射能は特定の事象が発生した時にのみ、炉心から放出される。すなわち、原子炉の出力が除熱能力よりも大きくなった時、あるいは除去熱量が発生熱量に比べ小さくなった場合である。
- ・ 上記の事象の発生ポテンシャルが明らかにされ、体系立てて評価された。すなわち、経験のある評価者が実績のある評価手法を用いて発生ポテンシャルが相対で大きな事故シーケンスの選択を行なった。

また、リスク評価の結果は基本的な入力データや仮定の変さらに比較的影響されないことを示している。

上記のような理由から、本検討の評価者は CRBRP のリスクに影響する有意な要素はすべて適切に確認されたと考えている。

炉心崩壊事故はどの程度起りそうなものか？

炉心が徐々に溶融を始める事故の確率は 50,000 炉年の運転中に 1 回となっている。万一この事故が起きた場合の CRBRP サイト周辺の住民への影響は問題にならないほど小さいものである。

一方、最も厳しい影響を及ぼすのは放射性的炉心燃料物質のかなりの部分が直接環境に放出されると想定した事故である。このような事故の想定は、2 億炉年に 1 回の確率となる。このような極めて起るとは考えにくい事故事象についても CRBRP サイト周辺住民の健康上のリスクに有意な影響を及ぼす恐れがあるものとして扱われる。

どちらの事故も炉心崩壊事故（以下「CDA」という。）と呼ばれている。CDA は炉心の冷却可能な形状が損なわれる事故を意味している。CDA は部分的な炉心の溶融から、温度過渡変化により燃料蒸気が急速に膨張するような事象まで、余り起るとは考えられない幅広い多様な事象を含んでいる。燃料蒸気の急速な膨張は、原子炉容器上部に損傷を与える危険性があり、ひいては原子炉格納建物にも影響を及ぼす恐れがある。ただし、実際に起こる可能性の大きい CDA はこういうものではなく、炉心が溶融しても燃料蒸発に至らないか、発生するとしてもごくわずかなものである。

炉心崩壊事故はどの程度の健康上の被害をもたらす可能性があるのか？

万一極めて起るとは考え難い炉心崩壊事故（CDA）が発生したとすると、炉心中に格納されていた放射性物質がまず原子炉容器から漏れ出し、さらに原子炉格納建物より環境に放出された場合にのみ周辺への健康被害を引き起こすこととなる。もしこのような事象のシーケンスが生じたとすると以下のような健康上の影響が引き起こされる危険性がある。

- ・早期致死
- ・呼吸器系疾患
- ・甲状腺腫瘍
- ・晩発性致死性ガン

CDA で最も考えられる結果とはどのようなものか？

万一 CDA が発生した場合にも、一般大衆の健康には有意な影響を及ぼさないというのが最も考えられる評価結果である。炉心からの放射性物質の放出を伴う発生頻度の低いながらも多い事故では放射性物質は原子炉格納建物内に格納される。このような事故においては炉心の形状が損なわれるため、原子炉の所有者はそのプラントを放棄せざるを得なくなろう。しかし、一般大衆への影響は、核分裂性物質やプルトニウムが原子炉格納建物から外部に漏れ出ることがほとんど認められないため、事故の発生が識別できない程度のものである。

起るとは考えにくい CDA が CRBRP で万一発生した時の、最も考えられる事故の影響は以下のようなものである。

- ・早期致死：ゼロ
- ・呼吸器系疾患：ゼロ
- ・甲状腺腫瘍：約 1 名
- ・晩発性致死性ガン：1 名以下

CDA の結果どの程度の早期致死が予想されるのか？

万一起るとは考えにくい CDA が発生したとしても、その結果として予想される平均的な早期致死はゼロと評価された。このような事象の発生頻度は 50,000 炉年に 1 回と評価された。原子炉格納建物と付属の冷却及び浄化設備の働きにより、CDA 事故時の放射性物質の環境への放出量は炉心内の放射性物質の量と比べ極めてわずかなものとなる。

本検討での CDA のなかで最大の早期致死をもたらすケースでは 2000 人となった。この事故の発生頻度は 2 億炉年に 1 回となる。この最大致死量は極めて起り得ないケースによるものであり、

極めて不利な条件のもとで発生するものである。すなわち 100 分の 1 の確率の不利な気象条件下での評価である。したがってこの最大の致死量をもたらす事故の発生する確率は 200 億炉年に 1 回と考えられる。

晩発性及び長期間の健康への影響はどのようなものか？

万一起るとは考えにくいCDAが発生した時に予想される晩発性致死量は1名以下と評価された。そのような事故の発生頻度は、およそ 50,000 炉年に 1 回と評価された。本検討で最大の晩発性致死を生じるケースでは、200 人/年となった。この被害を与える事故の発生確率は、最大の早期致死を引き起こしたケースと同じように 200 億炉年に 1 回である。

表 2.1.1 各種原因による個人的致死リスク^a

致死の原因	1年間居住による死亡リスク	
	確率	回数
自動車	3.7×10^{-4}	1 in 2,700
落下	8.1×10^{-5}	1 in 12,000
火災、火傷	3.1×10^{-5}	1 in 32,000
水死	2.6×10^{-5}	1 in 38,000
毒物	2.5×10^{-5}	1 in 40,000
銃砲	1.3×10^{-5}	1 in 77,000
水上輸送 ^b	7.6×10^{-6}	1 in 132,000
航空輸送 ^b	5.2×10^{-6}	1 in 192,000
鉄道輸送 ^b	3.3×10^{-6}	1 in 303,000
農場事故 ^c	1.7×10^{-6}	1 in 5,900
電力利用	5.2×10^{-6}	1 in 192,000
雷	3.2×10^{-6}	1 in 313,000
竜巻	3.0×10^{-7}	1 in 3.3 million
全事故	7.2×10^{-4}	1 in 1,400
自殺	1.2×10^{-4}	1 in 8,300
殺人	1.4×10^{-4}	1 in 7,100
ガン	1.8×10^{-3}	1 in 550
軽水炉 ^d	4.3×10^{-11}	1 in 20 billion
CRBRP事故		
早期 ^e	2.9×10^{-11}	1 in 30 billion
晩発生 ^f	4.5×10^{-12}	1 in 200 billion

- a. これらの確率は、1973年のCRBRPから半径50マイル以内の人口データ（約7,000人）について求められた。この地域での地域住民の人口変化は少ないので、年度別変動は小さいと推定される。
- b. 業務従事者は除く。
- c. 農場住民に限定。
- d. RSS評価での致死量推定に基づいており、1基の原子炉事故による半径25マイル以内での影響の合計。
- e. CRBRPサイトから10マイル以内の人口（約42,000）について本報告で推定された、早期致死/人年の確率。
- f. CRBRPサイトから10マイル以内の人口について本報告で推定された晩発性致死/人年の確率。

表 2.1.2 CRBRP のリスク評価と WASH-1400 の比較

	CRBRP のリスク評価	WASH-1400
原子炉の数	1	100
原子炉の型式	LMFBR	LWR*
原子炉出力	380 MWe	1000 MWe
原子炉サイト	テネシー州オークリッジ、 —クリンチリバー	米国内の6つの代表的 LWR サイト
原子炉の状況	最終設計段階 建設始まっていない	米国内で60基以上の商 業用 LWR が運転中であ る。7基は1000 MWe 以 上である。
評価作業の期間	10ヶ月	3年

* PWR と BWR を含む

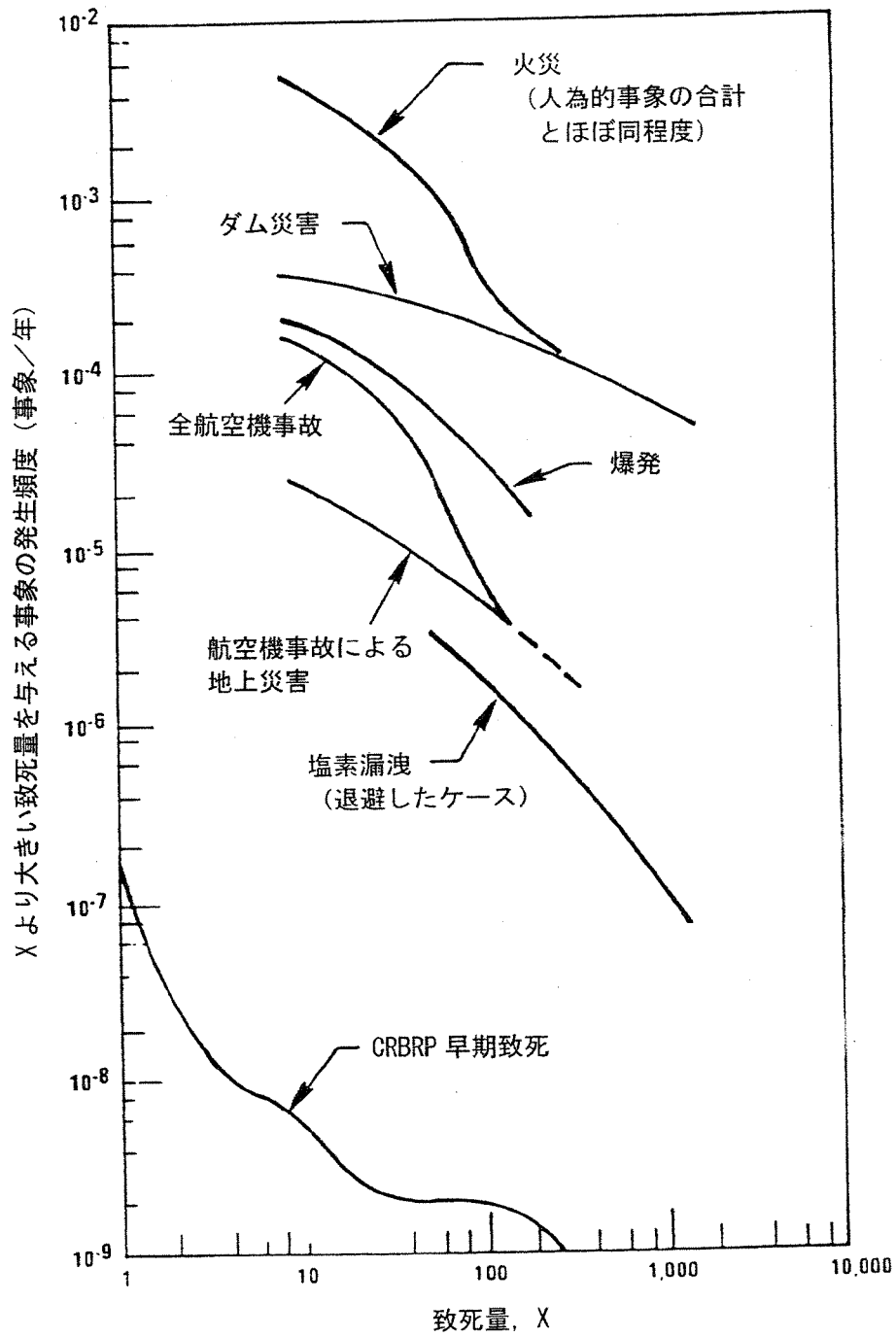


図 2.1.1 CRBRP サイトから 10 マイル以内での人為事象による致死的事象の発生頻度

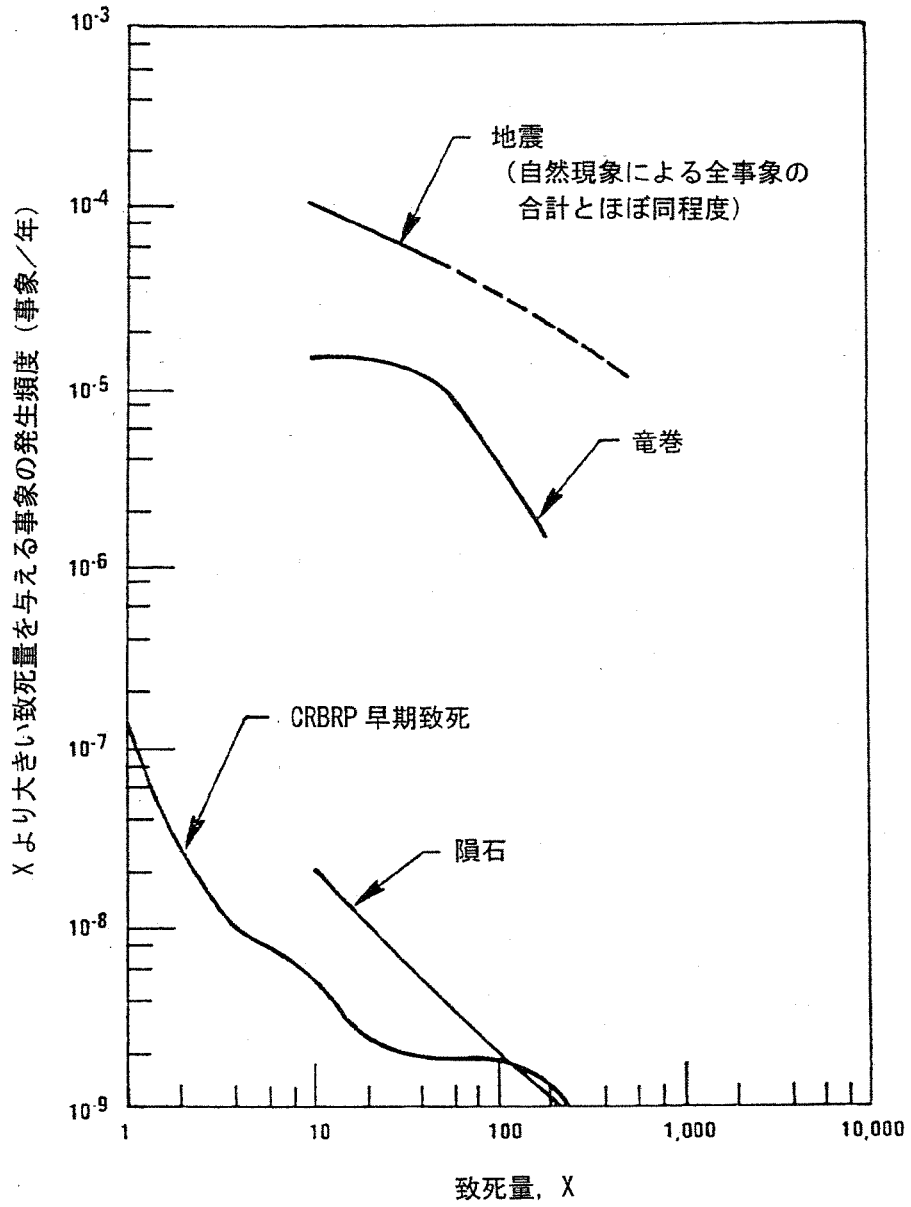


図 2.1.2 CRBRP サイトから 10 マイル以内において発生する自然事象による致死事故の発生頻度

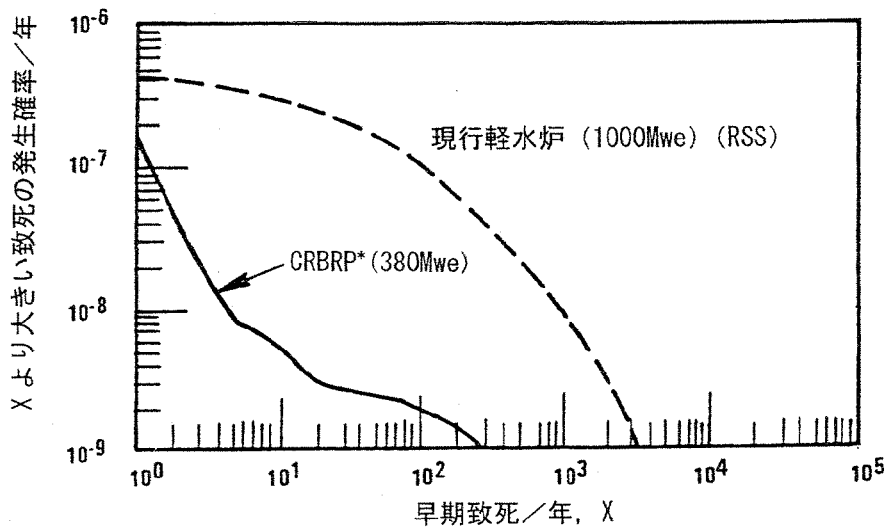


図 2.1.3 LWR 事故と CRBRP 事故による早期致死の累積確率分布/炉年の比較

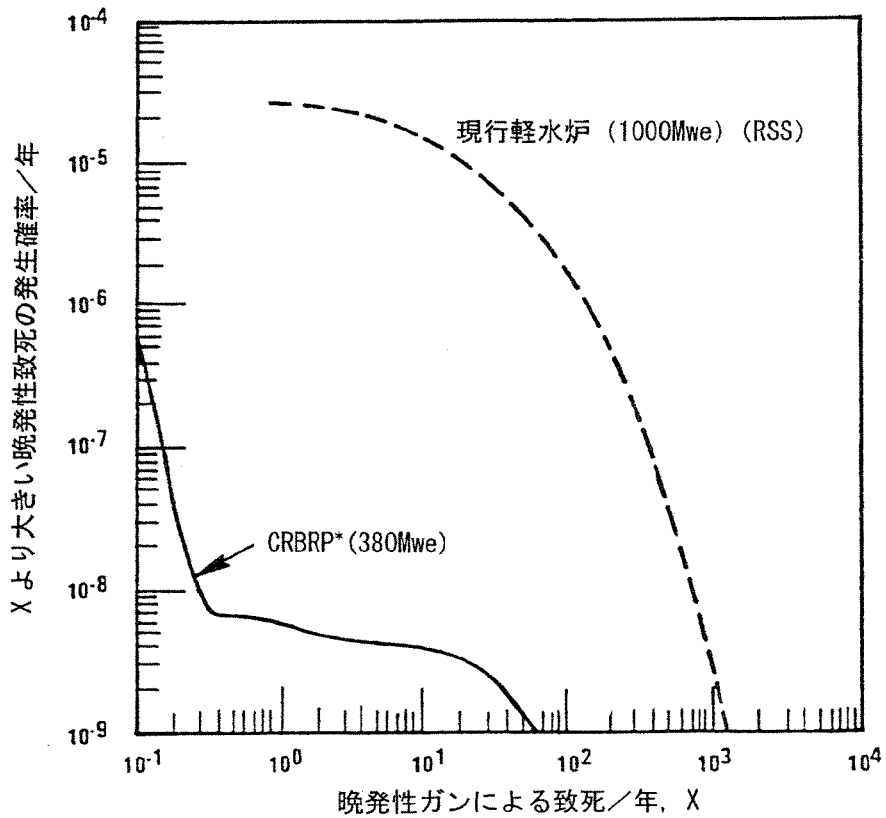
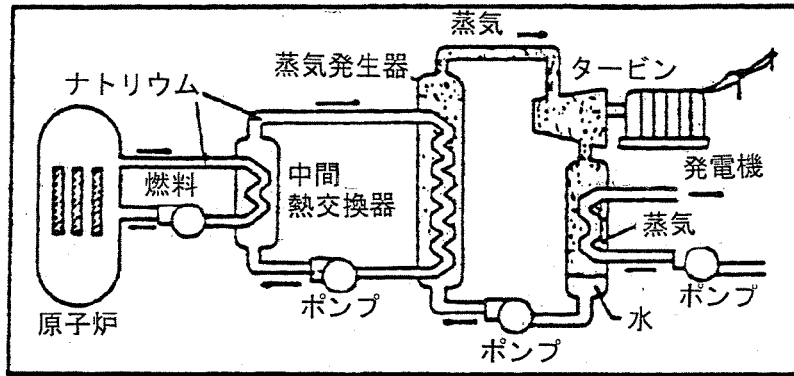
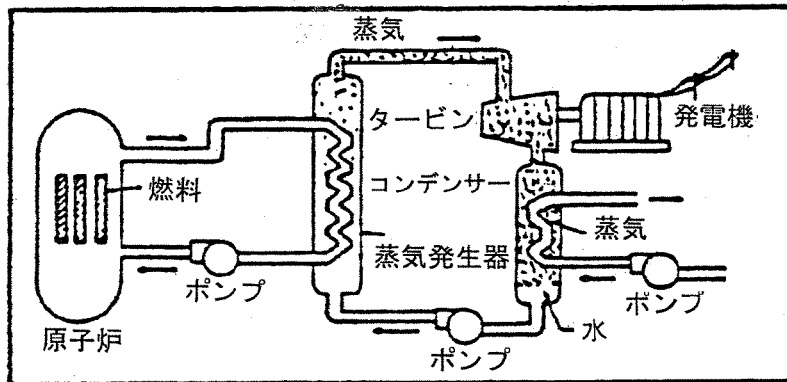


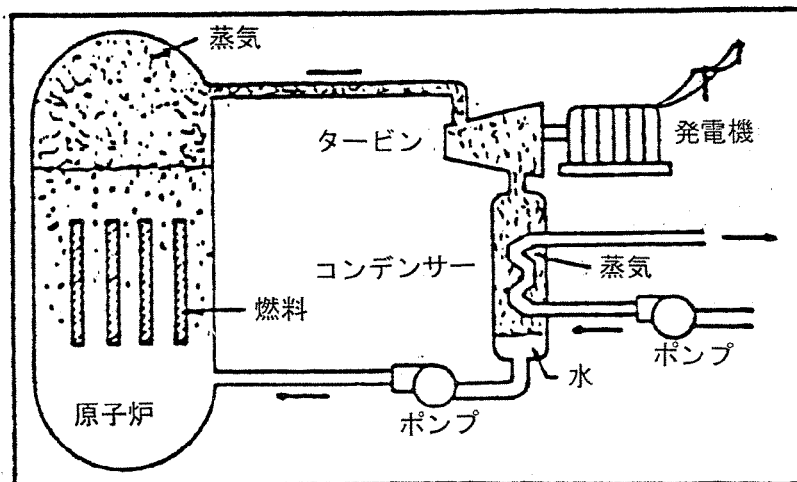
図 2.1.4 LWR 事故と CRBRP 事故による晩発性ガンによる致死の累積確率分布/炉年



(a)



(b)



(c)

図 2.1.5 代表的原子力発電プラントの系統比較 (a) LMFBR (b) PWR (c) BWR

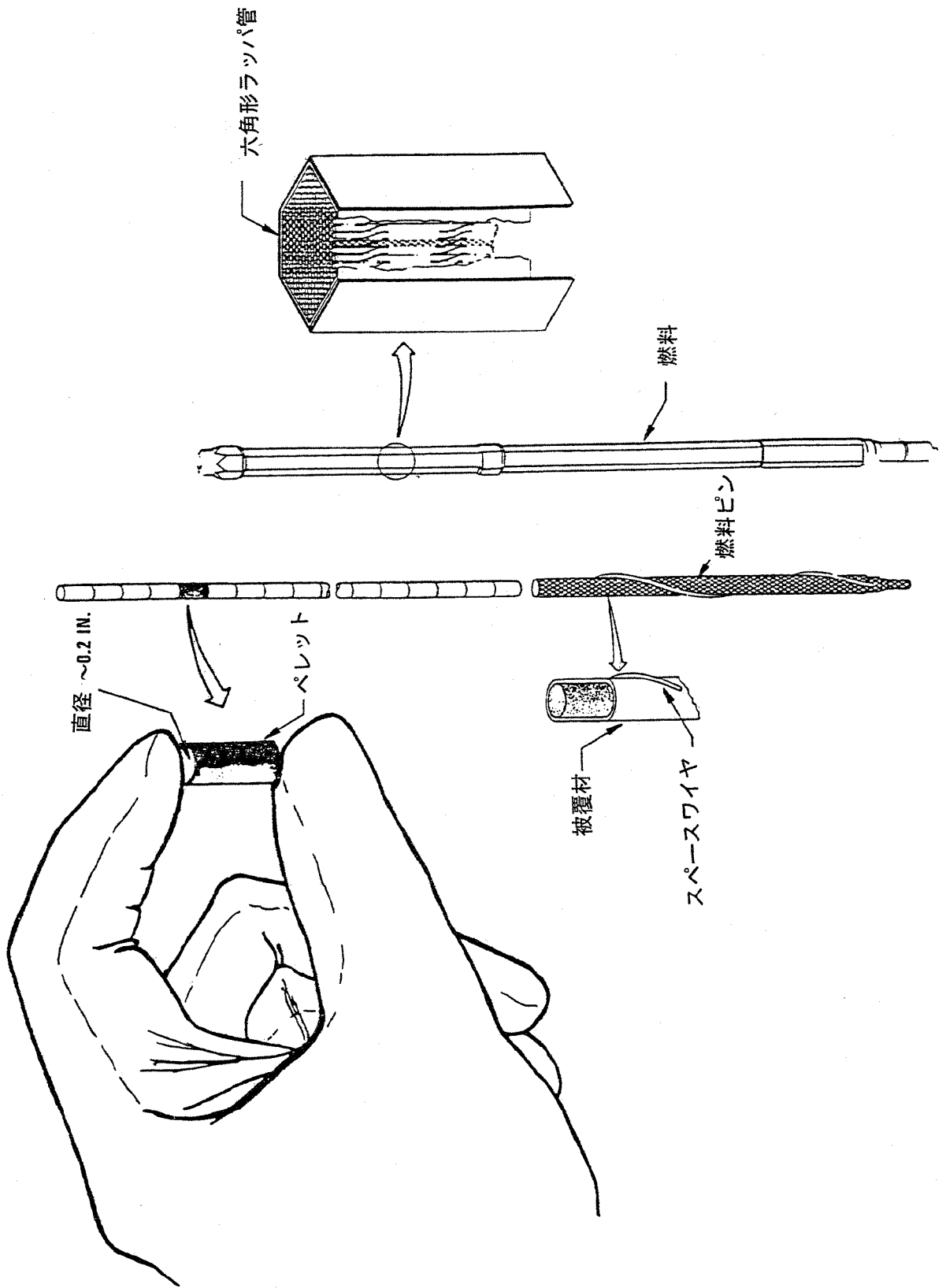


図 2.1.6 燃料ペレット、燃料ピン、燃料集合体の概念図

2.2 研究の定義

(1) リスクの展望

この研究では、リスクは CRBRP を運転することにより生じる公衆の健康に及ぼす危険の度合いとして定義する。具体的には CRBRP からの放射性物質の放出によりもたらされる早期致死や長期にわたる疾患の発生確率として示される。

CRBRP のリスクを考えるに当たって、以下の点を考えておく必要がある。

発電を行なうということは、他の社会的行為にもリスクがあるように、リスクを伴うものである。

社会的行為に伴うリスクは、常にその行為のもたらす利益とのバランスで考えられるべきである。従来の非原子力発電所のリスクは、そのもたらす利益と比較し、社会的に受け入れられてきたと考えられる。

原子力発電所のリスクは、建設されると周辺住民には避けられないリスクになると考えられている。

原子力発電所のリスクと利益がバランスするものであるかどうかの判断には、個人レベルでの判断や意見を反映する必要がある。この報告はその判断への情報を提供するものである。

この研究は、他の社会的リスクと比べ CRBRP のもたらすリスクは無視できる程度のものであることを示している。

(2) 研究の範囲

この評価研究は、380MWe の LMFBR、CRBRP のリスク評価を行なうものである。CRBRP の設計は完全には完了していない段階にあるが、1976 年 5 月時点での設計情報に基づいて評価している。基本的には一番リスクの大きい全出力時の炉心事故のリスク評価を中心に行なっているが、起動時や低出力時、その他炉心外事象についても評価を行なっている。2 ループ運転時のリスク評価は行なっていない。

竜巻、洪水、航空機落下事故、タービンミサイルなどの外的要因についても考慮したが大きな影響を与えるものではなかった。外的要因の中で大きな影響のあるのは地震である。地震については付録 に詳細を示す。

以下の事項についてはこの研究では扱っていない。

CRBRP での発電以外の燃料サイクルに伴うリスク。

発電所におけるサボタージュ行為の影響。

発電所の財産被害の程度。

(3) 方法論の概要

この研究で用いられた手法は先行研究である原子炉安全性研究(RSS)で十分な経験を積んだものであり、良く知られたものである。RSS のデータや手法で利用可能な部分は、可能な限り利用した。

CRBRP のリスク評価は事故シーケンスの定義と定量化、事故の解析と評価、影響評価のモデル化、リスク評価、の四つの部分よりなる。事故シーケンスの定義と定量化では、イベントツリーやフォールトツリーの手法が RSS に習って用いられている。事故の解析と評価では、LMFBR 特有の手法、技術、コードを用いて解析が行なわれた。これらは、予備的安全解析書(PSAR.1975)等に記載されている。影響評価のモデル化やリスク評価には RSS の手法が応用できる。しかし、LMFBR の影響を考慮した放射性物質移行のモデル化とサイトの気象条件等は特有の対応が必要である。

RSS の手法が用いられている部分をまとめると以下のようなものである。

起因事象を定義する上での手法

起因事象より保護動作の失敗を経て CDA に至る過程の解析手法

放射性物質の放散を緩和する過程の評価手法

保護動作の失敗確率を評価する手法

CRBRP と軽水炉で共通する機器、システムの故障データ

CRBRP リスク評価で LMFBR 特有の配慮が必要であった主なものは以下である。

炉心の崩壊から放射性物質の移行、環境への放出に至る過程での解析・評価

高温ナトリウム環境下での機器・システムの信頼性評価手法と故障データ

サイト条件を考慮した健康への影響評価

(4) 研究体制

本研究の作業の流れと主な分担、参加組織名を図 2.2.1 に示す。このリスク評価作業全体の指示と指導は CRBRP プロジェクト事務所により行なわれた。

(5) 報告書の構成

この報告書の構成を図 2.2.2 に示す。

本文は以下より構成される。

- 1 章 序論
- 2 章 研究の定義
- 3 章 CRBRP の設計と LMFBR 事故の特徴
- 4 章 リスク評価のアプローチ
- 5 章 事故シーケンスの定義と定量化
- 6 章 炉心事故解析と評価
- 7 章 放射性物質の放出解析
- 8 章 影響評価
- 9 章 炉心外事故と起動時及び低出力時の炉心事故
- 10 章 要約と結論

付録は以下により構成される。

- 付録 炉心関連事故シーケンスの定義
- 付録 シーケンス発生確率の決定
- 付録 故障確率データ
- 付録 事故シナリオの評価
- 付録 放射性物質放出解析
- 付録 炉心外事故
- 付録 CRBRP の安全思想と設計上の特徴
- 付録 原子炉事故の影響計算
- 付録 感度解析
- 付録 火災のリスク

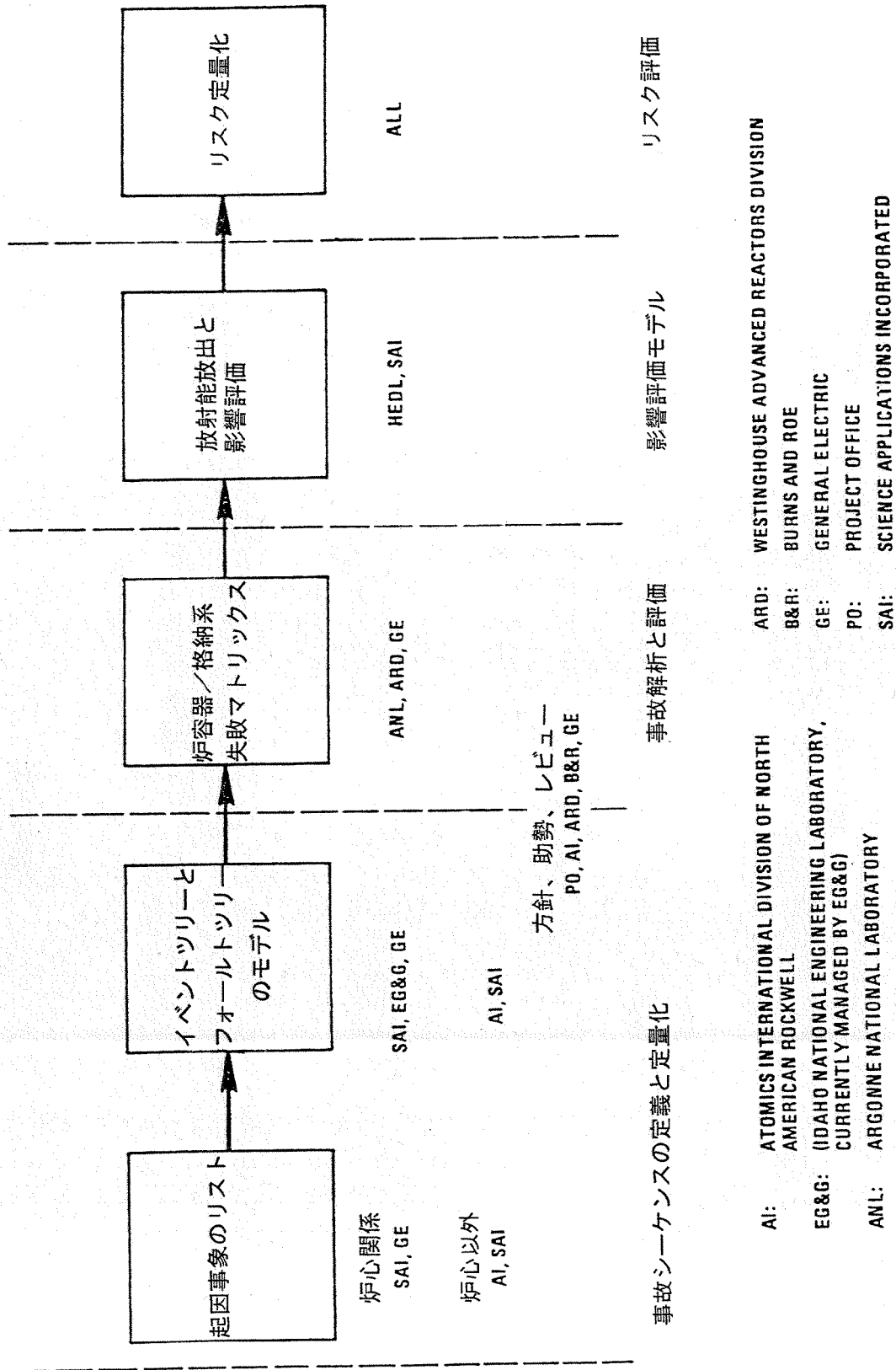
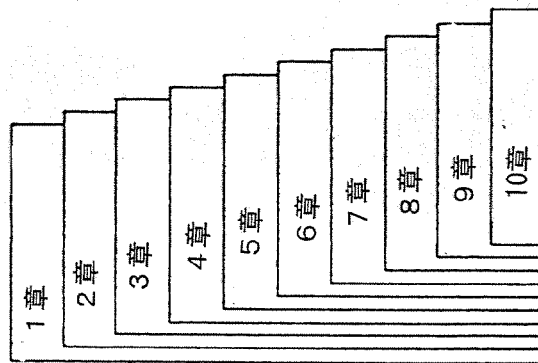


図 2.2.1 CRBRP リスク評価作業参加機関

報告書構成



付録構成

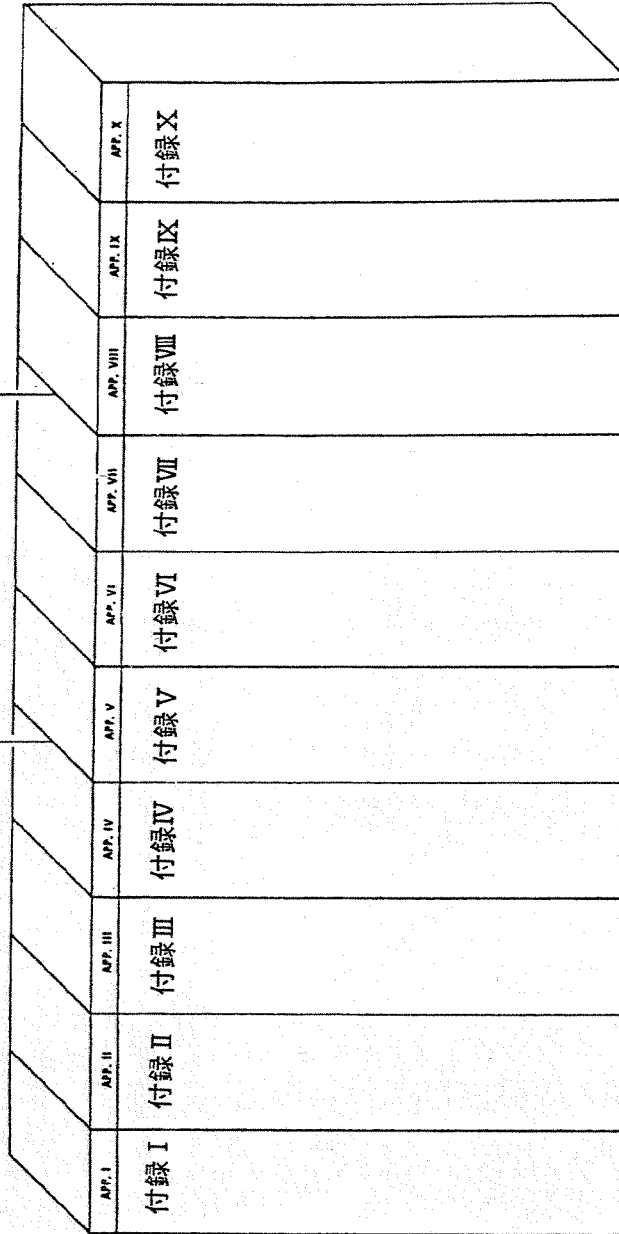


図 2.2.2 CRBRP リスク評価報告書の構成

2.3. CRBRP の設計と LMFBR の事故の特徴

2.3.1 初めに

原子力発電プラントは、大量な放射能を環境に放出するという、潜在的なリスクを持つ点で従来の発電プラントと比べて異なっている。これは軽水炉の RSS において議論されたのと同様に、CRBRP のような LMFBR についてもいえることである。

溶融は長期間不整合が続いた場合に 2 通りの方法で起こり得る。:

熱除去が熱発生に対して不適切な場合(冷却不足)

原子炉出力レベルが除熱容量に対して大きすぎる場合

以下では CRBRP の原子炉冷却系、原子炉停止系及び格納施設について、LMFBR 事故の特性と、これらの事故を防止し抑制する系統機能について述べる。

2.3.2 CRBRP の設計

本章では CRBRP を三つの観点、すなわち：機能設計、安全設計思想、及び安全に関連した設計について述べる。

(1) CRBRP の機能設計

CRBRP の燃料物質はウラン及びプルトニウムで、長く薄い円筒状の管内に密封され燃料ピン又は燃料棒を構成している。燃料棒は燃料集合体といわれる六角管の内側に収納されている。図 2.3.1 に燃料ペレット、燃料棒及び燃料集合体を示す。CRBRP 炉心は 198 体の炉心燃料集合体及び 150 体のブランケット集合体で形成されている。炉心燃料集合体はブランケット集合体で完全に囲まれていて、炉心から漏えいする中性子は燃料物質の天然ウランをプルトニウムに変換する。炉心は原子炉容器と付属構造物で図 2.3.2 に示すように支持されている。

通常運転時の炉心冷却は熱輸送系で行われる：1 次熱輸送系(以下「PHTS」という。)、中間熱輸送系(以下「IHTS」という。)及び水蒸気系。図 2.3.3 に格納施設内に設置される熱輸送系を示す。図 2.3.4 は PHTS、IHTS 及び水蒸気系の構成並びに炉心から蒸気発生器までの熱の流れを、図 2.3.5 は熱輸送系の詳細を示す。水蒸気系は 3 基(3 ループから構成され、各ループ 1 台)の蒸気発生器から構成され、蒸気発生器からの蒸気はすべて 1 基のタービン発電機に供給される。

(2) CRBRP の安全設計思想

CRBRP の安全設計に幾つかの指針がある：国の規制、信頼性計画、適用可能な軽水炉 規定等安全設計には下記の 3 レベルである。

レベル 1：

プラント全ての機器及びシステムの品質保証。冗長性、試験可能性、保守性及びフェールセーフ特性を含めたプラントの設計、建設及び運転。通常運転の信頼性の確保及び事故の防止。

レベル 2：

プラントの設計、建設及び運転での注意にも係らず起り得ると予想される低い可能性の事象の防護；このような事象が生じても安全な状態が確保できること。

レベル 3：

著しく低い可能性の欠陥に対しても設計上対処すること。例えそれらが稀な破損しかもたらないような事象であっても、防護対策を準備することが適当である。

(3) 安全に関連した設計

上記の安全思想に基づいて安全に関連した設計が行われる。その主なものは原子炉停止系、崩壊熱除去系(以下「SHRS」という。)、原子炉格納建物(以下「RCB」という。)及び格納施設。原子炉停止系及び崩壊熱除去系は前記レベル 1 及び 2 に相当する。RCB はレベル 3 に相当する。

原子炉停止系

原子炉停止系の目的は核分裂反応を制御し又は止めることにある。原子炉停止系はプラント保護系(以下「PPS」という。)と制御棒システムより成る。PPS は異常な運転(例えば流量低)を検出し停止信号を発する。制御棒システムは制御棒と制御棒駆動機構からなる。棒状の炭化硼素を封入した制御棒を炉心に挿入し中性子を吸収して核分裂反応を停止する。制御棒駆動機構は原子炉容器上部に図 2.3.2. に示すように設置される。制御棒は通常停止時には緩やかに、また潜在的に過熱の可能性が存在する場合には急速に(自動的に)挿入される。CRBRP には原子炉を必ず停止できるように 2 種類の異なった原子炉停止系が設計されている。

原子炉崩壊熱除去系

SHRS の目的は原子炉停止により核分裂連鎖反応が停止した後に原子炉から崩壊熱を除去するためである。3 系統の熱輸送系の中の 1 系統と正常な水蒸気系とで冷却可能である。通常の水蒸気系が不作動の場合は、補助冷却系(図 2.3.5 参照)が使用される。互いに異なった水源(保護貯

水タンク)からの3台の給水ポンプのうち1台は、3台の空気冷却熱除去系(以下「PACC」という。)(各系統1台)と共に炉心を冷却できる。補助給水ポンプ、防護された貯水タンク、及びPACCは蒸気発生器補助冷却系(以下「SGAHRs」という。)といわれる。

蒸気発生器3系統の全てが不作動時には、なお直接炉心冷却系(以下「DHRs」という。)があり、適切に炉心冷却される。DHRsは原子炉容器から直接に熱を除去し、中間ループを経て空気冷却式熱交換器に除去する。DHRsは図2.3.5に示す。

RCB及び格納施設

RCB及び格納施設の目的は著しく起こり得ない炉心事故に引続いて環境に放出される放射能を最小にすることにある。RCB自身は原子炉とPHTSを完全に収納する低漏えいの鋼製容器で構成されている。RCB内へ放射能が放出された時、漏えいを最小にするために格納施設隔離が自動的に起る。コンクリート製の密封建物はRCBを完全に包囲し、両建物間の環状部に空気の空間を提供している。

RCB及び以下に述べるシステムが燃料溶融の事象の際に放射能放出を低減する。このシステムは図2.3.6に示されている。

このリスク評価のためにRCB及び格納施設は下記の機能よりなる：

- ・RCB貫通部、包囲物及び付属物
- ・格納施設隔離の確立
- ・RCB冷却
- ・RCB排気及び給気システム
- ・ガス洗浄
- ・フィルター
- ・格納施設及び付属物

これらRCB及び格納施設の機能の系統構成を図2.3.7に示す。

(4) CRBRPの核的パラメータ

表2.3.1にCRBRPの重要な核的パラメータを、CRBRPの予備安全解析報告書から要約した。

2.3.3 CRBRPと軽水炉の主要特性の比較

CRBRPと軽水炉は固有の特性と安全設計に多くの類似性を有しているが、下記の特性の違いが

事故シーケンスと放射性放出値とに大きな影響をもたらす。

CRBRP の 1 次冷却系は低圧ナトリウム系でナトリウム中間熱輸送系を備えている。PWR は中間熱輸送系を持たずに水蒸気系に高圧水 1 次系が接続されている。CRBRP の冷却材に蓄積された低いエネルギーは、冷却系配管破断(すなわち軽水炉の冷却系喪失事故の事故シーケンス)が軽水炉より明らかに低いリスクの事故であることを示している。さらに、ガードパイプ又はガードベッセルと言われている外容器(エンクロージャ)は、配管破損時に原子炉容器の液位が炉心より上部に保持されることを保証している。

CRBRP の熱的、流力的、核的及び寸法上の特性は、燃料の溶融、蒸発に至る事象を排除できない。この特性が CRBRP では、機械的エネルギーの発生を伴う炉心崩壊事故のリスクを無視できなくしている。

CRBRP の格納施設内での化学的挙動、温度及び格納施設の雰囲気圧力条件は、下記の点で軽水炉と異なっている。

- ・ CRBRP の格納施設における低圧雰囲気での挙動

- ・ ナトリウム酸化エアロゾルの凝集と沈着による CRBRP 格納施設の固有の減衰機能

炉心事故後に格納施設から環境に放出される放射性物質量は、CRBRP では軽水炉 より低い。

ナトリウムと沃素とエアロゾルの沈降効果は放出沃素を軽水炉 より明らかに少なくする。

CRBRP の設計は 2 種類の独立した、急速作動の炉停止システムを備えている。したがって想定されたスクラムなしの過渡事象は CRBRP では軽水炉より厳しい応答となるが、このような事象の確率はより低くなっている。

CRBRP の炉心のプルトニウムインベントリは 1000MWe 軽水炉 の約 3 倍である。それゆえ電気出力 MW 当りのプルトニウムの量は CRBRP は軽水炉 の約 9 倍である。CRBRP のプルトニウムの約 1/3 は径方向ブランケットに含まれ、炉心事故には含まれない。この莫大なプルトニウム量は、炉心事故での燃料の蒸発に至る可能性と共に、軽水炉 における以上に CRBRP のリスクのより重要な因子となる。

2.3.4 LMFBR 事故の特性

(1) LMFBR の放射性線源

LMFBR の主な放射性線源は炉心及びブランケット内のプルトニウム、核分裂により生成される核分裂生成物、中性子照射により放射化した 1 次ナトリウムの放射能及び燃料からナトリウムに

放出される少量の放射能と放射化した構造材から放出される少量の放射能である。

原子力発電所プラントの中で放射能が存在し、各場所での量が識別できる。表 2.3.2 には CRBRP の放射能インベントリが集計してある。これを見る限り最大の放射エネルギーは炉心と 1 次冷却系にある。放射化された 1 次冷却系に関連する放射能は、炉心内の核分裂生成物とプルトニウムに比べて短半減期であり、したがって全体の潜在的リスクに比べて少ないものである。

(2) LMFBRs からの放射能の放出

LMFBR においては、燃料の過熱により発生する燃料溶融と燃料位置変動(リロケーション)が、炉心崩壊事故(CDA)をもたらす。このような事故において 1 次冷却材バウンダリは有効な障壁となる；放射能が格納施設内に放出されるのを限定することにより、サイト外に微小な線量しか放出させないためである。しかし、もし炉心の本格的な溶融に至るシーケンスならば、その結果として原子炉容器とガードベッセルの溶融貫通が生じ、大量な放射性物質が格納施設内に放出されるであろう。そのようなシーケンスに対しては、サイト外の線量は上昇するが、格納系はこれを最小化するように設計されている。

LMFBR の炉心崩壊事故は特性的に軽水炉の炉心損傷事故と相異している。LMFBR 炉心は最大反応度の配置にはなく、寸法変化又は炉心材料のリロケーションに敏感である。炉心崩壊事故は、理論的には、ゼロから何百メガジュールまでの初期の急激な機械エネルギー放出(エナジェティックス)を伴う。ゼロ又は低出力エネルギー放出事象は、非常に起こりがたいが、燃料の緩慢な融解及び原子炉容器の溶融貫通につながることもある。機械的エネルギー放出の高い(高エナジェティックス)事象は更に低確率ではあるが、炉心の一部が蒸発し、1 次熱輸送系の機械的破損が起り得る。原子炉容器上部及び格納施設建物はそのような事故では破損し得る。もし、原子炉容器、容器上部及び格納施設の破損が苛酷ならば、放射能は即時に格納施設又は環境に放出される。高エナジェティックス事象も、CRBRP では現状排除できず、リスクアセスメントの対象となる。

2.3.5 CRBRP の事故の種類

(1) スクラム失敗を伴う過渡出力上昇

過渡出力上昇(以下「TOP」という。)事故シーケンスの 1 例は、下記の通りである：

- ・ 起因は原子炉出力を上昇させる正の反応度(1 体又はそれ以上の制御棒の制御されない引抜の可能性)
- ・ 原子炉停止系は原子炉出力上昇時にスクラムするように設計される。スクラム失敗は炉心崩壊

事故(スクラム失敗による TOP 事故)に至り得る。

- ・ もし炉心崩壊事故が起ったら、格納施設の機能により、長時間にわたって RCB 内に炉心から放出される放射能を保持し、格納施設雰囲気スクラバ及びフィルタで制御した状態で環境へ放出する。
- ・ 原子炉停止時には崩壊熱は SHRS で除去される。SHRS の破損は核分裂生成物の崩壊熱のヒートシンク喪失(以下「LOHS」という。)事故に至る。

スクラム失敗を伴う TOP 事故から炉心崩壊事故に至ったら、燃料は過熱し溶融して、被覆管破損及び燃料のナトリウム冷却材流路への飛散が生じる。一般的な LMFBR 安全解析の合意では、最初の燃料破損は炉心頂部付近で起こる。

燃料破損の解析では、溶融燃料は破損口まで移動し冷却流路で流体力学的にスweepアウトされるため、炉心は冷却可能な状態に保たれ、機械的なエネルギーの放出はなく原子炉停止に至ることを示している。しかし、全炉心溶融に至る可能性は排除できないため、TOP 起因の炉心崩壊事故を保守的に想定している。

TOP 事故の起因事象

制御されないか予測されない正の反応度の挿入は、制御棒の移動、燃料の移動、ナトリウム密度の変化、又は炉心温度の変化で起る。制御棒の移動は制御されない制御棒の引抜で起こる。インターロックは制御棒システムの、このような異常事態を最小にするように設計される。燃料の移動は地震によっても起こり得る。LMFBR の炉心のコンパクト化は、元の炉心が反応度の最大配置にはないために、正の反応度の挿入を引き起こす可能性がある。ナトリウムの密度変化は、炉心を通るガスバブルに起因する。炉心温度の変化はドブプラ反応度に変化をもたらす。燃料温度の低下は、核分裂率(すなわち出力)の増加を起こす。

TOP 事故に対する保護対策の特長

TOP による正の反応度挿入の起因事象は、反応度挿入率に依存した原子炉出力の増加を生ずる。炉停止系は過出力状態を検出し、スクラム信号を制御棒に伝達し、及び制御棒を炉心に挿入する時間を最小にするように設計されている。

もし両方の制御棒システムが失敗し、炉心崩壊事故が発生すると、放射能は PHTS 境界内に内包される。しかし、もし炉心崩壊事故の機械的エネルギー放出が大きすぎた場合、もしくはもし

一部又は全炉心が原子炉容器を溶融貫通した場合、炉心からの放射能はRCB内に放出される。格納施設隔離システムは建物からの漏えいを最小にするように設計されている。排気及び給気システムは、スクラバ温度フィルタシステムと共に、希ガス以外の放射能を除去し、環境への放出を制御するように設計されている。アニユラス冷却系システムは鋼製格納容器を冷却する。動力電源は格納施設隔離以外の全ての機能に必要とされている。

(2) スクラム失敗を伴う流量喪失

スクラム失敗を伴う冷却材流量喪失(以下「LOF」という。)事故のシーケンスの1例は下記の通りである:

- ・ LOFの起因事象シーケンスは炉心冷却流量のコーストダウンである。流量コーストダウンの原因はPPS信号と外部電源喪失による1次ポンプトリップを含んでいる。
- ・ 制御棒システムはPPS信号にตอบสนองして原子炉を停止するように設計されている。炉停止の失敗は炉心崩壊事故に至る(すなわち、スクラム失敗を伴うLOF事故)。
- ・ もし炉心崩壊事故が発生したら、格納システムは炉心からRCB内に放出された放射能を長期間保持し、格納施設内放射能を環境へ制御された方法でスクラバ及びフィルタを経て放出できるように設計されている。
- ・ 原子炉停止時には、崩壊熱はSHRSから除去される。SHRSの故障による炉停止後の除熱不足はヒートシンク喪失(以下「LOHS」という。)事故に至る。

もし炉停止系故障を伴うLOF事故が発生した場合は、ナトリウム冷却材は沸騰始め、被覆管とナトリウム間の熱伝達の減少により被覆管の破損に至る。引続いて起こる燃料溶融、被覆管溶融、及びガス状核分裂生成物の放出で生ずる燃料の分散により燃料と被覆管のリロケーションに至る。これらのリロケーションは、ナトリウムの沸騰、又は燃料/冷却材の相互作用によりナトリウムのボイド反応度による高反応度ランプ入力率と機械的エネルギー放出の大きさを決める。LMFBRの安全解析者の合意では、スクラム失敗を伴うLOF事故では、機械的エネルギーによる炉心崩壊は起り得ないと判断されるが、CRBRPの規模のLMFBRにとって現時点では排除できない。もしLOFに起因する炉心崩壊事故の発生を想定すれば、ゆっくりした全炉心溶融が一般的に考えられる。

LOF事故の起因事象

流量コストダウンの主たる原因はPPS 信号による 1 次ポンプトリップである。CRBRP の PPS は 1 次ポンプと中間系ナトリウムポンプを、スクラム信号が制御棒から送信されると同時に自動的に発生するように設計されている。ポンプがトリップされた時(すなわち、ポンプへ送電する電源ブレーカが開放された時)、炉心を流れる流量は 100% から約 10% に、10～15 秒で減少する。もし制御棒が核的連鎖反応を止めなかった場合は、ポンプがトリップして数秒以内(流量が定格流量の約 40%のとき)に冷却材沸騰が起り、炉心崩壊事故が起る。

LOF 事故に対する保護対策の特長

制御棒システムは LOF 事故に対する重要な保護対策である。以下の点を除き制御棒システムの TOP 事故への対策がそのまま適用される。LOF 事象を収束させるためには、より少ない制御棒の挿入で十分である。さらに制御棒を炉心に挿入するには、(緩やかなコストダウンのために)より大きな時間的余裕がある。もし制御棒が原子炉の停止に失敗し、炉心崩壊事故が発生したら TOP 事故で述べたと同様に 1 次冷却材バウンダリー内に放射能を保持すると共に、格納システムが機能する。

(3) ヒートシンク喪失事故

LOHS 事故シーケンスの最も重要な例は外部電源喪失に起因する。このシーケンスの簡単な説明は下記の通りである。

- ・ 原子炉が運転中に外部電源喪失が起る場合。この事象はタービン発電機負荷喪失及びナトリウムポンプのコストダウンを引き起こす。(すなわち、LOF)
- ・ 原子炉停止系が LOF に応答するために原子炉を停止させる。炉停止系失敗は炉心崩壊事故の起因事象となる。
- ・ 炉停止が成功すると崩壊熱除去に移行する。このとき、外部電源は得られない。もしディーゼルが起動し、負荷及び SHRS 機能を受持つならば、炉心は適切に冷却される。
- ・ もし両ディーゼルが起動失敗すれば、ナトリウムループの自然循環と蒸気タービン駆動の補助給水ポンプにより給水し、蒸気を放出させる。これによる崩壊熱除去がただ 1 つの可能な手段となる。このモードは数時間の除熱が可能である。もし、外部電源又はディーゼルが所要時間内に回復しなければ、LOHS に起因する炉心崩壊事故が起り得る。

原子炉停止の状態が発生する LOHS に起因する炉心崩壊事故は炉心と 1 次系の緩やかな温度上

昇を招き、最終的には炉心と原子炉容器の構造的な破損を引き起こす。炉心は溶融して原子炉容器の底を貫通して原子炉容器ピットまで至り、最終的にはナトリウムと蒸発した炉心の核分裂生成物は格納施設の雰囲気放出される。想定される炉心と制御棒の相対挙動変化により引き起こされる再臨界と引続き起る炉心の蒸発と、これに伴うエナジェティックな炉心崩壊の可能性を排除できなく、そのためリスクアセスメントの中で考察される。

ヒートシンク喪失事故の起因事象

LOHS 事故に至る最も重要な起因事象は、外部電源喪失である。他の起因事象は安全性評価用地震(以下「SSE」という。)である。なぜなら、SSE は崩壊熱除去用の機器とシステムの機能低下を引き起こすのと同様に外部電源を喪失させる。主コンデンサ破損又は主給水ポンプ破損は LOHS を引き起こす。

LOHS 事故に対する保護対策の特長

LOHS 起因事象に対する保護対策は、炉停止系、ディーゼル、蒸気発生器補助除熱システム (SGAHRs)、直接炉心冷却系 (DHRs)、及び格納施設である。原子炉停止系の機能は、他の事故に対して機能するのと同様である。出力運転中の LOHS 事故時に制御棒を炉心に挿入するには、LOHS の影響が炉心のナトリウム温度に反映されるのに時間を要するので、TOP や LOF よりも幾分長い時間的余裕がある。

もし外部電源が使用できない時には、2 台のディーゼル発電機は自動的に起動し、SGAHRs (及び必要ならば DHRs も)に給電する。主コンデンサと主給水ポンプは外部電源又は所内発電で作動する必要がある。もし、3 台の SGAHRs ポンプが作動しないか、又は 3 台の蒸気発生器システムが全く作動不可能でも、DHRs で炉心の冷却が可能である。もし、ディーゼル 1 台のみが起動して負荷に耐えるならば、SGAHRs は 2 台のポンプの一方で適切に炉心冷却できる。もし両ディーゼルが起動失敗すれば、自然循環が維持できる限られた時間だけ上述の通りに対応できる。もし崩壊熱除去に何れのモードでも失敗し、炉心崩壊事故が起れば、格納施設が LOF 事故又は TOP 事故の場合と同じように機能する。

(4) 1 次系配管破断

1 次系配管破断は炉心からの不適切な除熱を引き起こし、もし炉停止系が作動失敗又は SHRS 作動失敗の場合は炉心崩壊事故に至る。それに加えて、1 次系配管コールドレグ破断は、原子炉停

止系が作動した場合でも、このリスクアセスメントでは保守的に炉心崩壊事故に至ることを想定している。スクラム失敗を伴う1次系配管破断はその確率が著しく低いので、CRBRP のリスクに寄与していない。

1次系コールドレグ配管破断について簡単に下記に示す。

1次系コールドレグ配管破断の起因事象は、原子炉容器入口ノズル付近での両端開口のギロチン破断である。破断場所は最悪のケースとして、原子炉容器入口プレナム(図 2.3.2 参照)としており、他の2ループからの流れも破断口から流出するとしている。入口ノズルから十分離れた場所で起こった破断では、チェック弁の作動により逆流は生じない。

原子炉停止系システムは1次系ループ流量低及び圧力低でスクラムする設計としている。炉停止系作動失敗は1次系配管破断を炉心崩壊事故に至らせる。炉停止系作動成功の場合でも1次系コールドレグ配管破断は保守的に炉心崩壊事故に至ると想定した。

小リークからある程度の寸法までの広い範囲の1次系配管破損に対して、もしスクラム及びポンプトリップが成功すれば炉心崩壊事故は起こらない。これらの事象に対してはガードベッセル及びガードパイプがナトリウム液位を炉心より上に保ち、炉心の熱は熱輸送系で除去される。配管破損及びその結果の保護は、既に議論された考慮と設計の対応でなされ得る。配管破損に対する最終の保護対応はRCB及び格納施設である。

(5) 燃料破損伝播事故

燃料破損伝播事故のシーケンスの例は下記の通りである。

シーケンスの起因事象として、集合体内の部分的な流路閉塞のようなローカルフォールトが発生する。

1ピン又はそれ以上のピンがナトリウムの沸騰による被覆管の過熱のために、欠陥の近傍で破損する。

溶融燃料又は核分裂生成ガスが放出され、圧力パルスにより近接した燃料ピンに温度過渡や機械荷重が負荷されて、集合体内の複数ピンの破損に至る。

スクラム失敗が集合体破損を引き起して他の集合体に伝ぱし、全炉心に広がる。

表 2.3.1 CRBRP の核的パラメータのまとめ

配 置	
燃料集合体本数	198
炉内制御棒本数	19
径方向ブランケット集合体本数	150
寸 法 (インチ)	
集合体ピッチ	4.760
炉心等価直径	73.63
炉心燃料有効高さ	36.0
軸方向ブランケット高さ 上部/下部	14.0/14.0
径方向ブランケット高さ	64.0
初期炉心濃縮度と燃料装荷量	
濃縮度 (Pu/U+Pu)	
内側ゾーン (108 体)	0.177
外側ゾーン (90 体)	0.256
炉心燃料装荷量、BOL ^a (kg)	
235U	36.2
238U	5,114
239Pu	1,203
240Pu	163
241Pu	23.6
242Pu	2.5
核分裂性プルトニウム ^b	1,227
径方向及び軸方向ブランケット装荷量、BOL (kg)	
235U	47.4
238U	21,670
制御系設計	
炉内制御棒本数	19
1 次系 (燃焼、起動、停止)	15
2 次系 (停止)	4
中性子吸収体材質	B4C
中性子吸収体高さ (インチ)	36.0

(続く)

表 2.3.1 CRBRP の核的パラメータのまとめ (続)

運転状態

原子炉全出力(MWt)	975
1 燃料サイクル期間(全出力運転日数)	
初装荷炉心	128
平衡炉心	275
最大ペレット燃焼度限界(MWd/T)	
初装荷炉心	80,000
平衡炉心	150,000
平衡状態までの炉内滞留期間(サイクル数)	
炉心燃料集合体	3
径方向ブランケット集合体	6
最大中性子束 ^c (/cm ² sec ¹)	
炉心領域	
全中性子束	8 x 10 ¹⁵
高速中性子束(エネルギー≥ 0.1 MeV)	5 x 10 ¹⁵
径方向ブランケット領域	
全中性子束	3.5 x 10 ¹⁵
高速中性子束(エネルギー≥ 0.1 MeV)	2 x 10 ¹⁵

^a 寿命初期

^b 核分裂性プルトニウム = ²³⁹Pu + ²⁴¹Pu

^c 寿命中時間及び領域での最大値

表 2.3.2 CRBRP の放射能インベントリ

線源	線源量(10^6 Ci)
原子炉容器内の燃料及びブランケット	
プルトニウム	10
核分裂生成物	3,000
1次ナトリウム中に溶解している放射能量	
放射化したナトリウム	20
トリチウム	10^{-3}
その他	0.1
ナトリウム純化系	
1次ナトリウムコールドトラップ	0.3
2次ナトリウムコールドトラップ	0.1
1次ナトリウムブラギング温度計	10^{-4}
1次ナトリウムサンプリングユニット	10^{-4}
放射性アルゴン処理系	0.6
炉外燃料貯蔵タンク	
放射性燃料*	10
ナトリウム線量	10^{-5}
コールドトラップ線量	7×10^{-3}
ブラギング計	10^{-7}
ナトリウムサンプリングユニット	10^{-7}
燃料取扱セルの核分裂性ガス容量	0.2
放射性廃棄物処理系設備	4×10^{-3}

* インベントリは変化する。炉外燃料貯蔵タンクの容量はほぼ2炉心分あるが、想定最大収納量は1サイクル末期の炉心の実質的な崩壊熱で決まる。この場合、サイクル末期の炉心が同時に存在することはない。

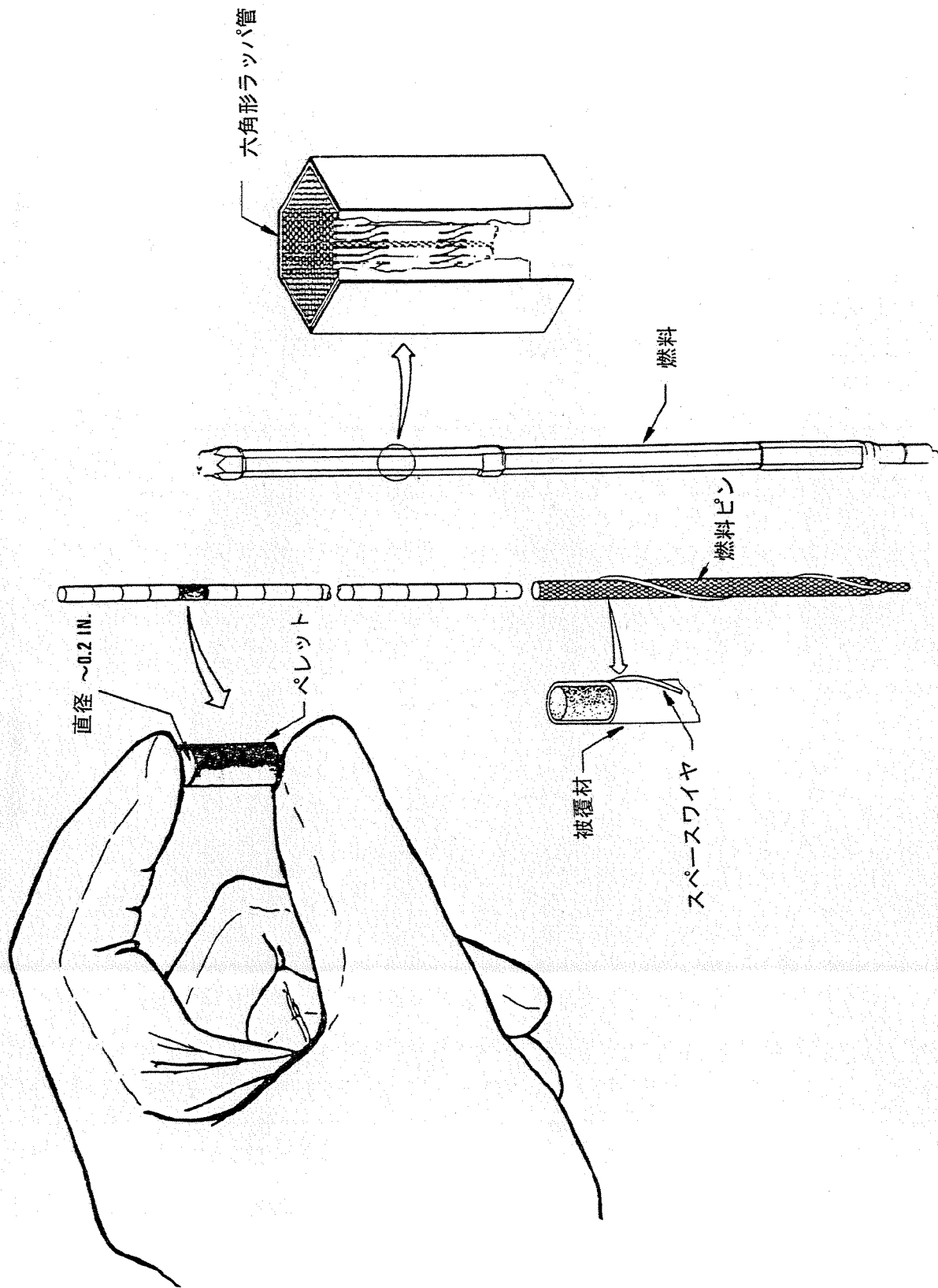


図 2.3.1 燃料ペレット、燃料ピン、燃料集合体の概念図

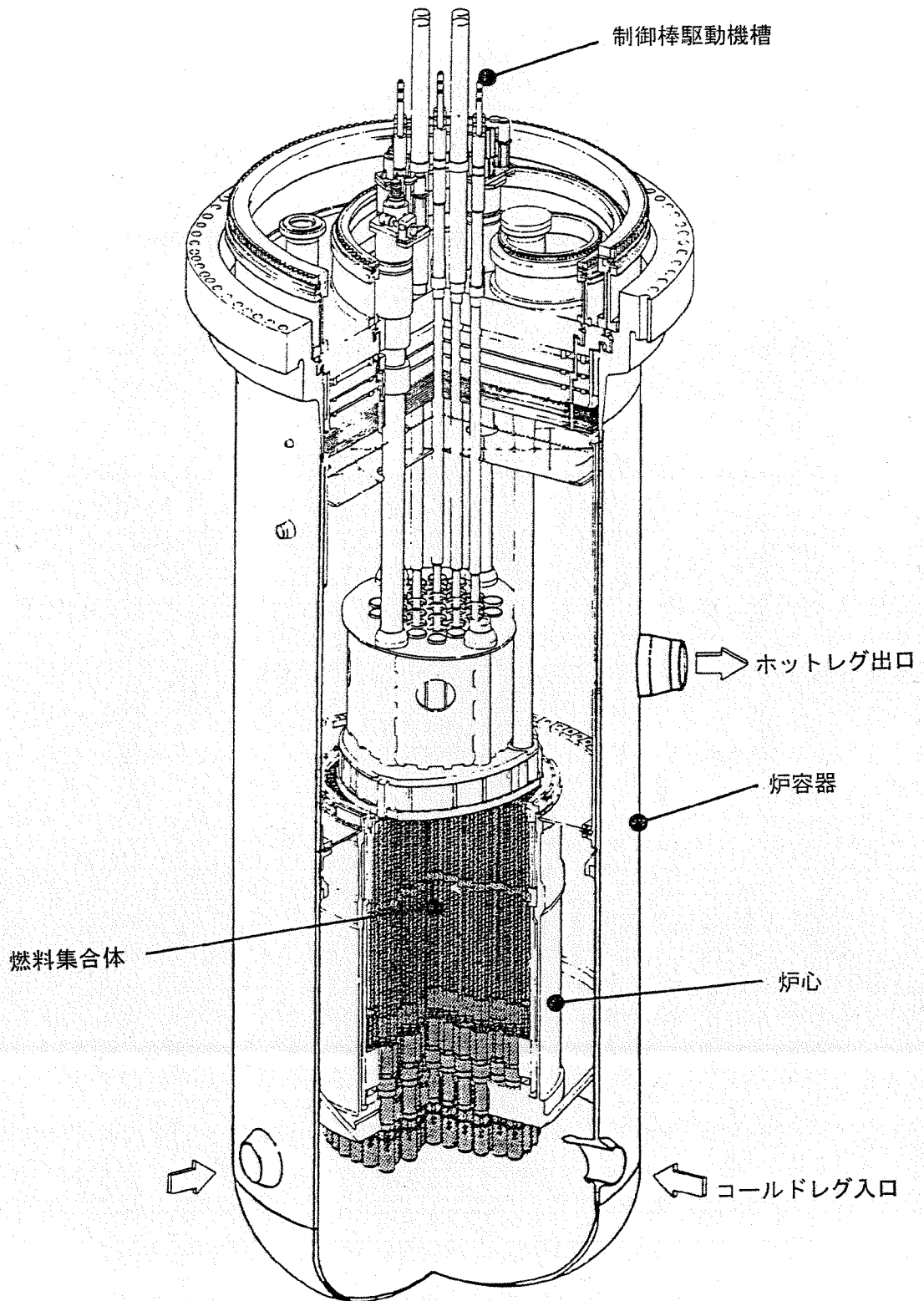


図 2.3.2 炉心と炉容器の概念図

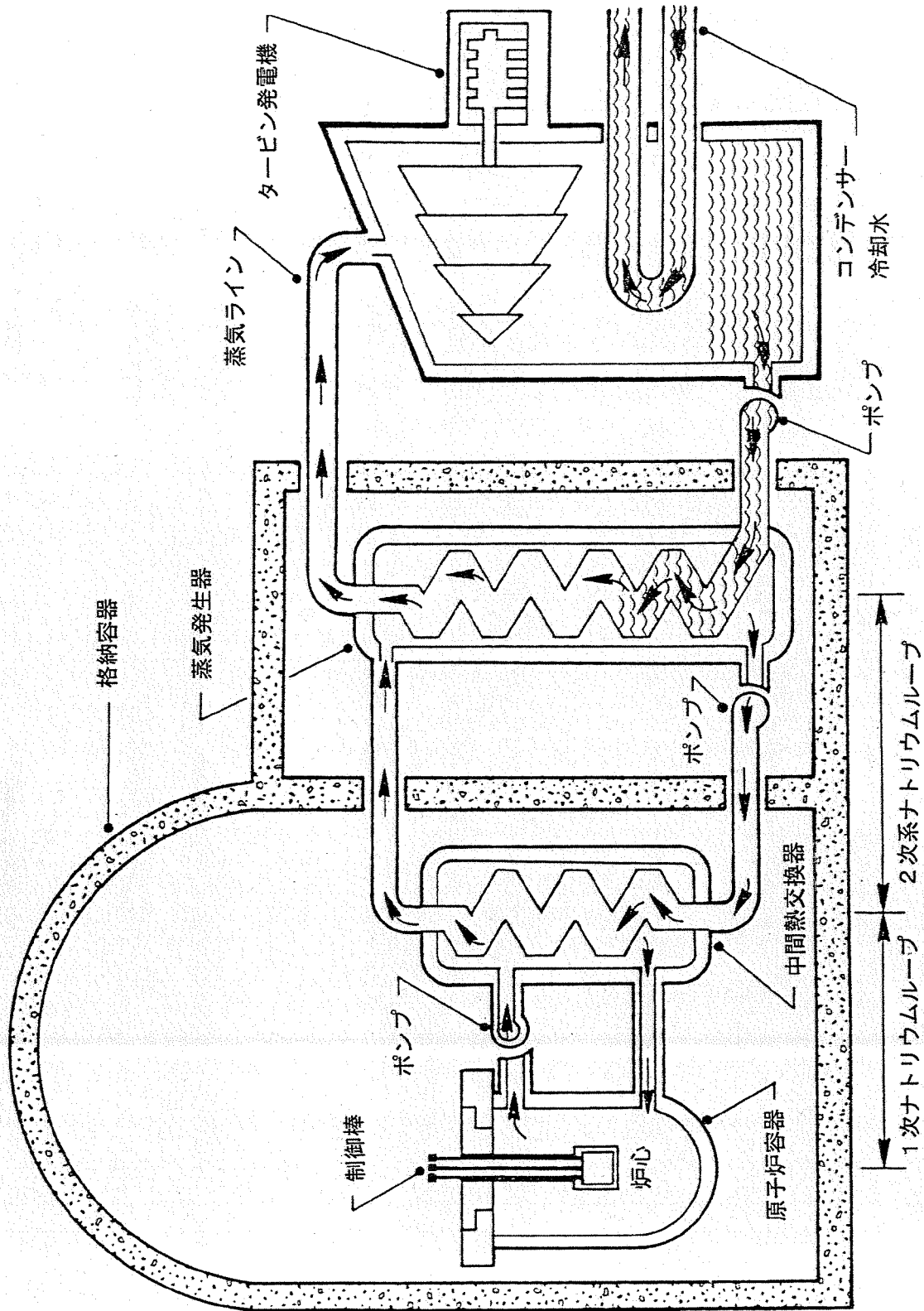


図 2.3.3 熱輸送系概念図

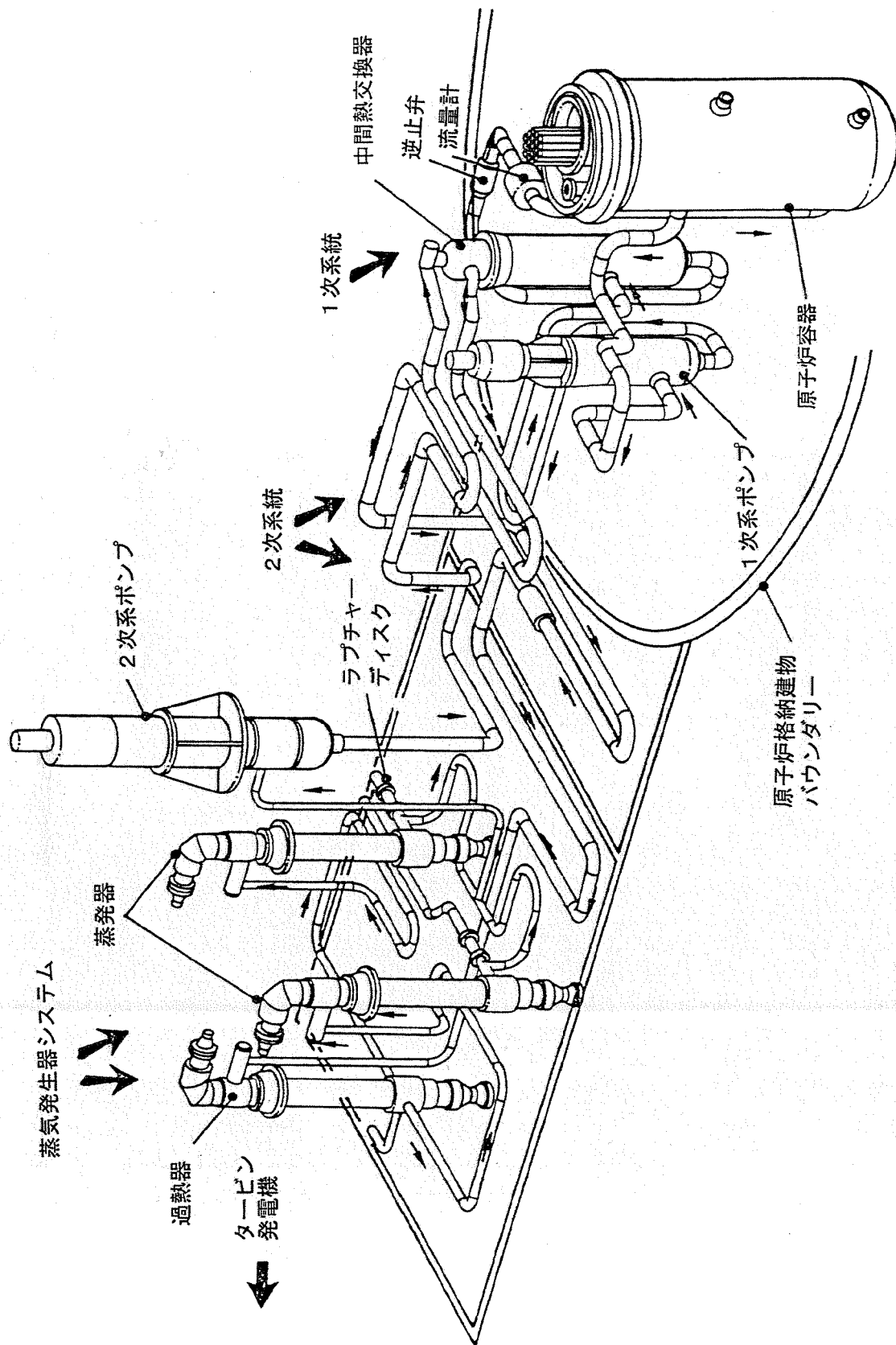


図 2.3.4 熱輸送系の 1 ループの系統構成

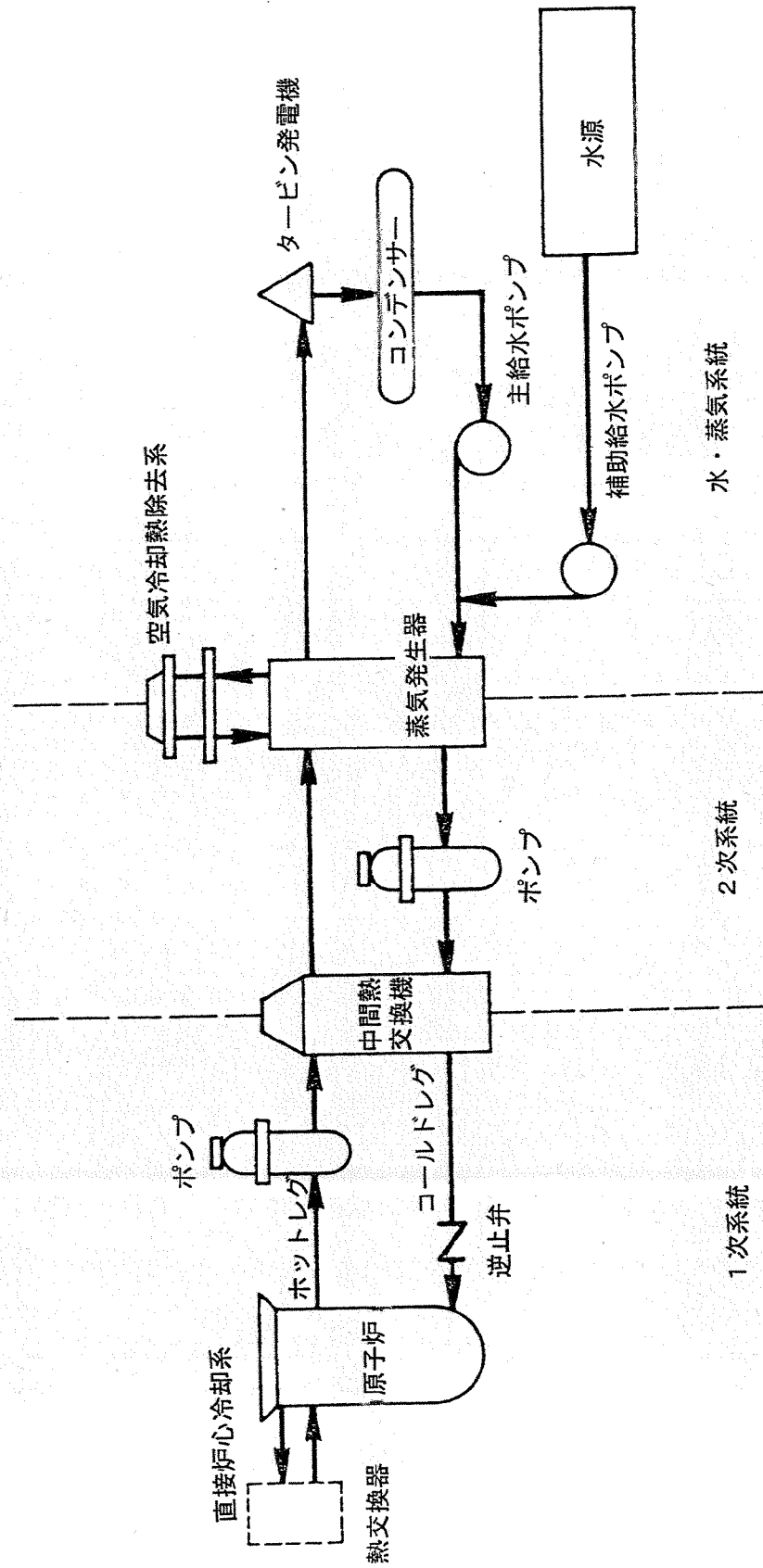


図 2.3.5 熱輸送系と崩壊熱除去系概念図 (3 ループ中の 1 ループ)

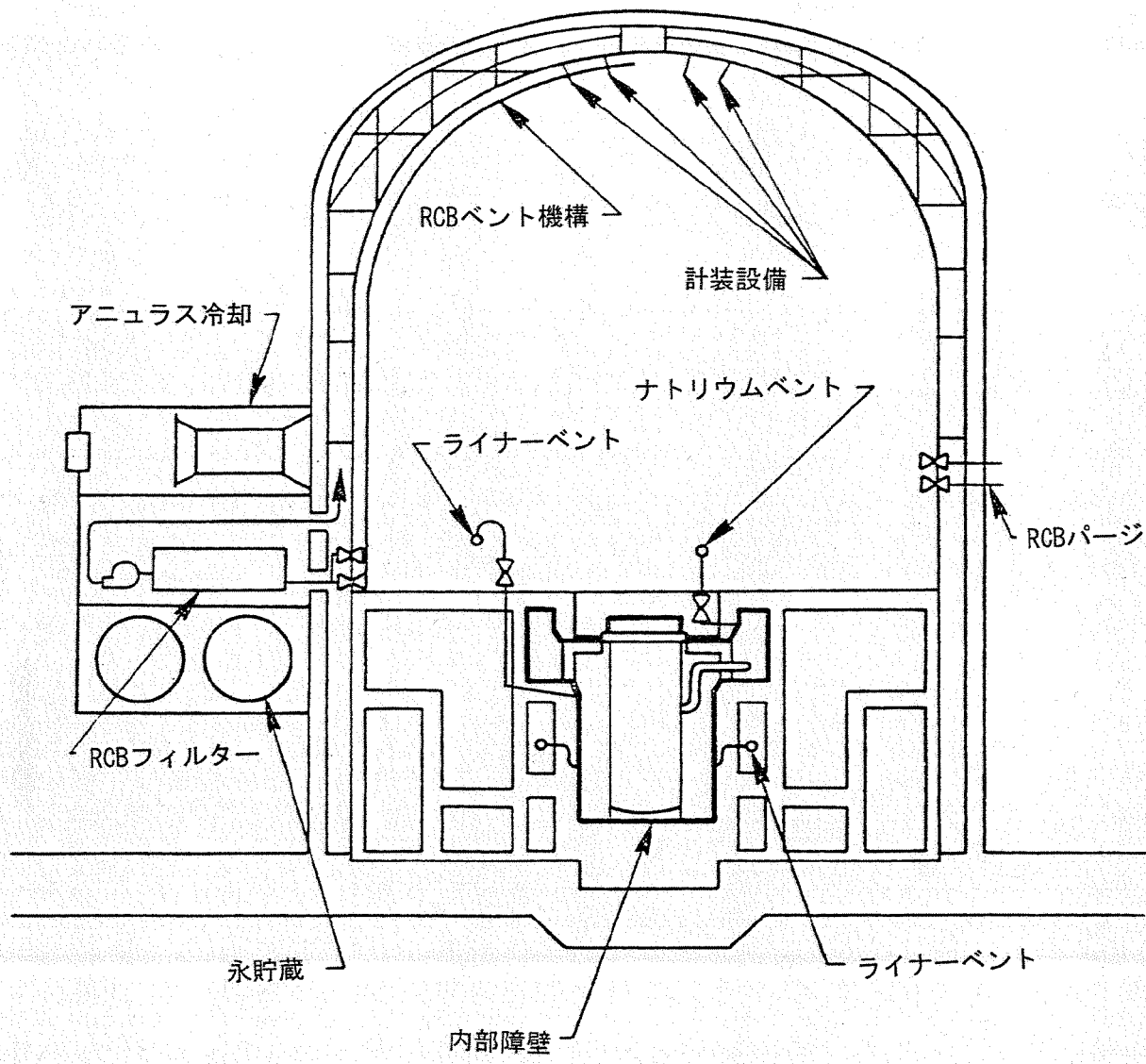


図 2.3.6 原子炉格納建物 (RCB) の構成

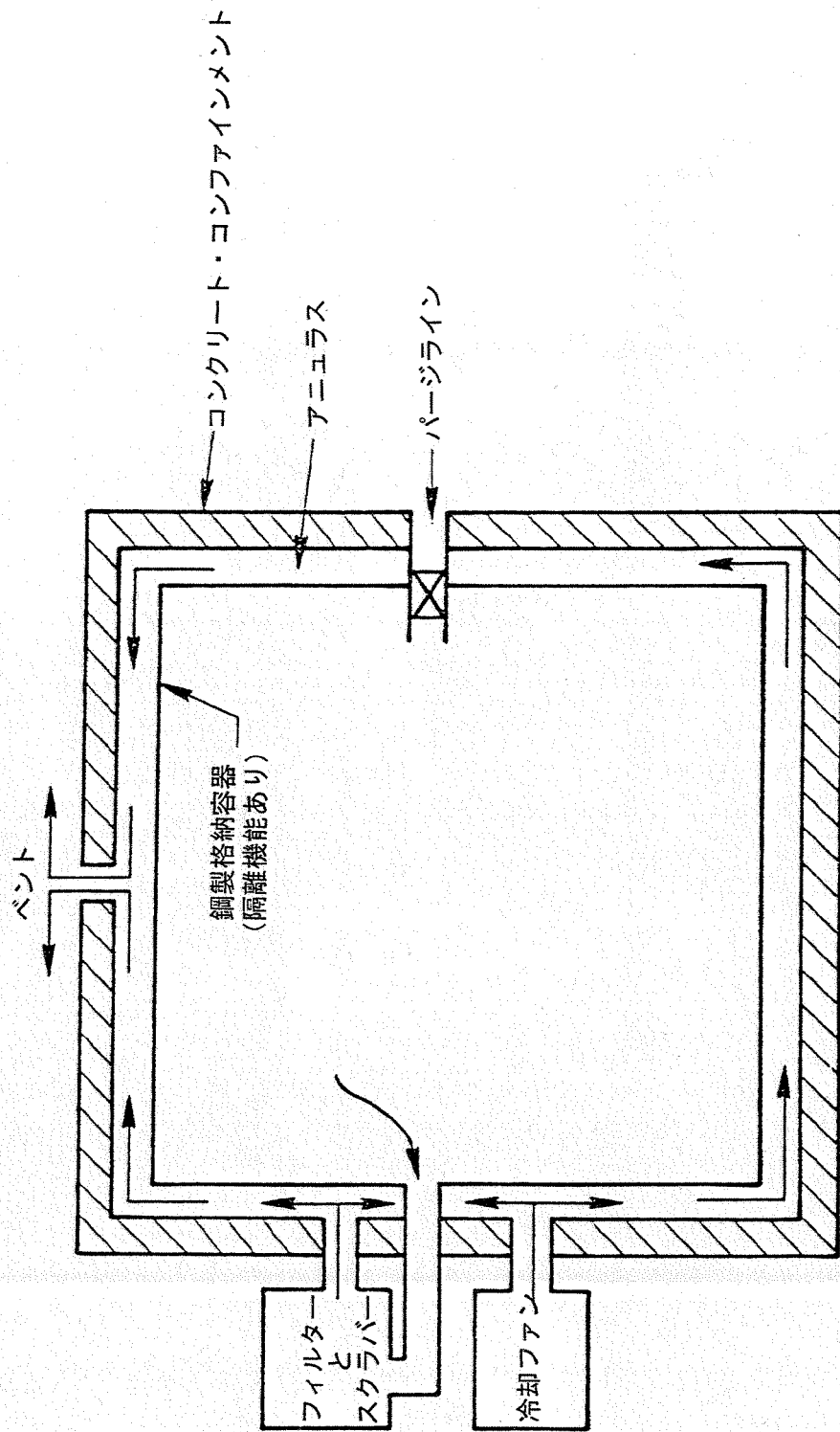


図 2.3.7 格納システム概念図

2.4 リスク評価のアプローチ

2.4.1 初めに

ここでは CRBRP のリスク評価で用いられた評価技術と手法について示す；手法は基本的には RSS で用いられたものと同じである。特にここで用いられたイベントツリーとフォールトツリーの手法はよく知られたものであり、RSS の研究を通して多くの経験が得られたものである。これらの手法についての詳細は、RSS 報告書の付録の中に詳しく示されている。

以下では、事故の起因事象からいろいろな故障が重なって、最終的に環境への放射性物質の放出を伴う炉心崩壊事故にいたる恐れのある複雑な過程について簡単に紹介する。これらの過程においてリスク評価に用いる解析コードについても言及する。CRBRP におけるリスクの大きな部分は、軽水型炉における同じように、炉心損傷事故によりもたらされる。したがってここでの説明も、全出力近辺での炉心損傷事故への過程を中心に示すものとする。

2.4.2 評価手法

リスク評価における主要なステップ間の関係を流れ図の形に示したのが図 2.4.1 である。四つの主要なステップは、事故シーケンスの定義と定量化、事故解析と評価、影響評価のモデル化、リスクの定量化である。これらの四つのステップについてそれぞれ、以下に示す。

2.4.3 事故シーケンスの定義と定量化

(1) 可能性のある事故起因事象の同定

リスク評価においては事故のシーケンスを明確に定義し、これを定量化することが重要な位置を占める。この検討を始めるに当たっての最初の仕事は、内的な事象(例えば、流量喪失)及び外的事象(例えば、外部電源喪失)について、他の系統の故障と重なることにより放射性物質の環境への放出をもたらす恐れのある起因事象の同定を行うことである。

代表的な起因事象に関係する系統は 5 つのグループに分類される：

- ・ 炉心
- ・ ナトリウムループ
- ・ 蒸気系統
- ・ 電源系統及び制御系統
- ・ 崩壊熱除去系統 (SHRS)

炉心事故に繋がる恐れのある代表的な起因事象は、2つの炉停止系の同時作動失敗を伴った冷却材流量喪失(LOF)である。このような事象の発生の条件については2.5で述べる。

(2) イベントツリーの表現とリンク

イベントツリーは起因事象が発生した時に、燃料の溶融を防止し環境への放射能の放出を防止するために設計された様々な機器やシステムが、どのようにその機能を発揮して行くかを論理的に順序立てて示すためのものである。イベントツリーにはシステムや機能の状態(期待できるか期待できないか)を示すことが出来る。

リスクに寄与の大きい重要な要因が漏れなく同定されていることを確認するため、異常事象表(事故カテゴリーと呼ばれる)が系統的に作成される。ある起因事象はいずれかの事故カテゴリーに分類される。その詳細は2.5及び付録に示される。そこにはCRBRPの起因事象が表に示されている。

図2.4.1に示すように三つのタイプのイベントツリーがある。これらは図2.4.2に示すように事故シーケンスを定義するためにリンクされる。三つのイベントツリーとは以下のものである：

起因事象イベントツリー

このイベントツリーは(1)で述べられた起因事象に対するプラントの応答を示すものである。起因事象イベントツリーでは、起因事象に対し炉停止系機能の成功、不成功などの機能シーケンスを示す。SHRSの機能は最後のイベントとして示されることが多く、SHRSのイベントツリーに引き継がれる。

崩壊熱除去系(SHRS)イベントツリー

このイベントツリー(図2.5.4参照)は炉停止成功後の崩壊熱除去の要求に対応する上でのSHRSの応答を示すものである。SHRSの機能喪失は炉心溶融を伴うCDAに至る可能性を持っている。

格納系イベントツリー

このイベントツリー(図2.5.5参照)は格納系の隔離機能と除熱機能、浄化機能の要求に対する応答を示すものである。事故のシーケンスは環境への放射性物質の放出までを記述する。

(3) 事故シーケンスの定量化

ある事故シーケンスの確率はイベントツリーの各ブランチに割り当てられた確率を組み合わせ、初期要因の発生確率を評価することによって与えられる。事故を防止するための種々の系統の間には従属関係が存在することに注意しなければならない。

起因事象の発生頻度とイベントツリーのブランチの失敗確率はRSSの解析手法と失敗データを用いて、フォールトツリー分析により得られる。有意な起因事象の発生頻度とイベントツリーの失敗確率は重要な事故シーケンスについてのシーケンス・フォールトダイアグラム(図 2.5.8 参照)のヘディングを決めるのに利用される。

シーケンス・フォールトダイアグラムはイベントツリーのロジックと系統の失敗確率とを組み合わせ、各事故シーケンスの定量的評価を図式的に示すものである。シーケンス・フォールトダイアグラムは起因事象、保護動作についての条件、格納系の状態などについての詳細な情報を与え、シーケンスの発生確率の定量化を可能にする。これらの定量化されたシーケンスは炉心や炉容器の解析結果とあわせて2.4.4に述べるように放射性物質の放出事故の発生確率を与える。2.5及び付録 ではフォールトツリーの詳細なモデル化法について述べる。

2.4.4 事故解析と評価

事故解析と評価は以下の作業から成り立っている。

炉心 炉容器事故のモデル化

炉心 炉容器損傷マトリックスの作成

1次系統から放出される放射性物質の分類

炉心 炉容器 格納系の損傷マトリックスの作成

(1) 炉心 炉容器事故のモデル化

このモデル化作業に必要なインプットは、炉心事故の種類を表にまとめることから始まる。炉心事故に至る可能性のある全ての起因事象は比較的少数の炉心事故のタイプに分類される。(例えばスクラム失敗を伴った流量喪失等) このためには炉心事故についての解析を行なって、炉心事故のタイプを決めることが必要となる。

多くの起因事象については、燃料健全性を損なうに至らないものが多い；しかしある場合には燃料の健全性が損なわれて、厳しい結果に至るものもある。炉心の冷却形状に何らかの変化が現れる場合には多少に拘わらず、CDAと見なすこととする。

CDA はタイプによって幅広く異なった影響をもたらす。CDA の中では、発生頻度の高いものとして数体の燃料集合体が溶け炉容器の底に溜まり、炉容器やガードベッセルを貫通するケースがある。これを炉容器の熱的損傷と呼ぶ。

CDA の中で発生頻度は小さいが理論的には発生が否定できないものとして炉心燃料の急激な蒸発沸騰を伴う現象がある。燃料蒸気が急激に膨張して機械的なエネルギーを生じ機器の破損に至るケースである。これを機械的損傷と呼ぶ。

これらの熱的損傷及び機械的損傷についての解析評価コードは、LMFBR 専用が開発されてきたものである。その詳細は 2.6 と付録 に示されている。

(2) 炉心 炉容器損傷マトリックスの作成

炉心 炉容器事故のモデル化により炉心 炉容器損傷マトリックスとしてリスク評価に有用な情報が整理される。表 2.4.1 がマトリックスの 1 例である。このマトリックスは八つの異なる CDA のタイプごとに作成された。その作成の方法については 2.6 と付録 に示されている。このマトリックスでは、炉心損傷の程度に応じて熱的損傷や機械的損傷に至る確率を表している。表 2.4.1 のマトリックスでは機械的損傷を以下の三つの段階に分類している。

- ・ シール機能の損傷を伴わないもの (CDA の 90%)
- ・ 多少のシール機能の損傷を伴うもの (CDA の 10%)
- ・ シール機能の大きな損傷を伴うもの (CDA の 1%)

これらの機械的損傷の三つの分類は、それぞれ以下の三つの事故時の機械的エネルギー発生 の程度に関係づけられる。

- ・ 機械的影響がなく事故が終結する場合。機械的エネルギーによる損傷が炉容器の上部シール機能を損なうには至らない場合。
- ・ 機械的エネルギーにより炉容器の上部シール機能が中程度損なわれる場合。
- ・ 機械的エネルギーにより炉容器の上部シール機能が大規模に損なわれる場合

これらとは別に 4 番目の機械的破損が定義される：

- ・ 機械的エネルギーの非常に高い (高エナジェティックス) CDA

この CDA においては機械力学的議論は抜きにして、炉容器のヘッドシールと格納建物が大きく損傷を受けると想定する。したがってこの場合には炉心から放出された放射性物質のかなりの部分が損傷を受けた格納施設から環境に放出されることになる。LMFBR の安全解析に携わってきた

技術者達は、このような極端な機械的損傷は想定するに値しないと主張している。しかし、現状の CDA 評価技術では、この可能性を完全に否定することも難しい。そこで本検討では、高エナジェティックス CDA をも考慮することとした。その発生頻度は上部シール機能が損なわれるケース(上記の分類の 3 番目)の 1/10 と推定した。

熱的損傷による CDA では、炉容器の底部に蓄積された熔融燃料が、炉容器やガードベッセルを貫通する。全炉心燃料の熔融を伴う全ての事象では、保守的に炉容器の破損を想定する。

(3) 1 次冷却系統からの放出カテゴリーの定義

原子炉格納系内への放射性物質及びナトリウムの放出には二つのカテゴリーがある。ひとつは、CDA による機械的エネルギー発生直後に炉容器頂部からの漏えい、もう一つは事故後 200 時間程の間に原子炉キャビティー内に放出される崩壊熱により沸騰したナトリウムによりもたらされるものである。

(4) 炉心-炉容器-格納系の損傷マトリックス

リスク評価の目的は各種の放出カテゴリーによる環境への放射性物質放出の全確率を求めることである。これらのカテゴリーは二つの要因で決められる。原子炉格納系内への放出の確率と、原子炉格納系の状態(健全か、健全でないか)による。これらの 2 つの要因が放出の大きさとタイミングとを決める。放射性核種の放出の確率を決めるロジックマトリックスが図 2.4.3 に示されている。

放射性物質放出の発生確率は、炉容器と格納系の損傷カテゴリーごとにグループ分けし、各グループごとの発生確率の合計として求める。実際には、12 のカテゴリーごとに計算され、その総和が求められた。(表 2.8.1 参照)

炉心-炉容器-格納系の損傷マトリックスを利用して求められた重要なカテゴリーでの放射能放出事故の発生確率は表 2.4.1 に示されている。この表は影響評価確率マトリックスと呼ばれる。

2.4.5 影響評価のモデル化

(1) 初めに

影響評価のモデル化は次の作業より成り立っている。(図 2.4.1 参照)

- ・影響評価確率マトリックス
- ・放射能放出計算

・影響評価計算

2.4.5 では、CDA の発生以降、放射性核種が炉容器、格納系を経て、環境に放射能が放出される過程と住民への影響評価のモデル化について述べる。

(2) 放射能放出計算

図 2.4.4 に示すように、放射性核種やナトリウムの炉容器からの放出には三つのパスが考えられる。一つ目が一番大きなパスであって、炉容器頂部からのものである。二つ目は溶融燃料が炉容器及びガードベッセルを貫通して、原子炉キャビティーで沸騰して格納施設内放散されるものである。三つ目は原子炉キャビティーに落下した溶融燃料が、格納施設下部のベースマットを貫通して環境に放射能が出るケースであるが、重要なパスではない。この詳細は 2.7 で議論される。

第 1 のパスの原子炉頂部よりの漏えいでは CDA 発生直後に炉内の内圧により放出されると考える。第 2 のパスでは炉心物質の 4% 以上が炉容器下部に溶けて集まった時、15 分で炉容器の貫通を引き起こすものとする。炉容器やガードベッセルが貫通して炉内の冷却材が不足すると炉心はますます溶融する。漏れ出たナトリウムは崩壊熱により沸騰し放射性核種は格納系内に放散される。

この蒸発過程で、揮発性の核分裂生成物の多くは蒸発したナトリウムとともに行動する。

格納系内に放散された放射性核種や蒸発したナトリウムは、エアロゾルの凝縮、沈着、付着、プレートアウトなどの自然現象により減衰する。格納系内部での圧力上昇等により、格納系の漏えい率が上昇し、環境への放出量が増加する。保守的に評価された放出線源は、以下の影響評価の入力データとなる。

(3) 影響評価計算

大気中への放射能放出による被曝の影響は以下の三つのパスからなる。

- ・雲からの 線による直接被曝
- ・地上に沈着した物質からの被曝
- ・呼吸により体内に吸入された放射性物質からの被曝

放射能被曝による医学的影響には以下のようなものがある。

- ・激しい全身被曝による早期致死

- ・ 肺の激しい被曝による呼吸器系疾患
- ・ 甲状腺被曝の累積による甲状腺腫瘍の成長
- ・ 全身被曝の蓄積による晩発性致死性ガン
- ・ 肺被曝の蓄積による致死性肺ガン

影響の評価に当たっては放射能のソースは保守的に瞬間的に放出されるとして、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）の線量-被害評価モデルを用いて評価された。大気の拡散条件は 43 ケース、人口モデルは 16 ケースについて解析された。

2.4.6 リスク定量化の要約

2.4.4 の（４）で述べた各放出カテゴリーと 2.4.5 で述べた人体への影響評価手法を用いて、12 の起因事象（表 2.5.2 参照）について発生確率と影響評価を行う。さらに、結果に大きく影響する重要な要因については感度評価を実施するが、これについては 2.10 及び付録 に示される。

表 2.4.1 スクラムを伴わない流量喪失事故時の炉心損傷—原子炉容器損傷マトリックス

原子炉容器損傷 炉心損傷 (溶融燃料)	機械的		熱的
	上部シールの損傷 ; 設計状態の漏洩 (Case C)	上部シールの中程度の漏洩 ; 可視できる漏洩 (Case B)	
< 10%			
< 30%			
全炉心	0.9*	0.1	0.01
			1.0**

* 炉心崩壊事故が全炉心に至り、上部シールの損傷が無い確率は 0.9

** 炉心崩壊事故が全炉心溶融に至り、その結果、上部シール貫通が生じる確率は 1.0

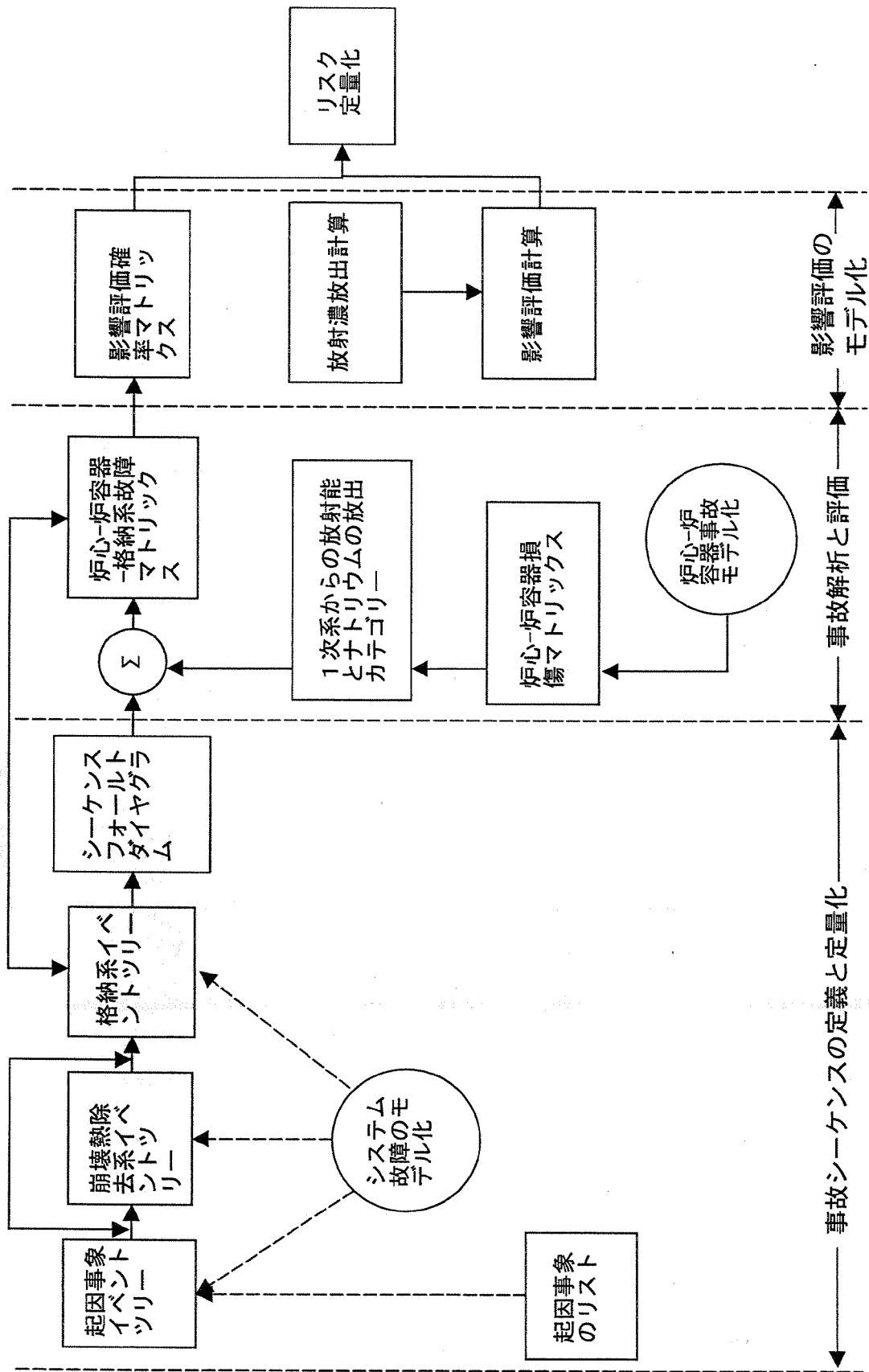


図 2.4.1 CRBRP のリスク評価流れ図

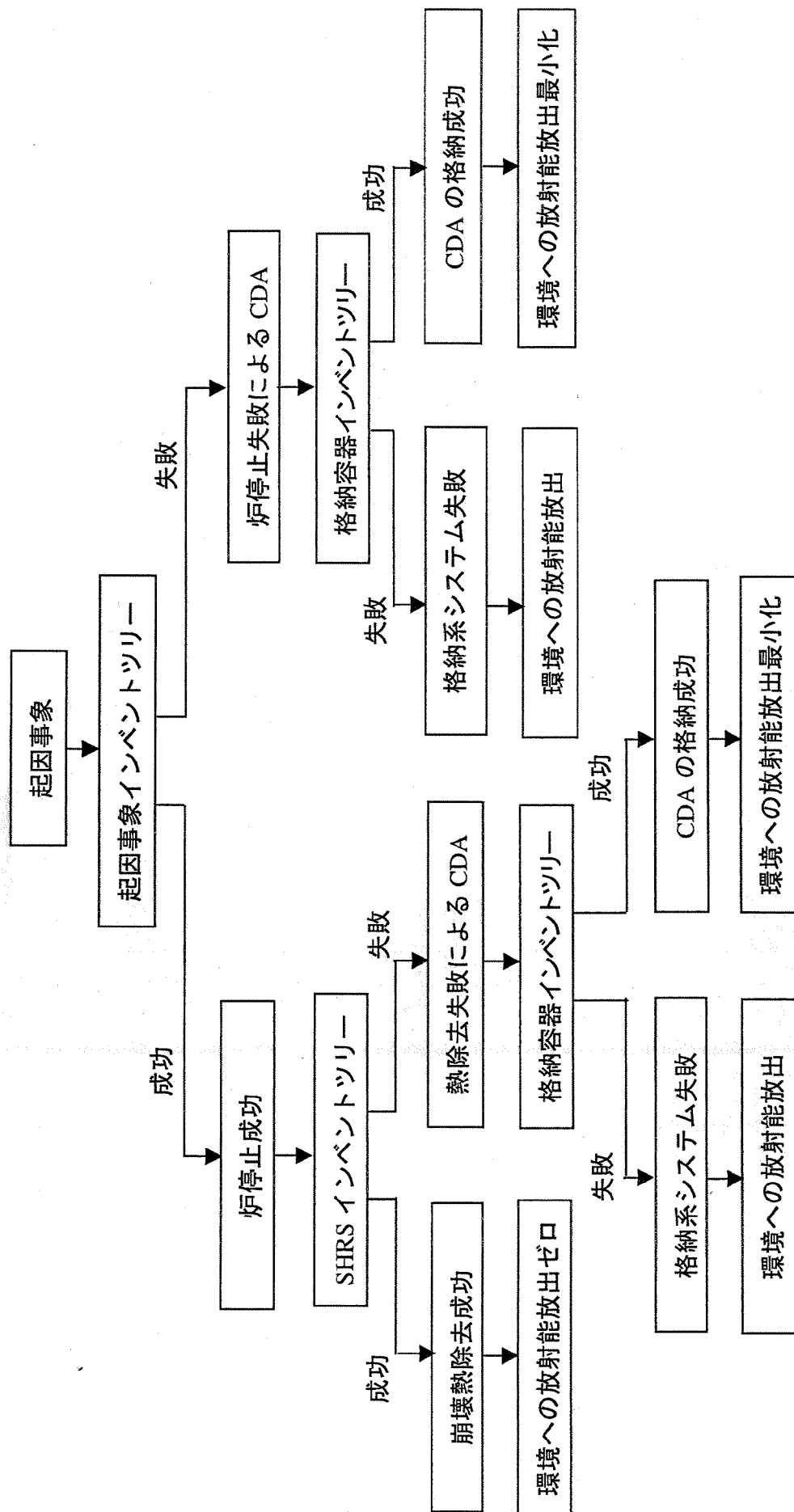


図 2.4.2 事故シナリオの進展を定義するインベントリのリンクを図示するフローチャート

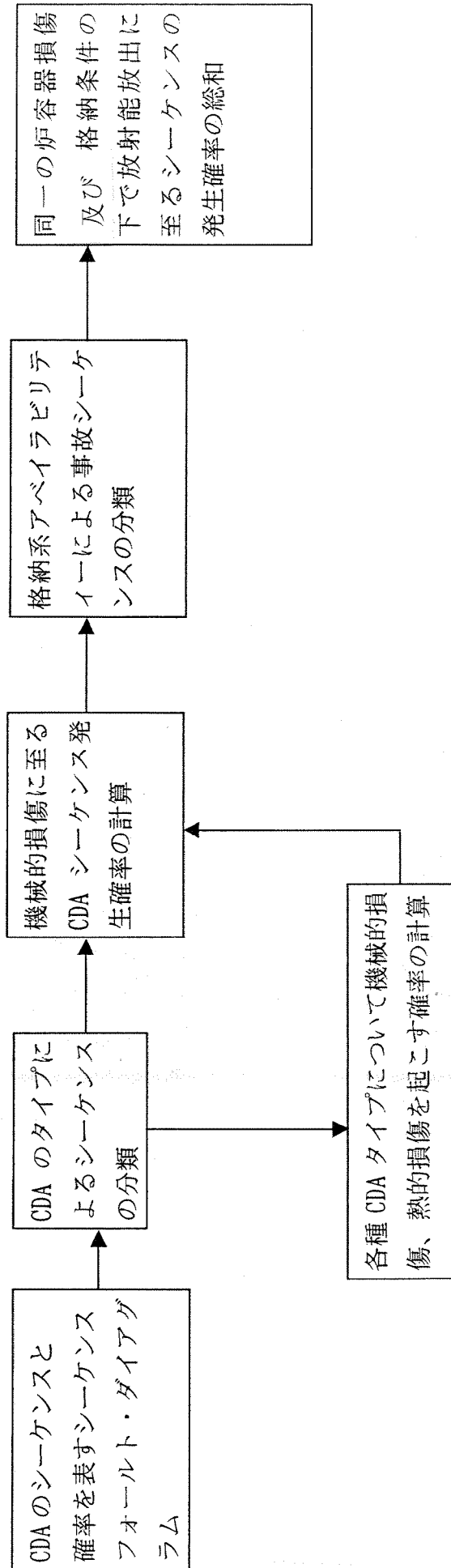


図 2.4.3 炉心-炉容器-格納系失敗マトリックスの作成

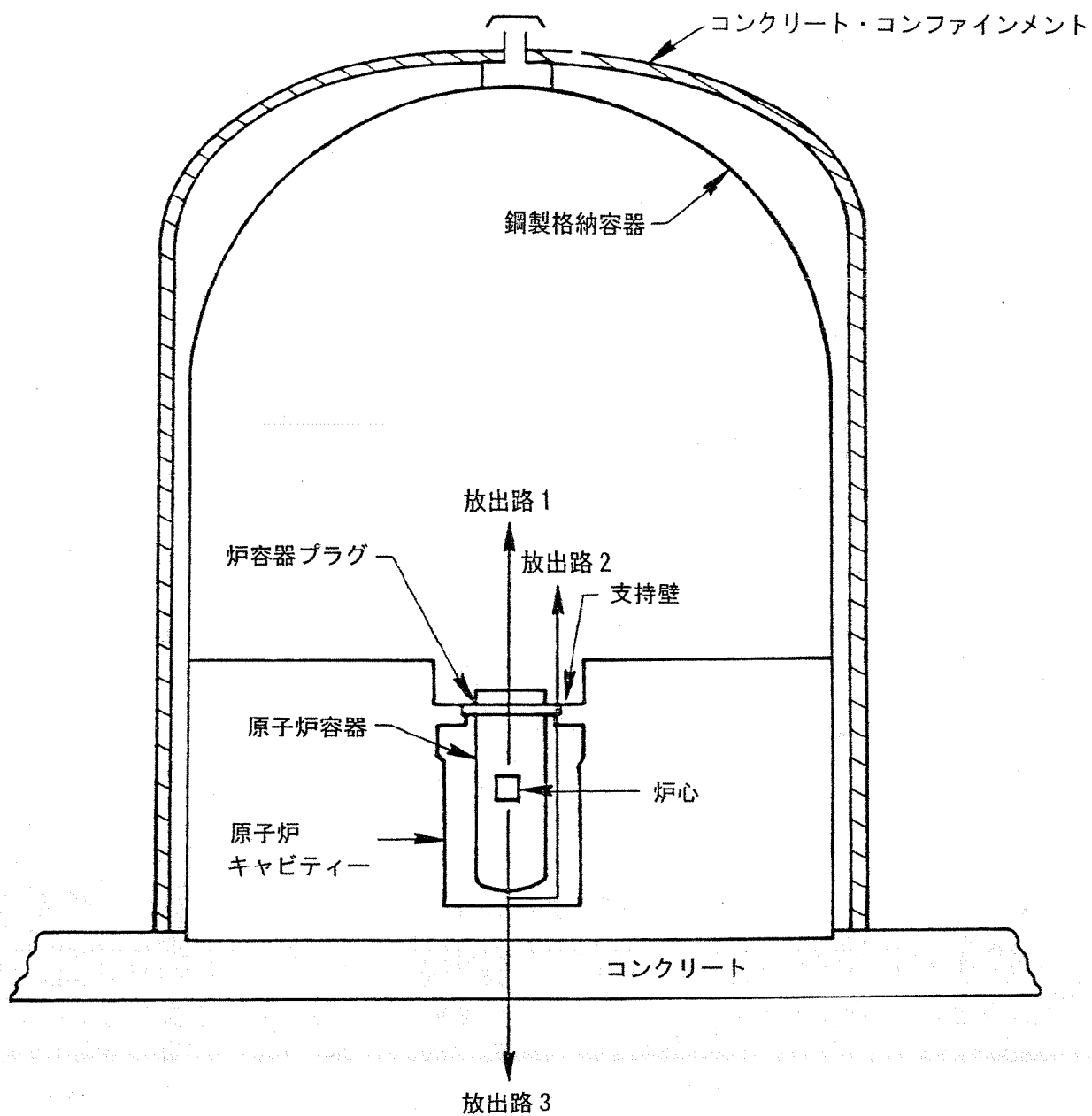


図 2.4.4 CDA 後の放射性核種のフローパス概念図

2.5 事故シーケンスの定義と定量化

2.5.1 初めに

図 2.4.1 に示したように、リスク評価の最初の作業は起因事象を選び、事故シーケンスを確定するイベントツリーを作成し、各シーケンスの発生頻度を定量化することである。ここで扱う事故シーケンスは、全出力又はその近傍で運転される炉心に関連する事象についてである。炉心以外の事象及び起動時又は低出力時のについては、2.9 で取り扱う。

2.5.2 炉心関連事故の起因事象

燃料又は被覆材の溶融が起こるのは、炉の出力と冷却系の除熱能力にアンバランスがある場合である。

- ・設計された発生熱量を除熱できない場合（運転中、炉停止後を含む）
- ・発生熱量が設計容量よりも大きい場合

起因事象を漏れなく摘出するために、上記の除熱能力の不足と原子炉出力過大に至る事象を摘出する。

(1) 除熱能力不足

除熱能力不足に至る事故カテゴリーとして以下が摘出された。

燃料と 1 次冷却材との間の熱伝達の不足

1 次熱輸送系の閉塞又は破損

1 次熱輸送系と中間熱輸送系間の熱伝達不足

中間熱輸送系の閉塞又は破損

中間熱輸送系と蒸気系との間の熱伝達不足

蒸気系の閉塞又は破損

蒸気系とクーリングタワー循環水系との間の熱伝達不足

クーリングタワー循環水系での除熱不足

炉停止時の除熱は主冷却系の他に次の二つの系統によって行われる。一つは直接炉心冷却系 (DHRS) で他は蒸気発生器補助熱除去系 (SGAHR) である。これら 3 系統を合わせて崩壊熱除去系 (SHRS) と呼ぶ。何らかの原因でこれらの 3 系統の機能が全て損なわれると、除熱不足となる。詳細は 2.5.3. の (2) に示す。

(2) 原子炉出力過大

原子炉の出力は、もし制限範囲を超えて正の反応度が加えられると設計された除熱能力を超えることとなる。炉心内に存在する物質は、燃料、構造材、冷却材、制御棒だけであるから出力過大の事故カテゴリーは以下に分類される。

燃料の反応度効果（温度、密度、濃縮度、炉心の移動）

制御棒の反応度効果（制御棒の移動、誤装荷）

冷却材の反応度効果（温度、密度）

構造材の反応度効果（密度）

(3) 起因事象リスト

から までの 12 の事故カテゴリーに基づいて表 2.5.1 に示す起因事象が抽出された。抽出過程の詳細は付録 に示している。起因事象は炉心、ナトリウム冷却系、蒸気冷却系、電気系及び制御系、崩壊熱除去系の五つのグループに分けられる。

2.5.3 事故シーケンスの確定

表 2.5.1 に示す起因事象はそれだけでは燃料損傷を起こし、環境への放射能の放出を伴うことはない。そうなるのは他の系統の故障と重なった場合である。イベントツリーはある起因事象に対して、他の系統の機能が関係することにより、どのように事象が展開していくかを示すためのものである。

(1) イベントツリーの手法

ある起因事象に対して働くべき安全機能が抽出され、定義されこれらがイベントツリーのヘディングとして選ばれる。図 2.5.1 はシステム 1 とシステム 2 の二つが関係した場合の例である。ヘディングには、安全系の機器の名称でなく、安全の機能を表す。また、システム 1 とシステム 2 の記載の順序など従属関係に配慮してイベントツリーを作成する必要がある。

(2) 炉心関連事故シーケンスのイベントツリー

図 2.5.2 は炉心関連事故についてのイベントツリーの例を示している。ヘディングには、炉停止機能、崩壊熱除去機能、格納機能の三つが選ばれ、事故進展の過程を考慮して順序が決められ

ている。

(3) 事故シーケンスの確定に使用する三つのイベントツリー

イベントツリーの記述の完全性を保ちつつ複雑になるのを避けるために、次の3つのイベントツリーに分割して考える。

- ・ 起因事象イベントツリー
- ・ 崩壊熱除去イベントツリー
- ・ 格納系イベントツリー

起因事象イベントツリー

幾つかの起因事象に対して働く安全系の保護動作が同じであることも多い。そのため表 2.5.1 に摘出された 33 の起因事象に対して、異なる起因事象イベントツリーが必要となるのは 12 のケースである。表 2.5.2 にこれら 12 の起因事象イベントツリーの名前を示している。その詳細は付録 に示す。

図 2.5.3 は電源喪失イベントツリーの例を示す。イベントツリーの頭にヘディングとして現れるのが、この起因事象に対し設計された保護動作を行う系統である。これらの保護動作の組み合わせにより 図 2.5.3 に示すように八つの事故発生のシーケンス (A から H) が確定された。

崩壊熱除去イベントツリー

崩壊熱除去イベントツリーには、表 2.5.3 に示される四つのイベントツリーが考えられる。このうち電源喪失イベントツリーに繋がる崩壊熱除去イベントツリーの例を図 2.5.4 に示す。ヘディングにはディーゼル 1 及びディーゼル 2、1 次及び 2 次熱輸送系、補助給水系、蒸気発生器空気冷却系、直接炉心冷却系が選ばれた。これらより図 2.5.4 に示す 19 のシーケンス (A から S) が確定された。

1 次及び 2 次系が自然循環により除熱可能であること、補助給水系はバッテリーによる計装電源が続く間は、タービン駆動給水ポンプにより維持されることを考慮し、電源喪失後 2 時間は循環除熱が可能なものとして評価した。すなわち、外部電源喪失後 2 時間で電源が復帰せず、ディーゼルが 2 台とも起動しないときには CDA に至るものとした。

自然循環能力についての仮定

CRBRP の設計要求では、3 又は 2 ループの運転により自然循環除熱が可能なことになっている。現段階では未だ不確定な要素もあるため、本検討では 3 ループの運転時にのみ自然循環除熱可能なものとして評価した。

格納系イベントツリー

図 2.5.5 に格納系イベントツリーを示す。起因事象は CDA 発生に伴う格納系内放射能高である。ヘディングには、交流電源、隔離機能、アニューラス冷却系機能、パージ系機能、スクラバー機能、フィルター機能が選ばれている。これらの機能の組み合わせにより A から M までの 13 のシーケンスが定義された。

イベントツリーのリンク

起因事象から放射性物質の放出までの確率を求めるためには、上述の起因事象イベントツリー（図 2.5.3）、崩壊熱除去系イベントツリー（図 2.5.4）、格納系イベントツリー（図 2.5.5）をリンクする必要がある。全体の発生確率を求めるには、関連する各シーケンスの発生確率を求めてこれらを掛け合わせて求める。詳細は 2.5.4 の（5）に示す。

（4） 事故シーケンス定義の完全性

事故シーケンスの確定の目的は、理論的に可能なすべてのシーケンスを網羅することではなく、結果に重要なシーケンスを漏れなく抽出することにある。以下の理由により、上記の手法により目的は満たされると考えられる。

結果に大きな影響を及ぼす事故シーケンスは、炉心の溶融を伴うケースである。

炉心の溶融を引き起こす過出力と除熱不足の起因事象が体系的に抽出された。

起因事象に対する安全系の保護動作が、イベントツリーにより順序たてて、包括的に表現され、追跡された。

過去の LMFBR の R & D 結果の知見と整合をとった。

過去の軽水炉の経験とリスク評価の経験を適切に反映している。

（5） 共通原因故障についての考察

CRBRP での共通要因故障については、以下のように扱われた。

・異なる系統間の共通要因故障は、その系統が一つの事故シーケンスの中に現れるときのみに着

目する。

- ・ イベントツリーの条件付き分岐確率を評価するに当たっては、共通要因を明確に考える。
 - ・ 多重性をもつシステムのフォールトツリーでは共通の機器を明確にする。
 - ・ WASH-1400 のデータを用いるに当たっては、共通要因故障を考慮したデータを採用する。
 - ・ WASH-1400 にデータがなく、二つのシステムの従属関係を新たに評価するときには、相関が強いデータと弱いデータの幾何平均値を用いる。
 - ・ 複数の系統に同時に影響を与える共通要因としては、火災、地震、外部電源喪失が考えられる。地震と外部電源喪失については付録 〇、火災については付録 〇 で議論する。
- 故障データの変化による感度評価の結果は付録 〇 に示されている。

2.5.4 事故シーケンスの定量化

事故シーケンスの定量化は、起因事象の発生確率とイベントツリーでの分岐確率を求め、シーケンス・フォールトダイアグラムを用いてこれらの確率を組み合わせることにより行われる。

(1) 意味のないシーケンスの除去

意味のないシーケンスは次の方法で除去される。

外部電源喪失事象に対して数学的に考えられるシーケンスを全て表すと図 2.5.6 のようなイベントツリーができるが、例えば保護系(以下「PPS」という。)が働かない時にはポンプトリップ(PT)信号も出ないことなど工学的判断を加えると、現実に起こり得るイベントツリーは図 2.5.3 のようになる。この手続きで事故シーケンスの数は約半分になる。

影響が小さいシーケンスを整理あるいは削除する。これは 2 段階で行われる。

- a . 同じ程度の発生確率が小さいシーケンスはひとまとめにする。
- b . ラインダイアグラムを活用して事故シーケンスの確率を把握し、ある程度以下のシーケンスは削除する。

図 2.5.7 は外部電源喪失のイベントツリーについて、ラインダイアグラムを示したものである。起因事象イベントツリーから格納系イベントツリーまでに現れるすべてのヘディング機能を取り出し、これらに発生頻度を割り当てる。事故シーケンス全体の発生確率はこれらを積算して求める。図 2.5.7 下段は発生頻度 10^{-1} の外部電源喪失の発生のケースであり、上段は発生頻度 10^{-2} の少なくとも 2 時間以上継続する外部電源喪失のケースを現したものである。

この評価作業では、 10^{-10} / 年より小さい発生確率のシーケンスは無視し得るものとしている。

(2) 起因事象の発生確率

表 2.5.1 に示した起因事象に対して、その発生頻度（中央値）と不確定幅を表 2.5.4 に示す。発生確率の推定に当たって考慮された外部事象は、外部電源喪失、爆発、地震、洪水、竜巻、嵐及びミサイルである。発生確率のベースについての詳細は付録 に示す。

(3) 地震についての考慮

全体リスクへの地震の影響を評価する手法としては、RSS と同じ手法が用いられた。CRBRP の評価に当たって表 2.5.5 に示すように、地震加速度を運転用地震(OBE)と安全評価用地震(SSE)を用いて3段階に分けて評価した。地震加速度別の発生確率は RSS と同じものをベースとしている。地震により CDA に至る確率は地震応答解析の結果による機器の健全性評価を反映したもので 2.10.3 の(3)に示されている。地震を起因事象とする CDA の発生確率は表 2.5.5 に示すように各加速度の地震の発生確率と、その地震により CDA に至る確率の積の形で求められる。

(4) システム・アンアベイラビリティとイベントツリーの分岐確率

この評価検討で用いられた系統機器の故障データの概要は表 2.5.6 に示されている。その詳細は付録 に示す。RSS 報告で用いられているデータで利用可能なものはできるだけ利用している。RSS にないナトリウム関連データについては液体金属エンジニアリングセンター(以下「LMEC」という。)の故障データ・ハンドブックによった。データのないものは経験に基づくエンジニアリング判断で推定したものもある。CRBRP については軽水炉と較べ経験やデータが少ないことより軽水炉よりも不確定幅を大きくとり、保守的評価となるよう配慮している。

(5) システム・フォールトツリー

崩壊熱除去系と格納系についてはこれら2つの系統間のインターフェイスと従属関係を明確にするためにフォールトツリーを作成した。フォールトツリーは PREP コード(RSS 報告の付録参照)により評価された。

(6) シーケンス・フォールトダイアグラム

イベントツリーとフォールトツリーよりシーケンス・フォールトダイアグラムが作成される。シーケンス・フォールトダイアグラムは 69 の事故シーケンスに対して作成された。図 2.5.8 に外

部電源喪失事故の一つのシーケンスについてのシーケンス・フォールトダイアグラムの例を示す。

ある事故シーケンスの発生確率はシーケンス・フォールトダイアグラムに現れるそれぞれの発生確率を掛け合わせるにより求められる。各イベントの確率はモンテカルロ法を用いたSAMPLE コード (RSS 報告の付録参照) により計算された。詳細は付録 に示されている。

表 2.5.1. 他の故障と重なって有意な燃料破損を引起こす可能性のある起因事象

1.0 炉心

- 1.1 腐食生成物、燃料部品、又は外部からの異物により生じる燃料集合体の流路閉塞による燃料破損(①)*
- 1.2 燃料ピンの濃縮度誤差に起因する燃料破損。(⑨)
- 1.3 原子炉容器又は炉心支持構造物の破損に伴なう炉心の損傷。(①)
- 1.4 制御棒集合体1体の設計最大速度での引抜。(すなわち、9 in./分) (<10 φ/秒 ランプ状)。(⑩)
- 1.5 制御棒集合体1体の可能最大速度での引抜。(すなわち、72 in./分) (10~50 φ/秒 ランプ状)。(⑩)
- 1.6 制御棒集合体群(7集合体)の設計最大速度での引抜。(すなわち、主炉停止棒集合体で9 in./分) (10~50 φ/秒 ランプ状)。(⑩)
- 1.7 制御棒集合体群(7集合体)の可能最大速度での引抜。(すなわち、主炉停止棒集合体で72 in./分) (>50 φ/秒 ランプ状)。(⑩)
- 1.8 炉心の瞬時径方向移動(<60 φ/秒 ステップ状)。(⑨)
- 1.9 安全性評価用地震(SSE)による炉心、径方向ブランケット及び制御棒の移動(60 φ ステップ状)。(⑨, ⑩)
- 1.10 運転用設定地震(OBE)による炉心、径方向ブランケット及び制御棒の移動(30 φ ステップ状)。(⑨, ⑩)
- 1.11 ボイド又はガスバブルの炉心通過。(①, ⑪)
- 1.12 冷却材中への減速材の混入。(⑪)
- 1.13 ハイドロリックホールドダウン力の喪失(30集合体の移動による19 φ ステップ状)。(⑨)
- 1.14 スクラムを阻害する制御棒駆動系の重故障。(⑨, ⑩)

2.0 ナトリウム系

- 2.1 原子炉容器の上部又は1次冷却系1ループのホットレグの破断。(②)
- 2.2 原子炉容器の下部又は1次冷却系1ループのコールドレグの破断。(②)

* 括弧内の数値は2.5.2の(1)及び(2)で議論されたの各分野の番号を示す。

表 2.5.1. 他の故障と重なって有意な燃料破損を引起こす可能性のある起因事象 (続)

-
- 2.3 1 ループ熱除去機能喪失。(②, ③)
 - 2.4 蒸気発生器側での中間冷却系の破断。(④)
 - 2.5 蒸気発生器モジュール内での破損。(⑤)
 - 2.6 1 次系 3 ループの流量喪失。(①, ③)
 - 2.7 プラント保護系信号による 1 次系 3 ループのポンプトリップ。(①, ③)

3.0 蒸気系

- 3.1 主コンデンサ系の機能喪失。(⑦)
- 3.2 主給水系の機能喪失。(⑤)
- 3.3 蒸気発生器 1 ループの機能喪失。(⑤)
- 3.4 蒸気発生器 3 ループの機能喪失。(⑤)

4.0 電気及び制御系

- 4.1 外部電源喪失。(①, ③)
- 4.2 タービン発電機トリップ。(①, ③)
- 4.3 直流電源喪失。(①, ③)
- 4.4 非常用交流電源喪失。(①, ③)
- 4.5 主要プラント機器用計測及び制御の機能喪失(①, ③)

5.0 崩壊熱除去を必要とする通常停止

- 5.1 全崩壊熱除去系(SHRS)稼動時の通常停止。
 - 5.2 熱除去系 1 ループ不作動時の通常停止。
 - 5.3 直接炉心冷却系不作動時の通常停止
-

表 2.5.2. 起因事象のイベントツリーと関連する起因事象

起因事象のイベントツリー	起因事象	図番 (付録 I. 参照)
1. 燃料破損イベントツリー	1.1, 1.2	I.10
2. 過渡反応度イベントツリー	1.3 から 1.14	I.11
3. 原子炉容器及び 1 次冷却系イベントツリー	2.1, 2.2	I.12
4. 過渡流量イベントツリー	2.3, 2.6	1. 13
5. 蒸気発生器側での中間冷却系ループ破断イベントツリー	2.4	1. 14
6. 蒸気発生器モジュール内の破損イベントツリー	2.5	1. 15
7. プラント保護系に起因するポンプトリップイベントツリー	2.7	1. 16
8. 蒸気系破損イベントツリー	3.1 から 3.4	I.17
9. 出力喪失イベントツリー	4.1, 4.2, 4.3, 4.4	I.18
10. 非常用交流電源喪失イベントツリー	4.4	I.19
11. 基本炉停止系イベントツリー	5.1, 5.3	I.20
12. 熱輸送系 1 ループ不作動時の原子炉停止系イベントツリー	5.2	I.21

表 2.5.3. 崩壊熱除去系イベントツリーのリスト

崩壊熱除去系イベントツリー	関連する起因事象の イベントツリー	図番 (付録 I. 参照)
基本の原子炉停止系*	1.2, 4, 5, 6, 7, 8, 9	I.20
熱輸送系 1 ループ不動作	4	I.21
熱輸送系及び直接炉心冷却系 1 ループ不動作	3	I.22
外部電源喪失に起因する原子炉停止系	9	I.23

* 表 2.5.2. に示される通り、なお起因イベントツリーとして作動。

表 2.5.4. 起因事象の発生頻度

起因事象	頻度(中央値) (/年)	不確定 係数 ^a
1.1 腐食生成物、燃料部品、又は外部からの異物により生じる燃料集合体の流路閉塞 による燃料破損(1) ^b	10 ⁻⁴	10
1.2 燃料ピンの濃縮度誤差に起因する燃料破損(9)	10 ⁻⁵	10
1.3 原子炉容器又は炉心支持構造物の破損に伴なう炉心の損傷(1)	10 ⁻⁸	100
1.4 制御棒集合体1体の設計最大速度での引抜。(すなわち、9 in./分) (<10¢/秒)	3 x 10 ⁻¹	3
1.5 制御棒集合体1体の可能最大速度での引抜。(すなわち、72 in./分) (10~50¢)	10 ⁻⁵	10
1.6 制御棒集合体群(7集合体)の設計最大速度での引抜。(すなわち、主炉停止棒 集合体で9 in./分) (10~50¢/秒 ランプ状)。(10)	3 x 10 ⁻²	3
1.7 制御棒集合体群(7集合体)の可能最大速度での引抜。(すなわち、主炉停止棒 集合体で72 in./分) (>50¢/秒 ランプ状)。(10)	3 x 10 ⁻⁷	10
1.8 炉心の隣時径方向移動(<60¢/秒 ステップ状)。(9)	¢	
1.9 安全性評価用地震による炉心、径方向ブランケット及び制御棒の移動(60¢)	1.5 x 10 ⁻⁴	3
1.10 運転用設定地震による炉心、径方向ブランケット及び制御棒の移動(30¢)	1.4 x 10 ⁻³	3
1.11 ボイド又はガスバブルの炉心通過。(1, 11)	10 ⁻⁵	10
1.12 冷却材中への減速材の混入。(11)	10 ⁻⁵	10
1.13 ハイドリッドホールドダウンカムの喪失(30集合体の移動による19¢ステップ状)。(9)	10 ⁻⁴	
1.14 スクラムを阻害する制御棒駆動系の重故障。(1, 3) ^d		

表 2.5.4. 起因事象の発生頻度(続)

起因事象	頻度(中央値)		不確定 係数 ^a
	(/年)		
2.1 原子炉容器の上部又は1次冷却系1ループのホットレグの破断。(2)	10^{-7}		100
2.2 原子炉容器の下部又は1次冷却系1ループのコールドレグの破断。(2)	10^{-8}		100
2.3 1ループ熱除去機能喪失。(2, 3)	2		3
2.4 蒸気発生器側での中間冷却系の破断。(4)	10^{-7}		100
2.5 蒸気発生器モジュール内の破損。(5)	10^{-1}		3
2.6 1次系3ループの流量喪失。(1, 3)	10^{-2}		3
2.7 プラント保護系信号による1次系3ループのポンプトリップ。(1, 3)	7		3
3.1 主コンデンサ系の機能喪失。(7)	3×10^{-1}		2
3.2 主給水系の機能喪失。(5)	2		2
3.3 蒸気発生器1ループの機能喪失。(5)	10^{-1}		3
3.4 蒸気発生器3ループの機能喪失。(5)燃料ピンの濃縮度誤差に起因する燃料破損 (9)	1.4×10^6		10
4.1 外部電源喪失。(1, 3)	1×10^{-1}		3
4.2 タービン発電機トリップ。(1, 3)	1		2
4.3 直流電源喪失。(1, 3)	10^{-8}		100
4.4 非常用交流電源喪失。(1, 3)	10^{-6}		100
4.5 主要ブランド機器用計測及び制御の機能喪失(1, 3)	1.2×10^{-6}		100
5.1 全崩壊熱除去系稼働時の通常停止。	3		2
5.2 熱除去系1ループ不動作時の通常停止。	2		2
5.3 直接炉心冷却系不動作時の通常停止。	5×10^{-1}		3

^a 不確定係数と頻度の積は95%信頼性を示し、これらの商は5%信頼性を示す。

^b 各起因事象ごとの括弧内の数値は5.2.1及び5.2.2で検討された原因を表示する分類を示す。

^c 炉心の瞬時径方向移動は予備安全解析報告書では起こるとは考えられない事象として扱われた。この検討では完全性の観点から起因事象リストに含めた。付録III示されるように、本事象の60^eステップ事象は安全性評価用地震の頻度がより支配的であるため、別途扱うことはしない。

^d この起因事象は火災により引き起こされる可能性のある事故の結果としてリストアップされた。付録IIIで議論されたようにもっともらしい起因事象が見出せないため、この起因事象はこれ以上考慮されないこととされた。

表 2.5.5. 地震の考慮

加速度(a)の範囲	地震の種類	年間の地震の確率	地震による炉心崩壊事故の確率	地震により炉心崩壊事故が発生する年間の確率
$0.0g \geq a \geq 0.15g$	運転用設定地震	1.4×10^{-3}	1.5×10^{-4}	2.1×10^{-7}
$0.15g \geq a \geq 0.35g$	安全評価用設定地震	1.5×10^{-4}	8×10^{-3}	1.2×10^{-6}
$a \geq 0.35g$	安全評価用設定地震	3.4×10^{-5}	1.2×10^{-1}	4.2×10^{-6}

表 2.5.6 炉心に関連する事故シナリオの故障データのまとめ

事象	破損モード	破損確率	不確定係数	データソース
原子炉停止系				
プラント保護系(電気系)	作動失敗	3.0×10^{-3}	100	CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 1
スクラム(機械系)	作動失敗	7.5×10^{-7}	10	
・過渡出力上昇(TOP)		1.5×10^{-7}	50	
・冷却材喪失(LOF)		5.0×10^{-7}	10	CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 2
主給水及び補助給水系	作動失敗	1.0×10^{-4}	3	WASH-1400, App. III, Table III. 2.1
格納施設スクラバ及びフィルター	予備系喪失	1.0×10^{-4}	10	WASH-1400, App. II, p. 410
他の格納施設	運転失敗			
安全性評価用地震に関連する各種システム	安全性評価の効果	データソース参照		CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 6
格納施設	長期間出力超過に伴なう過圧破損	1.4×10^{-2}	3	CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 6
安全性評価用地震より大きな地震のイベント	$\geq 0.25g$ 以上の地震に伴なう効果	データソース参照		CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 7
格納施設隔離	運転失敗	2.0×10^{-3}	10	WASH-1400, App. II, Tables II. 1, 2
ディーゼル1台	起動失敗及び負荷運転	1.0×10^{-2}	3	CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 11
ディーゼル2台	起動失敗及び負荷運転	1.0×10^{-3}	3	CRBRP Evaluation, Section III.6, Note 12

表 2.5.6 炉心に関連する事故シナリオの故障データのまとめ (続き)

事象	破損モード	破損確率	不確定係数	データソース
直接炉心冷却系	機器故障による運転失敗	6.3×10^{-3}	3	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 17
外部電源	2時間又はそれ以上の全 外部電源喪失	0.01	3	WASH-1400, App, Figure III. 5. 3
ラプチャディスク	作動失敗	1.0×10^{-2}	10	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 23
中間熱交換器	事象時に破断	1.0×10^{-2}	10	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 23
1次ポンプトリップ	作動失敗	3.0×10^{-4}	10	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 24
燃料破損検出系及び炉心冷却形状	作動失敗	1×10^{-1}	3	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 25
燃料破損検出系	作動失敗	1×10^{-3}	10	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 28
炉心冷却形状	冷却必要寸法喪失			
タービンバイパス系	作動失敗	1.0		CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 26
補助給水系	作動失敗			
ディーゼル 2 台使用可能		5×10^{-3}	3	CRBRP Evaluation, Section III. 6, Note 2
ディーゼル 1 台使用可能		8.5×10^{-3}	3	Note 21
直流電源のみ使用可能		5×10^{-2}	3	Note 21

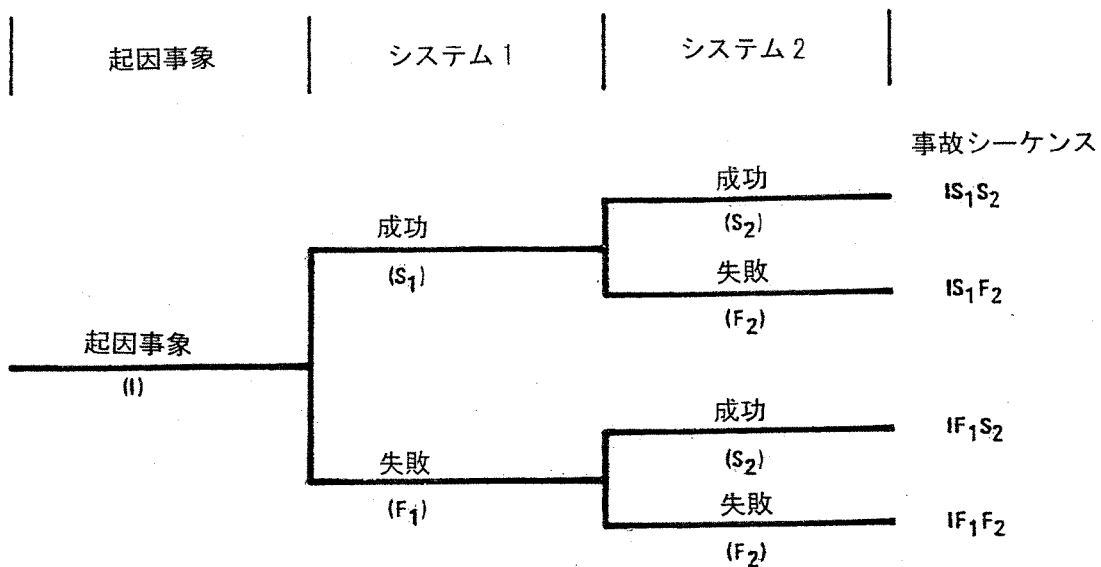


図 2.5.1 インベントツリーの構成例

起因事象

原子炉停止

崩壊熱除去

放射能の格納

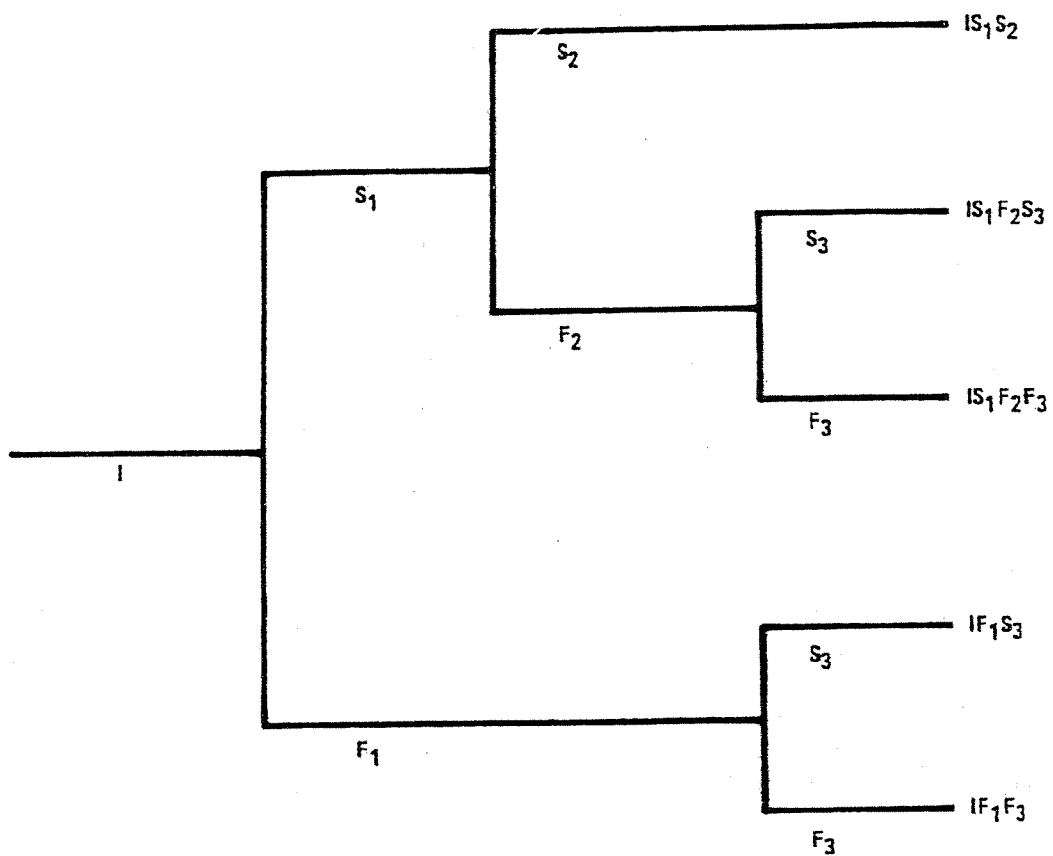


図 2.5.2 炉心関連事故シーケンスを決める機能インベントツリー

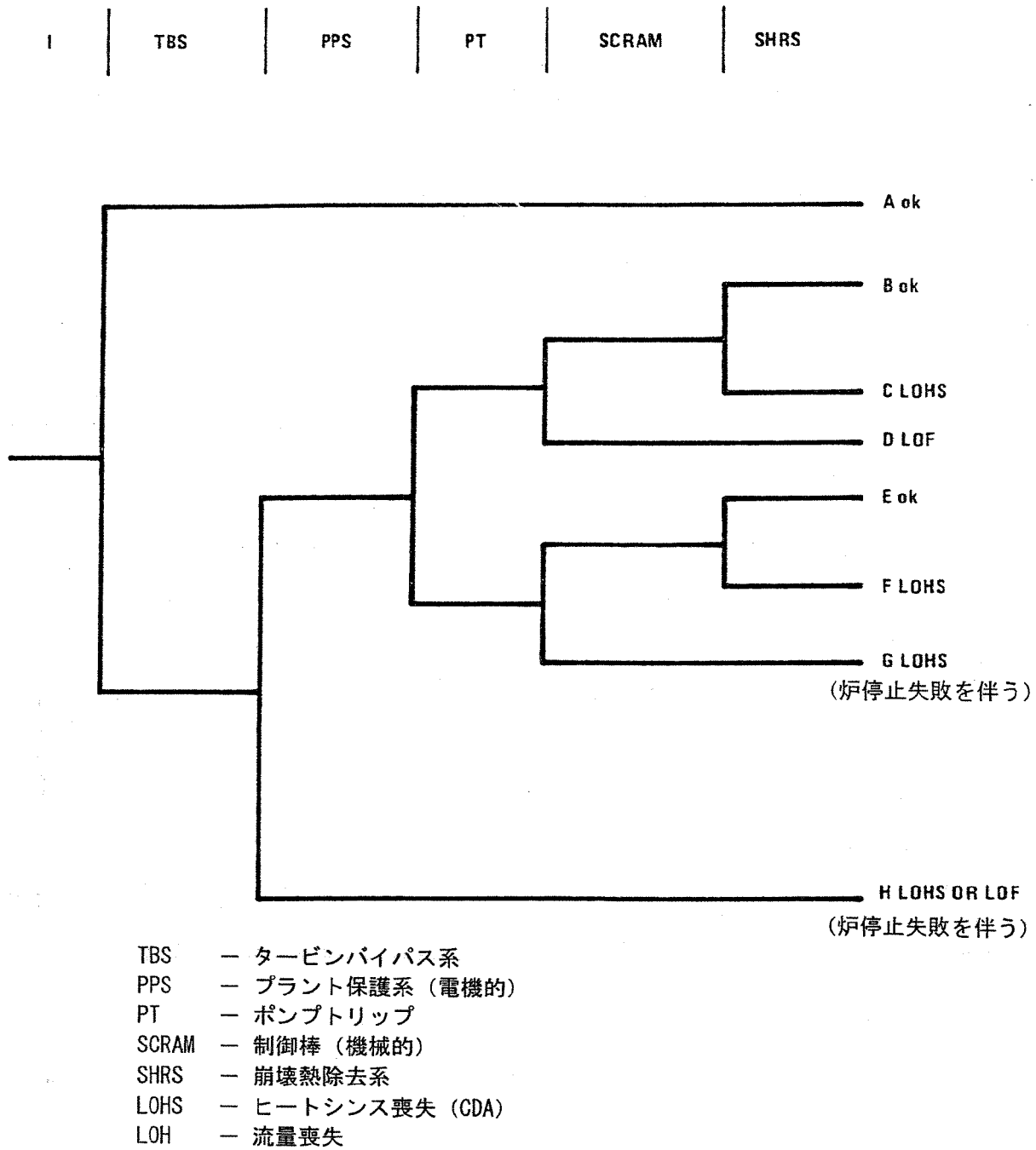
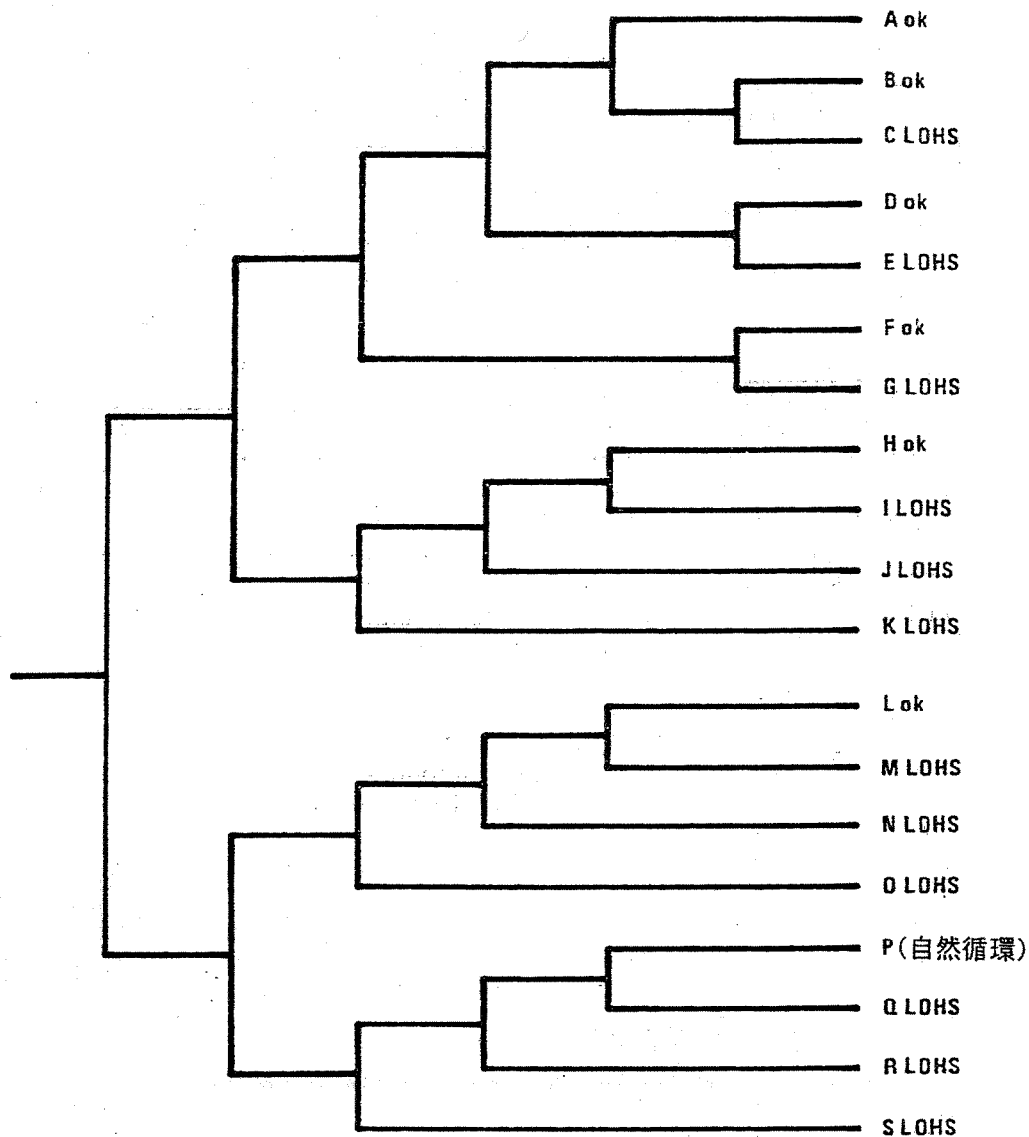


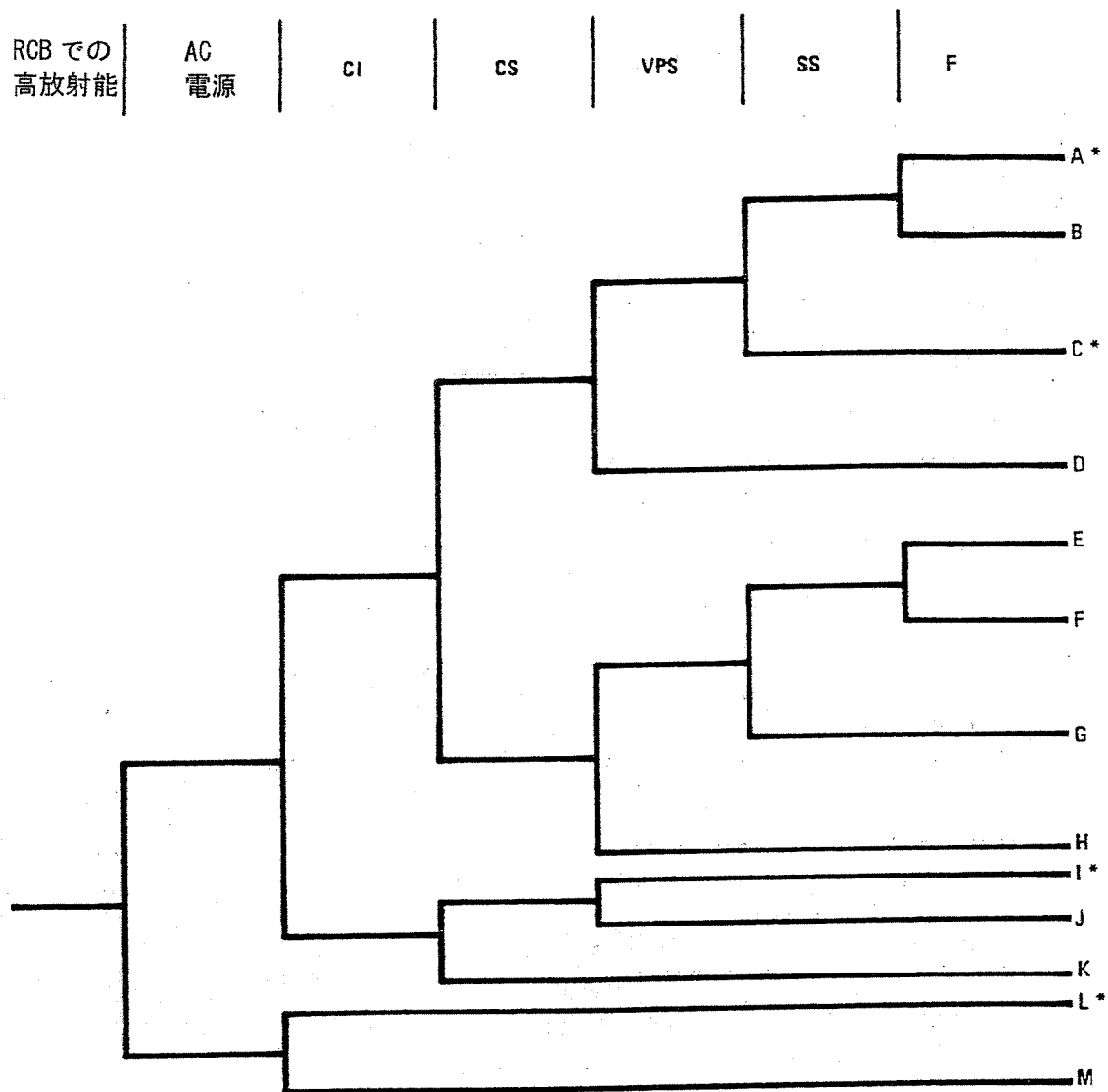
図 2.5.3 電源喪失インベントツリー

ディーゼルA からの交流 電源	ディーゼルB からの交流 電源	PHTS AND IHTS	AFS	SGS AND PACCS	DHRS
-----------------------	-----------------------	---------------------	-----	---------------------	------



- | | | | |
|------|-------------|-------|------------------|
| PHTS | - 1次冷却系 | PACCS | - 空気冷却コンデンサー冷却系 |
| IHTS | - 2次冷却系 | DHRS | - 直接炉心冷却系 |
| AFS | - 補助給水系 | LOHS | - ヒートシンク喪失 (GDA) |
| SGS | - 蒸気発生器システム | | |

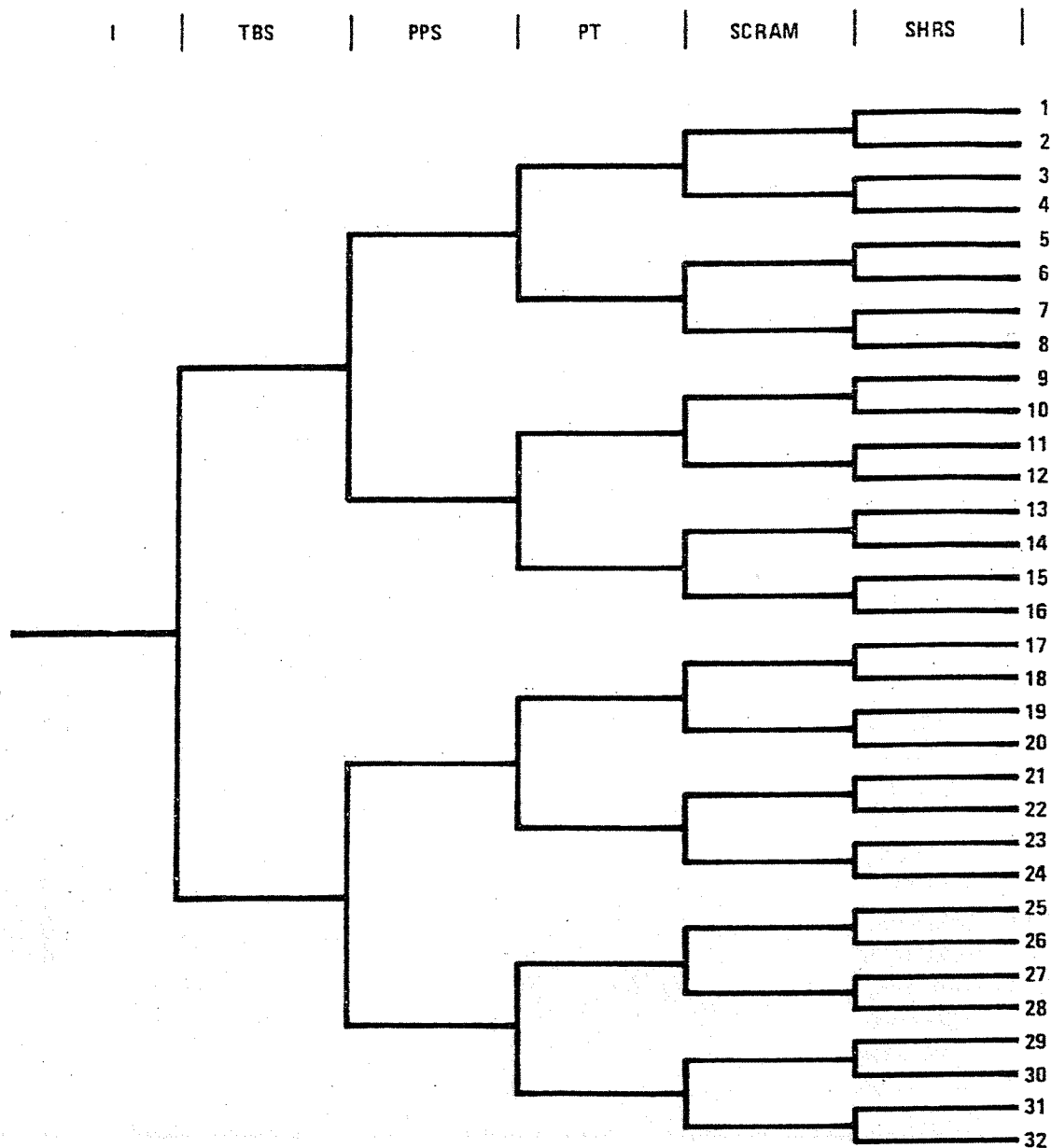
図 2.5.4 崩壊熱除去系インベントツリー (起因事象: 外部電源喪失)



- CI - 格納系隔離
- CS - アニュラス冷却系
- VPS - RCB パージ系
- SS - スクラバー系
- F - フィルター

*これらのパスは2.7.4で影響評価が行われたものである。

図 2.5.5 格納系イベントツリー



TBS — タービンバイパス系
 PPS — プラント保護系
 PT — ポンプトリップ

SCRAM — 制御棒（機械的）
 SHRS — 崩壊熱除去系

図 2.5.6 電源喪失についての厳密なイベントツリー

外部電源喪失のイベントツリー・シーケンス

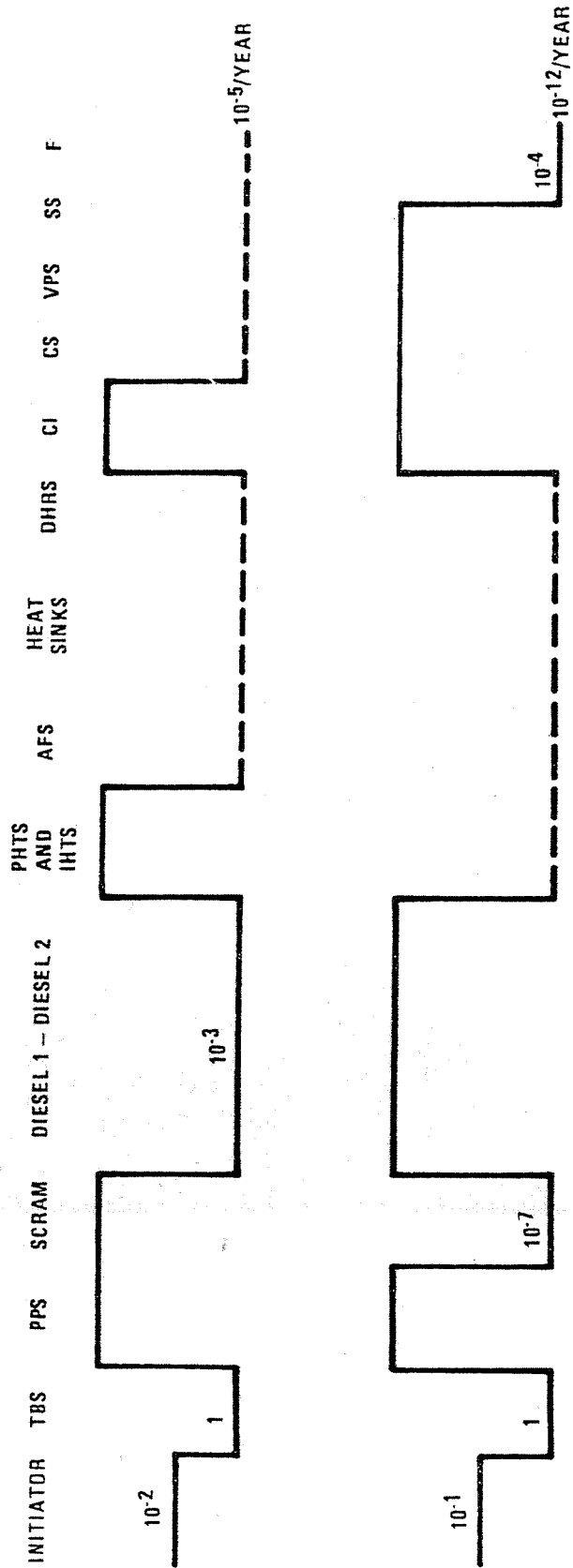
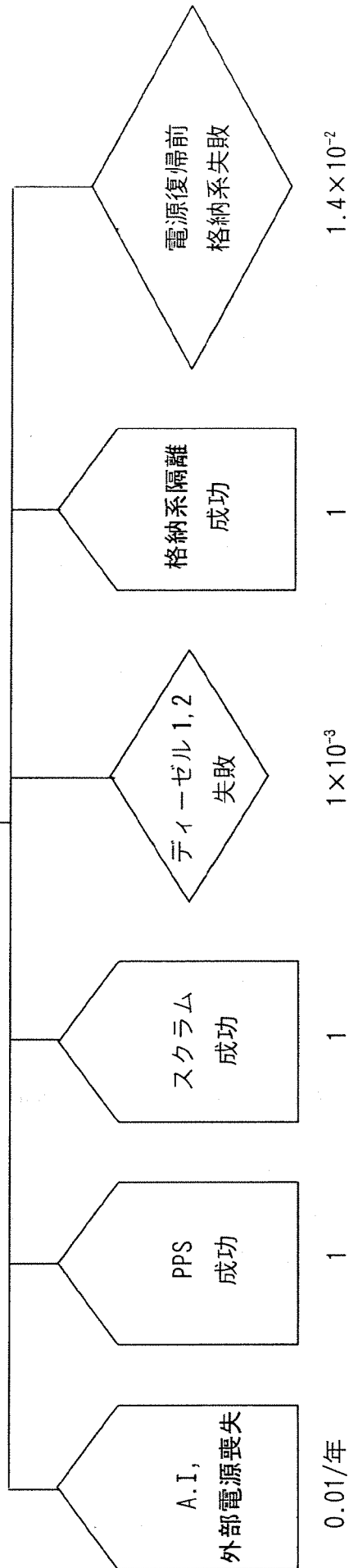
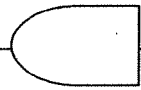


図 2.5.7 発生確率のすそ切り例を示すラインダイアグラム

外部電源喪失
起因事象 4.1 SEQ.C,
崩壊熱除去系 SEQ.P,
格納系 SEQ.L

確率中央値=1.4 × 10⁻⁷/年



※失敗確率については付録Ⅲの注釈を参照

※確率の不確定要因参照

図 2.5.8 外部電源喪失 C が 2 次シーケンス P および格納系シーケンス L を伴う場合の
シーケンス・フォールト・ダイアグラムの例

2.6 炉心事故解析と評価

2.6.1 初めに

炉心溶融事故に至る二つのカテゴリー、除熱不足と過出力は以下の九つのタイプの事故に分類される。

スクラム失敗を伴う流量喪失

スクラム失敗を伴う過出力（10¢ / sec 以下の反応度挿入）

スクラム失敗を伴う過出力（10¢ / sec 以上、50¢ / sec 以下の反応度挿入）

スクラム失敗を伴う過出力（50¢ / sec 以上の反応度挿入）

スクラム失敗とステップ反応度挿入を伴う流量喪失

スクラム失敗と過出力を伴う流量喪失

スクラムを伴うヒートシンクの喪失

スクラム失敗を伴うヒートシンクの喪失

スクラムを伴う1次系コールドレグ配管破損

これらの九つのケースを代表として、炉心事故の解析が行なわれた。詳細は付録 に示す。

2.6.2 炉心事故解析の目的

炉心事故の解析に当たっては、炉心のどの程度の割合が溶融又は蒸発するか、1次冷却材バウンダリーがどのような熱的損傷又は機械的損傷を受けるかを評価することである。

2.6.3 LMFBR において CDA に発展する一般的シーケンス

今までの LMFBR についての研究の結果より得られた知見を整理すると、LMFBR で CDA につながるパスとしては図 2.6.1 に示す三つのものが考えられる。一つは、“早期終息パス”である。ここでは炉心のごく一部が溶融するが分散されて事故は終結し、他の炉心の部分はそのまま冷却されて健全性を維持する。二つめは、“炉心の流体力学的破損”にいたるケースである。三つめは、“遷移過程”と呼ばれる状態に至るものである。ここでは、炉心がゆっくりと溶融し、炉心はいったん未臨界になるが炉心の必要な冷却が行えないケースである。遷移過程から流体力学的破損に移行する可能性も理論的には排除できないため図中には破線で示されている。

2.6.4 CRBRP の炉心事故解析に用いられたコードとモデル化

炉心事故解析には、SAS3A コード及び VENUS- コードが使用された。

SAS3A コードでは炉心は複数のチャンネルの集りとしてモデル化される。これら SAS の複数の各チャンネルは同じ出力 / 流量比と燃焼度をもったものを代表する。

VENUS- コードは、流体力学的炉心破壊をモデル化したもので、流力計算は r-z 二次元、1 点動特性の解析を行なう。

VENUS- コードにより計算された過渡的事象における溶融あるいは蒸発した燃料の二次元温度、圧力分布は、REXCO-HEP 構造解析コードにつながる。このコードでは炉心及び炉構造の二次元軸対象モデルでの構造体の変形解析が行なわれる。

2.6.5 CDA による炉心及び 1 次系容器損傷評価の方法

CDA の解析により、それぞれの CDA の結果現れる損傷の程度を評価しクラス分けを行なうことが重要な作業となる。この損傷の程度による分類と、その分類ごとの 1 次バウンダリーからの放射性物質の確率が求められる。

表 2.6.1 は、スクラム失敗を伴う流量喪失事故についての炉心 炉容器損傷マトリックスを示している。表 2.6.1 に示すように、損傷の程度は機械的損傷については大規模のシール破損(ケース A)、中規模のシール破損(ケース B)、シール破損を伴わないケース(ケース C)の三つのカテゴリーに分類され、それぞれに発生確率が分配される。ケース C が 0.9、ケース B が 0.1、ケース A が 0.01 と推定された。ケース C では機械的損傷はないが熱的損傷による、内圧の上昇で漏えい率が增大し炉容器から格納系内への放射能の漏えいは増大する。

2.6.6 炉心 炉容器損傷マトリックスでのカテゴリー別発生確率

シーケンス・フォールト・ダイアグラムは、ある初期事象により始まり、保護系動作の失敗が幾つか重なって CDA に至るパスを示している。各々のシーケンス・フォールト・ダイアグラムはいずれかの CDA のタイプにつながることになり、したがって損傷マトリックスのいずれかのカテゴリーに分類されることになる。本検討では、全炉心の溶融が生じる熱的損傷においては必ず炉容器及びガードベッセルの貫通が生じるものとしている。したがって炉心損傷マトリックスにおいて損傷カテゴリー間の確率は配分が必要なのは、機械的損傷を伴う場合である。このための解析

の詳細は付録 2 に示される。

環境への放射性物質の放出カテゴリーの確率を求めるに当たっては、二つの要因に分けて考える。一つは格納系の機能状態（作動、不作動）、もう一つは CDA による炉容器の損傷カテゴリーである。これらの二つの要因の組み合わせにより考えられる 11 の重要なケースについて環境への影響評価が行なわれる。

表 2.6.1 スクラム失敗を伴う冷却材喪失事故時の炉心損傷-原子炉容器損傷マトリックス

	機械的	熱的
原子炉容器損傷	シール損傷無； 中規模シール損傷； 大規模シール損傷； 設計ベース漏洩 中規模漏洩有 大規模漏洩	
炉心損傷 (溶融燃料)	(Case C) (Case B) (Case A)	溶融貫通の可能性
≤ 10%		
≤ 30%		
全炉心	0.9*	0.01 1.0**

* 炉心崩壊事故が全炉心溶融に至り上部シール損傷無になる確率

** もし炉心崩壊事故が全炉心溶融に至れば、原子炉容器の溶融貫通の確率は1.0になるものとする。

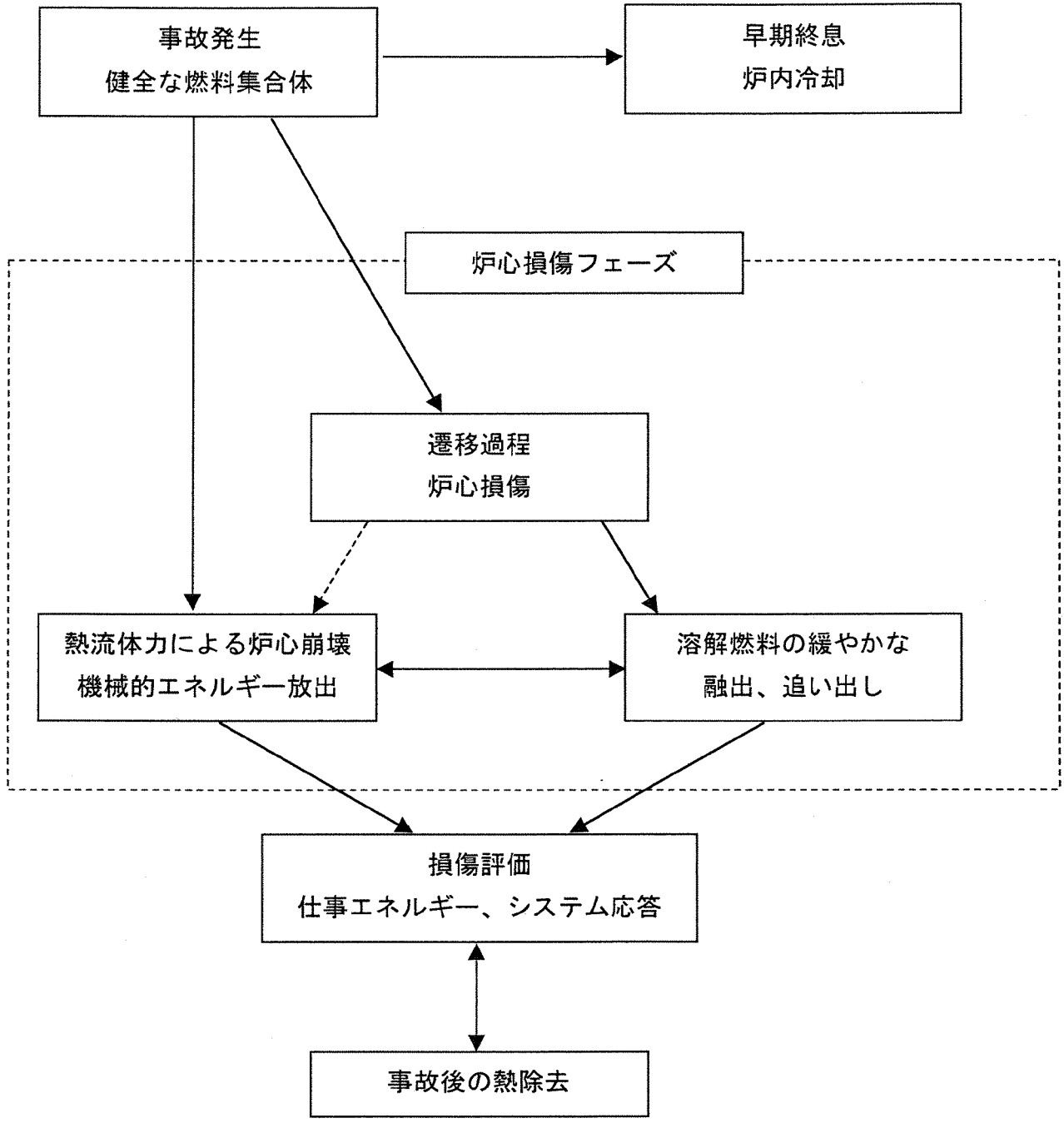


図 2.6.1 機械的損傷事故の包括的分析パスの構成

2.7 放射性核種の放散解析

2.7.1 初めに

ここでは漏れ出た放射性物質が、原子炉キャビティーや格納施設内でどのような挙動を示し環境に放出されるかを検討する。

2.7.2 代表的事故シナリオ

図 2.7.1 に炉心、炉容器と炉上部の遮へいプラグ、原子炉キャビティー、原子炉建物の概念図を示す。2.4.5 の(2)で述べたように放射性物質の放出には三つのパスが考えられる。パス 1 は炉上部から格納施設内に放出されるもの。パス 2 は原子炉キャビティーに放出され、そこから蒸発して格納施設内部に広がるもの。三つめが炉容器の底を貫通した熔融燃料が格納容器の底をも貫通し、環境に影響を与えるパスである。

3 つめのパスでは、格納容器の底を貫通した後、厚いコンクリートの層を通して放射性物質が拡散し地下水に漏れ出ることになる。このパスにより地下水への放出の解析が RSS における同じ手法を用いて評価された。結果はこのパスにより地表水脈への放射性物質の漏出には 1,000 年単位の長時間を要し、希釈されるので公衆への影響は問題にならないとのものであった。

2.7.3 解析技術と仮定

図 2.7.2 は格納系からの放射性物質の輸送と放出挙動の解析に当たって用いるコードとロジック流れ図を示している。

(1) CDA に影響するデータ

表 2.7.1 は CDA において放出される放射性核種及びナトリウム量を計算する上での幾つかの要素を示している。損傷したシール部を通しての放射性物質やナトリウムの放出量は炉容器内部での燃料蒸気バブルの圧力の時間変化と破損口の大きさにより決まる。炉容器から放出されたナトリウムは、炉上部のヘッドアクセスエリアの空気雰囲気中で燃焼を起こし格納容器内の温度圧力に影響を与える。

(2) SOFIRE と SPRAY コードによる解析

SOFIRE と SPRAY コードはナトリウムや放射性核種の放出後の温度圧力変化を計算するのに利

用される。ここで求められた圧力変化が最初のナトリウムの放出から原子炉キャビティーでのナトリウムの沸騰までの圧力変化として格納容器からの漏えい量の算出に用いられる。

(3) CACECO コードによる解析

CACECO コードは炉容器の貫通以降の原子炉キャビティーや格納容器内部の温度、圧力の変化を計算するのに用いられる。その結果は HAA-3B コードによるエアロゾル挙動解析とあいまって、格納容器内部での放射性核種のソースタームを計算するのに用いられる。CACECO コード解析の詳細は付録 に示す。

CACECO コードは、原子炉キャビティーや格納容器内での熱と物質の移動を、炉容器の貫通から原子炉キャビティー内で漏えいしたナトリウムが沸騰し終わるまでの間解析する。核分裂生成物による発熱やナトリウム蒸気の燃焼熱など重要な発熱や原子炉キャビティーのコンクリート壁からの放熱、格納系冷却系による除熱などのヒートシンクはすべて取り入れられる。

(4) 格納施設内の漏えい率とフォールアウトのモデル

HAA-3B コードを用いてエアロゾルの挙動を評価するため燃料とナトリウムの放出量を時間の関数として与える。ナトリウムの燃焼による熱量も格納容器内部の初期圧力、温度分布を決めるのに用いられる。時間依存の格納容器の漏えい率、酸化ナトリウムの分布、雰囲気温度は CACECO コードで計算し HAA-3B コードに与えられる。HAA 3B で計算された減衰したソースタームは COMRADEX コードへの入力となる。

(5) COMRADEX コードによる解析

格納施設からの時間依存の放射性核種放出ソースタームに基づいて、COMRADEX コードにより本検討で用いる全放射性物質の放出量が算出される。この結果を 2.8 での健康への影響評価へのインプットとして用いる。

2.7.4 事故シナリオの解析

事故シナリオを定義するに当たっては以下の二つの要素が重要である。

- ・機械的エネルギーの放出による炉容器上部シールの破損の程度(大規模、中規模、なし)
- ・格納系各機能の状態(作動、不作動)

機械的エネルギーの分類については、大規模、中規模、破損なしの他に、機械的エネルギー放出

の非常に大きいケースで機械論的議論を抜きにして放射性物質の炉容器外への直接放出を想定するものがある。このケースについては2.7.5で個別に取り扱う。

事故時の放射性物質の放出は、図2.7.3に示されるCRBRPの格納系イベントツリーの内、代表となるシーケンスに対して行われる。図2.7.3に示されるAからMのシーケンスの内、A、C、I、Lが代表シーケンスに選ばれた。他はこれらより発生頻度が小さいか影響が小さい又は同程度のものとして扱われる。図2.7.3の右側には炉容器の損傷のカテゴリーA、B、Cが示されており、各代表事象ごとの破損カテゴリーとの組み合わせが行われる。これらの組み合わせのケースについて実際の影響評価を行なった。

CASECOコードを用いた計算での幾つかの特徴的結果を表2.7.2に示している。

2.7.5 高エナジェティックスCDA

このCDAでは機械的議論を抜きにして炉容器上部の破損を想定し、これに伴うミサイルや内圧の上昇（大規模のナトリウム燃焼が考えられる）により格納容器も損傷を受けるものとする。

この想定での格納容器の損傷による放射性物質の環境への放出の程度は、RSSレポートで軽水炉に対して取られたのとほぼ同程度のものとした。

- | | |
|---------|--------------------|
| ・希ガス | 100%(RSSのBWRと同じ) |
| ・ハロゲン | 70%(RSSのPWRと同じ) |
| ・揮発性固体 | 50%(RSSのPWRと同じ) |
| ・非揮発性固体 | 10%(RSSのBWRでは0.5%) |

非揮発性の固体（この中にはエミッターであるPu、Am、Cm等が含まれる）の取扱いは軽水炉とは同じではない。高エナジェティックスCDAにおいては、非揮発性固体の多くは蒸発するものと考えられるが、エアロゾルの凝縮、プレートアウトなどの自然現象により環境への放出量を減少させる作用が働く。したがって炉心インベントリーの非揮発性固体の10%放出の想定は非常に保守的なものと考えられる。

2.7.6 放射性核種放出解析の結果

表2.7.3に上述の4つのタイプのCDAについて選ばれた12のケースについての放射性核種の放出量を示す。結果は損傷モードの違いや格納系機能の状態により大きく異なることが分かる。これらのソースタームによる人体への影響評価は2.8に示す。

2.7.7 炉心外事故の解析

炉心外事故の評価は2.9で扱われている。その結果によれば環境への影響が最も大きくなるのはSSEを超える地震により電源喪失が長期にわたり、炉外燃料貯蔵タンク(以下「EVST」という。)の冷却が行なえず燃料の溶融に至るケースである。

原子炉サービスビル(MSB)の健全性を想定する限り影響は大きいものではない。原子炉サービスビルの損傷を考えるとその発生確率は小さくなりシーケンスとして排除可能なものとなる。

表 2.7.1 原子炉建物へ漏洩する放射性物質とナトリウムとの計算での係数

機械的損傷クラス	シール部破損無	中規模シール部破損	大規模シール部破損
シール破損部概略面積 (in. ²)	0.01	0.5	40
シール破損部からの 漏洩ナトリウム (lb)	10	100	1000
シール破損部からの 漏洩放射性物質 (炉心インベントリの%)	0.01	1.0	10

表 2.7.2 CACECO ケースに含まれる基本特性

CACECO ケース No.	アニュラス冷却	ベント形式	ベント時間 (時間)	建物空気排気 開始(時間)	解析の最終 時間(時間)
650	有	10-psidベント	20.7	24.1	226.3
651	有	大口径ベント	0	22.0	225.7
649	無	20 psid*で 過圧破損	31.2	無	232.0

* 最も最新の解析では、20 psid よりも 30 から 40 ppsid での破損を示している。

表 2.7.3 CRBRP の事故時放出のまとめ

ケース	確率	放出(炉心インベントリの割合)					
		ハロゲン	希ガス	揮発性固体	Pu, Am, Cm		
10%*	4.9-9**	70	100	50	10		
651A	1.5-10	3.3	61	3.3	3.2		
649A	2.5-8	0.91	45	0.96	1.0-3		
649C	1.2-6	0.78	34	0.82	1.2-6		
651B	2.3-9	0.48	52	0.50	0.22		
651C	8.5-8	0.48	51	0.30	0.0021		
650C	5.5-9	0.38	76	0.40	1.7-6		
650B	1.3-10	0.38	76	0.40	1.7-4		
650A	7.7-12	0.35	76	0.37	1.0-3		
650AF	4.9-8	0.0075	76	0.0078	9.4-4		
650BF	6.1-7	0.0075	76	0.0078	1.4-4		
650CF	2.0-5	0.0074	76	0.0077	1.4-6		

* 高エネルギーの炉心崩壊事故に対しては、非揮発性の炉心材料の 10% が環境に放出されるものと

した。

** 意味: 2.5×10^{-8} 等

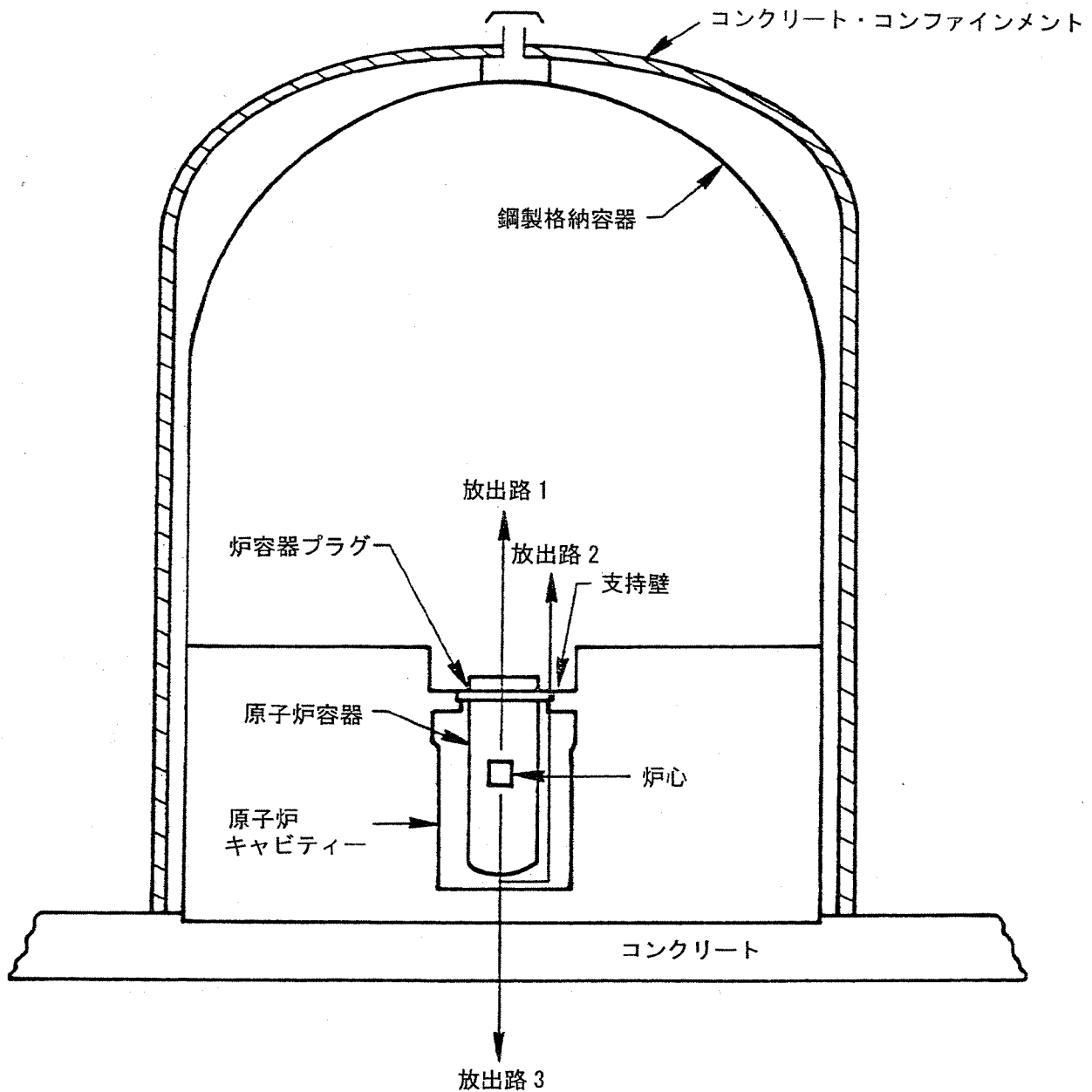


図 2.7.1 CDA 後の放射性核種流出パス概念図

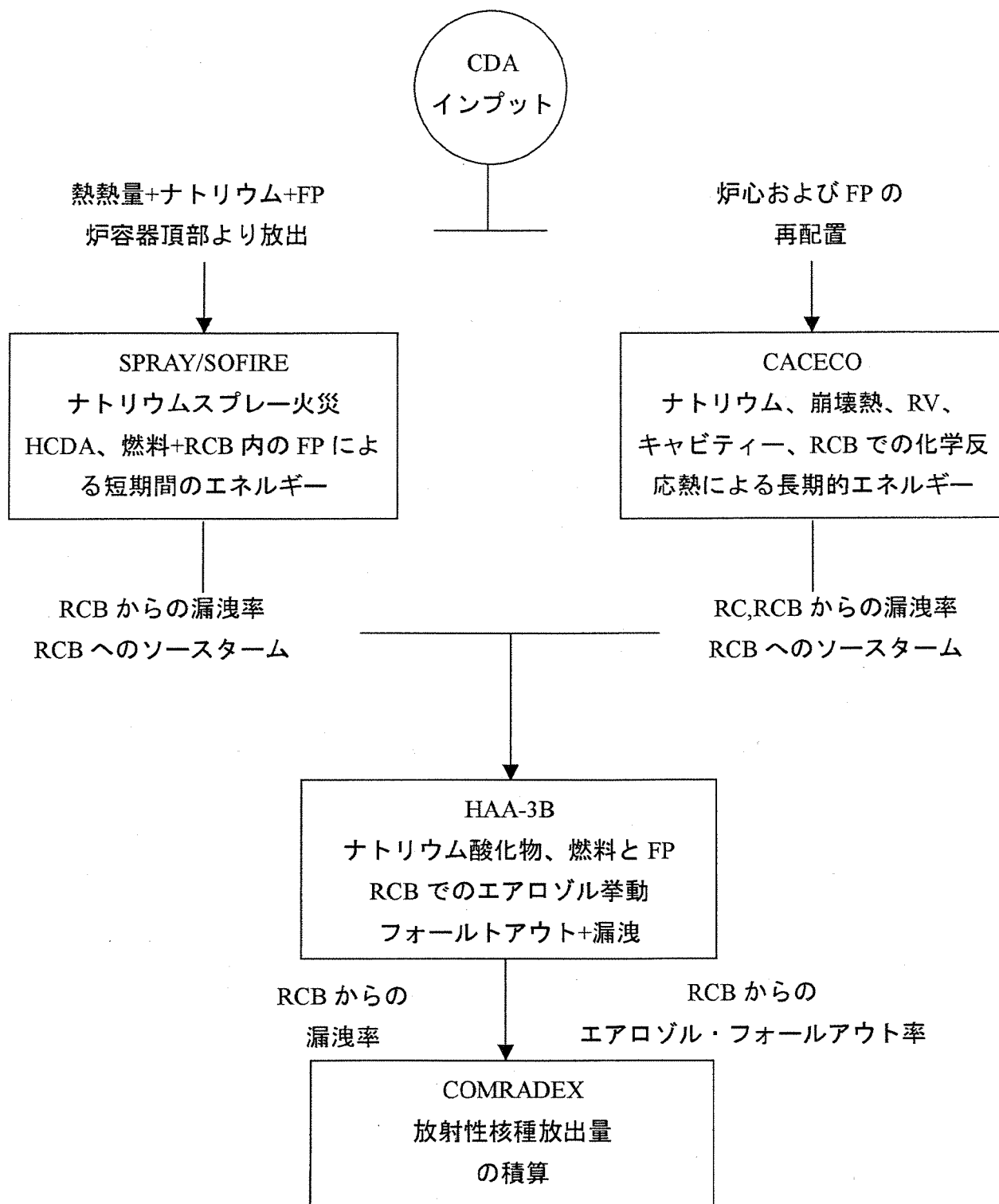
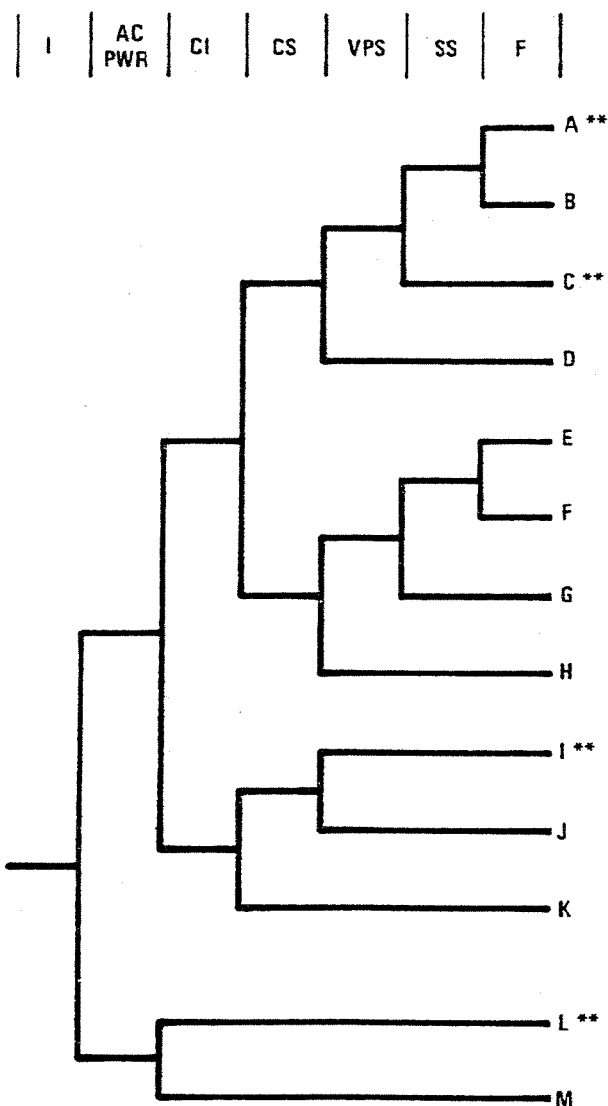


図 2.7.2 CRBR 放射性物質挙動計算手順



GACECO-HAA-COMRADEX
はシール損傷ケースの計算に用いる

C*	B*	A*
650FC	650FB	650FA

C**	B**	A**
650C	650B	650A

I**	B**	A**
651C	651B	651A

L**	B**	A**
649C	649B	649A

- I — 起因事象 (格納系内高放射能)
- AC PWR — 出力状態
- CI — 格納系隔離
- CS — 格納施設冷却系
- VPS — ベントとパージ系
- SS — スクラバー系
- F — フィルター

- * 炉容器損傷の分類 (付録IV)
A=大損傷、B=中損傷、C=極小の損傷
- ** 基本となる格納系のシーケンス

図 2.7.3 放射性物質放出計算と格納系イベントツリーとの関係

2.8 影響評価解析

2.8.1 初めに

ここでは格納施設から放出された放射性物質がどのように振る舞うかの計算モデルと CRBRP サイト住民の健康にどの程度の影響を与えるかの評価結果を示す。

2.8.2 計算コードとデータ

(1) モデルの概要

CRBRP の影響評価に用いた大気中の拡散と健康への影響を評価する計算モデルの基本的特徴を図 2.8.1 に示す。放射性核種のソースタームは 2.2.7 で述べた 12 のカテゴリーごとに求める。CRBRP サイトの大気拡散条件は、43 の条件に分けて与えられる。CRBRP サイト住民の人口分布は 16 の方角別に与えられる。すなわち、影響評価で累積確率分布を求めるには 12 のソースタームに対して 688 (= 43 × 16) 組のシーケンスに対して影響評価を行なうこととなる。

(2) 事故のソースターム

12 のカテゴリーについてもっとも重要なパラメーターは

- ・ 放出される放射性核種の種類と量 (2.7 参照)
- ・ CDA の発生から放射性核種放出までの時間 (2.7 参照)
- ・ 各カテゴリーの発生確率 (2.6 参照)

である。

表 2.8.1 に 12 のカテゴリーについての発生確率と放出のタイミングを示す。表 2.8.2 にはすべてのカテゴリーについて、55 の核種別の放出キュリー数を表示している。

(3) 気象条件

大気中での拡散はパスキルのモデルによって計算される。気象条件は 43 のモードに分類され、各モードの CRBRP の環境報告書に示されている発生確率を用いて計算される。43 のモードとその発生確率を表 2.8.3 に示す。

(4) 人口分布

CRBRP サイトの人口分布は 1970 年の国勢調査局のデータを利用した。人口分布は原子炉中心より 22.5° ごとの 16 方向のセクターに区切り、半径 500 マイルまでの人口分布を用いた。表 2.8.4 に 16 の方向別の風向きの発生確率と共に人口分布を示す。

(5) 退避モデル

原子炉から半径 20 マイル以内の住民は、警告により退避を行なうものとし、退避による人口の減少を、警告発生からの時間、退避による人口半減時間を用いて定式化した。退避による半減時間には 4 時間を用いたが、この時間は人体への影響評価結果に余り影響を与えるものではなかった。

(6) 健康への影響

原子炉事故による人体への影響については RSS の検討の中で詳しい検討が行われた。その結果にならない本検討でも以下の四つのカテゴリーに分けて評価する。

全身被爆による早期致死

肺への被爆による呼吸器系疾患

甲状腺被爆による甲状腺腫瘍

全身被爆による晩発性致死性ガン

表 2.8.5 にこれら 4 つのカテゴリー別の健康への影響を示す線量クライテリアを示す。クライテリアの下限値は影響発生の閾値を示し、上限値以上では 100%の発生を意味している。下限値と上限値の中間揃量に対しての影響発生は直線内挿で求められる。

被爆線量は ICRP の評価モデルを用いて計算された。(詳細は付録 参照)

表 2.8.6 に吸入被爆における線量換算係数を示す。これらの換算係数はハンフォード研究所 (HEDL) で編集されたものを用いた。図 2.8.2 に線量換算係数を求めるに当たって用いた ICRP モデルを図式化したものを示す。この検討で用いられた線量換算係数は RSS で用いられたものよりは保守的なものである。

2.8.3 結果と感度解析

(1) 影響評価の結果

健康への影響評価は、12 の事故カテゴリーごとに 688 ケース(43 の気象条件 × 16 の方位別人口分布)の計算が行なわれた。影響評価の結果は事故カテゴリー別に平均値として表 2.8.7 に示している。表 2.8.8 は同じ形で 688 ケースの中の最大値を示したものである。

図 2.8.3 と図 2.8.4 は、それぞれ早期致死と晩発性致死性ガン発生の累積確率分布を示している。

(2) 不確定幅について

公衆への健康上の影響評価には

・事故時のソースターム

- ・ 気象条件
- ・ 人口分布
- ・ 線量換算率

が関連する。ソースタームの算定は不確定幅を持つものであるが保守的に取り扱われた。気象条件、人口分布は現状の信頼できるデータを用いており大きい誤差を与えるものではない。線量換算率は現状広く認められているものを採用しており、全体の評価は保守的になっていると考えられる。

表 2.8.1 事故時線源の特性

番号	Case No. ^a	確率(/年)	警告時間(時間)
1	649A ^b	2.5-8 ^c	32
2	649C	1.2-6	32
3	650A	7.7-12	20
4	650B	1.3-10	20
5	650C	5.5-9	20
6	650AF	4.9-8	20
7	650BF	6.1-7	20
8	650CF	2.0-5	20
9	651A	1.6-10	0
10	651B	2.3-9	0
11	651C	8.6-8	0
12	10% case	4.9-9	0

^a これらの Case は Section 7.4. に示す。

^b 区分 649B の発生確率は、保守的に 649A の発生確率と組合されている。

^c 意味 : 2.5×10^{-8} 等

表 2.8.2 事故での放出キューリー数

番号	アイソトープ	半減期 (日)	放出キューリー数			
			ケース 649A	ケース 649C	ケース 650A	
1	H	3	.448E+04	0.	0.	0.
2	NA	22	.950E+03	.15E-03	.20E-05	.17E-03
3	NA	24	.625E+00	.11E+01	.14E-01	.12E+01
4	AR	41	.763E-01	0.	0.	0.
5	MN	54	.280E+03	0.	0.	0.
6	CO	58	.713E+02	0.	0.	0.
7	CO	60	.192E+04	0.	0.	0.
8	KR	83*	.775E-01	.32E+03	.28E+03	.21E+04
9	KR	85*	.187E+00	.52E+05	.40E+05	.22E+06
10	KR	85	.380E+04	.11E+06	.85E+05	.18E+06
11	KR	87	.528E-01	.43E+03	.37E+03	.50E+03
12	KR	88	.117E+00	.77E+04	.61E+04	.64E+05
13	SR	89	.506E+02	.13E+03	.24E+00	.15E+03
14	SR	90	.102E+05	.52E+01	.69E-02	.57E+01
15	Y	90	.270E+01	.53E+01	.70E-02	.58E+01
16	Y	91	.590E+02	.26E+03	.35E+00	.29E+03
17	ZR	95	.655E+02	.34E+03	.45E+00	.38E+03
18	NB	95	.350E+02	.33E+03	.43E+00	.36E+03
19	RU	103	.400E+02	.40E+03	.53E+00	.44E+03
20	RU	106	.368E+03	.17E+03	.22E+00	.19E+03
21	SB	125	.997E+03	.26E+01	.34E-02	.28E+01
22	TE	129*	.341E+02	.18E+01	.24E-02	.20E+01
23	TE	129	.480E-01	.46E+02	.54E-01	.44E+02
24	TE	132	.325E+01	.28E+03	.37E+00	.30E+03
25	I	130	.513E+00	0.	0.	0.
26	I	131	.805E+01	.74E+06	.64E+06	.29E+06
27	I	132	.100E+00	.35E+03	.54E+02	.56E+03
28	I	133	.871E+00	.44E+06	.37E+06	.16E+06
29	I	135	.279E+00	.48E+05	.41E+05	.28E+05
30	XE	131*	.118E+02	0.	0.	0.
31	XE	133*	.226E+01	0.	0.	0.
32	XE	133	.527E+01	.45E+08	.34E+08	.72E+08
33	XE	135	.383E+00	.65E+07	.50E+07	.14E+08
34	CS	134	.752E+03	.10E+05	.88E+04	.42E+04
35	CS	136	.129E+02	.27E+05	.23E+05	.11E+05
36	CS	137	.110E+05	.54E+05	.46E+05	.22E+05
37	BA	140	.128E+02	.35E+03	.48E+00	.38E+03
38	LA	140	.166E+01	.35E+03	.46E+00	.38E+03
39	CE	141	.328E+02	.36E+03	.47E+00	.39E+03
40	CE	143	.137E+01	.31E+03	.40E+00	.33E+03
41	CE	144	.285E+03	.18E+03	.24E+00	.20E+03
42	PR	143	.136E+02	.33E+03	.43E+00	.36E+03
43	PR	144	.120E-01	.18E+03	.24E+00	.19E+03
44	ND	147	.110E+02	.16E+03	.20E+00	.17E+03
45	PM	147	.949E+03	.42E+02	.55E-01	.46E+02
46	PU	238	.314E+05	.24E+01	.32E-02	.27E+01
47	PU	239	.887E+07	.81E+00	.11E-02	.88E+00
48	PU	240	.241E+07	.85E+00	.11E-02	.93E+00
49	PU	241	.482E+04	.16E+03	.20E+00	.17E+03
50	PU	242	.139E+09	.18E-02	.24E-05	.20E-02
51	AM	241	.158E+06	.32E+00	.42E-03	.35E+00
52	AM	243	.269E+07	0.	0.	0.
53	CM	242	.163E+03	.91E+01	.12E-01	.10E+02
54	CM	244	.653E+04	.13E+00	.17E-03	.15E+00
55	MO	99	.275E+01	.38E+03	.50E+00	.41E+03

表 2.8.2 事故での放出キューリー数 (続き)

番号	アイソトープ	半減期 (日)	放出キューリー数			
			ケース 650B	ケース 650C	ケース 651A	
1	H	3	.448E+04	0.	0.	0.
2	NA	22	.950E+03	.27E-04	.27E-05	.50E+00
3	NA	24	.625E+00	.17E+00	.17E-01	.40E+04
4	AR	41	.763E-01	0.	0.	0.
5	MN	54	.280E+03	0.	0.	0.
6	CO	58	.713E+02	0.	0.	0.
7	CO	60	.192E+04	0.	0.	0.
8	KR	83*	.775E-01	.20E+04	.19E+04	.73E+06
9	KR	85*	.187E+00	.22E+06	.22E+06	.20E+07
10	KR	85	.380E+04	.18E+06	.18E+06	.89E+05
11	KR	87	.528E-01	.44E+03	.41E+03	.20E+07
12	KR	88	.117E+00	.64E+05	.64E+05	.34E+07
13	SR	89	.506E+02	.24E+02	.32E+00	.44E+06
14	SR	90	.102E+05	.91E+00	.91E-02	.17E+05
15	Y	90	.270E+01	.94E+00	.92E-02	.17E+05
16	Y	91	.590E+02	.46E+02	.46E+00	.86E+06
17	ZR	95	.655E+02	.60E+02	.59E+00	.11E+07
18	NB	95	.350E+02	.57E+02	.56E+00	.11E+07
19	RU	103	.400E+02	.71E+02	.70E+00	.13E+07
20	RU	106	.368E+03	.30E+02	.29E+00	.55E+06
21	SB	125	.997E+03	.46E+00	.45E-02	.85E+04
22	TE	129*	.341E+02	.32E+00	.32E-02	.59E+04
23	TE	129	.480E-01	.58E+01	.55E-01	.20E+06
24	TE	132	.325E+01	.48E+02	.47E+00	.93E+06
25	I	130	.513E+00	0.	0.	0.
26	I	131	.805E+01	.32E+06	.32E+06	.94E+06
27	I	132	.100E+00	.32E+03	.27E+03	.98E+06
28	I	133	.871E+00	.17E+06	.17E+06	.13E+07
29	I	135	.279E+00	.30E+05	.31E+05	.12E+07
30	XE	131*	.118E+02	0.	0.	0.
31	XE	133*	.226E+01	0.	0.	0.
32	XE	133	.527E+01	.72E+08	.72E+08	.38E+08
33	XE	135	.383E+00	.14E+08	.14E+08	.23E+08
34	CS	134	.752E+03	.46E+04	.47E+04	.12E+05
35	CS	136	.129E+02	.12E+05	.12E+05	.33E+05
36	CS	137	.110E+05	.24E+05	.25E+05	.63E+05
37	BA	140	.128E+02	.61E+02	.63E+00	.11E+07
38	LA	140	.166E+01	.61E+02	.61E+00	.11E+07
39	CE	141	.328E+02	.63E+02	.62E+00	.12E+07
40	CE	143	.137E+01	.51E+02	.50E+00	.11E+07
41	CE	144	.285E+03	.32E+02	.31E+00	.59E+06
42	PR	143	.136E+02	.58E+02	.57E+00	.11E+07
43	PR	144	.120E-01	.31E+02	.31E+00	.59E+06
44	MD	147	.110E+02	.27E+02	.27E+00	.51E+06
45	PM	147	.949E+03	.74E+01	.73E-01	.14E+06
46	PU	238	.314E+05	.43E+00	.42E-02	.79E+04
47	PU	239	.887E+07	.14E+00	.14E-02	.26E+04
48	PU	240	.241E+07	.15E+00	.15E-02	.28E+04
49	PU	241	.482E+04	.27E+02	.27E+00	.51E+06
50	PU	242	.139E+09	.32E-03	.32E-05	.60E+01
51	AM	241	.158E+06	.57E-01	.56E-03	.11E+04
52	AM	243	.269E+07	0.	0.	0.
53	CM	242	.163E+03	.16E+01	.16E-01	.30E+05
54	CM	244	.653E+04	.23E-01	.23E-03	.43E+03
55	MO	99	.275E+01	.65E+02	.64E+00	.13E+07

表 2.8.2 事故での放出キョーリー数 (続き)

番号	アイソトープ	半減期 (日)	放出キョーリー数			
			ケース651B	ケース651C	高炉シ	ユニット
1	H	3	.448E+04	0.	0.	0.
2	NA	22	.950E+03	.36E-01	.34E-02	0.
3	NA	24	.625E+00	.27E+03	.25E+02	0.
4	AR	41	.763E-01	0.	0.	0.
5	MN	54	.280E+03	0.	0.	0.
6	CO	58	.713E+02	0.	0.	0.
7	CO	60	.192E+04	0.	0.	0.
8	KR	83*	.775E-01	.34E+06	.31E+06	.27E+07
9	FR	85*	.187E+00	.13E+07	.12E+07	.53E+07
10	KR	85	.380E+04	.89E+05	.89E+05	.85E+05
11	KR	87	.528E-01	.80E+06	.71E+06	.90E+07
12	KR	88	.117E+00	.19E+07	.18E+07	.11E+08
13	SR	89	.506E+02	.31E+05	.41E+03	.14E+07
14	SR	90	.102E+05	.12E+04	.12E+02	.48E+05
15	Y	90	.270E+01	.12E+04	.12E+02	.55E+05
16	Y	91	.590E+02	.61E+05	.58E+03	.19E+07
17	ZR	95	.655E+02	.80E+05	.76E+03	.35E+07
18	NB	95	.350E+02	.76E+05	.72E+03	.34E+07
19	RU	103	.400E+02	.94E+05	.89E+03	.42E+07
20	RU	106	.368E+03	.40E+05	.37E+03	.18E+07
21	SB	125	.997E+03	.60E+03	.57E+01	.27E+05
22	TE	129*	.341E+02	.42E+03	.40E+01	.18E+05
23	TE	129	.480E-01	.11E+05	.10E+03	.76E+06
24	TE	132	.325E+01	.66E+05	.62E+03	.30E+07
25	I	130	.513E+00	0.	0.	.19E+06
26	I	131	.805E+01	.29E+06	.24E+06	.16E+08
27	I	132	.100E+00	.70E+05	.27E+04	.22E+08
28	I	133	.871E+00	.19E+06	.11E+06	.27E+08
29	I	135	.279E+00	.98E+05	.25E+05	.30E+08
30	XE	131*	.118E+02	0.	0.	.14E+06
31	XE	133*	.226E+01	0.	0.	.12E+07
32	XE	133	.527E+01	.37E+08	.37E+08	.39E+08
33	XE	135	.383E+00	.18E+08	.17E+08	.45E+08
34	CS	134	.752E+03	.43E+04	.37E+04	.14E+06
35	CS	136	.129E+02	.11E+05	.93E+04	.39E+06
36	CS	137	.110E+05	.23E+05	.20E+05	.71E+06
37	BA	140	.128E+02	.81E+05	.81E+03	.36E+07
38	LA	140	.166E+01	.81E+05	.77E+03	.36E+07
39	CE	141	.328E+02	.84E+05	.79E+03	.37E+07
40	CE	143	.137E+01	.73E+05	.69E+03	.34E+07
41	CE	144	.285E+03	.42E+05	.40E+03	.19E+07
42	PR	143	.136E+02	.76E+05	.72E+03	.34E+07
43	PR	144	.120E-01	.42E+05	.40E+03	.19E+07
44	ND	147	.110E+02	.36E+05	.34E+03	.16E+07
45	PM	147	.949E+03	.98E+04	.93E+02	.43E+06
46	PU	238	.314E+05	.57E+03	.54E+01	.25E+05
47	PU	239	.887E+07	.19E+03	.18E+01	.83E+04
48	PU	240	.241E+07	.20E+03	.19E+01	.87E+04
49	PU	241	.482E+04	.36E+05	.34E+03	.16E+07
50	PU	242	.139E+09	.43E+00	.41E-02	.19E+02
51	AM	241	.158E+06	.75E+02	.71E+00	.13E+04
52	AM	243	.269E+17	0.	0.	.54E+02
53	CM	242	.163E+03	.21E+04	.20E+02	.94E+05
54	CM	244	.653E+04	.11E+02	.29E+00	.14E+04
55	MO	99	.275E+01	.90E+05	.85E+03	.41E+07

表 2.8.2 事故での放出キューリー数 (続き)

番号	アイソトープ	半減期 (日)	放出キューリー数			
			ケース 650AF	ケース 650BF	ケース 650CF	
1	H	3	.448E+04	0.	0.	0.
2	NA	22	.950E+03	.15E-03	.23E-04	.22E-05
3	NA	24	.625E+00	.11E+01	.16E+00	.15E-01
4	AR	41	.763E-01	0.	0.	0.
5	MN	54	.280E+03	0.	0.	0.
6	CO	58	.713E+02	0.	0.	0.
7	CO	60	.192E+04	0.	0.	0.
8	KR	83*	.775E-01	.21E+04	.20E+04	.19E+04
9	KR	85*	.187E+00	.22E+06	.22E+06	.22E+06
10	KR	85	.380E+04	.18E+06	.18E+06	.18E+06
11	KR	87	.528E-01	.50E+03	.44E+03	.41E+03
12	KR	88	.117E+00	.64E+05	.64E+05	.64E+05
13	SR	89	.506E+02	.13E+03	.20E+02	.27E+00
14	SR	90	.102E+05	.51E+01	.78E+00	.76E-02
15	Y	90	.270E+01	.52E+01	.79E+00	.77E-02
16	Y	91	.590E+02	.26E+03	.39E+02	.38E+00
17	ZR	95	.655E+02	.34E+03	.51E+02	.50E+00
18	NB	95	.350E+02	.32E+03	.49E+02	.47E+00
19	RU	103	.400E+02	.39E+03	.60E+02	.59E+00
20	RU	106	.368E+03	.17E+03	.25E+02	.25E+00
21	SB	125	.997E+03	.25E+01	.39E+00	.38E-02
22	TE	129*	.341E+02	.18E+01	.27E+00	.27E-02
23	TE	129	.480E-01	.44E+02	.57E+01	.54E-01
24	TE	132	.325E+01	.77E+03	.42E+02	.40E+00
25	I	130	.513E+00	0.	0.	0.
26	I	131	.805E+01	.51E+04	.54E+04	.54E+04
27	I	132	.100E+00	.30E+03	.54E+02	.11E+02
28	I	133	.871E+00	.37E+04	.38E+04	.37E+04
29	I	135	.279E+00	.11E+04	.87E+03	.84E+03
30	XE	131*	.118E+02	0.	0.	0.
31	XE	133*	.226E+01	0.	0.	0.
32	XE	133	.527E+01	.72E+08	.72E+08	.72E+08
33	XE	135	.383E+00	.14E+08	.14E+08	.14E+08
34	CS	134	.752E+03	.70E+02	.74E+02	.75E+02
35	CS	136	.129E+02	.18E+03	.20E+03	.20E+03
36	CS	137	.110E+05	.37E+03	.38E+03	.39E+03
37	BA	140	.128E+02	.34E+03	.52E+02	.53E+00
38	LA	140	.166E+01	.34E+03	.52E+02	.51E+00
39	CE	141	.328E+02	.35E+03	.54E+02	.52E+00
40	CE	143	.137E+01	.30E+03	.45E+02	.44E+00
41	CE	144	.285E+03	.18E+03	.27E+02	.26E+00
42	PR	143	.136E+02	.32E+03	.49E+02	.48E+00
43	PR	144	.120E-01	.18E+03	.27E+02	.26E+00
44	MD	147	.110E+02	.15E+03	.23E+02	.23E+00
45	PM	147	.949E+03	.41E+02	.63E+01	.61E-01
46	PU	238	.314E+05	.24E+01	.36E+00	.35E-02
47	PU	239	.887E+07	.79E+00	.12E+00	.12E-02
48	PU	240	.241E+07	.83E+00	.13E+00	.12E-02
49	PU	241	.482E+04	.15E+03	.23E+02	.23E+00
50	PU	242	.139E+09	.15E-02	.28E-03	.27E-05
51	AM	241	.158E+06	.31E+00	.48E-01	.47E-03
52	AM	243	.269E+07	0.	0.	0.
53	CM	242	.163E+03	.89E+01	.14E+01	.13E-01
54	CM	244	.653E+04	.13E+00	.20E-01	.19E-03
55	MO	99	.275E+01	.45E+03	.56E+02	.55E+00

表 2.8.3 気象条件

番号	分類	確率	風速 (m/sec)
1	A	5.20E-04*	3.60E-01
2	A	1.10E-02	1.10E+00
3	A	2.62E-02	2.00E+00
4	A	2.45E-02	2.90E+00
5	A	3.96E-02	4.30E+00
6	A	2.11E-02	6.70E+00
7	A	3.14E-03	9.50E+00
8	B	5.20E-04	3.60E-01
9	B	7.34E-03	1.10E+00
10	B	1.47E-02	2.00E+00
11	B	1.18E-02	2.90E+00
12	B	1.59E-02	4.30E+00
13	B	1.18E-02	6.70E+00
14	B	1.05E-03	9.50E+00
15	C	1.83E-03	3.60E-01
16	C	6.81E-03	1.10E+00
17	C	9.30E-03	2.00E+00
18	C	7.21E-03	2.90E+00
19	C	1.04E-03	4.30E+00
20	C	7.47E-03	6.70E+00
21	C	9.20E-04	9.50E+00
22	D	1.85E-02	3.60E-01
23	D	5.54E-02	1.10E+00
24	D	5.67E-02	2.00E+00
25	D	4.52E-02	2.90E+00
26	D	7.31E-02	4.30E+00
27	D	3.43E-02	6.70E+00
28	D	5.11E-03	9.50E+00
29	E	4.67E-02	3.60E-01
30	E	6.93E-02	1.10E+00
31	E	3.71E-02	2.00E+00
32	E	2.88E-02	2.90E+00
33	E	3.67E-02	4.30E+00
34	E	9.56E-03	6.70E+00
35	E	1.05E-03	9.50E+00
36	F	4.23E-01	3.60E-01
37	F	6.01E-02	1.10E+00
38	F	2.14E-02	2.00E+00
39	F	9.17E-03	2.90E+00
40	F	4.15E-03	4.30E+00
41	F	1.05E-03	6.70E+00
42	F	0.0	9.50E+00
43	D	1.02E-01	2.00E+00

* 5.20×10⁻⁴, etc と読む

表 2.8.4 CRBRP サイトから 500 マイル内の全人口

セクター 番号	セクター 方向	セクター方向への 風向きの確率		距離別人口					
		1 マイル	5 マイル	10 マイル	25 マイル	50 マイル	100 マイル	500 マイル	
1	N	0.0	0.0	1.5	3.8	14	78	12,400	
2	NNE	0.06	1.5	4.5	15	43	129	8,180	
3	NE	0.0	0.0	2.6	33	51	139	6,010	
4	ENE	0.0	0.0	0.0	61	186	213	8,230	
5	E	0.0	0.0	0.0	46	127	189	5,020	
6	ESE	0.003	0.09	3.8	26	58	143	2,710	
7	SE	0.0	0.0	6.4	11	17	51	1,830	
8	SSE	0.0	0.0	2.7	9.2	14	58	2,030	
9	S	0.03	0.72	0.72	6.8	23	58	3,200	
10	SSW	0.0	0.0	0.38	5.9	44	189	2,270	
11	SW	0.03	0.73	0.73	2.7	19	365	3,150	
12	WSW	0.0	0.0	3.6	8.4	19	65	2,160	
13	W	0.02	0.6	3.8	14	28	91	3,130	
14	WNW	0.0	0.0	7.1	9.0	17	89	4,190	
15	NW	0.0	0.0	1.8	5.8	15	57	3,110	
16	NNW	0.0	0.0	1.7	5.4	14	58	12,600	

表 2.8.5 健康上の影響のクライテリア

健康上の区分	被曝積算時間	クライテリア
急性の全身被曝による死亡	30 日	150 から 550 rems
急性の肺の被曝による死亡	1 年	3000 から 6000 rems
慢性甲状腺被曝による腫瘍	50 年	人口の 25% において 0 から 3000 rems
全身被曝による甲状腺の癌	50 年	10 ⁶ man-rems あたり 100 人

表 2.8.6 線量換算率

アイソトープ	番号	直接被曝		吸入線量 (rem/mCi)			
		霧 (rem·hr ⁻¹ ·Ci ⁻¹ ·m ⁻²)	シャイン (rem·hr ⁻¹ ·Ci ⁻¹ ·m ⁻²)	全身線量		甲状腺 (50年)	肺 (1年)
				30日	50年		
H	3	0.	0.	9.24E-02	1.05E-01	1.05E-01	1.05E-01
NA	2	1.50E+01	5.00E-01	1.11E+01	1.30E+01	1.30E+01	1.30E+01
NA	24	5.60E+01	0.97E+00	1.28E+00	1.28E+00	1.28E+00	1.28E+00
AR	41	2.00E+01	3.20E-01	0.	0.	0.	8.06E-03
MN	54	1.40E+01	2.10E-01	7.58E-02	7.86E-01	0.	1.65E+02
CO	58	1.40E+01	2.10E-01	6.37E-02	2.59E-01	0.	1.16E+02
CO	60	3.00E+01	5.60E-01	1.89E-01	1.85E+00	0.	6.68E+02
KR	83*	7.00E-01	0.	0.	0.	0.	5.19E-04
KR	85*	3.00E+00	3.60E-02	0.	0.	0.	2.91E-03
KR	85	0.	0.	0.	0.	0.	2.41E-03
KR	87	1.00E+01	3.60E-01	0.	0.	0.	1.53E-02
KR	88	3.00E+01	4.20E-01	0.	0.	0.	3.13E-02
SR	89	0.	0.	9.52E-02	1.09E+00	0.	1.75E+02
SR	90	0.	0.	2.55E-01	7.64E+02	0.	1.06E+03
Y	90	1.00E-02	1.69E-03	6.98E-03	7.01E-03	0.	2.12E+01
Y	91	1.00E-02	8.61E-04	1.09E-01	1.55E+00	0.	2.13E+02
ZR	95	1.00E+01	1.90E-01	1.96E-01	2.91E+00	0.	2.21E+02
NB	95	1.02E+01	1.80E-01	7.97E-02	5.26E-01	0.	6.32E+01
RU	103	7.20E+00	1.10E-01	3.14E-02	8.23E-02	0.	6.32E+01
RU	106	3.00E+00	5.00E-02	1.55E-01	1.09E+00	0.	1.10E+03
SB	125	1.10E+01	1.10E-01	6.81E-02	1.66E+00	7.34E-03	2.49E+02
TE	129*	1.50E+00	2.50E-02	6.73E-02	1.98E-01	4.30E-01	1.45E+02
TE	129	1.50E+00	2.40E-02	1.55E-06	1.55E-06	4.87E-06	2.42E-01
TE	132	3.40E+00	5.00E-02	2.00E-06	2.01E-02	2.37E-02	3.60E+01
I	130	2.90E+01	5.30E-01	6.61E-01	6.61E-01	2.18E+02	0.
I	131	5.60E+00	9.00E-02	2.40E+00	2.56E+00	1.49E+03	0.
I	132	3.40E+01	5.50E-01	1.45E-01	1.45E-01	5.48E+01	0.
I	133	7.40E+00	1.20E-01	5.65E-01	5.67E-01	3.66E+02	0.
I	135	2.40E+01	4.20E-01	3.22E-01	3.22E-01	1.17E+02	0.
XE	131	0.	7.78E-04	0.	0.	0.	1.56E-03
XE	133	3.96E+00	7.50E-03	0.	0.	0.	2.04E-03
XE	133	1.00E+00	7.00E-03	0.	0.	0.	1.57E-03
XE	135	3.00E+00	6.00E-02	0.	0.	0.	4.05E-03
CS	134	2.40E+01	3.60E-01	1.71E+01	9.11E+01	0.	1.07E+01
CS	136	3.00E+01	5.30E-01	1.15E+01	1.39E+01	0.	1.50E+00
CS	137	8.40E+00	1.30E-01	8.95E+00	5.36E+01	0.	7.90E+00
BA	140	4.20E+00	6.00E-02	1.79E-01	3.21E-01	0.	1.59E+02
LA	140	3.00E+01	5.20E-01	5.73E-03	5.73E-03	0.	1.70E+01
CE	141	1.10E+00	1.60E-02	3.25E-02	1.91E-01	0.	4.52E+01
CE	143	4.40E+00	7.20E-02	1.91E-03	1.91E-03	0.	9.98E+00
CE	144	6.00E-01	1.10E-02	2.77E-01	2.30E+01	0.	9.24E+02
PR	143	0.	2.10E-04	2.81E-02	5.79E+02	0.	3.51E+01
PR	144	7.00E-02	7.80E-03	1.91E-07	1.91E-07	0.	1.27E-01
ND	147	2.00E+00	3.60E-02	2.70E-02	4.56E-02	0.	2.76E+01
PM	147	0.	0.	1.53E-02	3.18E-00	0.	5.99E+01
PU	238	2.00E-03	0.	4.37E+00	6.95E+04	0.	9.21E+04
PU	239	2.00E-03	0.	4.06E+00	7.82E+04	0.	8.59E+04
PU	240	0.	0.	4.06E+00	7.80E+04	0.	8.59E+04
PU	241	0.	0.	1.73E-01	1.29E+03	0.	7.94E+01
PU	242	0.	0.	3.91E+00	7.53E+04	0.	8.27E+04
AM	241	3.60E-01	5.00E-03	1.28E+01	6.75E+04	0.	5.33E+04
AM	243	2.60E+00	3.90E-02	1.21E+01	6.62E+04	0.	5.06E+04
CM	242	1.10E-02	0.	1.65E+01	9.84E+02	0.	3.83E+04
CM	244	5.80E-03	0.	1.30E+01	3.52E+04	0.	5.36E+04
MO	99	3.80E+00	6.10E-02	2.86E-03	2.87E-03	0.	1.14E+01

表 2.8.7 各事故での線源に対する平均結果

番号 Case	確率 (/ 年)	結果					
		全身被曝(急性) 死亡	急性死亡の 予測値	甲状腺癌	肺部疾患(晩発性)	全身被曝(晩発性) 癌死亡	潜在死亡の予測値
1 649A	2.5-8 ^b	0.3	6.6-9	71.0	0	0.08	6.3-8
2 649C	1.2-6	0.2	2.6-7	60.6	0	0.07	2.4-6
3 650A	8.0-12	0.1	9.7-13	28.1	0	0.05	1.2-11
4 650B	1.3-10	0.1	1.8-11	30.9	0	0.05	2.0-10
5 650C	5.5-9	0.1	7.5-10	31.2	0	0.05	8.4-9
6 650AF	5.1-8	0	1.7-11	1.0	0	0.03	3.8-8
7 650BF	6.1-7	0	5.9-12	1.1	0	0.02	4.0-7
8 650CF	2.0-5	0	0	1.1	0	0.02	1.3-5
9 651A	1.5-10	20.3	3.2-9	152.2	67.8	15.15	7.3-8
10 651B	2.3-9	2.2	5.1-9	40.7	4.3	1.28	8.8-8
11 651C	8.6-8	0.8	7.3-8	32.1	0	0.06	1.6-7
12 10% case ^c	4.9-9	177	8.7-7	2138	291.6	41.07	6.0-6

^a これらの数値は、事故 10 年後から起算した 30 年間での年当りの潜在的な癌による死亡を示す。

^b 意味: 2.5×10^{-8} , 等

^c 環境への放出は希ガス 100%、ハロゲン 70%、揮発性固体 50%、その他のアイソトープ 10%と仮定。

表 2.8.8 各事故での線源に対する最大結果

番号	Case	事故当りの結果			
		全身被曝(急性) 死亡	甲状腺癌	肺部疾患	全身被曝(晩発性) 癌死亡(/年) ^b
1	649A	5.4 (15,2) ^c	313.2 (41,4) ^c	2.1 (36,2) ^c	0.32 (39,4) ^c
2	649C	5.4 (15,2)	267.0 (41,4)	1.4 (36,2)	0.25 (40,4)
3	650A	5.0 (22,2)	121.4 (41,4)	0.2 (36,2)	0.20 (37,4)
4	650B	5.0 (22,2)	133.4 (41,4)	0 (43,16)	0.19 (37,4)
5	650C	5.0 (22,2)	134.7 (41,4)	0 (43,16)	0.19 (37,4)
6	650AF	0.1 (36,2)	3.9 (36,4)	0 (43,16)	0.16 (36,4)
7	650BF	0 (36,2)	3.9 (36,4)	0 (43,16)	0.16 (36,4)
8	650CF	0 (43,16)	3.9 (36,4)	0 (43,16)	0.16 (36,4)
9	651A	415.4 (43,2)	598.3 (41,4)	888.4 (37,14)	61.0 (1,4)
10	651B	47.6 (15,2)	147.8 (41,4)	78.3 (36,2)	4.99 (39,4)
11	651C	36.4 (22,2)	114.3 (41,4)	4.4 (36,2)	0.21 (38,4)
12	10% case ^d	1960 (43,14)	9956 (41,4)	2691 (38,3)	195.8 (1,4)

^a 最大結果の確率(すなわち、最悪気象条件及び人口)は表 8.1 による各種結果区分の中央確率より 2 桁大きい。

^b これらの数値は、事故 10 年後から起算した 30 年間での年当りの晩発性癌による死亡を示す。

^c 括弧内の数値は、それぞれ環境拡散のケース(表 8.3)及び人口分布のケース(表 8.4)である。

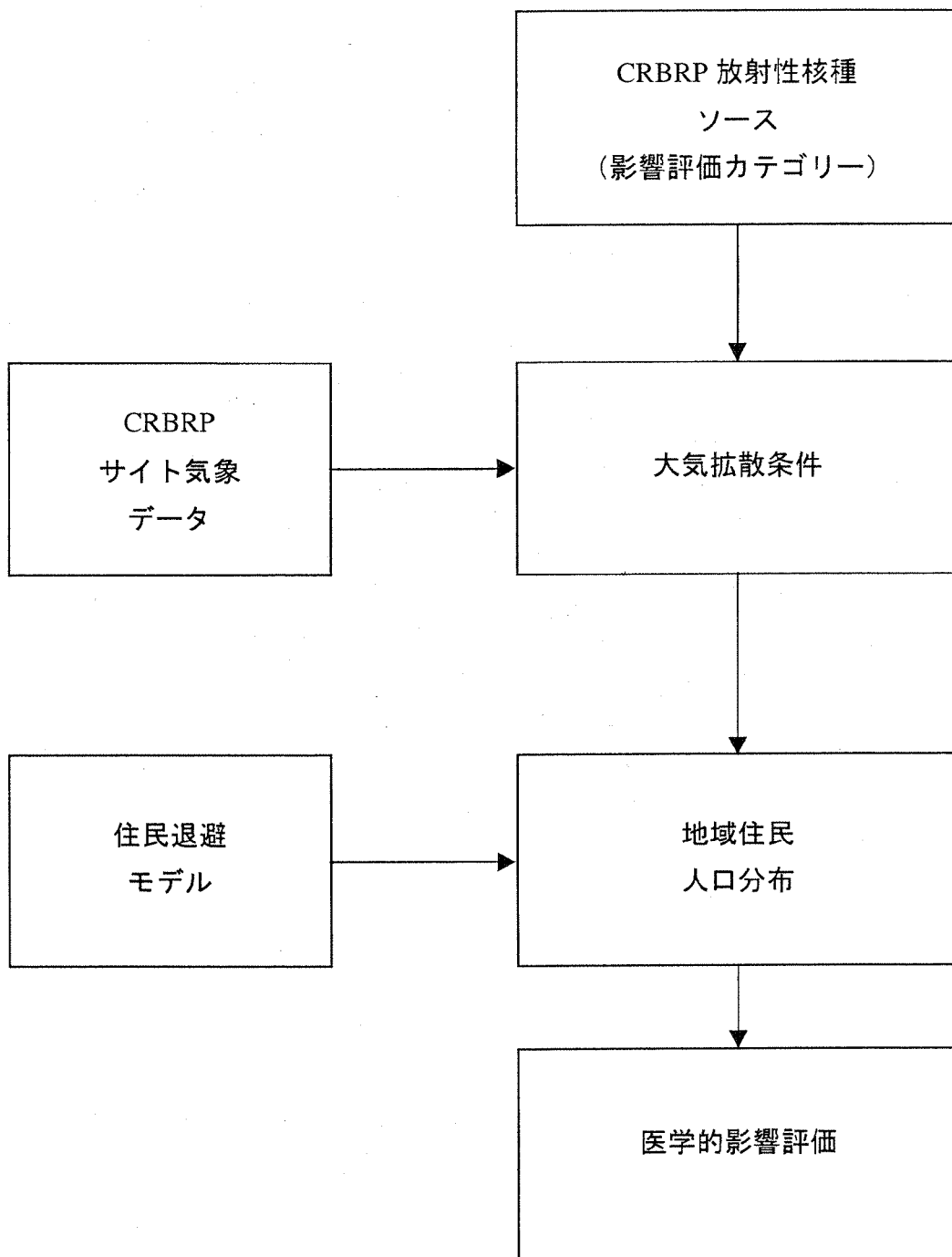


図 2.8.1 影響評価モデルの流れ図

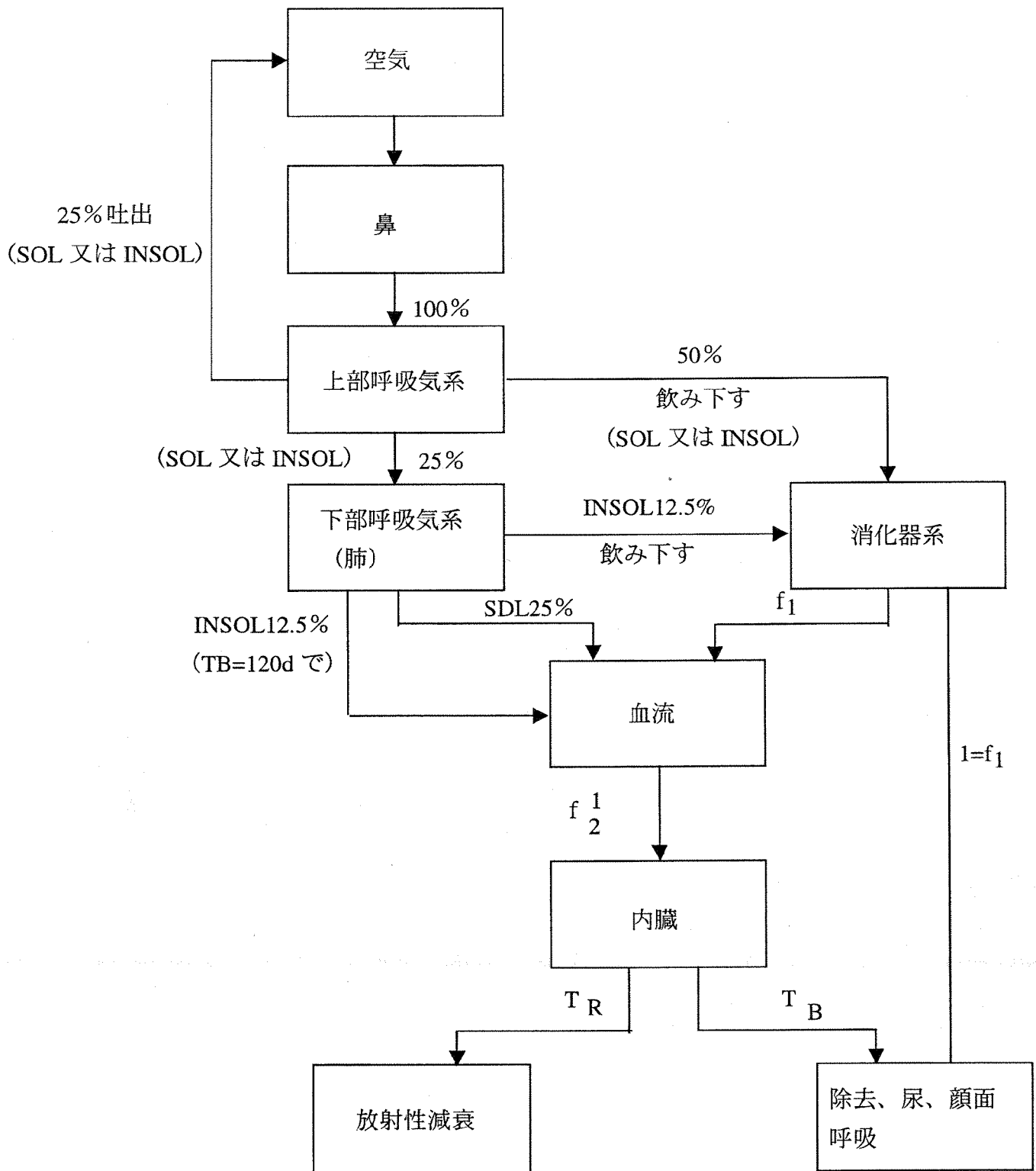


図 2.8.2 放射性物質の体内線量評価モデル

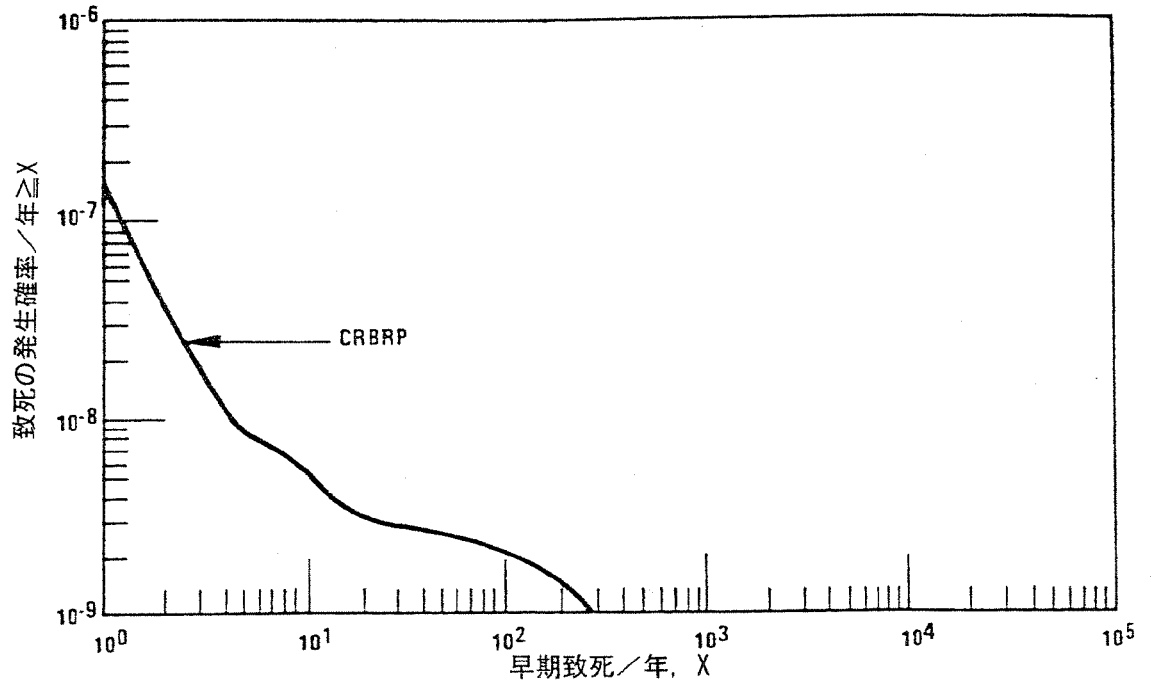


図 2.8.3 CRBRP 事故による早期致死発生の累積確率分布/炉年

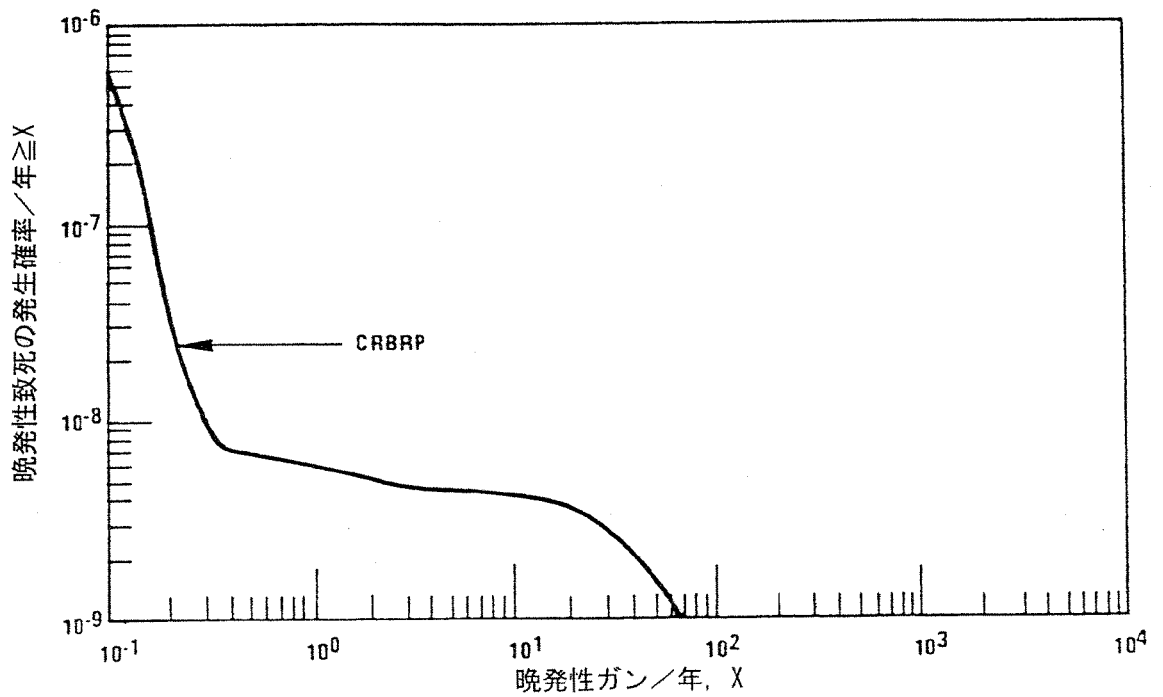


図 2.8.4 CRBRP 事故による晩発性致死性ガン発生の累積確率分布/炉年

2.9 炉心外事故と起動時及び低出力時の炉心事故

2.9.1 初めに

ここでは、炉心外事故と起動時及び低出力時の炉心事故を扱う。これらの事故は全出力運転時の炉心事故と取り扱いが違ふところがあるが、評価結果は全体リスクに有意な影響を与えるものではない。

2.9.2 炉心外事故の解析

(1) 初めに

炉心で放射性物質の放出のポテンシャルをもつ系統は

- ・放射性廃棄物取扱系統
- ・燃料取扱系統
- ・燃料貯蔵設備
- ・その他放射性ナトリウムの貯蔵タンク、コールドトラップ、大型機器洗浄設備(LCCV)等

がある。

これらの系統、設備について放射性物質のインベントリー、放出の可能性のあるパス、放出の確率、事故の抑制対策などを、フォールトツリー、イベントツリーの形に表して想定される起因事象や発生頻度の評価を行なった。

(2) 結果と要約

評価の結果より炉心外事故では炉心事故と比べ結果に大きな影響を与えるものはない。図 2.9.1 に CRBRP の炉心外事故でリスクポテンシャルをもつ想定事象を示す。表 2.9.1 にこれらの想定事象別の発生頻度、ソースタームとリスクの程度のまとめを示す。

最も大きいパスは、SSE を超える地震による EVST の冷却能力喪失である。

このパスの発生確率は以下のように考えることができる。

SSE の発生頻度を 1.5×10^{-4} /年とし、同時に外部電源喪失を想定する。ディーゼル発電機(DG)の2台立ち上げ失敗確率を 1.0×10^{-2} /年、修復失敗確率(30時間以内)を0.5とすると、EVST内でナトリウムが沸騰し、燃料が破損して原子炉サービス建物(MSB)内に放射性物質が放出される確率は、表 2.9.1 に示されたように 7.5×10^{-7} /年となる。他の想定事象のリスクは表 2.9.1 に示すように、これより大きいものがないことが分かる。

放射性廃棄物処理系では気体廃棄物のインベントリーが支配的であり、液体や固体廃棄物の影

響は小さい。放射性アルゴンガス処理系(RAPS)の破損を想定しても 10CFR100 で定める制限の 10%以内に収まる。燃料取扱事故では、燃料の移送中の冷却能力喪失の発生頻度が大きい、ソースタームが小さいため影響は 10CFR100 の制限の 1%以下である。

2.9.3 起動時及び低出力運転時の炉心事故

(1) 初めに

ここでは起動時及び低出力運転時の炉心事故のリスクが出力運転時のリスクに含まれ得るものであることを示す。

(2) 要約

起動時及び低出力時においても出力運転時と同様に、反応度挿入事故と除熱失敗事故の分けて扱うことができる。それぞれの結果で出力事故を上回るものはない。

反応度挿入事故

反応度挿入のパターンを出力運転時と同様に、ランプ入力とステップ入力に分けて考える。ランプ入力については、起動時の 5 ~ 20¢/sec の挿入発生頻度を出力運転事故時よりも 1 桁大きくとっていることを除けば、出力運転時の反応度事故の想定と同じである。ステップ入力については、SSE を超える地震により 25 ~ 85¢/sec の入力を想定し、1 系統の炉停止系は同時に機能喪失するものとし、1 系統の失敗確率 1.0×10^{-4} /年を用いている。2 系統の同時失敗確率としては、出力運転時の評価と同じ 7.5×10^{-7} /年を用いている。CDA の発生確率は表 2.9.2 に示しているが、特に大きいものはない。発生頻度の一番大きい 5 ¢/sec 以下のランプ入力事故の影響も結果に影響を与えないものではない。10¢/sec 入力についても事故解析の結果は、機械的エネルギーの発生を伴うものではないことを示している。

除熱能力喪失事故

起動及び低出力時(40%出力以下)には、1 次系の冷却材流量は 40%に維持されており、出力/流量比は常に 1 より大きい。したがって定格出力運転時と比べると、冷却材出口温度や燃料被覆材温度は低く保たれている。このことは同じ条件の除熱能力の喪失を想定した場合、冷却材の沸騰や燃料の破損に至るまでの時間が定格時に比べ長くなっていることを意味する。すなわちボイド反応度の挿入が遅く、炉心崩壊への進展が緩和される。結果として機械的エネルギー発生に進展する確率を低減化することになる。

結論として起動時及び低出力時の除熱能力喪失は全体リスクに変更を加えるものではない。

表 2.9.1 炉心外のリスクのまとめ

システム	想定事故	推定発生確率(1年)	ソースターム	放出可能性	CRBRP リスク寄与 (10CFR100 の%)
廃棄物処理系	放射性アルゴンガス処理系	5.4×10^{-5}	$Xa \ 10^6 \text{ Ci}$	低	無視
	タンク又は配管破断		及びその他		
燃料取扱及び移送	放射性アルゴンガス処理系	1×10^{-4}	$Xa \ 10^6 \text{ Ci}$	低	<10
	熱交換器又は配管の第1段		及びその他		
	2基間の破断				
燃料取扱及び移送	その他の減衰ベッド又は配管	1×10^{-4}	10^4 Ci	低	無視
	移送中の燃料冷却喪失	4×10^{-3}	1. 燃料集合体の 蒸発	極低	<0.5
	使用済燃料の落下				
	原子炉容器内	2.2×10^{-3}	1. 燃料集合体の蒸発及び燃料 集合体からの微小固体物		<0.5
	炉外燃料貯蔵槽内	2.1×10^{-4}			
	炉外燃料移送機から	2.2×10^{-5}			
	燃料交換セルの間				
	カンバーガスの放出				
	原子炉容器からの放出	7.8×10^{-4}	40 Ci	高	<0.1
	炉外燃料貯蔵槽又は燃料 移送セルからの放出	2.8×10^{-4}	10^3 Ci	高	<0.5
回転ブラグ回転中の燃料 集合体の挿入	*	揮発性及び燃料 集合体からの 何らかの固体 揮発性物質	低	<1	
炉内機器ボットからの ナトリウム漏洩	4×10^{-3}	1. 燃料集合体からの 揮発性物質	極低	<0.5	
燃料移送タンクからの ナトリウム漏洩		炉外燃料貯蔵槽 の冷却機能喪失 を参照		炉外燃料貯蔵槽の事故の1%	

* 無視できる程度

表 2.9.1 炉心外のリスクのまとめ (続き)

システム	想定事故	推定発生確率(年)	ソースターム	放出可能性	CRERP リスク寄与 (10CFR100 の%)
燃料取扱及び移送	輸送キャスク落下	8×10^9	6 燃料集合体からの揮発成分	極低	無視
	燃料交換中の反応度挿入	*	高	低	無視
炉外燃料貯蔵タンク	燃料液位以下でのタンク 破断	*	炉心の破片 (崩壊熱減衰)	低	無視
	炉外燃料貯蔵タンク からのカバークラス放出		炉外燃料貯蔵タンク 冷却喪失状態による		無視
	炉外燃料貯蔵タンク 冷却喪失	7.5×10^7	炉心インベントリに 同じ	低	10CFR100 (Chapter 7 参照) を超過見込
その他放射性系	格納施設外ナトリウム 貯蔵槽破損	*	全 1 次系ナトリウム インベントリ (崩壊熱減衰)	極低	無視
	格納施設内不活性雰囲気 中のナトリウム容器破損	*	同上	極低	無視
	1 次コールドドランプ 漏洩	*	高トリチウム 放射能	極低	無視
	大型機器洗浄タンク 破損	$\sim 10^9$	揮発性のみ	極低	無視

表 2.9.2 各種反応度挿入に対する炉心破壊の確率

条件 ^a	反応度挿入		原子炉停止		炉心崩壊事故	
	確率	確率	確率	確率	確率	確率
<u>Ramp</u>						
0 to 5¢/sec	Both	0.3	7.5×10^{-7}	2.2×10^{-7}		
5 to 20¢/sec	Startup	1.0×10^{-5}	7.5×10^{-7}	7.5×10^{-12}		
	Power	1.0×10^{-6}	7.5×10^{-7}	7.5×10^{-13}		
0.20¢ to 2¢/sec	Both	3.0×10^{-7}	7.5×10^{-7}	2.2×10^{-13}		
<u>Step</u>						
25 to 85¢ (seismic)	Both	1.5×10^{-4} ^c	1.0×10^{-4} ^d	1.5×10^{-8}		
25 to 85¢ (nonseismic)	Both	1.5×10^{-4} ^e	7.5×10^{-7}	1.1×10^{-10}		

^a 条件は起動/低出力(0~40%)、出力領域(40~100%)、又は両方。

^b 想定した反応度挿入を伴う起因事象に対する原子炉停止失敗の確率。

^c 挿入確率は地震事象の確率と、地震事象に伴なって最悪の反応度が挿入される確率の積として算

出；この確率は苛酷すぎると判断される。

^d 1次原子炉停止系のみの破損の確率

^e 大ステップ状の挿入確率は地震事象のケースとしては保守的に想定した。

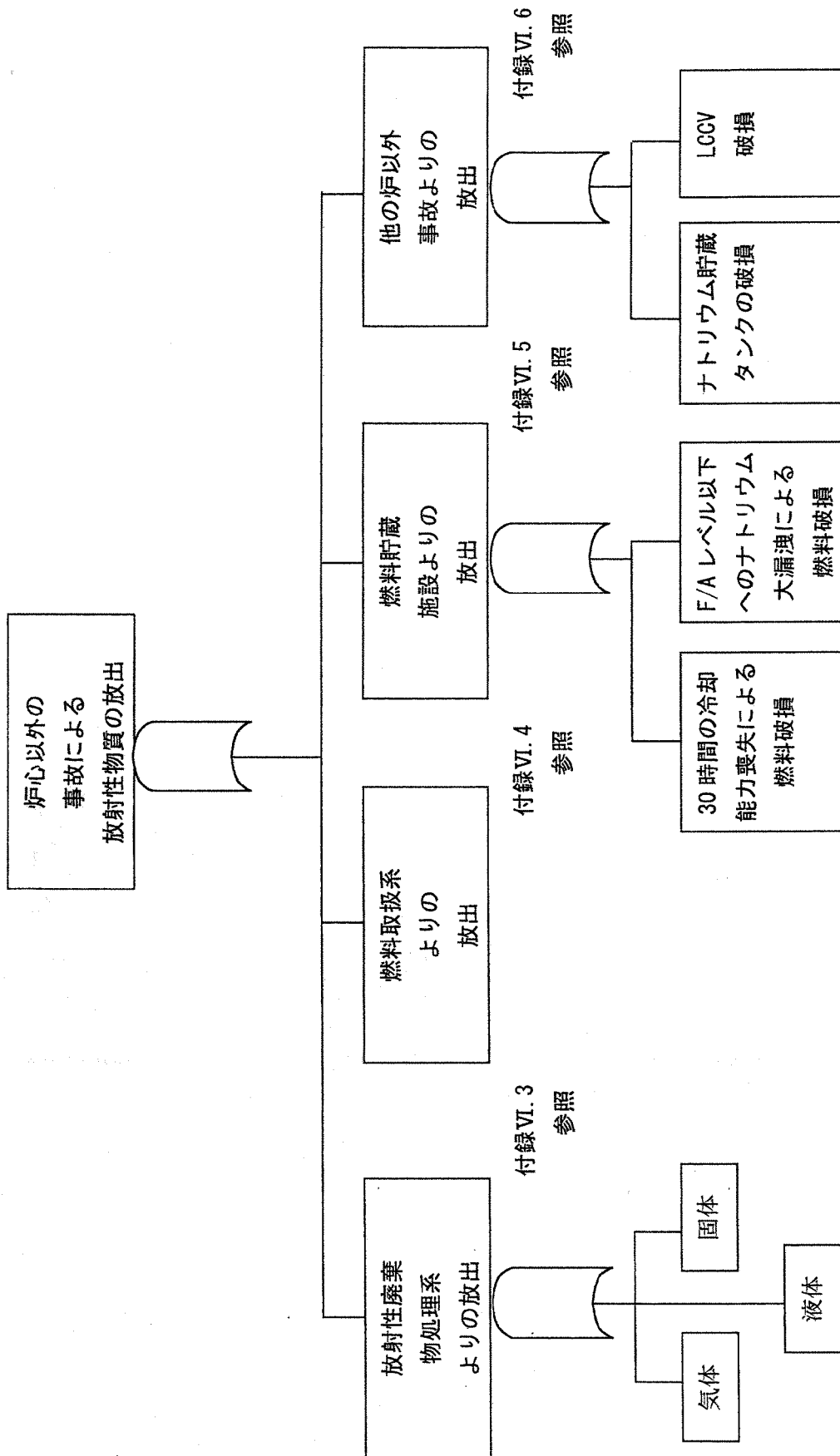


図 2.9.1 リスクをもたらす可能性のある炉心以外の事実についての概要

2.10 要約及び結論

2.10.1 初めに

本リスク評価によって得られた重要な結論は以下のとおりである。

CRBRP の運転に関連するリスクの社会リスク全体に対する寄与は無視できる。

調査によって得られた結果は CRBRP のリスクが「原子炉安全研究」(RSS)において示している現世代の軽水炉のリスクと同等であることを示している。

CRBRP による公衆のリスクは、軽水炉によるのと同様に、とてもありそうもない CDA に伴う炉心からの放射性物質の潜在的放出によるものである。

CRBRP によるリスクを支配する事故シーケンスは炉停止故障を伴う流量喪失、外部及び内部電源の喪失、及び地震に起因するシーケンスに係る事故シーケンスである。

CRBRP における機械的エネルギーの発生を伴わない CDA の頻度は原子炉運転年当り 1/45,000 であると見積られている。これらの CDA の大部分は公衆の健康に対しては微々たる影響しかもたない。

1 次系バウンダリ及び原子炉格納建物 (RCB) の破損が同時に起こり得る高エナジェティック CDA の頻度は原子炉運転年当り 1/200,000,000 であると見積られている。

感度解析では重要な入力データや使用した仮定を変更しても、CRBRP リスクの社会リスク全体に対する寄与は無視できるというリスク評価の主要な結論を変えるものではないことを示している。

重要な寄与をする事故シーケンスが多いので、単一の機器や系統の故障が CRBRP のリスクを支配することはない。

2.10.2 CRBRP の影響曲線の検討

健康に対する影響についての組合せ確率は、いくつかの確率の積として表すことができる：

$$P_C = P_{IE} \times P_{SF} \times P_E \times P_{CFM} \times P_{WC} \times P_P,$$

ここに

P_C = 影響について与えられた組合せの確率

P_{IE} = 起因事象の確率

P_{SF} = P_{IE} と組み合わさって CDA を生ずるような 系統の故障の確率

P_E = 炉心及び容器の損傷の確率

P_{CFM} =格納容器のあるモードの故障の確率

P_p =所定の人口区域が放出放射能の影響を受ける確率

この式から次のことがいえる：

CDA による結果として健康に対する重大な影響が生ずるためには、格納容器の隔離が故障するか ($P_{CFM} = \sim 2 \times 10^{-3}$)、あるいは CDA の結果として原子炉容器のふたと原子炉格納容器建屋の両方にかなりの損傷がなければならない。この重大損傷の確率は (CDA シーケンスのタイプによって) $5 \times 10^{-3} \sim 10^{-4}$ の P_E の値で表せる。

CDA による結果として最大限の影響が生ずるためには、気候条件の都合が悪くならないし (P_{WC} は $10^{-1} \sim 10^{-3}$)、また風向きが都合の悪い方向に吹いていなければならない (P_{WC} は $10^{-1} \sim 10^{-2}$)。

全体の確率に支配的ではないファクタの組合せによる CRBRP の潜在的事故から健康に対する重大な影響を生ずる確率は非常に低い。

(1) 早期死亡の影響曲線

図 2.10.1 は CRBRP の事故による放出放射能に起因する早期死亡数に対する原子炉年当り確率の累積分布である。死亡数は事故後 1 年以内に発生する死亡数である。中央値、下限、及び上限の曲線が図 2.10.1 に示されている。中央値の曲線は 50% 信頼水準を表す；すなわち、リスクが曲線より上である確率が 50% でリスクが曲線より下である確率が 50% である。上限は 95% 信頼水準を表す；すなわち、リスクがこの曲線より下である確率が 95% である。下限は 5% 信頼水準を表す；すなわち、リスクがこの曲線より下である確率が 5% である。

CRBRP の早期死亡曲線は実質的には基本的に異なる二つの事故事象に基づく二つの曲線から構成されている。一つの曲線は低い影響の限度を支配し、もう一つは高い影響の限度を支配する。低い影響あるいは高い影響を示す二つの曲線の発生確率に対する寄与が少ない部分が図 2.10.1 に点線で示されている。

全体曲線の比較的高い確率で低い影響部分は、年当り約 2×10^{-7} の確率における死亡数 1 から年当り約 4×10^{-9} の確率における死亡数 13 へ急な負の傾斜をもっている。第 2 の曲線、すなわち低い確率で高い影響部分は、年当り約 4×10^{-9} の確率における死亡数 13 から年当り約 10^{-9} の確率における死亡数数百へ、より平らではあるがなお負の傾斜をもっている。

早期死亡の低影響曲線

図 2.10.2 に示されているように、曲線のこの部分を大きく決定する影響カテゴリは、格納系の小規模シール破損によりもたらされる。高エナジェティックス CDA は低影響曲線の範囲にはほとんど影響しない。

影響カテゴリは格納容器システムのイベントツリーと関係づけられる。表 2.10.1 は影響カテゴリと格納容器システムのイベントツリー・パスの対応をリストしたものである（後で図 2.10.9 にイベントツリーとの関係を示されている）。

早期死亡の高影響曲線

図 2.10.2 に示されているように、高影響曲線を大きく決定する影響カテゴリは高エナジェティックス CDA の結果である。高エナジェティックス CDA カテゴリは CDA のエネルギーが十分大きくて、原子炉容器の蓋を通して炉心と 1 次系ナトリウムの大部分を噴出して RCB を破損させるカテゴリである。RCB の破損はミサイルによるか、又はナトリウムのスプレー火災による過圧に起因するものであって、これは CDA 時にふたを通してのナトリウムの急激な放出から起こり得る。

全体曲線の幾分平らな傾斜への移行する部分は主として高エナジェティックス CDA の寄与を表している。高エナジェティックス CDA のカテゴリについては、固体核分裂生成物と燃料の 10% が、他の放射性核種の大部分と一緒に、格納容器の破損部を通して瞬時に環境に放出されると予想される。このカテゴリの影響は次のランクのカテゴリの影響より一桁あるいはそれ以上に厳しい。

(2) 晩発性ガン死亡の影響曲線

図 2.10.3 は CRBRP からの事故時放射能放出による年当り晩発性ガン死亡数に対する、原子炉年当り確率の累積分布である。推定された死亡数は、事故後 1 年から始まる 30 年間にわたる年当り発生数を表す。

晩発性死亡についても、図 2.10.3 に示されるように二つの分離した曲線により構成される二つの明確なトレンドがある。この曲線の説明は早期死亡数に対する説明と同様である。晩発性ガン死亡曲線における転移点と二つの寄与曲線の形状の違いは、早期死亡曲線におけるよりも更にはっきりとしている。これは晩発性ガン死亡数が主として高エナジェティックス CDA において放出されると予想されるプルトニウムに起因するからである。

図 2.10.4 と図 2.10.5 に示されているように、曲線の高確率低影響部を決定する重要な放出力

テゴリは、中程度の上部シール損傷、RCB の過圧故障及び格納容器隔離の失敗等に関するカテゴリーである。

図 2.10.6 は、高エナジェティックス CDA が晩発性ガン死亡曲線の高影響部に対する主要な寄与事象であることを示している。

(3) 肺疾患及び甲状腺腫瘍の影響曲線

図 2.10.7 及び図 2.10.8 は肺疾患と甲状腺腫瘍に対する影響曲線を示す。肺疾患曲線に対する基本的トレンドとカテゴリーによる分類は早期死亡や晩発性ガン死亡曲線と同様である。

2.10.3 支配的な事故シーケンスの説明

CRBRP に関するリスクについて支配的な事故シーケンスは 23 ある。これらのシーケンスが表 2.10.2 に要約され、各シーケンスからの 12 の放出カテゴリ確率の各確率に対するパーセント寄与を示している。第 1 のコラムのシーケンス失敗モデル ID 番号は付録 の表 -1 からとったもので、それには重要なシーケンスの全てがリストしてある。リストされているシーケンスは各放出カテゴリに対するリスクの約 90%を構成している。放出カテゴリは(図 2.10.9 の格納容器系統のイベントツリーからわかるように)格納容器の故障モードに直接対応している。表 2.10.2 の第 2 のコラムは事故シーケンスの説明を含んでいる。シーケンスは特徴により、六つのカテゴリに分類される。:

- ・全ての 外部及び内部 AC 電源の喪失
- ・ 地震事象
- ・ 流量喪失 (LOF) で炉停止失敗
- ・ 外部電源喪失で内部 AC 電源利用可能
- ・ 単一制御棒の制御されない引抜き
- ・ 冷却材喪失事故

(1) CDA の確率

CRBRP のリスク評価においては上部シールに損傷を与えない CDA の確率は年当り 2×10^{-5} となった。これは「原子炉安全研究」によって決定された軽水炉における炉心溶融についての年当り 5×10^{-5} に匹敵する。 2×10^{-5} の数値は主として崩壊熱除去の失敗にいたるシーケンスから生じる。高エナジェティックス CDA の確率は年当り 5×10^{-9} でヒートシンク喪失シーケンスと LOF

シーケンスがほぼ同等に寄与している。

(2) 外部及び内部電源喪失のシーケンス

表 2.10.2 において と特定されているシーケンスは全 AC 電源喪失に続いて SHRS の故障になるシーケンスである。SHRS の故障は炉心の崩壊熱除去ができなくなり、炉心が徐々に加熱されて溶融し、そして核分裂生成物及びプルトニウムの RCB への放出につながる。SHRS は全ての AC 電源喪失のあと 2 時間にわたって自然循環と蒸気ベントで機能すると想定されている。給水は蒸気タービン駆動の補助給水ポンプによって蒸気発生器に送られる。このポンプへの計装制御電源は 2 時間で放電するバッテリーから賄う。バッテリーの放電は SHRS の故障及び CDA につながると想定された。

(3) 地震損傷によるシーケンス

シーケンスは地震事象からの損傷によるシーケンスである。ここでは三つの地震のタイプが考察された：運転用地震 (OBE)、SSE、及び、SSE を超える地震である。これら三つの地震タイプのそれぞれに関係する支配的な事故シーケンスは付録 で詳しく検討されている。

(4) LOF で炉停止失敗

シーケンスは原子炉停止の故障を伴う LOF があるシーケンスである。シーケンスになる主要起因事象はプラント保護系 (PPS) に起因するポンプ・トリップである。対象となるシーケンスは PPS 信号で、これはナトリウム・ポンプと制御棒への電源を遮断する信号を同時に発信する。ポンプはトリップする (設計どおり) しかし制御棒はスクラムしない (機械的な故障により) 場合には、炉心崩壊事故 (CDA) に至る。

(5) 外部電源喪失のシーケンス

シーケンスは外部電源が喪失するが少なくとも 1 基のディーゼル発電機が機能し、そのため内部電源が利用可能なシーケンスである。これらのシーケンスにおいて支配的な SHRS 故障モードは運転しているディーゼル発電機につながっているモーター駆動の補助給水ポンプが故障し、さらに蒸気タービン駆動の補助給水ポンプが故障するモードである。1 台のモーター駆動ポンプは CDA を防止するために十分な給水を供給する。シーケンスの場合と同様に、外部電源の喪失は地震あるいはその他の外部又は内部事象に起因することがある。

(6) 支配的な事故シーケンスからのリスクに関する所見

表 2.10.2 から CRBRP に対するリスクを本質的に決定する支配的なシーケンスを特定できる。

表 2.10.3 はこれらのシーケンスを要約したもので、そこから二つの結論が導き出せる：

流量喪失での炉停止失敗、部分あるいは全 AC 電源喪失、及び地震に関係するシーケンスが CRBRP に対する主要なリスク寄与事象である。

単一の系統あるいは機器でリスクを支配するものはない。

(7) その他の事故シーケンスからのリスク

以下のタイプの事故シーケンスについても本リスク評価で考察されたが、それらが CDA に至る確率は先に検討した放出カテゴリの確率には含まれなかった：

火災に起因あるいは関係するシーケンス、

1 つの熱除去パスの喪失に続いて残りの熱除去パスが続けて故障するときの、炉停止機能に関係するシーケンス。

付録 に CRBRP における火災からのリスクの予備評価の結果を示している。火災の調査の結論は火災からのリスクが CRBRP の支配的なリスクであるとは予想されないということである。火災の発生や進展の確率として極めて悲観的な評価を用いたとしても、CRBRP のリスクに対する火災の寄与は影響曲線に関する不確定バンドの中に入る。

2.10.4 CRBRP のリスクと他の地域社会リスクとの比較

表 2.10.4 に社会リスクと共に個人に対するリスクについて影響の大きい事象が一覧表にされて CRBRP からのリスクと比較されている。

CRBRP による早期死亡に対する年当りの確率の累積分布が図 2.10.10 と図 2.10.11 で他の低確率高影響事象に対する年当りの確率の累積分布と比較されている。人的事象と自然事象が図 2.10.10 と図 2.10.11 にそれぞれ示されている。

表 2.10.4 及び図 2.10.10 と図 2.10.11 から CRBRP による地域住民に対するリスクは人的あるいは自然事象による地域住民に対する全体リスクに比較して非常に小さいことが明らかである。

ガン死亡の自然発生率による個人のリスクと CRBRP での潜在的事故による晩発性ガン死亡からの個人のリスクが比較された。この比較で地域での癌発生率（年当りの死亡数）が次のように示

された：

<u>自然</u>	<u>CRBRP</u>
1.7×10^{-3}	4.5×10^{-12}

ここでの結論は CRBRP での潜在的事故による癌発生率への寄与は微々たるものであるということである。

2.10.5 CRBRP からのリスクと軽水炉からのリスクの比較

図 2.10.12 は CRBRP からの早期死亡リスクと「原子炉安全研究」によって決定された軽水炉からの早期死亡リスクとを比較したもので、図 2.10.13 は同様な比較を晩発性ガンによる致死について示したものである。

リスク比較に関して概括的な所見をまとめる。軽水炉の炉心溶融の確率 (5×10^{-5} /年) は CRBRP の低エナジェティックス CDA の確率 (2×10^{-5}) に匹敵する。二つの原子炉タイプに対する格納容器の故障確率には違いがありそうである。「原子炉安全研究」では炉心溶融があった場合の格納容器の故障確率を約 10^{-1} としている。CRBRP のリスク評価では格納容器の過圧遅延故障 (delayed overpressure failure) に対して約 10^{-2} と算定している。これらの低い値は CRBRP の格納容器の過圧が軽水炉の過圧に比べて時間が長くかかることによる。時間が長くなれば電源を回復して CRBRP の格納容器 (系統) を運転して格納容器の破損圧力に到達する前に RCB の圧力を減らすことができる確率が高くなる。

表 2.10.5 と表 2.10.6 にそれぞれ CRBRP と PWR のメルトダウン事故時のソースタームを示している。表 2.10.5 には CRBRP に対する二つのエネルギー・レベルのデータが示されている、これは初期事象のサイズがソースタームの特性に影響を与えるからである。表 2.10.6 は PWR の事故データをリストしたものである。

表 2.10.5 と表 2.10.6 との比較で溶融事故に対する二つの原子炉システム・タイプの異なる応答について以下のことがいえる：

高エナジェティックス CDA を除き CRBRP に対する主要な放出期間は RSS で解析された PWR の放出期間に比較してかなり遅くなっている。

CRBRP 格納容器について示された漏えい率は PWR に対するより大体において小さい。

ハロゲン及びアルカリ金属についての放出放射能は大抵の漏えいモードで CRBRP に対する値は PWR に対するより小さい。

プルトニウムの放出は低エナジェティックス CDA では、PWR に対するより小さい。しかし、

高エナジェティックス CDA は大抵の漏えいモードで PWR に対するより大きいプルトニウム放出になっている。

CRBRP と PWR の結果の違いは設計の特性、事故事象、及び物理的因子が理由となっている。特に、CRBRP に比べて PWR の(1次冷却材系及び格納容器系共に)高い系統圧力が放射性核種の逸出に対し駆動力を与える。また、商業規模の PWR は CRBRP のおおよそ3倍の熱出力がありそれに相当する大きい炉心核分裂生成物のインベントリを持っている。これらの二つの要因がハロゲンとアルカリ金属の核分裂生成物放出量の違いに影響している。さらに、大部分のハロゲンとアルカリ金属が格納容器雰囲気へ放出する期間は PWR においてはわずか約1時間と評価された(炉心のメルトダウン・タイムに相当)。一方 CRBRP の解析では期間は数日に伸びている(ナトリウムの沸騰時間に相当)。PWR における格納容器の破損が極めて早く起きると予想され、そのため雰囲気中の放射性物質を減らすための、プレートアウトやスプレーによる除去がわずかな時間に限定される。CRBRP の解析では、揮発性核種の放出が比較的遅いため格納容器内でエアロゾルの凝集や沈着プロセスが働いて、例えば格納容器が損傷しても、漏えいするソースタームの減少に効果をもたらしている。CRBRP の事故時の低い漏えい率は、流出したナトリウムと格納容器内の酸素やその他のガスとが反応して凝縮物質を生ずることからきている。ただし、この効果は、反応で解放される熱により部分的には相殺されるが、PWR の場合格納容器内において事故時に発生したガスを消費するメカニズムは蒸気の凝縮だけである。

2.10.6 リスク評価における保守性

本リスク評価における保守性がどのように維持されているかを以下に要素別にレビューする。

(1) 故障データ

定量化のための故障データは保守的な方法で使用された。軽水炉のデータを用いる場合には CRBRP への適用性を確認した。計算するデータの組合せにオプションがある場合には、最も保守的な組合せを使用した。RSS はこのリスク評価に対する手法とデータの基本的な入手源だったので、そのデータベース固有の保守性は CRBRP のリスク計算にも反映されている。さらに、RSS のデータはそのままかあるいは保守的なバイアスをかけて用いられた。例えば、RSS においては長期冷却を開始する運転員の失敗に 10^{-5} の値が用いられている。この評価においては同様なタイプの運転員の失敗に 10^{-4} の値が用いられている。両方の状況において要求される

レスポンス・タイムは同じである。

ナトリウム系統に特有の故障データを用いる場合には、保証されている場合、故障データ文献や CRBRP の機器について前の世代のデータに比較的控えめな信頼性の改善を加えている。LMEC の故障データ報告書にあるような、CRBRP より 1 世代あるいはそれより前の世代の古い装置について見積った故障データは 3 を超えないファクタで改善され、大抵のケースについては 1~2 の改善ファクタが用いられた。

(2) 装置の修理

ディーゼル発電機ユニットと外部電源の回復を除きどの故障機器あるいは系統に関し修理についてのクレジットは取られなかった。

外部電源の回復の見込みは 10 時間以後は一定として扱った。

(3) 安全評価地震による損傷

SSE の事象シーケンスへの影響評価は保守的に行われた。

保守的な評価が SSE の確率に用いられた。RSS から用いられたデータは総て東部米州に対するものであった。CRBRP のサイトを包含する地域は全体として一般に東部の地域より活動性の低い地震地域と考えられている。

総ての外部電源が SSE 事象の際に喪失する（確率=1）と想定されている。

SSE 事象に対し、SSE 保証のない機器は故障が発生すると想定した。したがってこのような状況では主給水及び復水系統は確率 1 で機能不全になると想定した。

(4) 交流電源の利用可能性

交流電源の取扱いに関しては保守的に扱われた。

CRBRP では、外部電源喪失時の所内単独運転への移行が計画されているが、運転実績データが不足しているため、失敗確率を 1.0 とした。

(5) 炉停止後の熱除去

プラントの停止成功後の崩壊熱の除去は全体リスク評価の一つの重要な項目であり、保守的に扱われた：

崩壊熱除去系各系統の部分容量での熱除去能力は評価に入れていない。

外部電源が2時間以内に回復しない時には、崩壊熱除去系の自然循環力にも期待できないとした。(現実的には7時間程度の活用が可能との評価もある。)

(6) 炉心-冷却可能形状の喪失(炉心溶融)

事故の際に発生する溶融炉心デブリは最終的には必ず容器を溶融貫通(メルト・スルー)すると保守的に想定した。この仮定は溶融デブリが下部ドームに達したときに炉心燃料の幾分かを保持して冷却するという原子炉容器の固有の能力を無視したものである。想定された容器のメルト・スルーは当然1次系ナトリウムに対する流出パスを形成する。ナトリウムの流出によって炉心の露出が起きてしまえば、炉心の残りも同様に溶融して結局容器の底を貫通して流出することになる。

(7) 炉心崩壊

全てのCDAは(例えTOP-起因事象のかなりの部分が炉心や容器の実質的な損傷を招くことなく収束する見込みがあっても)原子炉キャビティへのメルト・スルーを引き起こすと想定された。

(8) 放射性物質の移行と放出

HAA-3Aコードに採用されているエアロゾル沈着モデルはエアロゾルの凝集プロセスでの乱流の効果を無視してかなり保守的である。

ベントあるいは格納機能の故障においてはRCBから直接環境に放射性物質が放出されると想定した。実際にはこの漏えいの多くはスクラバー・フィルターシステムを通して処理されてから放出する。

放出解析に利用された放射性物質の線源は全ての放射性同位元素の即時放出(puff release)であると考えられた。これはもし、放出が時間の関数として均一に分布すると想定すると、希釈、環境の作用、及び住民の避難によって影響が低減化されるということから保守的であると考えられる。

2.10.7 感度解析

(1) 事故シーケンスの仮定及び定量化に対するリスクの感度

事故シーケンスの仮定や定量化の分野においては、重要な論理モデル及び定量化の手法に対し

て感度解析を実施した。これらの解析では 12 の主要パラメータのバリエーションが設定された。また、新しい影響曲線が計算されて基準影響曲線との比較が行われた。これらの比較での 12 の主要パラメータの変化を表 2.10.7 に要約している。

事故シーケンスの感度解析からいくつかの興味ある結論が得られた：

12 の主要な変化のどれに対しても影響曲線が基準曲線に対する不確定バンドより外に出るものはない。

影響曲線はスクラムの故障確率、ディーゼル故障率、地震発生率、及び高エナジェティックス CDA の条件確率等の大きな増加に対して幾分敏感である。

影響曲線は故障率の低下あるいは一般に性能を改善するその他の変化に対して比較的鈍感である。この理由はリスクがいくつかの異なるタイプの事故シーケンスにより構成され、一つのタイプを除去してもほとんど影響しないからである。

(2) 放射能放出に対するリスクの感度

CDA における非揮発性放射性物質の大気放出割合の変化に対する早期死亡と全体晩発性ガン発生リスクの感度を調査した。公称（すなわち基準）の放出割合は 10% であるが、これに対して、5% と 20% の場合について求めた。図 2.10.14 と図 2.10.15 にそれぞれ早期死亡と全体晩発性ガンの結果を示す。図から分かるように、影響曲線は非揮発性炉心物質の放出割合に対して適度に敏感である。しかし、この図を図 2.10.1 及び図 2.10.3 と比較すれば 5% と 20% の非揮発性炉心物質の放出割合に対する影響曲線が基準曲線に対する不確定バンドの中に十分入っていることが分かる。

(3) 影響モデルの仮定に対するリスクの感度

影響モデルの分野においては、感度調査が 4 つの分野について実施された：

避難モデル

地上堆積モデル

地上被ばく時間

空气中散乱（cloud shine）と地上散乱（ground shine）に対する遮へい

さらに同位元素のグループによって晩発性ガン死亡の影響曲線を分類して晩発性ガン死亡リスクに対するこれらのグループの相対的重要度を決定した。

この調査による主要な結論は以下のとおりである：

避難モデルにおいては避難がない場合、平均早期死亡数は 27% 増加し平均全体晩発性ガン死亡数の増加はわずかに 7% であった。

地上堆積速度がファクタ 5 で減少すれば、平均早期死亡数は 31% 減少する。この減少の理由は堆積速度の減少が放射性線源をより広く散乱させ、このためサイト近くの人々の放射線量をより下げるからである。

堆積速度がファクタ 5 で増加すれば、平均全体晩発性ガン死亡数を 60% 増加させ、また最大全体晩発性ガン死亡数をファクタ約 3.6 で増加させる。

晩発性ガン死亡のリスクは、地上被ばく時間の変化に鈍感である。

地上及び空气中散乱に対する遮へいについては、リスクが幾分敏感である。遮へいを完全に除去したら平均早期死亡数がファクタ 3.4 で増加し、また平均全体晩発性ガン死亡数がファクタ 2.3 で増加した。

希ガスの放出は高確率低影響範囲において早期ガン死亡影響曲線を支配する。非揮発性固体（例えば、プルトニウム）は低確率高影響範囲の曲線を支配する。ハロゲン（主としてよう素）及び揮発性固体（主としてセシウム）は低及び高影響範囲の両方で同程度に寄与するが、ファクタ約 5 ないし 10 で希ガスや非揮発性固体より重要性は低い。

感度解析の結果は、CRBRP のリスク評価に使用された主要な要素の不確定性にかなり頑健性のあることを示している。したがってこのリスク評価の結果に高い信頼性が示されたことになる。

表 2.10.1 結果区分の説明

結果区分	説明
650FA	全格納システム機能；大規模上部シール破損
650FB	全格納システム機能；中規模上部シール破損
650FC	全格納システム機能；無視できる程度の上部シール破損
650A	格納施設スクラバー及びフィルタシステム破損；大規模シール破損
650B	格納施設スクラバー及びフィルタシステム破損；中規模上部シール破損
650C	格納施設スクラバー及びフィルタシステム破損；無視できる程度の上部シール破損
651A	格納施設隔離システム不作動；大規模上部シール破損
651B	格納施設隔離システム不作動；中規模上部シール破損
651C	格納施設隔離システム不作動；無視できる程度の上部シール破損
649A	動力電源喪失による格納施設過圧；大規模上部シール破損
649C	動力電源喪失による格納施設過圧；無視できる程度の上部シール破損
高機械的 エネルギーCDA*	放射性物質の環境への大量放出に至る格納施設破損

* このシーケンス区分は格納施設イベントツリー(図 10.9)には示されていない。

表 2.10.2 支配的な事故シーケンスのまとめ

シーケンス		寄与割合の結果区分										区分			
シーケンス	シーケンスの形式	649A	649B	649C	650A	650B	650c	650FA	650FB	650FC	651A	651B	651C	高エネルギー型	
10	β, δ			10.6	12.2	14.9					19.8	13.1	3.2	1.2	α - loss of off-site and on-site ac power
12	β, δ														β - seismic
14	β, δ	50.9	50.5	50.9											γ - LOF with failure to shut down
16	σ														δ - loss of off-site power with on-site power functioning
20	γ			24.7	16.0	3.5									ϵ - uncontrolled withdrawal of a single control rod
21	γ														σ - loss of coolant accident
28	β										13.8	9.1	2.2		
29	β, δ										14.5	19.2	25.7		
30	α, δ										19.1	25.2	33.9		
30A	β, α	35.1	35.4	35.1							15.8	20.9	28.1	0.9	
31	δ			23.4	27.4	32.7									
33	δ			23.4	27.4	32.7									
35	α	11.7	11.8	11.7											
44	δ							20.4	7.2					20.2	
50	ϵ, γ							5.9							
52	γ							5.5	4.9	1.3				6.1	
57	γ							20.2	17.9	4.9				22.3	
59	γ							5.5	4.9	1.3				6.1	
61	β							2.2	3.6	5.5				2.2	
62	β, δ							2.9	4.6	7.0				2.8	
63	β, δ							2.7	4.2	6.5				2.6	
66	α							20.4	32.6	49.7				20.2	
67	α							3.1	4.9	7.5				3.0	
Total		97.7	97.7	97.7	92.7	95.2	98.7	88.8	84.8	83.7	83.0	87.5	93.1	87.6	
Probability per year		1.2-9**	2.4-8	1.2-6	7.7-12	1.3-10	5.5-9	4.9-8	6.1-7	2.0-5	1.5-10	2.3-9	8.5-8	4.9-9	

* シーケンス失敗モデルの番号は付録IIで議論される。 ** 意味: 1.2×10^{-1} , ほか

表 2.10.3 重大な結果区分に至る支配的事故シーケンスのまとめ

結果区分	シーケンス	シーケンスの形式*	結果区分の%
Highly energetic CDA	44	δ	20.2
	52	γ	6.1
	57	γ	22.3
	59	γ	6.1
	62	β, δ	2.8
	63	β, δ	2.6
	66	α	20.2
	67	α	<u>3.0</u>
			83.3
649C	14	β, α	50.9
	30A	β, α	35.1
	35	α	<u>11.7</u>
			97.7
651C	28	β	25.7
	29	β, δ	33.9
	30	β, δ	<u>28.1</u>
			87.7
651B	16	σ	13.1
	21	γ	9.1
	28	β	19.2
	29	β, δ	25.2
	30	β, δ	<u>20.9</u>
			87.5
650CF	62	β, δ	7.0
	63	β, δ	6.5
	66	α	49.7
	67	α	<u>7.5</u>
			70.7
650BF	52	γ	4.9
	57	γ	17.9
	59	γ	4.9
	66	α	32.6
	67	α	<u>4.9</u>
			65.2

* α 、 β 、 γ 、 δ 、及び σ の定義は表 10.2 を参照。

表 2.10.4. 各種原因による死亡の各リスク^a

死亡原因	年当りの住民の死亡
	確率
自動車	3.7×10^{-4}
転落	8.1×10^{-5}
火災・火傷	3.1×10^{-5}
溺死	2.6×10^{-5}
毒薬	2.5×10^{-5}
火器	1.3×10^{-5}
船舶事故 ^b	7.6×10^{-6}
航空機事故 ^b	5.2×10^{-6}
鉄道事故 ^b	3.3×10^{-6}
農業事故 ^c	1.7×10^{-6}
電気事故	5.2×10^{-6}
落雷	3.2×10^{-6}
竜巻	3.0×10^{-7}
全ての事故	7.2×10^{-4}
自殺	1.2×10^{-4}
殺人	1.4×10^{-4}
癌	1.8×10^{-3}
LWRs ^d	4.3×10^{-11}
CRBRP 事故	
初期 ^e	2.9×10^{-11}
晩発性 ^f	4.5×10^{-12}

^a これらの確率は CRBRP サイトから 50 マイル以内の 1973 年の人口データ(約 700,000 人)から得られた。この地域内のローカル人口が対象であるので、年毎の変動は小さいと考えられる。

^b 業務従事者を除く。

^c 農業従事者のみ。

^d 原子炉 1 基による初期の死亡と、25 マイル以内の影響を受けた全人口についての RSS 原子炉安全性研究での推定確率。

^e CRBRP サイトから 10 マイル以内の人口データ(約 42,000 人)の住民についての、年当りの早期死亡についての本報告書で提出されたアセスメントにおける推定確率。

^f CRBRP サイトから 10 マイル以内の人口の住民についての、年当りの晩発性死亡についての本報告書で提出されたアセスメントにおける推定確率。

表 2.10.5 CRBRP の低及び高エネルギー炉心崩壊事故での溶融放出のまとめ

格納施設漏洩形式		格納施設安全系作動		主要放出期間 (時間)	放出中概略漏洩率 (体積 % / 時間)	事故中放出全 Ci	ハロゲン	アルカリ金属	プルトニウム
冷却	スクラバー	冷却	スクラバー						
<u>Low-Energetic CDA</u>									
Missile penetration failure	No	No	No	0-4/10-40 ^a	7/3 ^b	4(+5) ^c	2(+6)	4(+2)	
	Yes	Yes	Yes						
Overpressure or thermal failure	No	No	No	1-5/31-34 ^d	0.001/100 ^e	1(+6)	1(+5)	2(-1)	
	Yes	Yes	Yes						
Isolation failure	No	No	No	0-4/10-40 ^a	7/3 ^b	4(+5)	2(+6)	4(+2)	
	Yes	Yes	Yes						
Normal leakage	No	No	No	1-6/20-24 ^f 1-6/20-24 ^f	0.002/18 ^g 0.002/18 ^g	5(+5) 1(+4)	8(+4) 4(+3)	3(-1) 2(-1)	
	Yes	Yes	Yes						

^a 0-4 時間はプルトニウム及びアルカリ金属の主要放出期間；10-40 時間はハロゲンの主要放出期間を示す。

^b 高い値は 0-4 時間；低い値は 10-40 時間の値を示す。 意味：4 x 10⁵、等

^c 1-5 時間はプルトニウムにとって重要な期間；31-34 時間はハロゲン及びアルカリ金属にとって重要な期間である。

^d 低い値は 1-5 時間；高い値は 31-34 時間。

^e 1-6 時間はプルトニウムにとって重要な期間；20-24 時間はハロゲン及びアルカリ金属にとって重要な期間。

^f 低い値は 1-6 時間；高い値は 20-24 時間。

表 2.1 0.5 CRBRP の低及び高エネルギー炉心崩壊事故での溶融放出のまとめ (続き)

格納施設漏洩形式	格納施設安全系作動		主要放出期間 (時間)	放出中概略漏洩量 (堆積 % / 時間)	事故中放出全 Ci		
	冷却	スクラバー			ハロゲン	アルカリ金属	プルトニウム
	<u>High-Energetic CDA</u>						
Missile penetration failure	No	No	NA	14	5 (+6) ^a	4 (+6)	5 (+5)
	No	Yes	0-2				
	Yes	No	NA				
	Yes	Yes					
Overpressure or thermal failure	No	No	0-3/31-34 ^b	0.001/100 ^c	1 (+6)	1 (+5)	2 (+2)
	No	Yes					
	Yes	No					
Isolation failure	No	No		14	5 (+6)	4 (+6)	5 (+5)
	No	Yes	NA				
	Yes	No	0-2				
	Yes	Yes	NA				
Normal leakage	No	No		0.002/18 ^e	5 (+5)	8 (+4)	2 (+2)
	No	Yes	0-4/20-30 ^d				
	Yes	No	0-4/20-30 ^d				
	Yes	Yes	0-4/20-30 ^d				

^a 意味 : 5.0 x 10⁶、等

^b 0-3 時間はプルトニウムにとって重要な期間 ; 31-34 時間はハロゲン及びアルカリ金属に取って重要な時間。

^c 低い値は 0-3 時間 ; 高い値は 31-34 時間。

^d 0-4 時間プルトニウムにとって重要な期間 ; 20-30 時間はハロゲン及びアルカリ金属にとって重要な期間。

^e 低い値は 0-1 時間 ; 高い値は 20-30 時間。

表 2.10.6 PWR の溶融事故時放出結果のまとめ (RSS 報告より)

格納施設漏洩形式	格納施設安全系作動		主要放出期間 (時間)	放出中概略漏洩率 (体積 % / 時間)	事故中放出全 Ci		
	冷却	スクラバー			ハロゲン	アルカリ金属	プルトニウム
Missile penetration failure	No	No	1-3	60-80 puff*	3(+8)**	2(+7)	1(+4)
	No	Yes	NA				
	Yes	No	NA				
	Yes	Yes	1-3	8 puff	1(+8)	8(+6)	1(+4)
Overpressure or thermal failure	No	No	1-3	80-90 puff	3(+8)	2(+7)	1(+4)
	No	Yes	NA				
	Yes	No	NA				
Isolation failure	No	No	1-5	30	4(+7)	2(+6)	1(+3)
	No	Yes	NA				
	Yes	No	NA				
	Yes	Yes	1-4	10	2(+7)	4(+5)	2(+2)
Normal leakage or venting	No	No	1-20	0.04	4(+5)	3(+4)	3(+1)
	No	Yes	NA				
	Yes	No	NA				
	Yes	Yes	1-5	0.01	1(+4)	4(+2)	7(-1)

* 即時放出は短時間(秒又は分のオーダー)で起るか、又は起ったとされている。

** 意味: 3.0 x 10⁸、等

表 2.10.7. 付録Ⅸの事故シーケンス感度研究における 12 のパラメータ変化のまとめ

付録Ⅸにおける	変更内容
変更ケース	
1	スクラム失敗確率が流量喪失で 50 倍及び過渡出力上昇で 10 倍に上昇
7	ディーゼル 1 台破損確率が 10^{-2} から 3×10^{-2} に上昇 安全評価用地震に起因するディーゼル 1 台破損確率が 3×10^{-2} から 9×10^{-2} に上昇 共通原因故障でディーゼル 2 台破損確率が 10^{-3} から 10^{-2} に上昇 安全評価用地震に起因する共通原因故障でディーゼル 2 台破損確率が 10^{-2} から 3×10^{-2} に上昇
14	運転用設定地震、安全評価用地震、及び>安全評価用地震の事象が 10 倍に増加
15	運転用設定地震、安全評価用地震、及び>安全評価用地震の事象が 1/10 に減少
16	炉心崩壊事故の発生による大きな上部シール破損及び炉心崩壊事故の確率が 10 倍に増加
17	完全な崩壊熱除去系
18	完全な原子炉停止系
23	安全評価用地震によるすべての損傷係数が 3 倍に増加(安全評価用地震によるスクラム失敗(確率は 10 倍に増加)を除く)
30	外部電源喪失の発生が 10 倍に増加
35	外部電源喪失とディーゼル 2 台起動失敗だけでは炉心崩壊事故に至らない
36	外部電源喪失とディーゼル 2 台起動失敗がただちに炉心崩壊事故を発生
37	外部電源喪失とディーゼル 2 台起動失敗が 10 時間後に炉心崩壊事故を発生

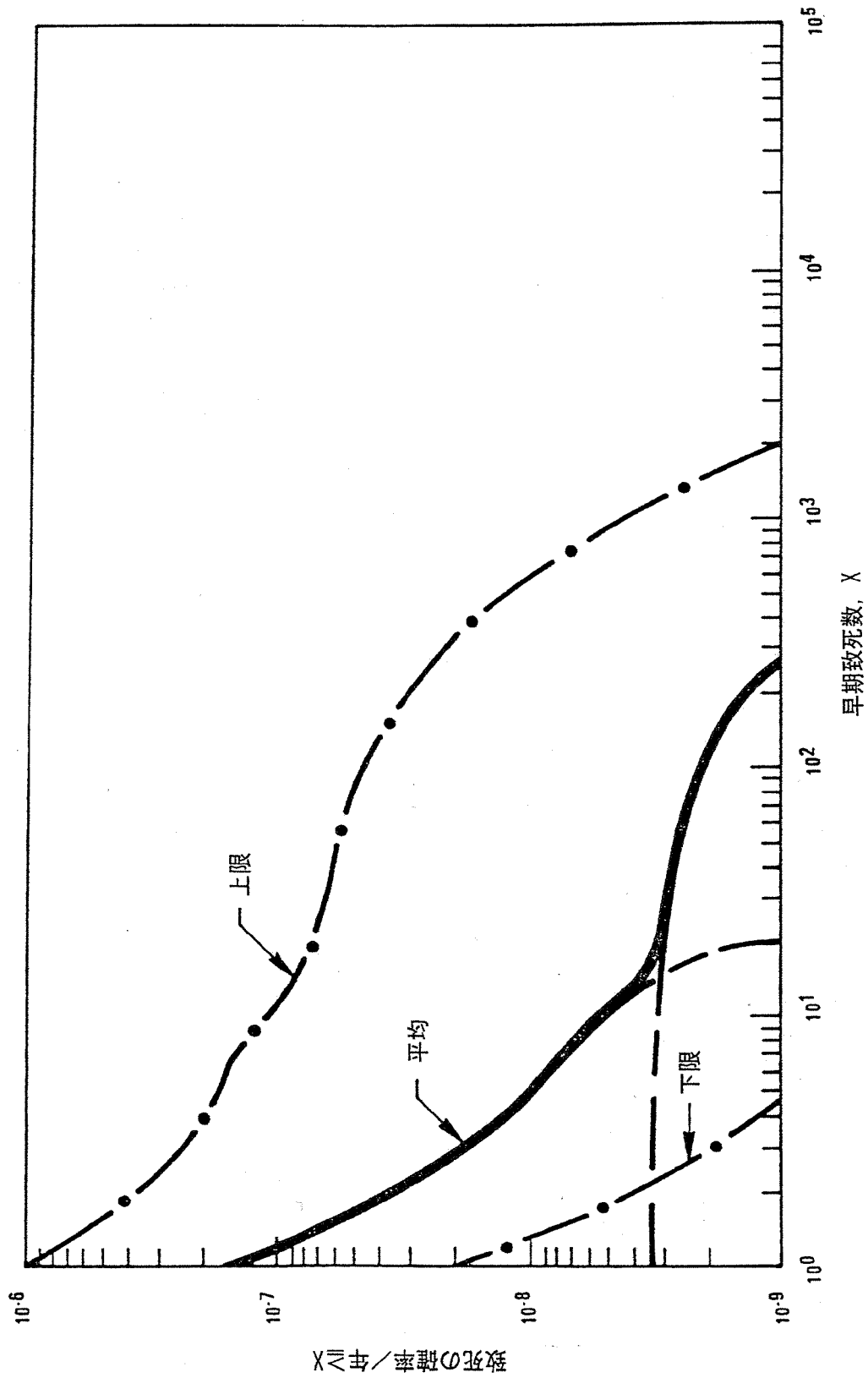


図 2.10.1 早期致死の累積確率分布

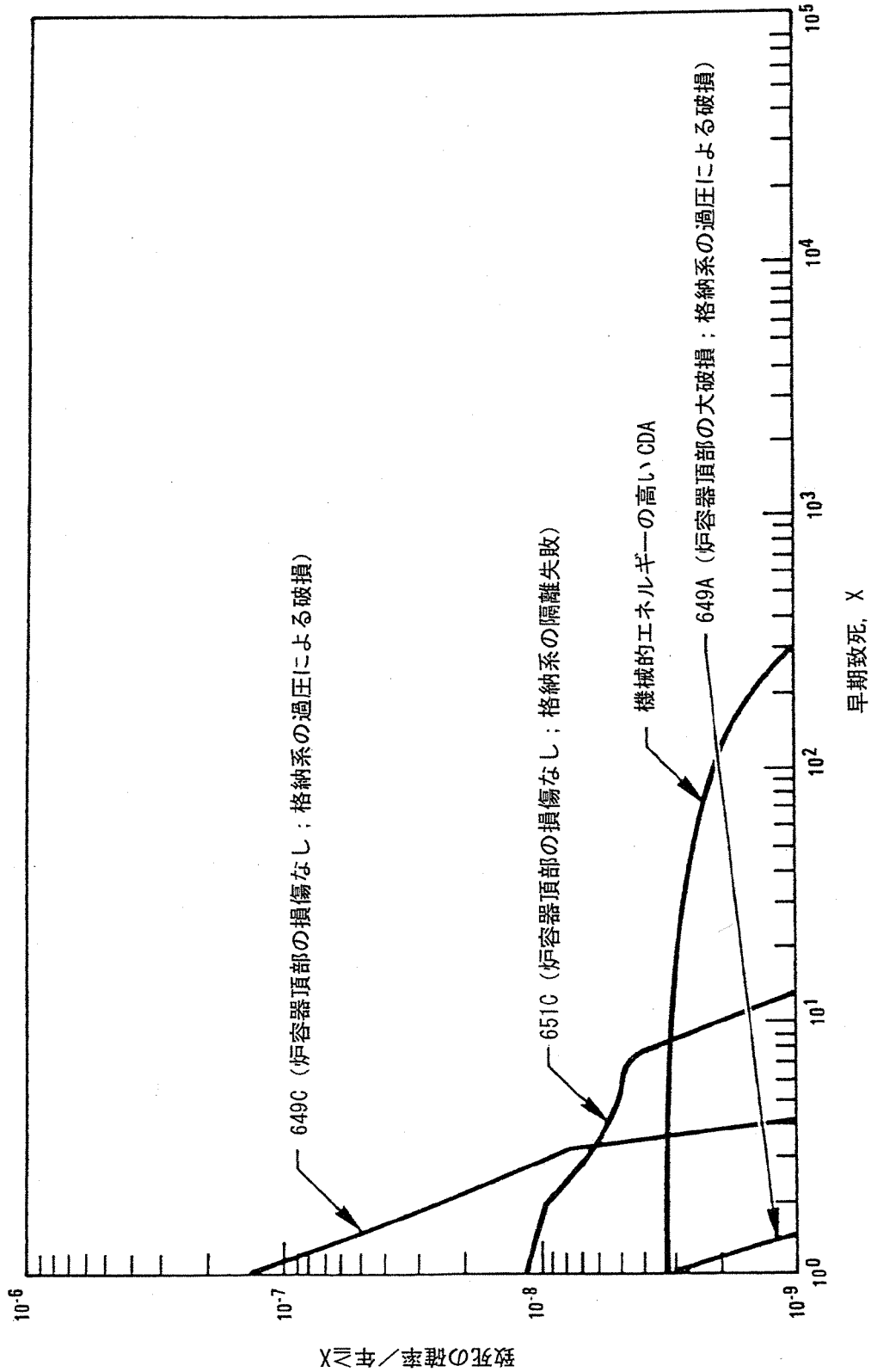


図 2.10.2 放射性物質放出カテゴリーでの早期致死の累積確率分布

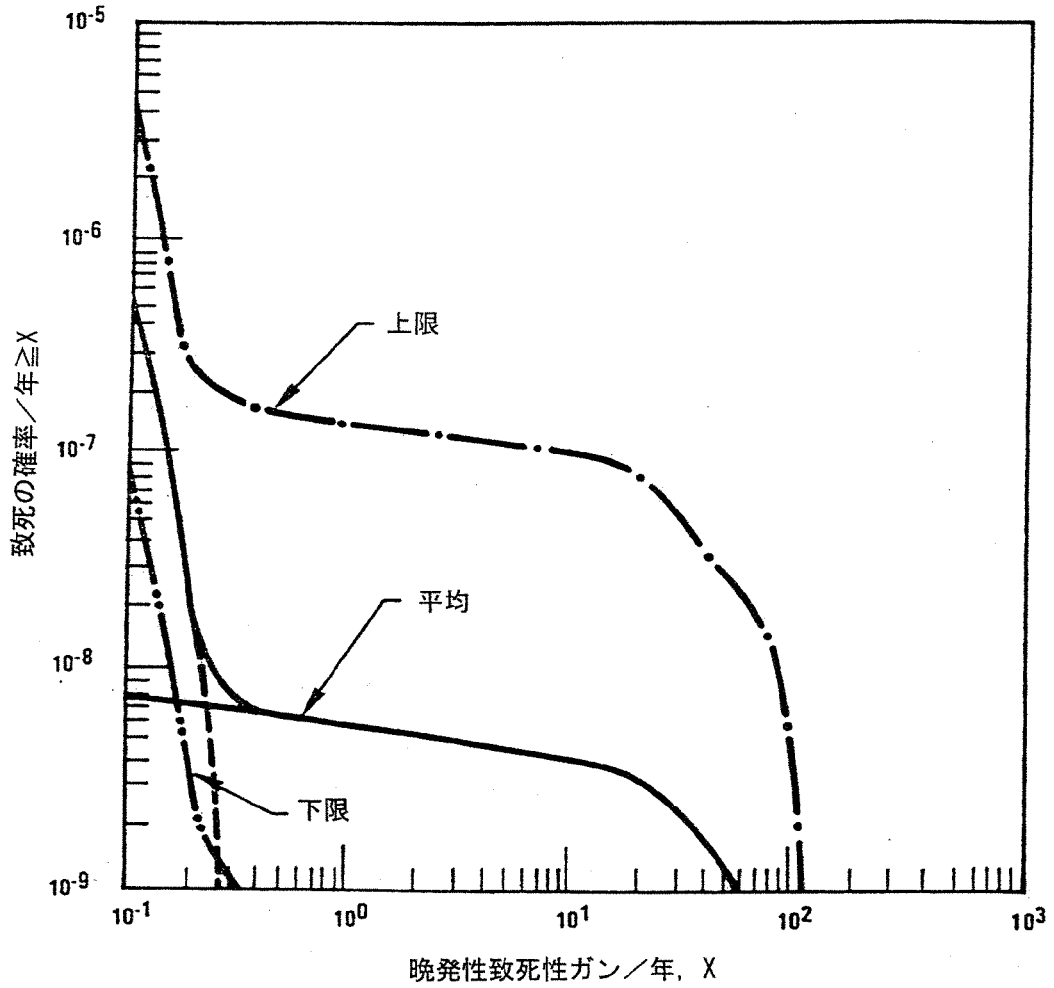


図 2.10.3 晩発性致死性ガンの累積確率分布/年

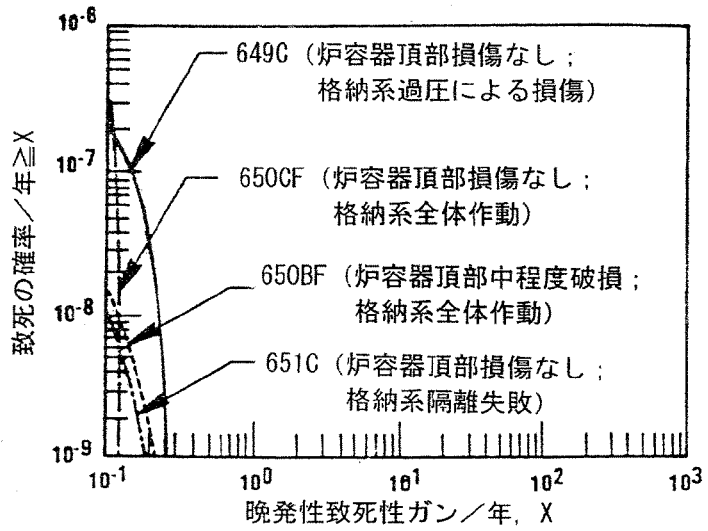


図 2.10.4 放出カテゴリー650CF, 649C, 650BF, 651C による晩発性致死性ガンの累積確率/年

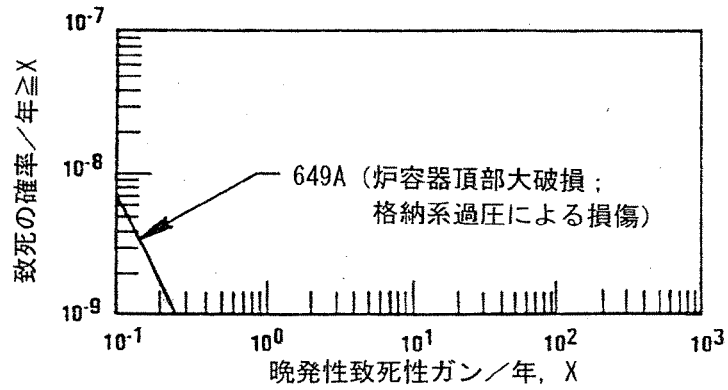


図 2.10.5 放出カテゴリー649A による晩発性致死性ガンの累積確率/年

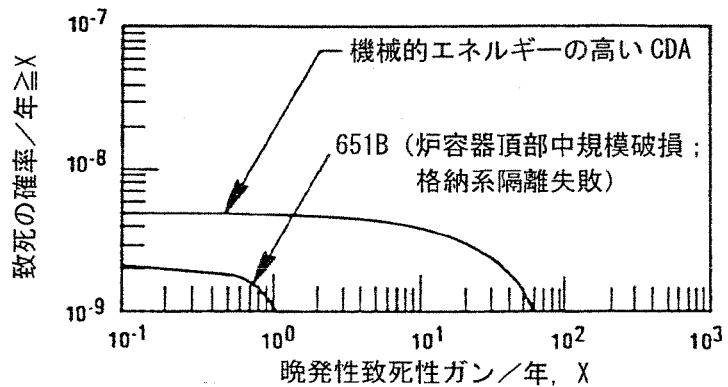


図 2.10.6 放出カテゴリー651B と機械的エネルギーの高いCDA による晩発性致死性ガンの累積確率/年

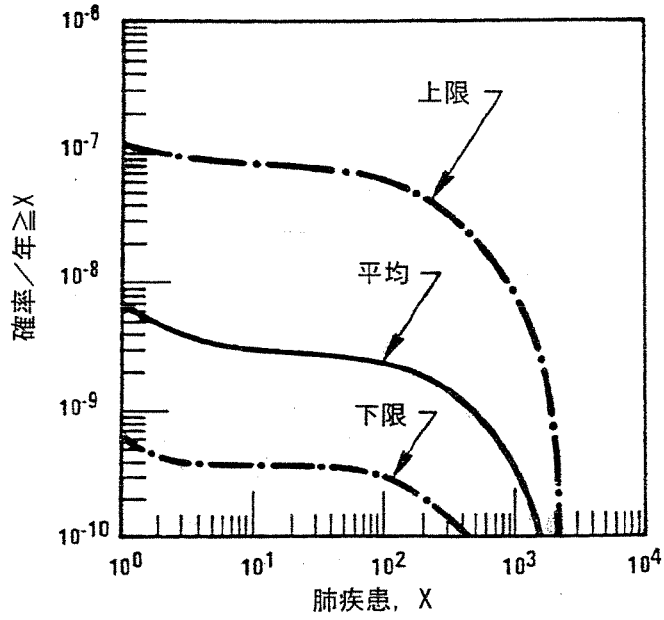


図 2.10.7 肺疾患の累積確率分布/年

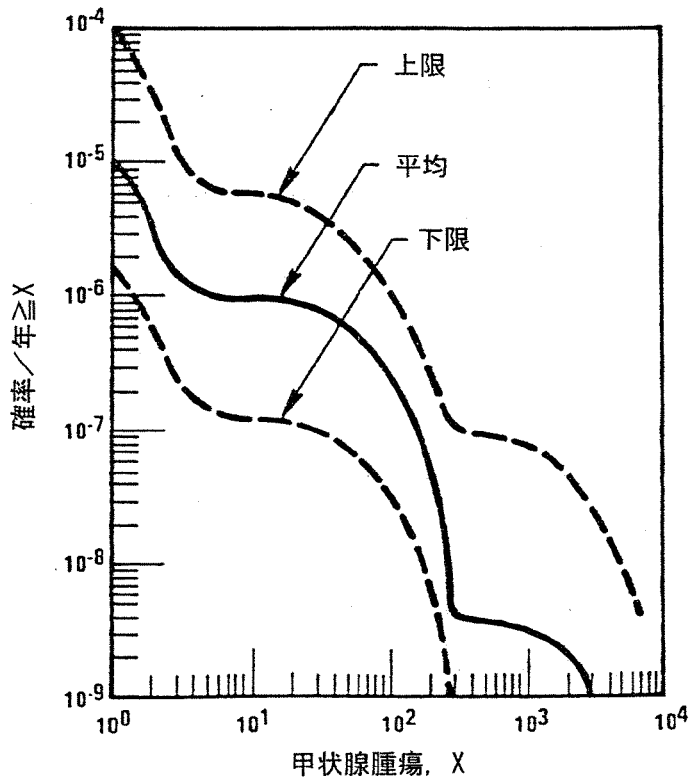
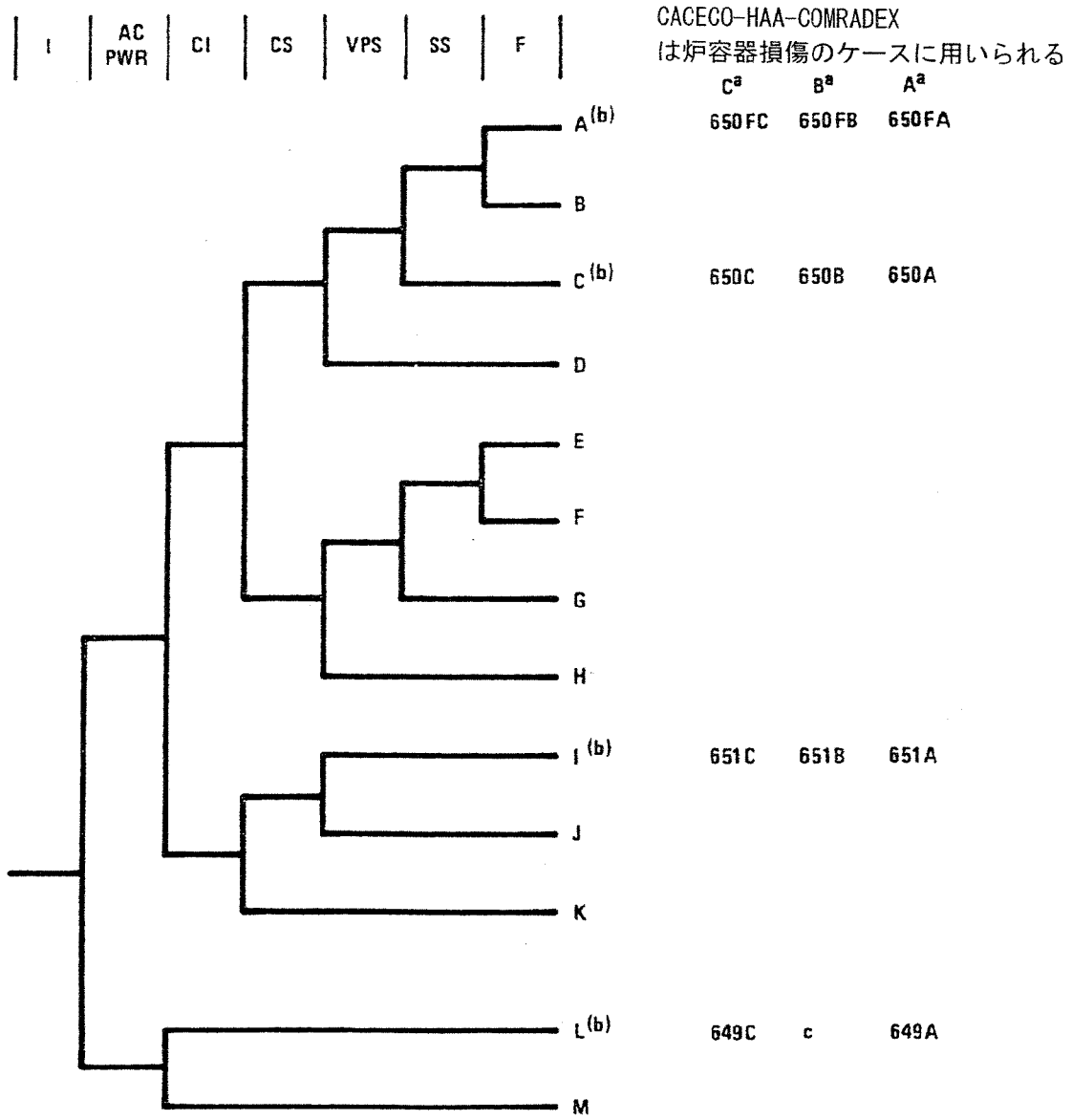


図 2.10.8 甲状腺腫瘍の累積確率分布/年



- | | |
|--|--|
| <p>I — 起因事象（格納系内高放射能）</p> <p>AC PWR — 出力運転</p> <p>CI — 格納系隔離</p> <p>CS — 格納系冷却系</p> <p>VPS — ベント及びパージ系</p> <p>SS — スクラバー系</p> <p>F — フィルター</p> | <p>a — 炉容器損傷分類（付録IV）
A=大規模、B=中規模、C=極小規模</p> <p>b — 格納系の基本シーケンス</p> <p>c — この放出カテゴリーの確率は、カテゴリ-649Cの確率に保守的に加算された</p> |
|--|--|

図 2.10.9 放射性物質放出計算と格納系インベントツリーの 카테고리との関係

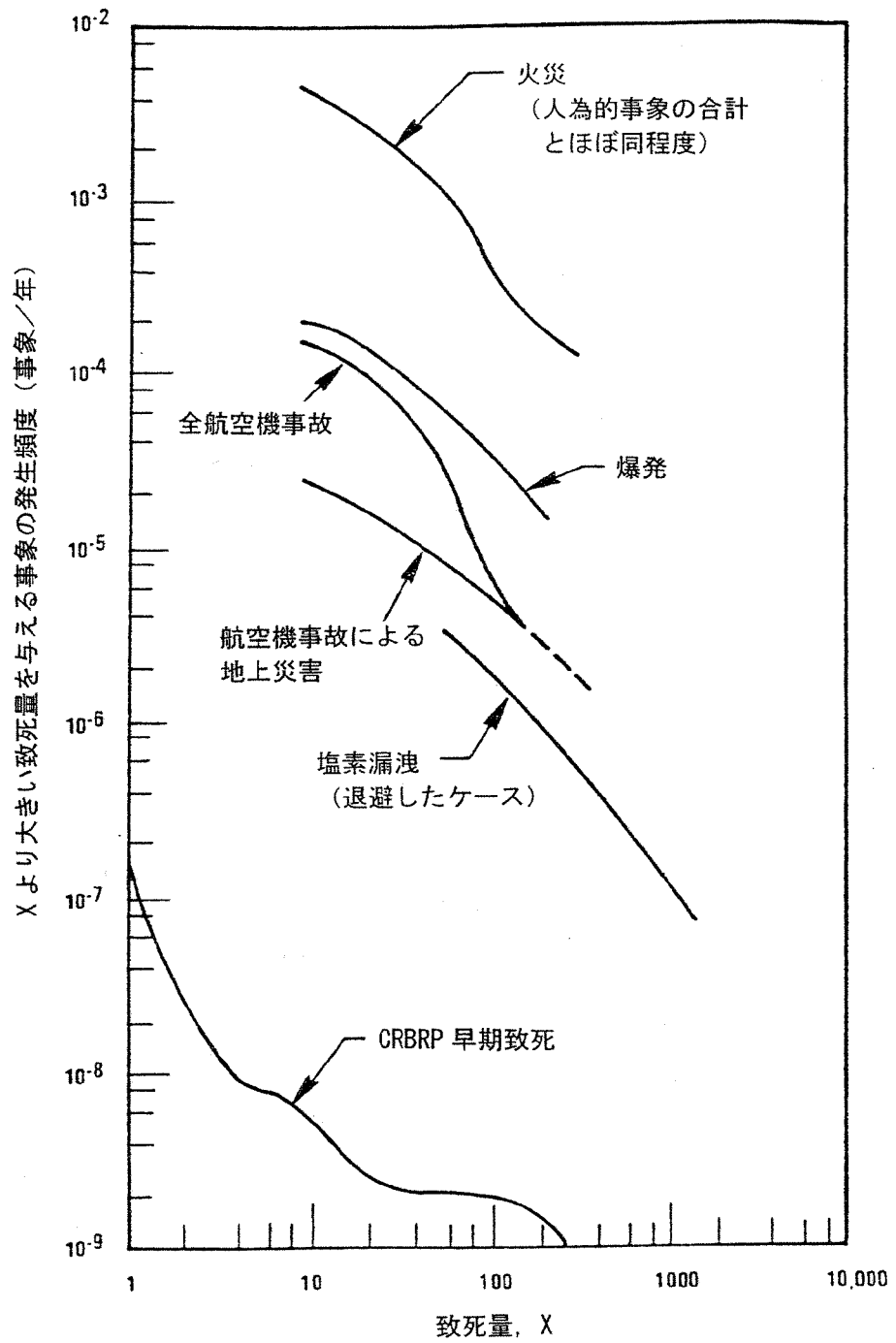


図 2.10.10 CRBRP サイトから 10 マイル以内での人為事象により致死的事故の発生頻度

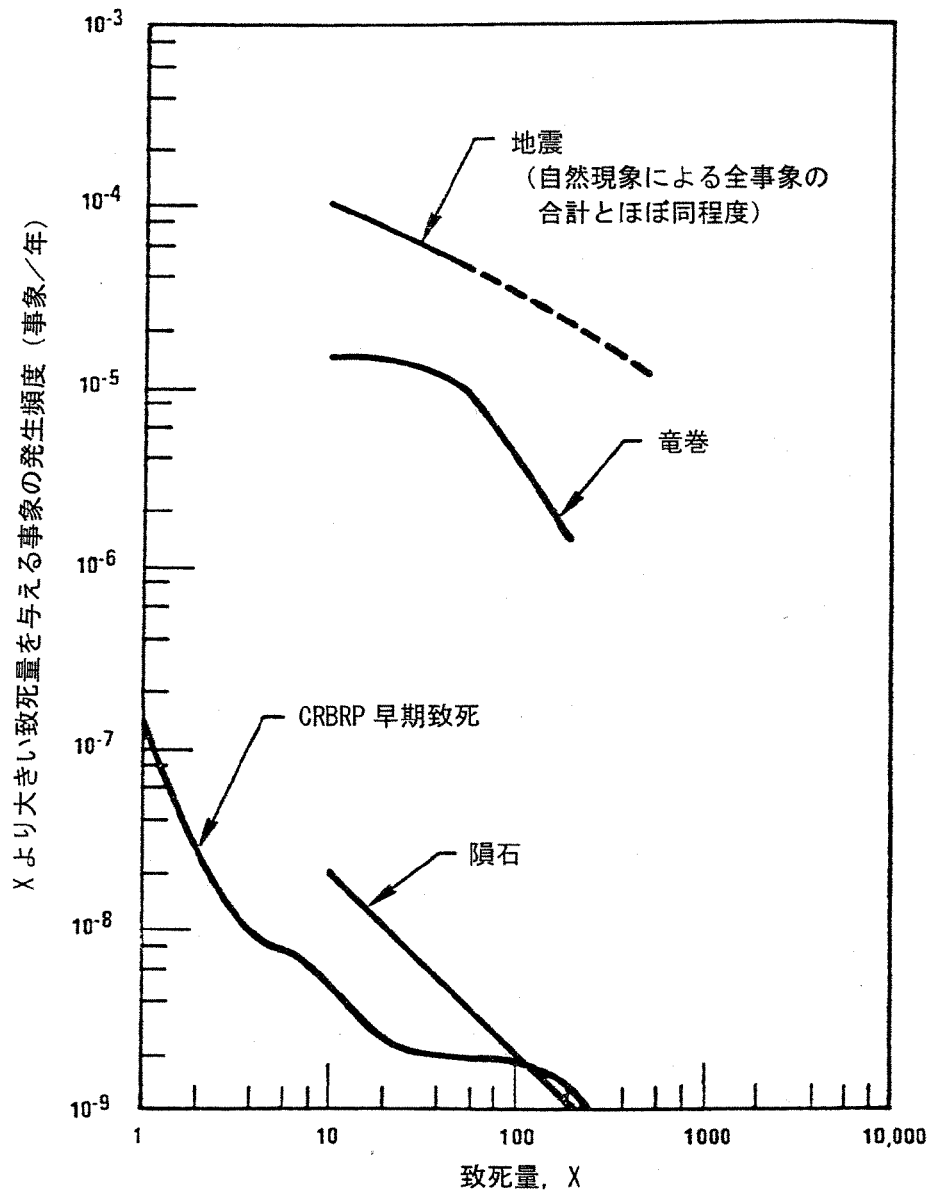


図 2.10.11 CRBRP サイトから 10 マイル以内において発生する自然事象による致命的事故の発生頻度

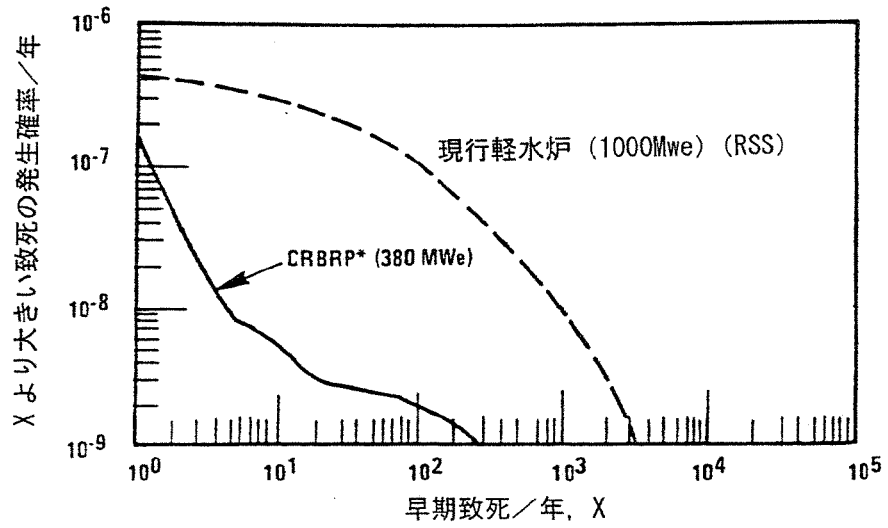


図 2.10.12 LWR 事故と CRBRP 事故による早期致死の累積確率分布/炉年の比較

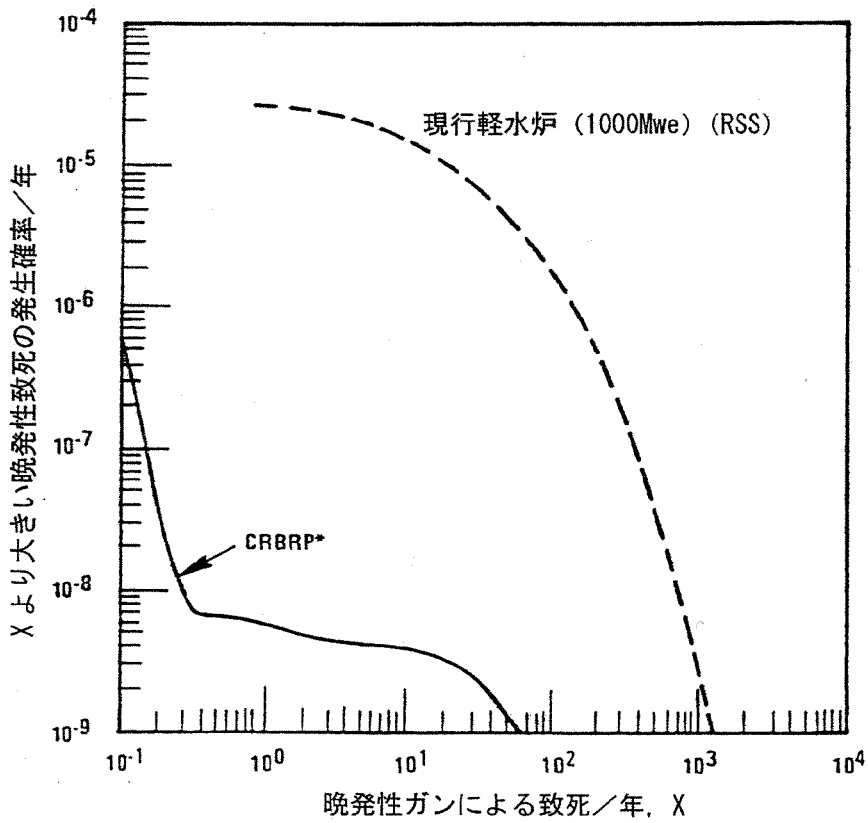


図 2.10.13 LWR 事故と CRBRP 事故による晩発性ガンによる致死の累積確率分布/炉年

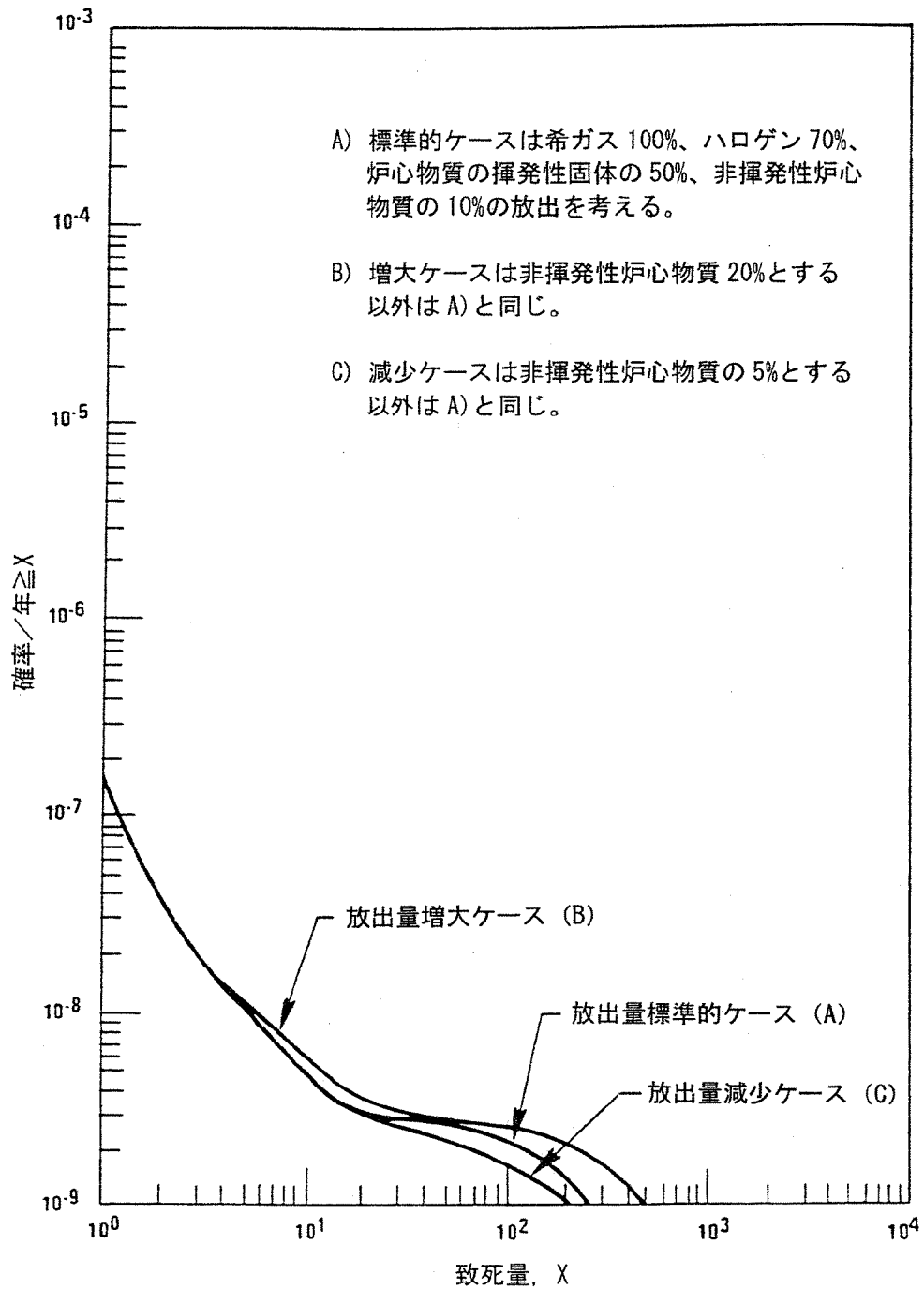


図 2. 10. 14 機械的エネルギーの高い CDA カテゴリーにおける放射性物質放出量の
 関数としての早期致死の累積確率分布

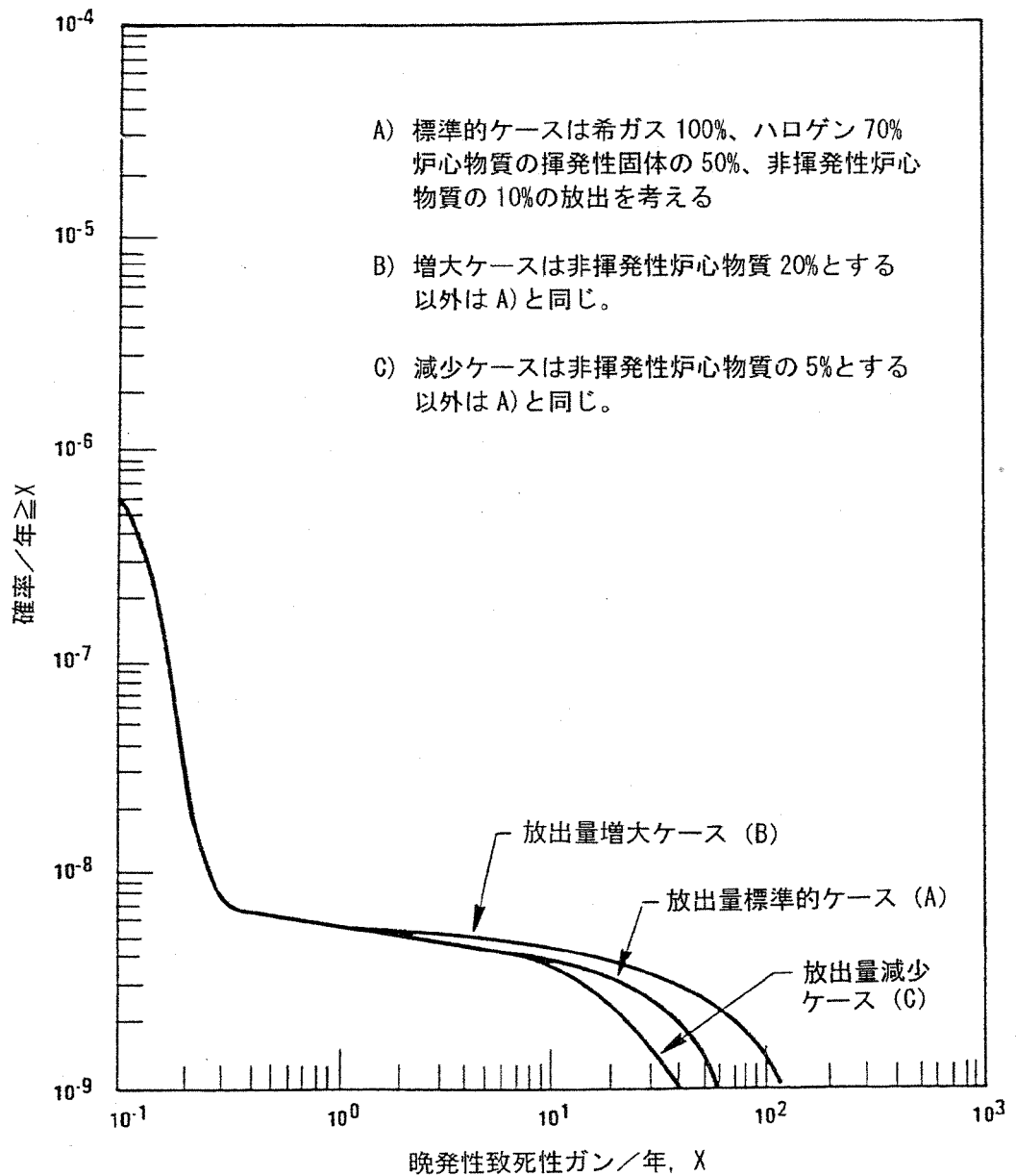


図 2.10.15 機械的エネルギーの高い CDA カテゴリーにおける放射性物質放出量の関数としての
 晩発性致死性ガンの累積確率分布

2.11 CRBRP のその後の PSA 評価

参考文献 19(1985 年)により、CRBRP の PSA レポート(1977)(2 章、3 章参照)以降の CRBRP PSA 評価の一端を紹介する。この評価は DOE の依頼により、Technology for Energy Corporation が行ったものである。ソースタームの評価、環境への影響評価はスコープ外としている。

(1) 事故シーケンスと定量化

この評価では炉心崩壊事故を以下の七つのカテゴリーに分類している。

Unprotected loss of flow

Unprotected loss of heat sink

Unprotected transient over power

Unprotected loss of sodium

Loss of heat sink -early (protected) (LHSE)

Loss of heat sink – late (protected) (LHSL)

Loss of sodium (protected) (LOS)

これらの七つのカテゴリー別発生頻度はイベントツリー及びフォールトツリーを用いて評価された。結果を表 2.11.1 に示す。全体発生頻度を 3.6×10^{-5} / 年としている。この中、内的要因によるものが 3.7×10^{-6} / 年、外的要因(主として地震)によるものが 3.2×10^{-5} / 年となっており、内的要因の占める割合は 10%程度である。

また、発生頻度の中、スクラムを伴う冷却材喪失(LOS)と早期ヒートシンク喪失(LHSE)が合わせて 3.3×10^{-5} / 年 となり全体の 95%を占める支配因子となっている。

(2) 炉心事故解析

炉心崩壊事故が発生してからの事故の進展を支配する条件を下記のように分類している。

機械的エネルギー発生なしで終結するか？

燃料溶融時にナトリウムが存在するか？

機械的エネルギーは炉容器を損傷するレベルを越えるか？

炉容器以外の破損に至るか？

デブリは炉内で冷却保持されるか？

原子炉キャビティへはデブリの前にナトリウムが漏えいしているか？

これらをヘディングに取り入れて図 2.11.1 に示す事故進展のイベントツリーを作成している。

各ヘディング事象の条件付き確率を求めることにより、最終状態への移行確率を計算している。評価の結果より以下の知見が得られた。

スクラムを伴う事象では、

10 時間単位のゆっくりとした時間を経て炉心崩壊に至る。

燃料の再配置により、再臨界に至る可能性がある。

炉心上部にナトリウムが存在しない時は、大きな機械的エネルギーを発生する可能性は低い。

炉内でデブリを保持冷却できる可能性は低い。

スクラムを伴わない事象（ATWS）に対しては、

10 秒単位の早い応答で炉心崩壊に至る。

UTOP では、燃料の分散により機械的エネルギーを発生せず事故は終結し、デブリも炉内で保持冷却される可能性が強い。

機械的エネルギーは発生したとしても小さいものとなり、炉容器やプラグ部の大規模損傷は極めて起こり難い。

（3） 放射性物質の挙動評価

放射性物質の挙動を追跡するのに格納系イベントツリーが作成される。このイベントツリーのヘディングには、以下のような項目を用いる。

デブリの炉容器内保持と冷却の可能性

原子炉キャビティでのデブリの冷却可能性

早期のライナ破損の可能性

早期又は長時間後に格納容器が損傷に至る可能性

格納系ベースマットの貫通の可能性

これらの可能性についての定量的判断は、ナトリウムとコンクリートとの反応による水素ガス発生量などの解析結果と種々の工学的判断を参照し、フォールトツリーにより評価された。

この検討評価では、放射線量の評価と環境の評価はスコープ外である。格納系イベントツリーの最終状態に至る確率を表 2.11.2 のように応答マトリックスの形に示している。ここでは放出の規模を大、中、小の 3 段階、放出の時期を早期（0 から 9 時間）、長期（9 時間から 6 ヶ月）及び超長期（6 ヶ月以降）とに分けている。評価結果では、地震による配管破損とヒートシンク喪失が支配的である。内の事象でもヒートシンク喪失が支配因子となっている。

表 2.11.1 炉心損傷事故發生確率(CRBRP)

Bin	Internal Initiators	External Events	Common-Cause Initiators	Frequency (/yr)
ULOF	ϵ	1.3E-6	ϵ	1.3E-6
ULHS	2.5E-7	ϵ	ϵ	2.5E-7
UTOP	ϵ	ϵ	ϵ	ϵ
ULOS	ϵ	1.5E-6	ϵ	1.5E-6
LHSE	3.4E-6	1.5E-5	2.0E-7	1.9E-5
LHSL	ϵ	ϵ	ϵ	ϵ
LOS	ϵ	1.4E-5	ϵ	1.4E-5
TOTAL				
FREQUENCY(/yr)	3.7E-6	3.2E-5	2.0E-7	3.6E-5

Source: CRBRP-4(1)

Note:

- ϵ - Negligible
- ULOF - Unprotected loss of flow
- ULHS - Unprotected loss of heat sink
- UTOP - Unprotected transient overpower
- ULOS - Unprotected loss of sodium
- LHSE - Loss of heat sink - early (protected)
- LHSL - Loss of heat sink - late (protected)
- LOS - Loss of sodium (protected)

表 2.11.2 炉心崩壊事故による放射性物質放出年間確率 (CRBRP)

Release Magnitude	EARLY 0 < t < 9 hrs	LATE 9 hrs < t < 6 months	LONG-TERM t > 6 months
LOW	ϵ^a LOS (seismic) = 1.5-6 LHSE (internal) = 3.2-7 ULOS (seismic) = 2.8-7 ULHS (internal) = <u>1.2-9</u> Total = 2.1-6	ϵ LOS (seismic) = 1.4-5 LHSE (seismic) = 1.3-5 LHSE (internal) = 2.8-6 ULOS (seismic) = 9.2-7 ULOF (seismic) = 4.1-7 ULHS (internal) = <u>1.2-7</u> Total = 3.1-5	LHSE (seismic) = 1.5-6 LOS (seismic) = 1.4-6 LHSE (internal) = 3.4-7 ULOS (seismic) = 1.5-7 ULOF (seismic) = 1.1-7 FLHSE (fire) = 2.0-8 ULHS (internal) = <u>1.2-8</u> Total = 3.5-6
MODERATE	LOS (seismic) = 1.5-6 LHSE (internal) = 3.2-7 ULOS (seismic) = 2.8-7 ULHS (internal) = <u>1.2-9</u> Total = 2.1-6	LOS (seismic) = 1.4-5 LHSE (seismic) = 1.3-5 LHSE (internal) = 2.8-6 ULOS (seismic) = 9.2-7 ULOF (seismic) = 4.1-7 ULHS (internal) = <u>1.2-7</u> Total = 3.1-5	ϵ
HIGH	LOS (seismic) = 1.3-7 FLHSE (fire) = 2.0-8 LHSE (internal) = <u>1.2-8</u> Total = 1.6-7	LHSE (seismic) = 2.4-6 ULOF (seismic) = 6.6-7 LOS (seismic) = 5.5-7 ULOS (seismic) = 2.5-7 FLHSE (fire) = <u>1.8-7</u> Total = 4.0-6	ϵ

^anegligible; implies a frequency < 10⁻⁹/yr.

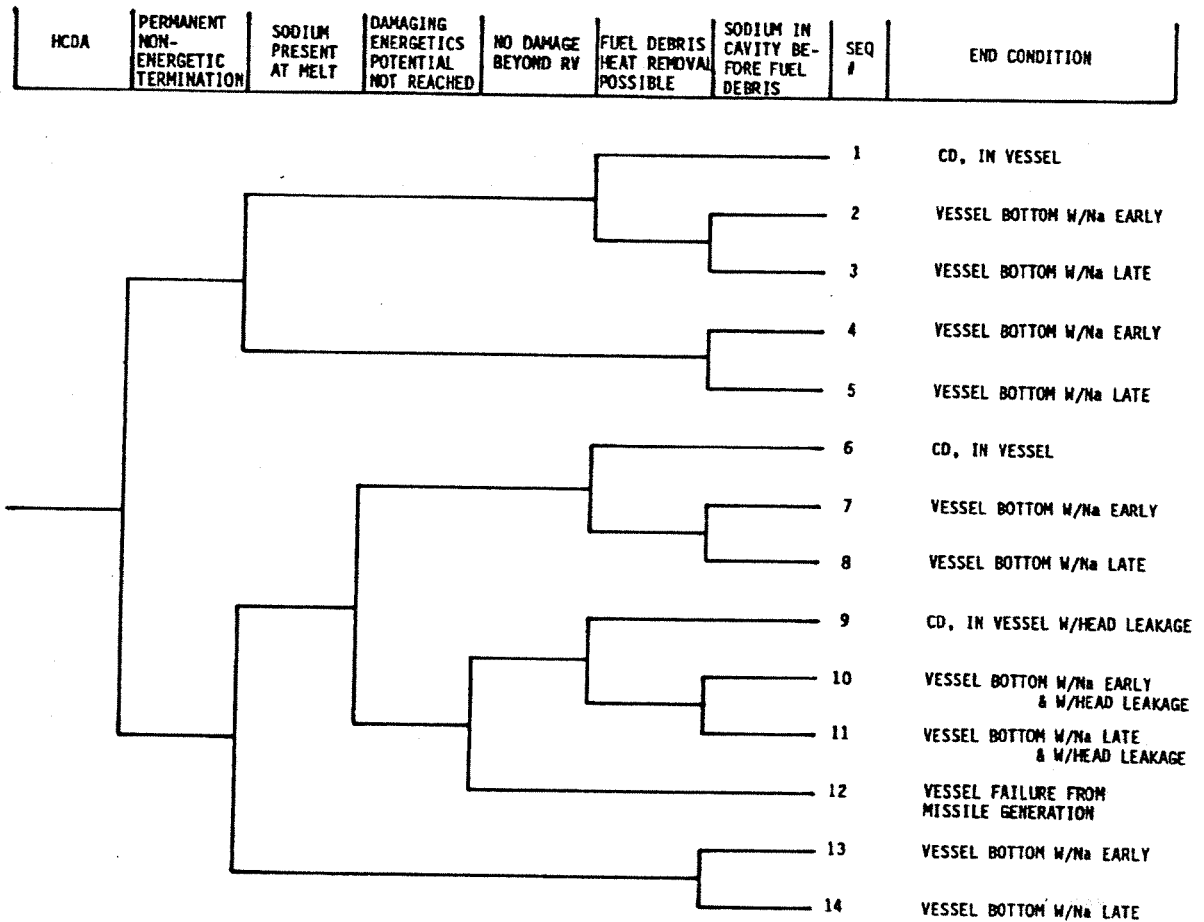


図 2.11.1 炉心崩壊過程イベントツリー(CRBRP)

3. 「もんじゅ」の PSA

3.1 初めに

「もんじゅ」の PSA は 1982 年頃から 1992 年頃までの約 10 年をかけて、動力炉核燃料開発事業団（以下「動燃事業団」という。）においてレベル 1、レベル 2、レベル 3 が行われた。「もんじゅ」は、建設が 1985 年に始まり 1994 年に臨界に達しており、これらの PSA 評価作業はプラント安全性向上対策、運転管理の向上を目指して実施されたものである。以下では公開資料をベースとして、その概要をまとめた。

（「もんじゅ」類似の参考プラントの PSA 研究として動燃事業団より公表されている論文内容をも参照した。）

3.2 研究の定義

「もんじゅ」は電気出力 280MWe（熱出力 714MWt）のナトリウム冷却高速増殖炉である。設計としては CRBRP に比較的良好に似ており、下部流入のループ型炉である。炉停止制御系の構成も同じく主炉停止系と後備炉停止系の独立 2 系統よりなる。崩壊熱除去系の構成は少し違っており、CRBRP では蒸気発生器補助冷却系 (SGAHR) 形式であるのに対し、「もんじゅ」では 2 次系分岐の補助冷却系 (IRACS) を採用している。^(参³) 格納系の構成は基本的には CRBRP と同じと考えて良い。炉心核的特性（ドップラー係数、ナトリウム・ボイド係数など）もよく似ている。PSA で中心的問題となる炉心崩壊事故（CDA）に至る起因事象、イベントツリーにおいて考慮される保護動作なども類似している点が多い。「もんじゅ」PSA 評価作業は先行してなされた CRBRP の PSA 報告書（1977）を参考としつつ、その後の FBR 安全研究での知見を反映しつつ、国内の軽水炉の PSA で技術的進展を取り入れつつ進められた。

3.3 事故の特徴

大量の放射性物質の発生を伴い、リスク評価上炉心崩壊事故 (CDA) がクローズアップされる。炉心崩壊事故に至る事故として、スクラム失敗事故 (以下「ATWS」という。)、ヒートシンク喪失事故 (以下「LOHS」という。)、1 次系配管破損事故 (以下「LOPI」という。) 等が考えられることは、ループ型 LMFBR においては共通である。しかしそれぞれの発生頻度がどの程度のものとなるかは、プラント設計の特徴により可成り異なってくる。軽水炉との相違は、ナトリウム冷却系は低圧系であること、ナトリウムの燃焼による火災の影響評価が必要であること、溶融炉心の再配

置により反応度挿入が想定されること等があげられる。炉心崩壊のパターンは幾つかが想定されるが、外部への影響という観点から見ると、炉内で発生した機械的エネルギーにより炉容器が破損する急激な事故事象と溶融した燃料の熱エネルギーにより炉容器を熱的に貫通するゆっくりとした事象とに大別して扱われる。

3.4 リスク評価のアプローチ

リスク評価の手法は、米国の原子炉安全性研究（1975）で用いられたものと、その後の NUREG レポートに公表されている手法をベースとしている。これらの手法は国内的にも軽水炉の PSA 評価に採用され定着しつつある。^{(参4)(参5)} 「もんじゅ」のリスク評価は、図 3.1 に示す安全評価作業流れ図に沿って進められた。

起回事象の選定から炉心崩壊事故発生頻度を定量化するまでのレベル 1、炉心崩壊の過程の分析、炉容器の損傷過程、格納容器の損傷の程度により環境に放出されるソースタームの定量化までを扱うレベル 2、環境に放出された放射性物質が地域住民の健康に及ぼす影響の程度を定量化するレベル 3 の段階に分けて扱われてある。

レベル 1 では、起回事象を選定しイベントツリー、フォールトツリーの手法を用いて炉心崩壊へ至る確率を評価する。「もんじゅ」の評価では、NUREG - 2000 に示されている標準的手法の 1 つである小規模イベントツリー、大規模フォールトツリーが構成されている。これらのフォールトツリーの素事象ごとに、それぞれの故障データを求め、システム全体としての非信頼度を求めていくには膨大なデータの積み上げ、評価、解析が必要となる。このため動燃事業団で整備されたシステム解析コードネットワークを図 3.2 に示す。

3.5 事故シーケンスの定義と定量化^(参6)

(1) 起回事象

起回事象の洗い出しに当たって「もんじゅ」ではマスターロジックダイアグラム(MLD)法という手法が活用された。MLD 法もフォールトツリーの手法を活用するものである。炉心崩壊に至る過程を階層的に展開し、各階層にレベル番号を付けて論理展開の整理に役立てる。このような手法により「もんじゅ」では内的要因として約 80 の起回事象を抽出している。これらの事象について従来からの事故解析結果や先行プラントでの評価なども参考にし、同様の過渡事象を示すものを整理して

反応度挿入

冷却材漏えい

外部電源喪失

1次冷却材流量低下

2次冷却材流量低下

給水流量低下

など 18 のカテゴリーにまとめられている。

(2) イベントツリーとフォールトツリー

これらの起因事故カテゴリーごとに、機能的イベントツリーが作成された。これらのイベントツリーのヘッディングに現れるのは、原子炉停止系、崩壊熱除去系の各保護機能である。

これらの保護機能の作動、不作動の内容を具体化するためには、これらの動作を担当するシステム構成を考慮に入れたシステムイベントツリーを作成する。図 3.3 に「もんじゅ」で用いられたシステムイベントツリーの一例を示す。

次にこれらの各システムが不作動となる確率を算出するための手法として、フォールトツリーを作成する。フォールトツリーでは、ヘッディング事象に対し直接不作動の原因となる要素を AND や OR の論理構成により直接故障データが入手できる素事象まで展開する必要がある。フォールトツリーの作成、解析に当たっての膨大な作業の標準化、迅速化のために、図 3.2 に示されている MODESTY コードが活用された。

(3) 炉心崩壊事故のカテゴリー

炉心崩壊に至る過程には大きく分けると過出力によるものと、冷却不足によるものの二つのパスが考えられるが、起因事象から炉心損傷に至る事故シーケンスを分析し、類似しているものをまとめてカテゴリー化する。

過出力に至るには起因事象にスクラム失敗を重ねた事象 (ATWS) が考えられる。ATWS には、起因事象により反応度挿入によるもの (以下「UTOP」という。)、冷却材流量喪失によるもの (以下「ULOF」という。)、ヒートシンク喪失によるもの (以下「ULOHS」という。)、配管破損によるもの (以下「ULOPI」という。)、UTOP/ULOF (ULOF と UTOP が重なった事象) 等が含まれる。

冷却不足に至るものとしては、ヒートシンク喪失によるもの (以下「PLOHS」という。)、炉容器液位低下によるもの (以下「LORL」という。) や局所閉塞などによるもの (以下「LOCC」という。) 等が含まれる。

「もんじゅ」ではこれら事故シーケンスごとの発生頻度の定量化を行ない炉心損傷事故カテゴリー別の発生頻度を求めている。

(4) 従属事象・共通要因故障について

このフォールトツリーには、機器の故障データと合わせて人的過誤、試験や補修に伴う供用停止、共通要因故障等が組み込まれている。共有する機器や共有の支持系の効果などシステム間依存性は、フォールトツリーによるモデル作成及び事故シーケンスを評価する過程で考慮される。類似機器間の共通要因故障については、フォールトツリーの中で明確に設定され、その定量化は

ファクター法や拡張 BFR 法(Binomial Failure Rate)などパラメトリックモデルに基づいている。また、水・水蒸気、フレオン、ナトリウムの漏えい、火災などの外的事象に起因した環境変化を伴う空間依存従属事象に関しては、SETS コードを用いてクリティカル・エリアを同定した上でそれらの場所での環境影響による従属事象の評価を行っている。

(5) ヒューマンファクターについて

人的因子については2種類の因子を考慮している。このうち1つは、機器・システムの故障の1要因としてフォールトツリーの中にモデル化しているものであり、校正エラー、保守エラー、保守後の復旧エラーなどである。これらの定量化は操作手順を分析し、タスク毎に分岐を持たせたイベントツリーを作成し評価する THERP(Technique for Human Error Rate Prediction) モデルに基づいて行われている。もう一つは、運転員による修復作業であり機器の故障により喪失した機能を回復すべく代替え手段への切り替え等が考慮されている。これらの修復作業の成功確率は、操作場所、猶予時間、操作タイプなどを考慮して行われる。

(6) データベースの作成及び起因事象の定量化

起因事象の定量化に当たって必要となる故障率等のデータベースについては、米国を初めとする先行プラントの故障データを反映している。ナトリウム関連機器の故障率については、米国と共同で整備を進めてきた CREDO データベースをもとに設定している。起因事象の中、ナトリウム関連機器の故障によるものについては、「常陽」の運転実績に基づいて、また給水喪失、タービントリップ等の水・水蒸気系関連の原子炉トリップ事象については、我が国の軽水炉の実績に基づいて検討を行い、発生頻度を設定している。

(7) 事故シーケンスの定量化

これらのデータと同定された事故シーケンスに対して、炉心損傷事故に至る発生確率が不確定幅も含めて計算される。不確定性には、入力データの不確定幅によるパラメータの不確定性、評価に用いる仮定などに起因する不確定性、並びに完全性に係わる不確定性がある。パラメータの不確定性については、モンテカルロ法若しくはモーメント法を用いた解析により評価が行われている。

(8) 炉心損傷事故の発生確率

全炉心損傷確率は、INSAGのBasic Safety Principlesで定める将来炉の目安 10^{-5} /年を十分下回っている。

データの不確定性の影響を評価した結果全炉心損傷確率のエラーファクター(95%信頼度と50%信頼度との比)は約4である。

内的要因についての各事故カテゴリー別の寄与の割合は、原子炉液位喪失(RORL)が約50%、スクラム失敗(ATWS)が約25%、崩壊熱除去失敗(PLOHS)が約25%となっている。また、起因事象についての支配因子は1次冷却材漏えいとなっている。

安全設計のみならず運転上の因子も重要であり、特にPLOHSのように炉心損傷に至るまでの猶予時間の長い場合、運転員による修復操作が炉心損傷確率を低減する上で有効であることが示されている。

3.6 炉心事故解析と評価(参6)(参7)

起因事象の選定から炉心損傷までのレベル1 PSAとしてシステム解析を扱う部分は、基本的に軽水炉のPSAの手法と大きく異なることはない。しかしレベル2 PSAで扱う炉心事故解析の分野は高速炉特有の炉心特性を扱うものであり、軽水炉の扱いとは異なってくる。

一つは高速炉の炉心が最大反応度体系にないことによるもの。二つは冷却材がナトリウムであること。三つめは高圧体系ではなく、高温低圧体系であること、などが揚げられる。

元の炉心が最大反応度体系にないことより、炉心の溶融、再配置により反応度が挿入され、再臨界の危険性を排除できない。冷却材がナトリウムであるということより、溶融燃料とナトリウムの反応(FCI)等による機械的エネルギー発生や炉外に放出されたナトリウム燃焼熱による格納系への影響の問題を扱う必要がある。また、低圧の冷却材であるため冷却材はすぐには沸騰せず、溶融燃料粒子(デブリ)の冷却が可能となる。また、炉容器からの漏えい後の放射性物質の挙動は

軽水炉とはかなり異なり、冷却材中に保持されるためソースタームの評価も軽水炉とは異なったものとなってくる。

このような高速炉特有の現象を考慮し、事故シーケンスを具体化するために、「もんじゅ」では炉心損傷事故カテゴリごとに現象論イベントツリーを作成している。このイベントツリーのヘッディングには炉内での事故進展を左右する因子が選ばれる。各ヘッディングでの分岐確率を求めるために、事故を左右するパラメータを変えて、膨大な事故シミュレーション解析が行なわれる。

(1) ATWS 事象推移

スクラム失敗により過出力に至る ATWS 事象には、UTOP, ULOF, ULOPI, ULOHS 等多くの事故カテゴリが含まれる。

これらに対する事故解析の流れと「もんじゅ」PSA 解析に用いられるコード群を図 3.3 に示している。これらの ATWS の代表事象である ULOF について、「もんじゅ」での検討の流れを紹介する。ULOF での物理過程解析の流れと現象論イベントツリーの例を図 3.4 に示す。図に示すように起因過程から遷移過程を経て炉心物質の再配置、炉心膨張過程等の詳細解析が順次行われる。これらの過程では機械的エネルギーの発生に影響を与える支配因子に着目してイベントツリーが構成されている。

起因過程では SUS3D, 遷移過程以降の解析では SIMMER- を中心とした解析が行われた。評価に当たっては、これまでの研究成果を適宜活用している。例えば起因過程では、CABRI, TREAT, FD/STAR といった炉内試験結果から、燃料軸方向の伸びによる負の反応度効果の有効性、溶融被覆材の液滴化による移動の抑制、FP ガスやスチール蒸気が燃料の崩壊移動速度を決めていること、燃料ピンの破損位置が反応度ワース最大位置よりも上部にずれることなど、多くの知見を得て SAS-3D のモデル改良, 入力データの適正化に反映している。また、SIMMER- による炉心膨張過程の解析を行なうに当たって、種々のエナジェティックスの低減効果を適切に評価に取り入れた。ナトリウムスラグのインパクト時の運動エネルギー (IKE) に対する炉容器及びしゃへいプラグの機械的応答は、それぞれ PICES 及び PLUG コードで評価している。

熱的損傷の評価については、核的炉停止後の炉心物質の配置とその後の移動挙動、デブリベットの冷却性能の解析を行ない、炉容器内保持性と炉容器熱的損傷の可能性評価を行なっている。ULOF に対する炉内事象解析の結果、炉心が大きく損傷した場合でもデブリの冷却が有効に働き、その影響を炉容器内に 収納できる可能性が高いこと、特に 1 次冷却材バウンダリーの機械的損傷

の可能性は極めて低いことなどの見通しを得ている。

ATWS 事象の他のカテゴリーである UTOP 事象については、ULOF との差異に着目しつつ評価を実施しており、炉心が未損傷又は部分的損傷で事故が収束する可能性が大きいことを示している。

ULOHS 事象についてプラント過渡応答解析により炉心損傷に至る可能性と条件の解析・分析を行なうと共に、類似性の高い ULOF 事象を参考にしつつ炉内事象推移の評価を実施している。

(2) PLOHS 事象推移

PLOHS 事象については、まずプラント熱過渡解析を SSC コードで実施し、その結果をもとにプラント応答のイベントツリーを作成し、炉心損傷に至る可能性と条件を分析・定量化する。次いでその結果を崩壊熱レベル、炉容器内液面高さ、バウンダリーの損傷位置に基づいてグループ化し、APPLOHS コードにより炉心の熱的崩壊、崩壊熱レベル及びこれに伴う放射性物質の気相への移行などの過程が解析される。なお、再臨界の発生が想定される場合については、SIMMER- による解析を行なっている。これらの炉内事象の解析結果は、グループ化して格納施設応答解析に接続される。また、事象推移が PLOHS に極めて類似している LORL についてもほぼ同様の解析が行なわれている。

3.7 放射性物質の放散解析^(参8)^(参9)

格納容器内の主な物理過程は、

炉内エナジェティックスによるしゃへプラグのバウンダリー機能喪失に起因するもの

炉容器の熱的損傷に起因するもの

に大別して考える。前者では放出されるナトリウムのスプレー燃焼と放射性エアロゾルの挙動が重要な評価となり、早期の格納容器応答をもたらす。後者の熱的損傷では、損傷モードが多岐に渡り、また事象推移にはナトリウム燃焼、ナトリウム-コンクリート反応、デブリとコンクリートの相互作用、可燃性ガスの輸送と燃焼などが複雑に関与する。

格納施設への影響は、 の場合と違って では時間が経ってから現れる。これらを考慮して構築した格納施設イベントツリーの例を図 3.5 に示す。図にも示すように、炉容器の熱的損傷によって炉外に事象が進展した場合は、主にナトリウム-コンクリート反応によって発生する可燃性ガスの挙動が格納施設の機能維持に対する重要な影響因子となっている。高速増殖炉の格納施設応答は、全体的に低圧で推移する可能性が強い。例外的に、格納施設の内圧上昇をもたらす要因は、ナトリウムスプレー燃焼と可燃性ガスの燃焼であるが、格納施設の健全性に影響を与える可

能性は極めて低い。

このような格納容器内の放射性物質の挙動評価に、LMFBR では CONTAIN-LMR が整備され使用されている。図 3.6 に示すように CONTAIN コードでは、格納容器内雰囲気温度圧力の変化、ガスの漏えい挙動などを、エアロゾルの移行、沈着挙動、放射性物質の放出、移行挙動などと組み合わせて解析する。特に高速炉用に CONTAIN-LMR では、原子炉床下の多セル構造での挙動を評価するため、多点動特性解析が行えるよう変更されている。セル雰囲気中での、エアロゾル挙動、ナトリウムのスプレイ燃焼、可燃性ガスの燃焼など、床上ではナトリウムのプール火災、ナトリウムやデブリとコンクリートの反応による水素ガスなどの発生などが取り扱われる。

CONTAIN-LMR は内外のソースターム実験の結果が反映されており、その有効性は国際協力によるベンチマークテストによって確認されつつある。(参⁸) 図 3.7 にエアロゾル密度の時間変化、図 3.8 にエアロゾルの平均粒径の時間変化についての解析と実験値との対比を参考例として示す。

3.8 環境へ放出されるソースタームと影響評価(参⁹)

参考文献 9. により、「もんじゅ」相当の参考プラントについて、ULOF 事象時の評価結果を紹介する。

図 3.9 は ULOF 事故時に環境に放出されるソースタームを、希ガス、揮発性 FP、非揮発性 FP と燃料の 3 種に分けて示している。格納容器の健全性と炉容器の破損モードを考慮したモード別に環境への放出率(ここでは炉心全インベントリに対する放出される割合)を図示している。炉容器の破損は、機械的エネルギーによるナトリウム噴出ケースと熱的損傷ノ早期損傷ケースと遅発性損傷ケースとに分けて扱っている。遅発性損傷ケースは炉容器内でのデブリの冷却が長期に行われ、その後炉容器が損傷するモードで、ソースタームが早期損傷ケースと較べ、1/3 から 1/5 に低減している。コンクリートとの反応による水素発生も少なくなり、格納容器に与えるインパクトも小さくなる。格納機能を炉容器が健全なモード(クラス 1)、格納系全機能が健全なモード(クラス 2)、隔離機能喪失モード(クラス 3-1)、格納容器小破損モード(クラス 3-2)、格納容器大破損モード(クラス 3-3)に分類している。

図 3.10 には、これらのクラス別の発生頻度とソースタームとを共に示し、それらの積の形で ULOF 事故によるソースターム・リスクを示している。上記のクラス 1 と 2 のリスクがクラス 3-1、3-2、3-3 に較べ 1 桁以上大きいことが分かる。ここでは、図 3.9 の核種別ソースタームは簡便のため重みをつけて実効値で現している。

図 3.11 に同じ ULOF 事故時の環境への放出ソースタームを通常環境影響評価で良く用いられる

累積損傷割合(CCDF)の形で図示している。ここでも、格納容器の損傷を伴うケース(3-2, 3-3)の影響は、無視できる程度に低いものであることが分かる。なおこの図には感度解析により求めた最大リスクと最小リスクも示されている。

上記のソースタームによる健康への影響評価については、公表文献が見当たらなかった。

3.9 炉心外事故

「もんじゅ」での使用済燃料貯蔵は、CRBRPと同じくナトリウム冷却の炉外燃料貯蔵槽(EVST)方式であり、密封型原子炉建家内に設置される。燃料貯蔵本数や冷却系統構成に多少の違いはあるが、リスク評価の上ではCRBRPとほぼ同様のものと考えられる。その他アルゴンガス系や廃棄物処理系などにも大きな差はなく、環境への影響は炉心事故のリスクより可成り低いものと考えて良い。

「もんじゅ」実機の炉心外事故リスク評価の公表文献は見いだせなかった。

3.10 「もんじゅ」PSA評価手法の向上努力

動燃事業団では、「もんじゅ」実機のPSAに引き続き1995年まで大型FBRへのPSA評価の適用検討を行ってきた。1996年以降PSA評価手法の向上、原型炉への適用を目指し開発努力が続けられている。その一端を紹介する。

(1) ナトリウム機器データベースの充実^{(参10)(参11)}

米国と共同で進めてきたCREDOデータベースを発展させ、その後の常陽運転経験データ、「もんじゅ」試運転関連データなどを追加しナトリウム機器数で約24,000、故障数で約2,200、総機器運転時間で 2.8×10^9 時間のデータを収録している。これらのデータは対話形式で検索、故障率の統計分析が可能な、高速炉機器信頼性データベース(CORDS; Component Reliability Database)に整備されている。

(2) 炉内試験等の実施と解析コードの改良^(参12)

「もんじゅ」実機のPSA実施段階においても、起因過程の現象を模擬するCABRIやTREAT実験結果はSAS3Dのモデル改良などに適用されてきた。その後もCABRI計画では1本ピン破損を模擬するFAST実験、3本ピンで模擬するRAFT実験などがフランスと共同で進められ、得られた燃料軸方向膨張挙動、燃料ピンからのプレナムガス放出挙動、燃料の分散挙動などのデータが得られて

いる。SAS コードについては、フランス、ドイツとの協力の下に、モデルの改良、検証を進め、プレナムガス放出モデル、炉心物質配置変化を精度良く取り入れ、三次元動特性モデルと結合させた SAS4A-CITATION などの開発、改良を行っている。

遷移過程の模擬実験としては、国際協力によりフランス、ドイツで SCARABEE の炉内実験や米国で CAMEL の炉外試験が実施されてきた。これらから得られた溶融燃料のピン束内への侵入、固化、閉塞挙動、FCI による圧力発生挙動、溶融燃料の流出挙動等のデータは、SIMMER-3 コードの検証に用いられている。なお、三次元体系計算が可能な SIMMER-4 の開発も平行して進められている。

(3) 原型炉「もんじゅ」への適用^(参 13)

実機「もんじゅ」の PSA は主として起因過程に SAS3D と遷移過程に SIMMER-2 コードを用いて実施されたが、改良された SAS4A や SIMMER-3 を実機評価に用いた検討も一部行われている。

これらの結果では、「もんじゅ」の炉心損傷事故における最も確からしい事象進展では、起因過程、遷移過程共に過大なエネルギーを放出することなく事象が終結する。物理的に妥当と考えられる範囲で不確かさを保守側に考慮した場合に限り、遷移過程で再臨界によるエネルギーが発生する。発生する機械的エネルギーは「もんじゅ」安全審査当時に想定した値の 1/3 以下に低減するとの結果が示されている。

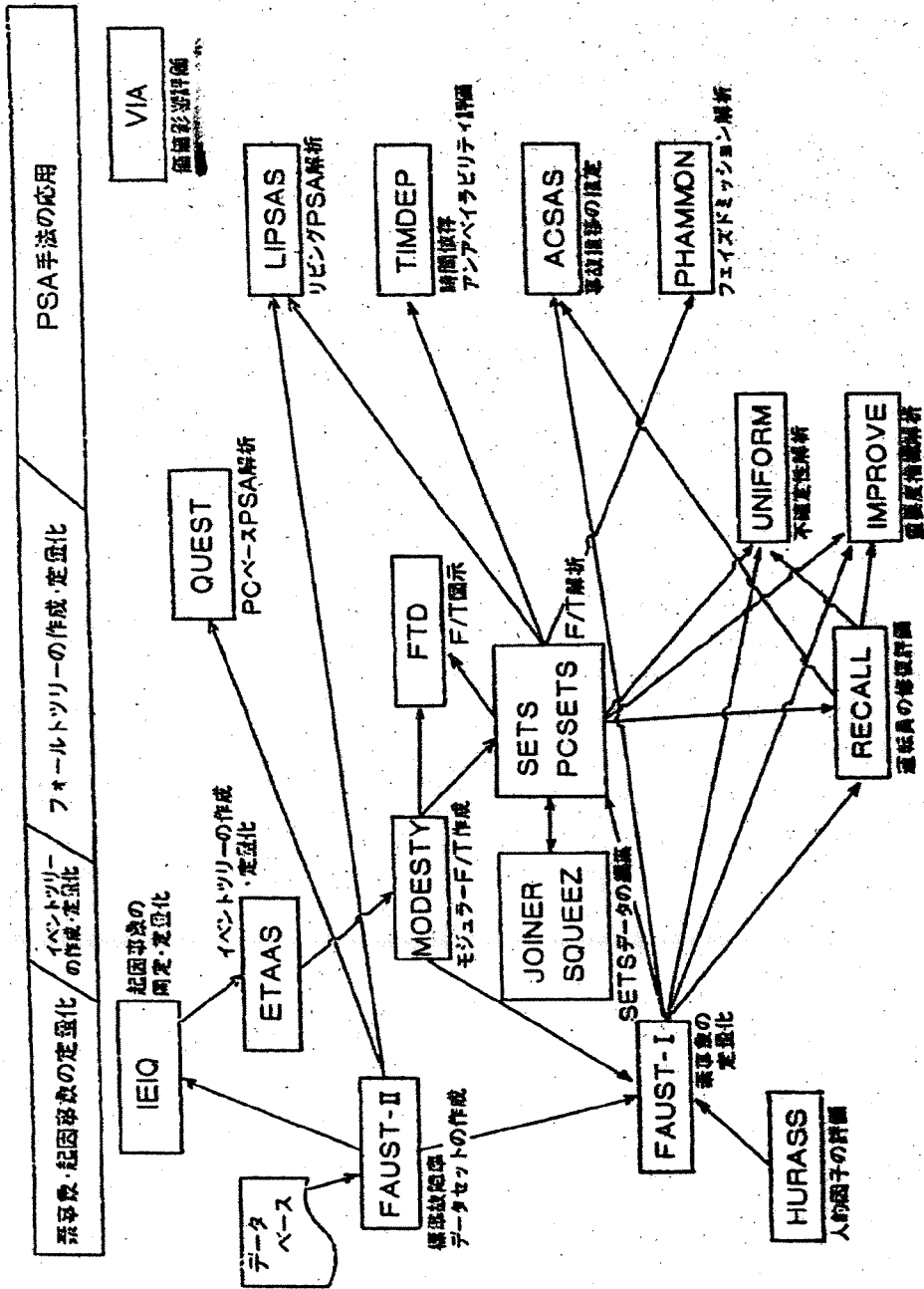


図 3.2 システム解析コードネットワーク

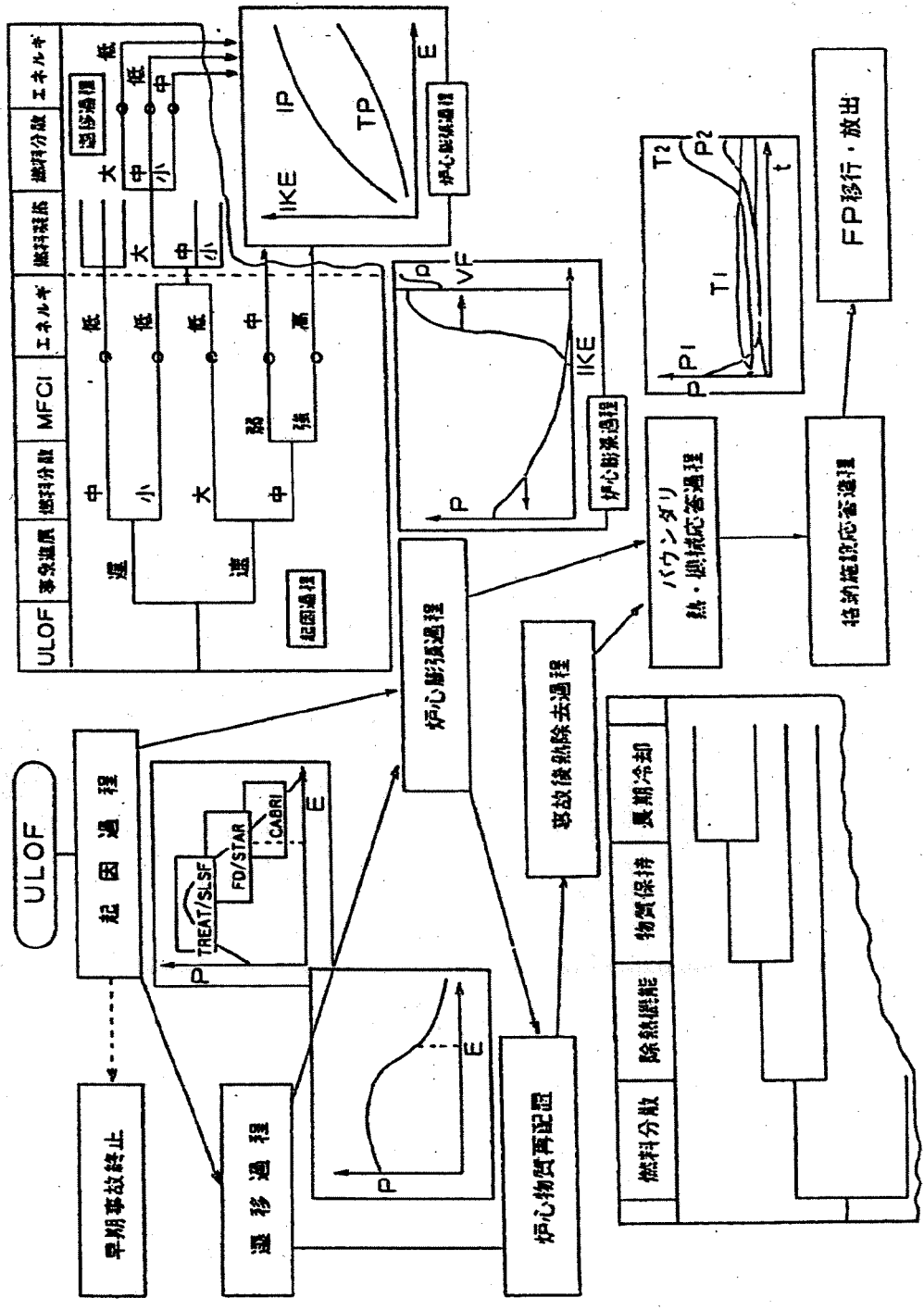


図 3.4 物理過程解析の流れ

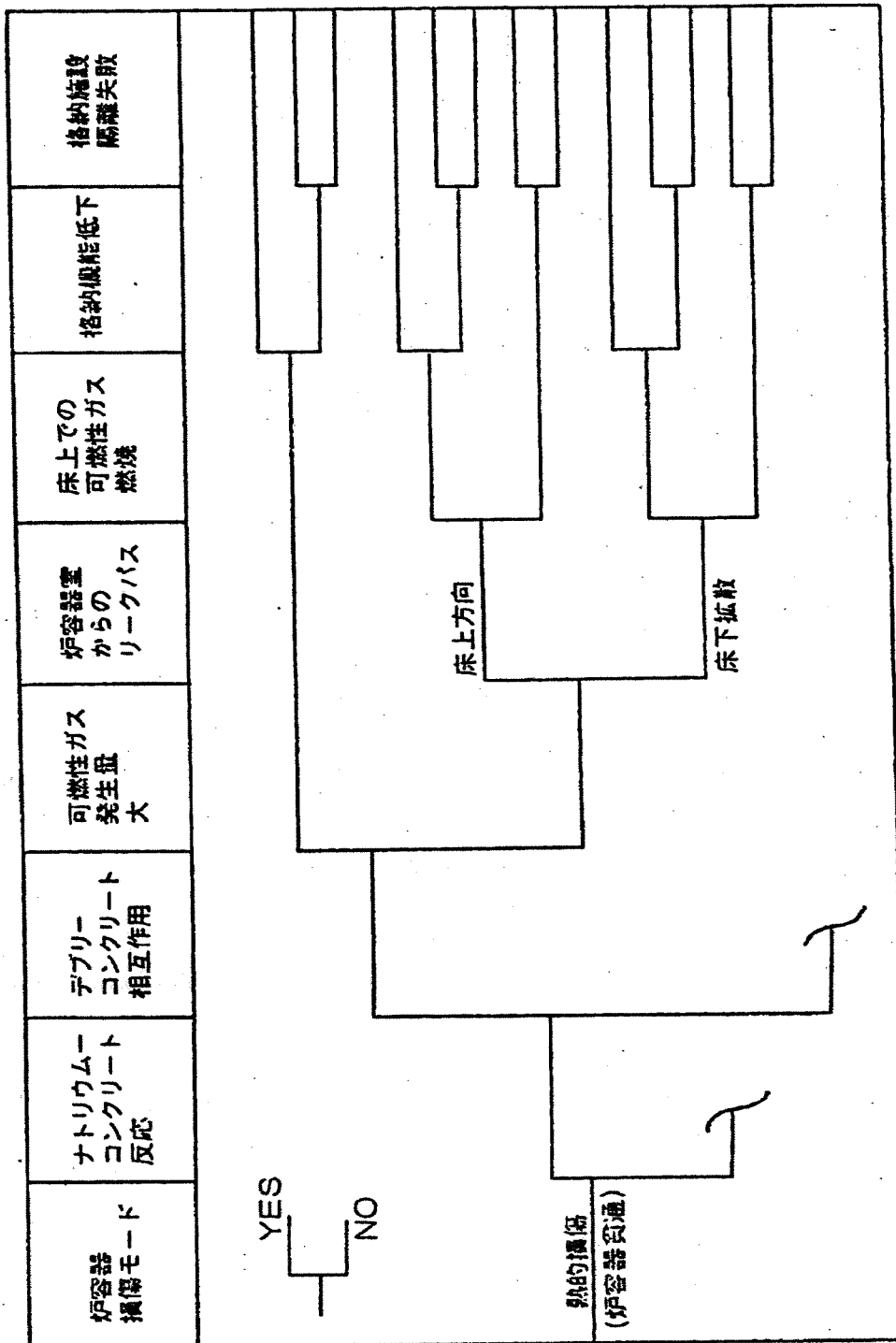


図3.5 格納施設イベントツリー

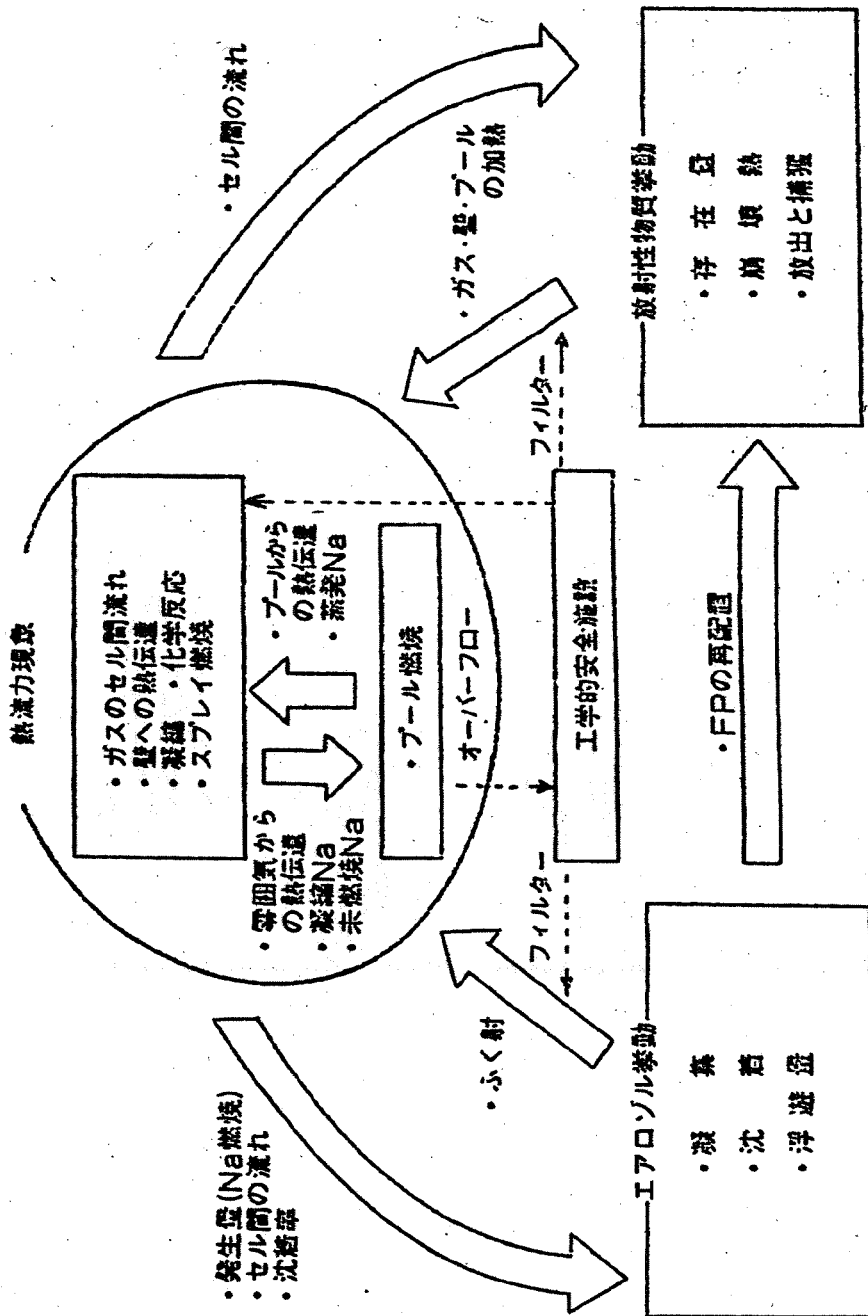


図 3.6 CONTAIN で扱う主要現象の関連図

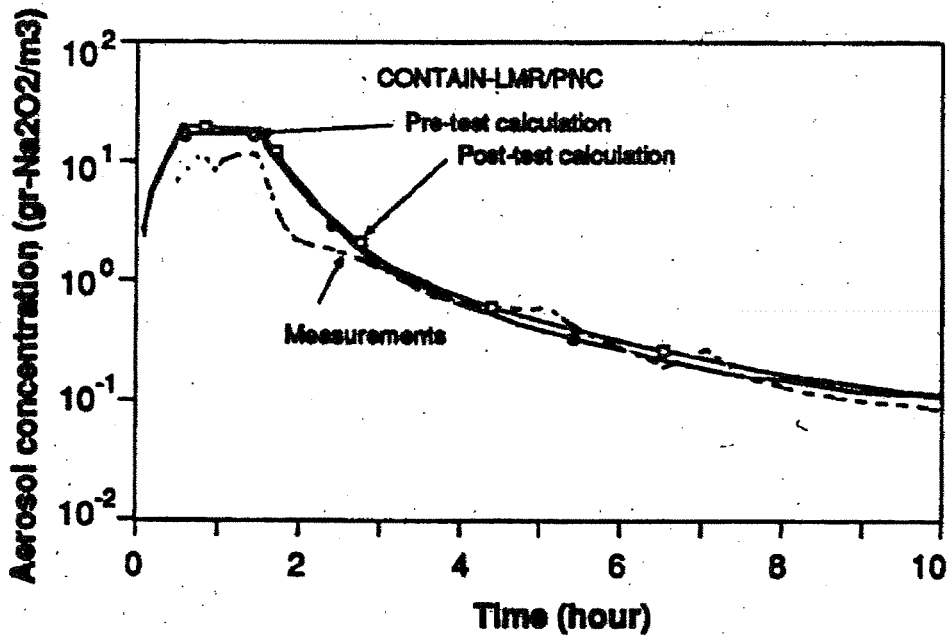


図3.7 エアロゾル凝縮挙動についてECで行われた
実験と解析によるベンチマーク・テスト

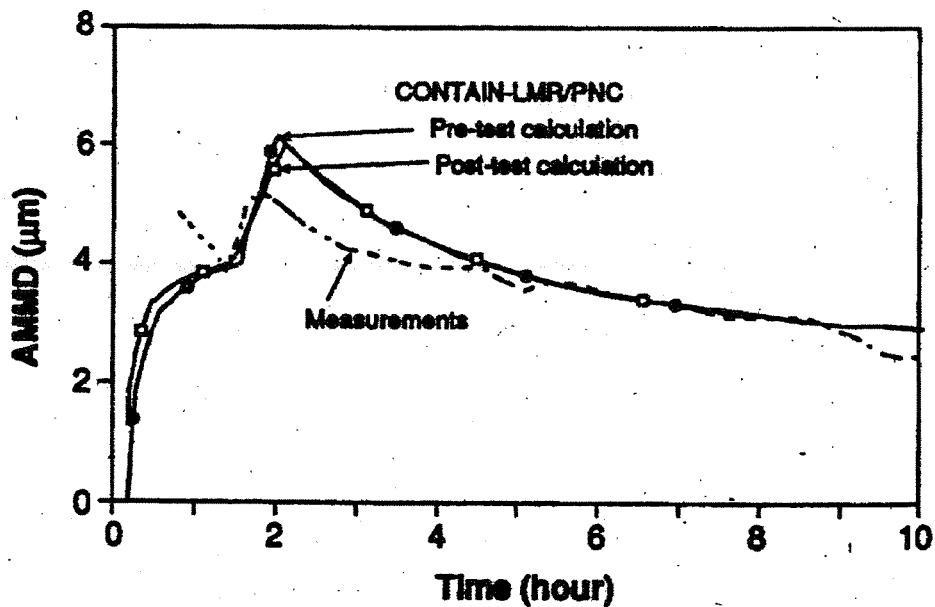
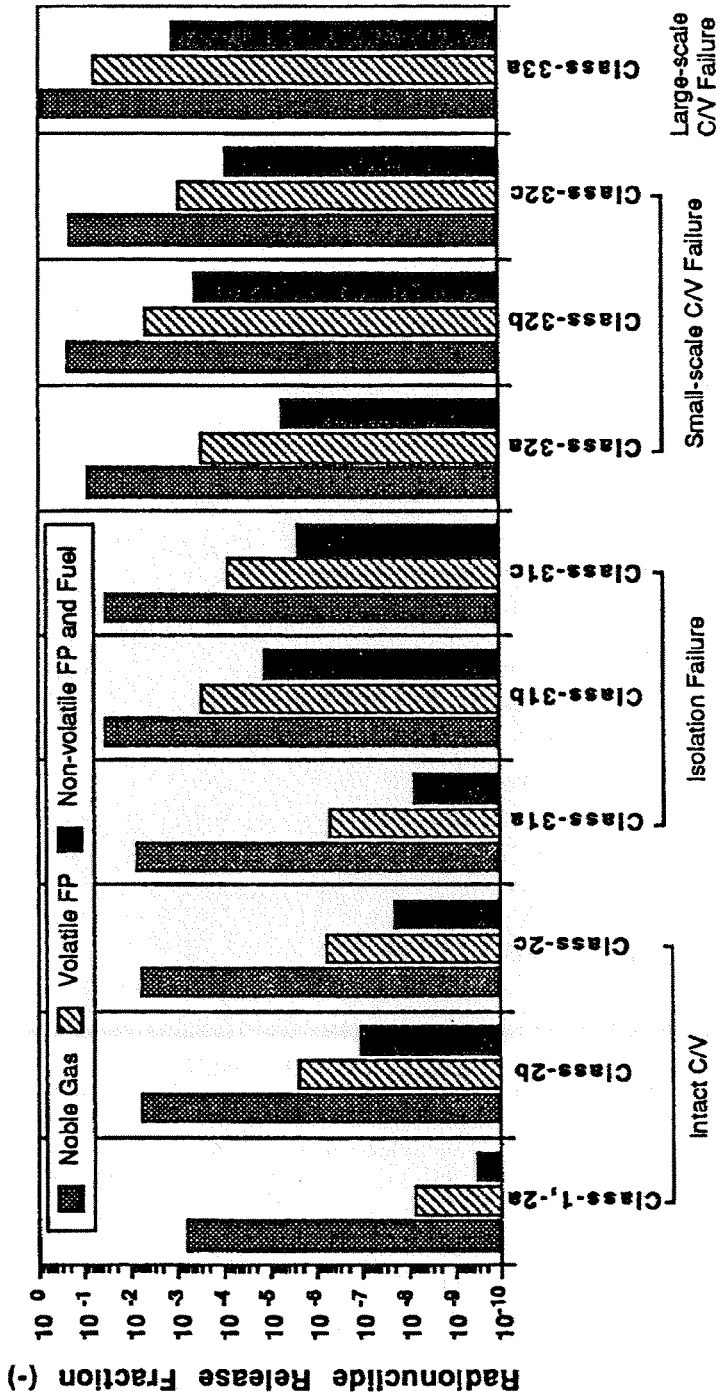


図3.8 エアロゾル平均粒径(AMMD)についてECで行われた
実験と解析の比較ベンチマーク・テスト



NOTE Classification = 1: In-vessel termination, 2: Intact C/V, 31: isolation failure, 32: Small-scale C/V failure, 33: Large-scale C/V failure
 Suffix = a: Sodium spray, b: Early meltthrough, c: Late meltthrough

図3.9 事故クラス分類別環境への放出核種別ノースターム

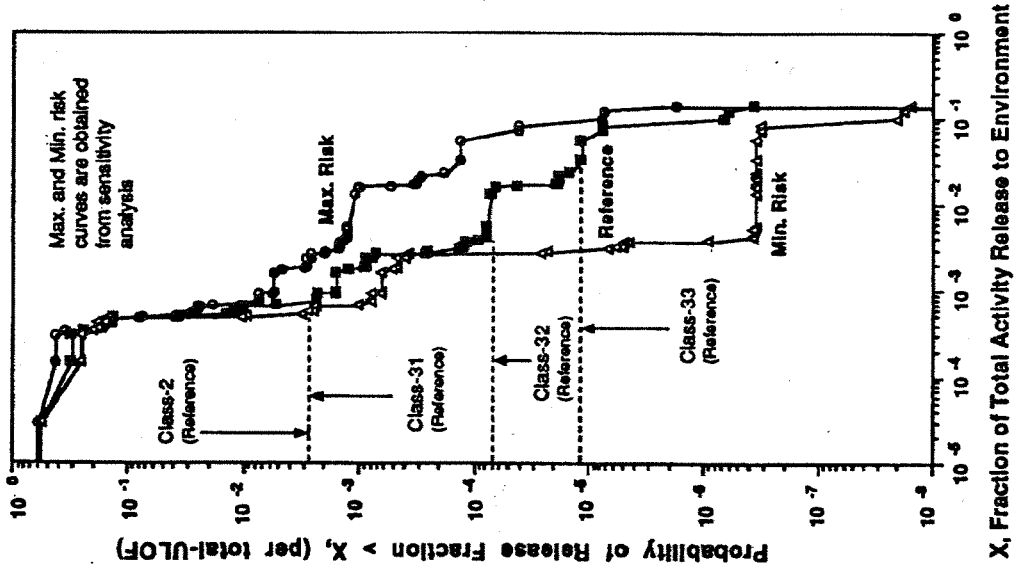


図 3.11 モデルプラントでの ULOF 事象時の

ソースターム・リスク・プロフィール

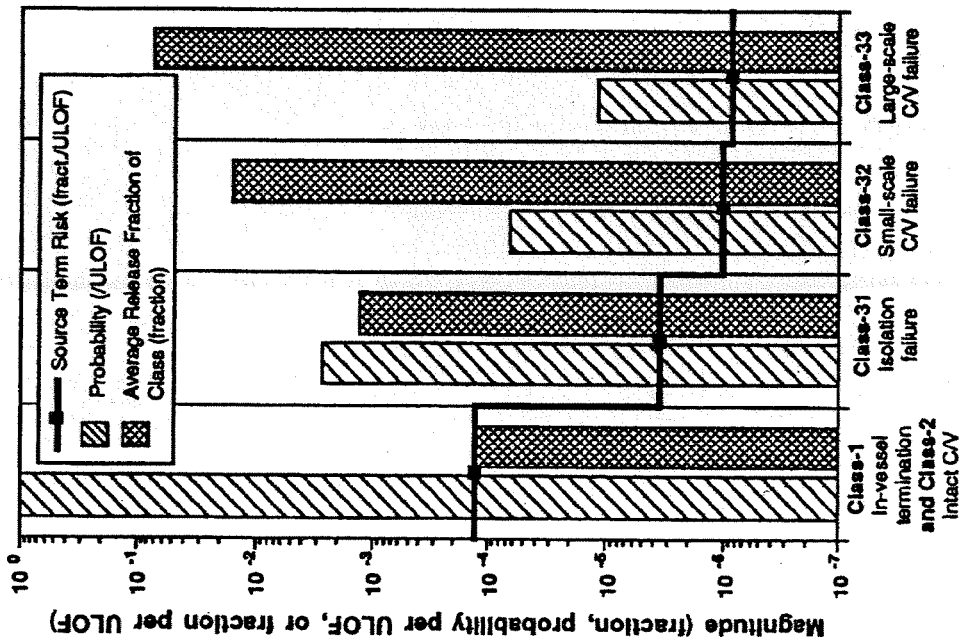


図 3.10 格納系損傷モード別ソースターム・リスク

4 . 海外の高速炉の PSA

以下では世界の高速炉においてなされた PSA の概要を紹介する。対象とするプラントは SNR-300 (独)、CDFR (英)、EBR- (米国) を取り上げた。Phenix、Super Phenix や PFR については PSA についての公開情報が入手できなかったため対象としていない。

4.1 SNR-300 の PSA

参考文献 14 (1984 年) をベースに SNR-300 の PSA の概要を示す。この研究は商業用軽水炉と SNR - 300 のリスクの比較を目的とし、西独の科学技術省 (FMTR) の指示のもとに GRS (西ドイツの原子力開発会社) が中心となって 1980 から 1984 にかけて実施されたものである。米国での RSS 研究や西独軽水炉、先行 LMFBR である CRBRP のリスク評価を参考としている。

(1) リスク評価の方法

レベル 1 PSA の基本的手法は軽水炉のリスク評価の方法と同じである。LMFBR で炉心の損傷確率を求めるに当たっては、急激な炉心崩壊とそれに伴う機械的エネルギー発生確率、機械的エネルギーを伴わないゆっくりとした熱的損傷の 2 種類を考えている。

内的要因により炉心崩壊に至ると考えられる過程を図 4.1.1 に示すように、六つのグループに分類している。

- グループ 1： スクラムを伴わない流量喪失 (ULOF)
- グループ 2； スクラムを伴わない除熱能力不足 (ULOHS)
- グループ 3； スクラムを伴わない反応度挿入 (UTOP)
- グループ 4： スクラムを伴わない局所閉塞
- グループ 5： ヒートシンク喪失 (LOHS)
- グループ 6： 冷却材喪失

グループ 1 から 4 はスクラム失敗を伴う出力暴走のケースであり、グループ 5 と 6 はスクラムは行われるが除熱失敗により炉心がゆっくりと崩壊するケースである。SNR - 300 の許認可の過程で、SNR での炉心崩壊に至る可能性を持つ起因事象は系統的に整理された。この結果を参考にして図 4.1.2. のイベントツリーに示すように、保護動作の成功失敗を重ねて上記の六つの炉心崩壊事故のグループに分類している。

(2) 事故シーケンスの定量化

信頼性解析の結果として求められた、起因事象ごとの発生頻度と保護動作の失敗確率を表 4.1.1 に示す。この表には、グループ 1、2 と 5 の炉心崩壊発生確率を示している。グループ 3、4 と 6 の発生確率は 10^{-6} /年以下である。独立 2 系統の同時スクラム失敗の確率は共通要因故障をも考慮して 10^{-7} /回としている。崩壊熱除去については、動的機器による除熱失敗の確率を 10^{-4} /年とし、その後の自然循環による受動的除熱能力に期待できることを考慮して、 10^{-2} の条件付き確率を与えている。すなわち自然循環除熱もできなくなるのは 10^{-6} /年としている。炉心崩壊事故全体の発生確率は表 4.1.1 に示す各グループの総和より、約 2×10^{-6} /年となる。

(3) 炉心事故解析

急激な過出力事故により発生する内部エネルギーが、ナトリウムや燃料の蒸気圧として機械的エネルギーに変換される可能性がある。SNR の炉容器と 1 次冷却系バウンダリーは 370MJ の機械的エネルギーに対し健全性を維持することができる。炉心の溶融したデブリも炉内で冷却可能であり、万一炉容器の溶融貫通が起こっても炉外コアキャッチャーで受け止め、デブリの冷却が行われる設計になっている。確率評価を行うに当たっては、CDA 時の放出機械エネルギーの確率分布を表 4.1.2 のように想定した（世界の専門家会合の意見を反映したもの）^(参 1.5) 400MJ を超える時は炉容器は損傷すると見なす。50MJ 以下であっても LOHS のように冷却材やバウンダリーの温度が設計温度を超えるような時には、炉容器は損傷すると想定する。機械的エネルギーを伴わないで全炉心溶融に至る場合には、炉容器の熱的損傷により貫通が生じると想定する。炉容器の損傷確率は、表 4.1.3 に示すように炉心崩壊事故全体発生確率 $\sim 2 \times 10^{-6}$ /年に対し、損傷しない確率 ~ 0.7 、機械的損傷の確率 ~ 0.1 、熱的損傷の確率 ~ 0.2 となっている。

(4) 放射性物質放出の挙動評価

表 4.1.4 に示すように炉心事故の放出カテゴリーは五つに分類される。放出カテゴリー 1 は炉容器のバウンダリーと原子炉格納容器が共に損傷されるケースである。放出カテゴリー 2 と 3 は炉容器が機械的損傷を受けるケース（格納系フィルター効果の有無の違い）、放出カテゴリー 4 と 5 は熱的損傷を受けるケース（隔離機能の作動、不作動の違い）である。放出カテゴリーごとに発生頻度、事故後の放出開始迄の時間、放出継続時間、放出に伴う熱エネルギー、全インベントリに占める放射性物質放出量の割合等を示している。

外的事象としては、洪水、濁水、嵐、竜巻、雷等の検討が行われたが、結果に大きな影響を与えるものではない。地震についての定量的検討の結果では、放出カテゴリー 1 の発生頻度に 50%、

放出カテゴリ-3の頻度に40%の大きい影響を与える結果となった。このことはSNR-300が地震に対して弱い設計であるということの意味するのではなく、設計基準を超える地震の発生頻度と同レベルまで炉心崩壊事故の確率が下がっていることを意味している。

(5) 炉心外事故

SNR-300の炉外燃料貯蔵槽にはナトリウム冷却タイプのものと、ガス冷却タイプのものとの2種類がある。これらでの冷却能力喪失事故の発生についての評価が、表4.1.4の下欄に比較のために示されている。炉外燃料貯蔵槽での放射性物質インベントリは炉心の約1/6である。ガス冷却燃料貯蔵槽からの影響は問題にならない。ナトリウム冷却燃料貯蔵槽からの影響は無視できないが、炉心事故に包絡される。

(6) 影響評価

七つの放出カテゴリ-1について、115の大気条件と36の風向き(10°セクターごと)に分割して約30,000(=7x115x36)の組合わせの放射性核種移行計算を行ない、人体への被曝影響を評価した。人体への影響については、最新のICRP基準に基づいている。図4.1.3に晩発性致死に至る累積確率をカテゴリ-1別に示す。図4.1.4に晩発性致死についてのSNR-300とPWR-1300との比較例を示す。炉容器と格納バウンダリーの損傷を想定する放出カテゴリ-1では、発生頻度の非常に低いところでプルトニウムによる晩発性致死の影響が認められる。しかし、図4.1.4に示すようにPWRのリスクを上回るものではない。

表 4.1.1 炉心崩壊事故起因事象の発生頻度

Accident		Failed system		Frequency per year of core destruction initiator
Initiator	Frequency per year	Function	Conditional probability	
Group 1				
Transient	12	Reactor scram (mechanical)	10^{-7}	1.2×10^{-6}
Group 2				
Transient	12	Manual shutdown Reactor shutdown signal	10^{-1} 10^{-7}	1.2×10^{-7}
Group 5				
Loss of power	0.07	Active decay heat removal Passive decay heat removal	10^{-4} 10^{-2}	7×10^{-8}
Steam generator failure	1	Active decay heat removal Passive decay heat removal	$(1.5 \times 10^{-2}) \times$ (5×10^{-4}) 10^{-2}	8×10^{-8}
General decay heat removal	11	Active decay heat removal Passive decay heat removal	$(1.7 \times 10^{-3}) \times$ (5×10^{-4}) 10^{-2}	10^{-7}
Subtotal	12			3×10^{-7}

表4.1.2 機械的エネルギー放出の条件付き確率

Mechanical energy release x , MJ	Probability per LOF (Released mechanical energy $> x$), %
50	5.2
150	1.2
400	0.3

表4.1.3 炉容器破損の条件付き確率

Core destruction initiator	Plug system failure	Mechanical failure	Thermal failure (melt-through)
Loss of flow with failure to scram	3×10^{-3}	3×10^{-4}	7×10^{-2}
Loss of heat sink with failure to scram	5×10^{-3}	1×10^{-2}	0.99
Failure of decay heat removal		0.5	0.5
Weighted total	2.6×10^{-3}	9.5×10^{-2}	2.2×10^{-1}

表 4.1.4 放出カテゴリー別発生確率とソースターム

Release category	Description	Frequency of release, 1/yr	Duration of release		Energy release, 10 ⁶ kJ	Fraction of inventory released							
			Time of release, h	Release height, m		Xc-Kr	I _{W1}	I _{W2}	Cs-Rb	Te-Sb ^a	Ba-Sr	La ^b	
Core inventory													
FK1	Core destruction, plug system failure, over-pressurization failure of outer containment	1 E-8	0	100	530	1	1.5 E-1	1.5 E-1	1.5 E-1	5.0 E-2	5.0 E-2	5.0 E-2	5.0 E-2
FK2	Core destruction, mechanical tank failure, damaged core catcher, loss of power	2 E-7	0	10	15	1	2.0 E-2	2.0 E-2	1.1 E-3	1.4 E-2	4.2 E-4	4.0 E-4	1.5 E-4
						22	1.5 E-2	2.2 E-3	3.0 E-2	1.7 E-2	1.8 E-4	1.5 E-4	1.5 E-4
						25	6.1 E-3	2.6 E-3	3.0 E-4	5.9 E-3	1.2 E-4	1.2 E-4	1.2 E-4
FK3	Core destruction, thermal tank failure, unfiltered exventing	2 E-8	0	100	15	2	6.7 E-3	5.2 E-3	5.5 E-3	1.4 E-4	1.4 E-4	1.4 E-4	1.4 E-4
						48	8.8 E-6	7.4 E-7	1.6 E-5	7.9 E-8	9.3 E-8	9.0 E-8	9.0 E-8
FK4	Core destruction, thermal tank failure, loss of power, containment isolated	2 E-7	2	10	15	1	1.3 E-5	8.0 E-6	2.6 E-5	1.6 E-5	1.6 E-7	1.3 E-7	1.3 E-7
						10	1.3 E-5	5.5 E-5	3.4 E-6	1.2 E-5	2.5 E-7	2.4 E-7	2.4 E-7
						25	6.4 E-5	3.8 E-4	5.2 E-5	1.3 E-6	1.3 E-6	1.3 E-6	1.3 E-6
FK5	Core destruction, thermal tank failure, containment systems functioning	3 E-7	240	100	15	1	7.6 E-4	9.6 E-3	6.3 E-4	1.6 E-5	1.6 E-5	1.6 E-5	1.6 E-5
						280	4.6 E-10	6.2 E-7	8.3 E-10	6.0 E-10	5.6 E-12	4.4 E-12	4.4 E-12
						320	4.6 E-10	6.2 E-7	8.3 E-10	6.0 E-10	5.6 E-12	4.4 E-12	4.4 E-12
Spent fuel pool inventory													
FKA	Cooling failure, sodium-cooled spent fuel pool	4 E-5	100	100	15	1	7.3 E-3	4.4 E-4	4.4 E-4	4.4 E-4	1.1 E-9	1.1 E-10	1.1 E-10
						102	3.5 E-2	2.2 E-2	4.1 E-3	1.2 E-2	5.7 E-6	5.7 E-7	5.7 E-7
						1300	9.0 E-3	1.0 E-2	9.0 E-3	1.2 E-2	5.7 E-6	5.7 E-7	5.7 E-7
FKB	Cooling failure, gas-cooled spent fuel pool	1 E-3	140	100	15	1	5 E-6	5 E-5	5 E-6	5 E-7	5 E-10	5 E-10	
						200	5 E-6	5 E-5	5 E-6	5 E-7	5 E-10	5 E-10	5 E-10

^aContaining Se.

^bContaining Ru, Rh, Co, Mo, Tc, Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm.

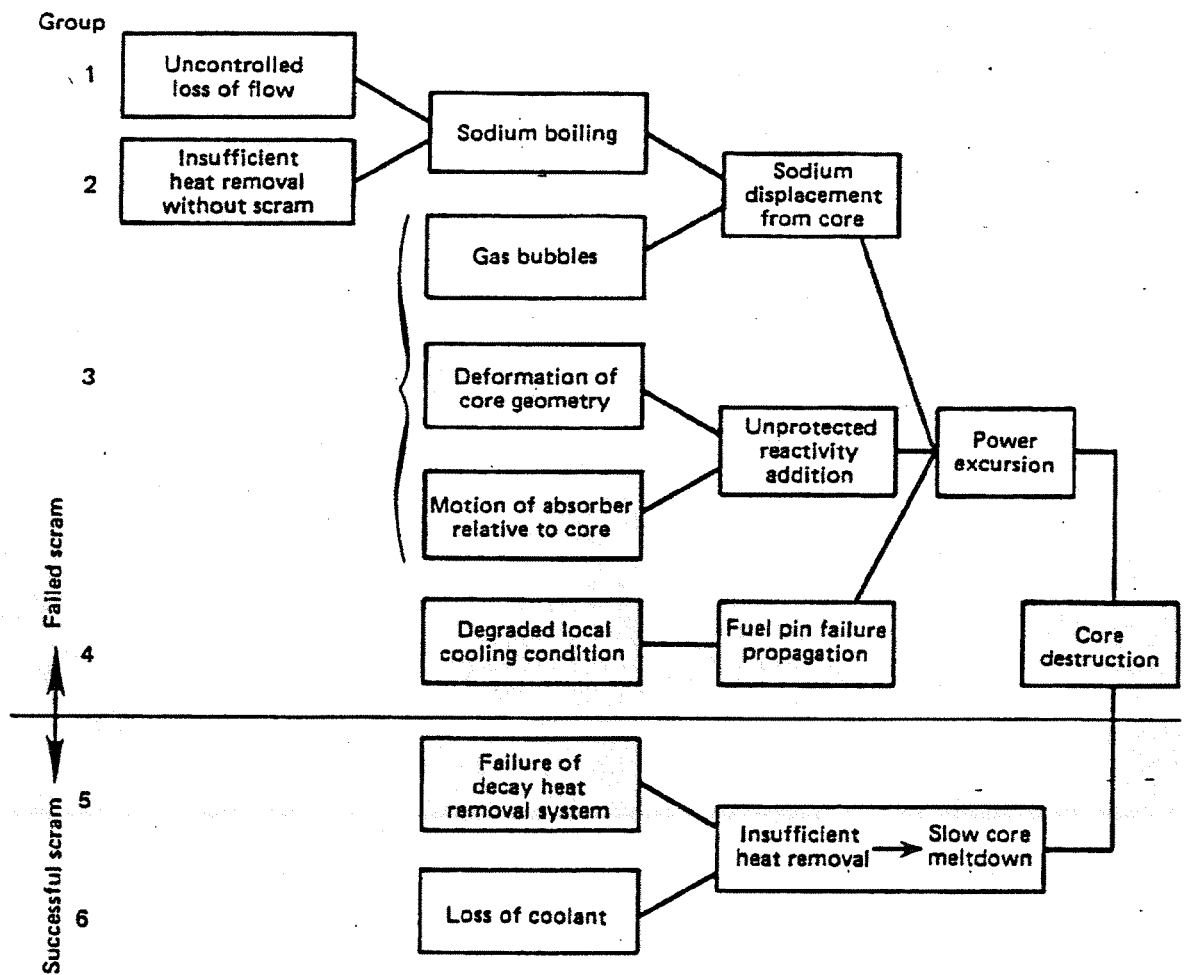


図 4.1.1 炉心崩壊に至る起因事象

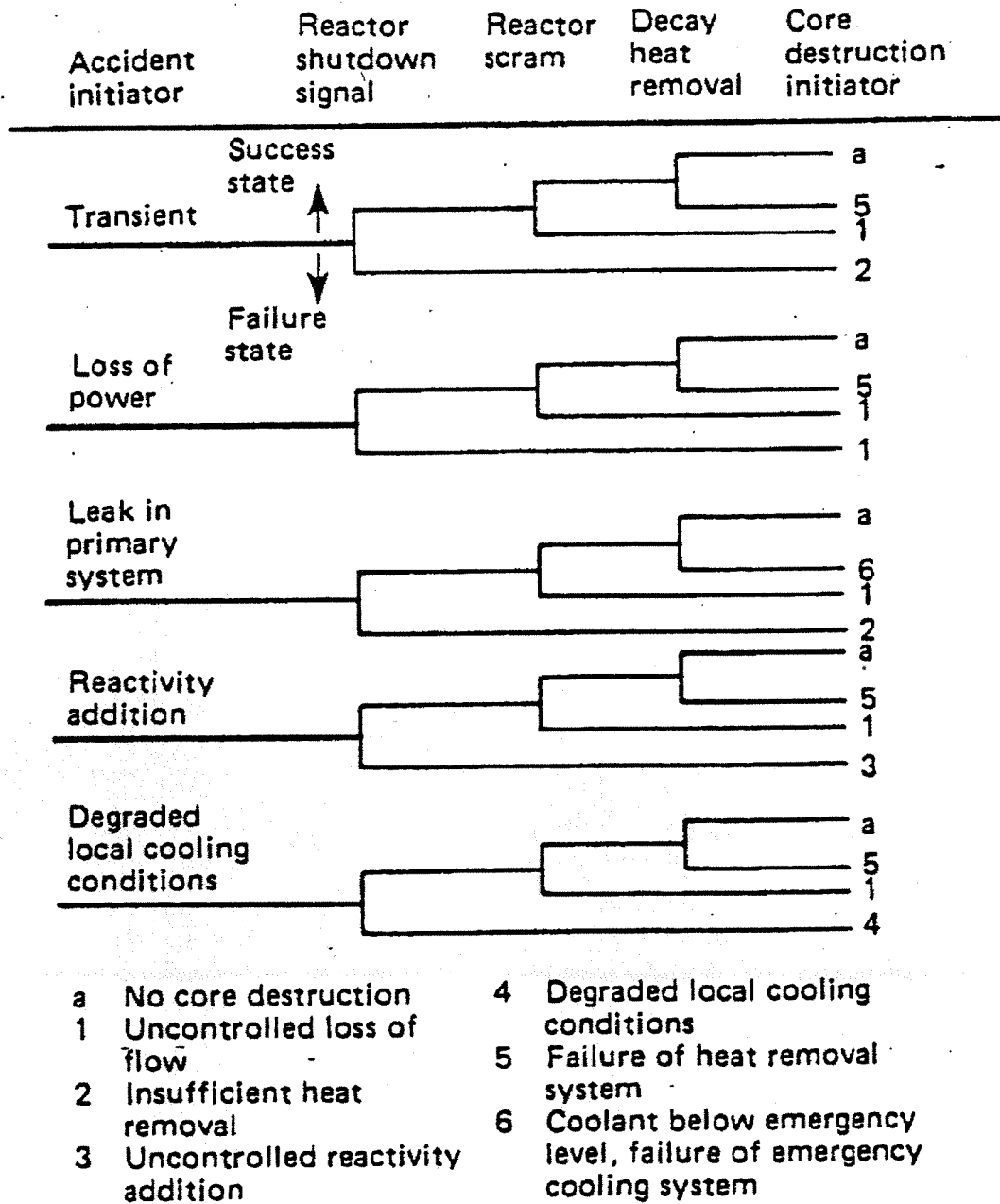


図4.1.2 起因事象に対するイベントツリー

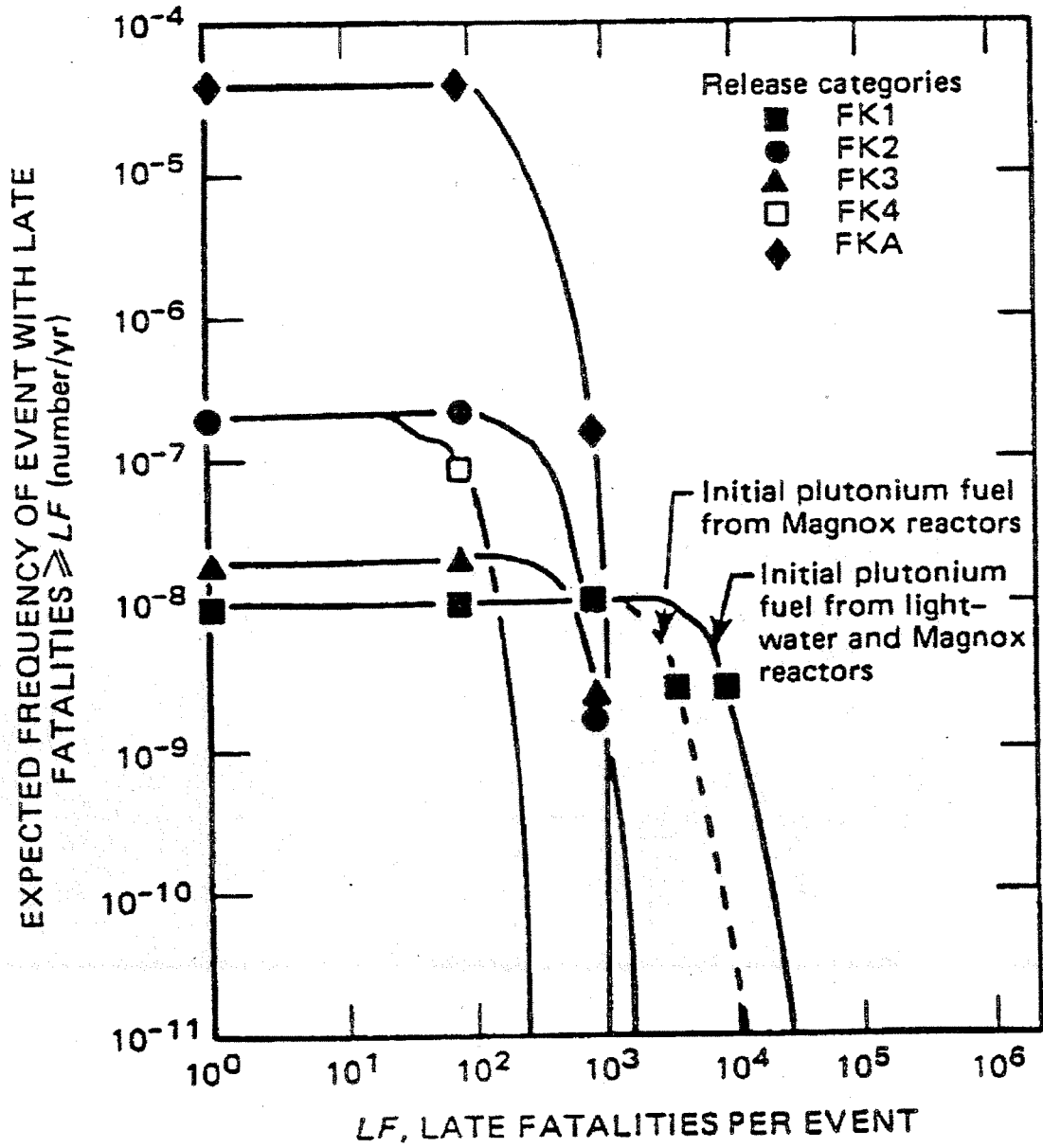


図4.1.3 SNR-300の放出カテゴリ一別晩発性致死の累積確率分布

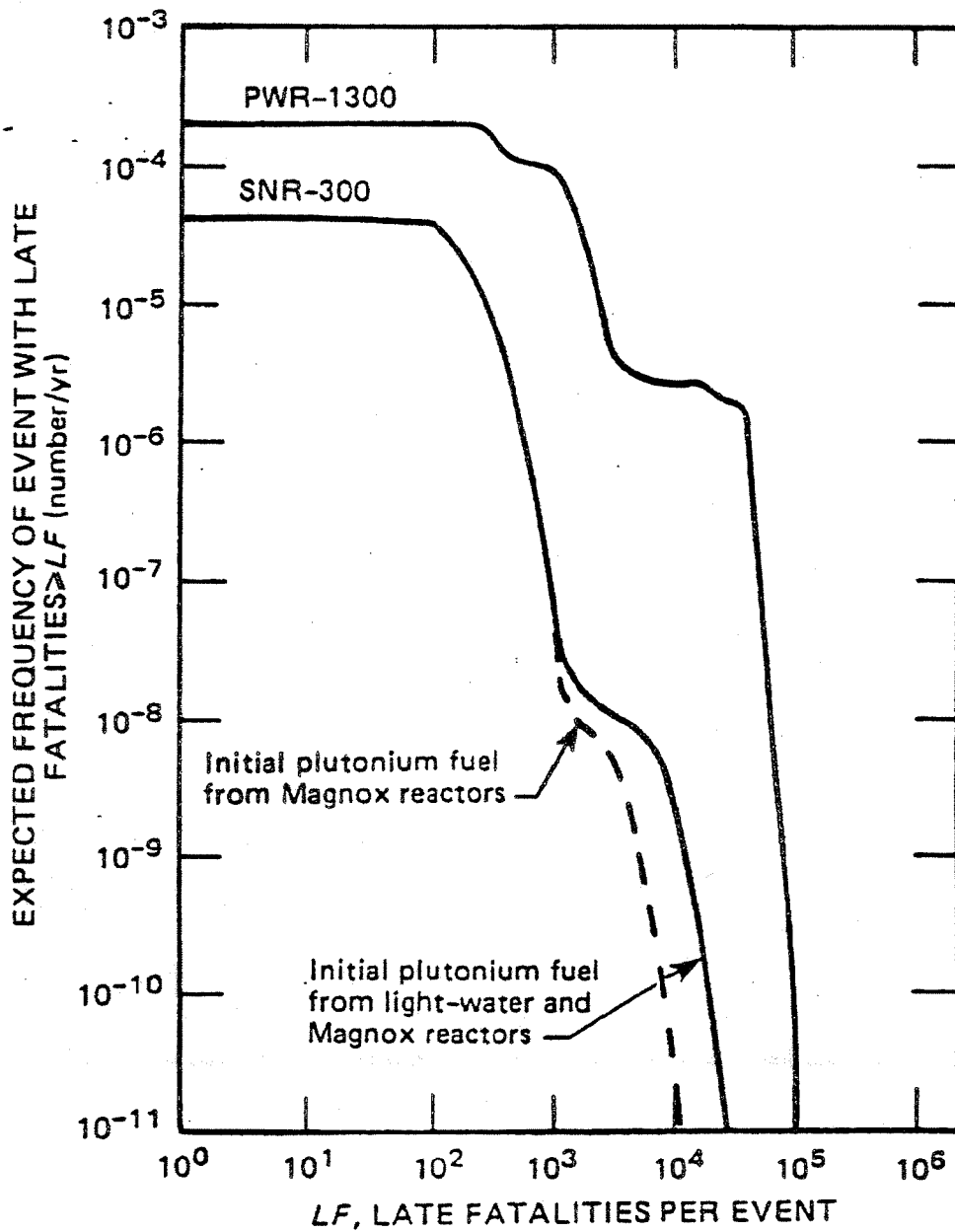


図4.1.4 全晩発性致死の累積確率分布のSNR-300とPWR-1300の比較

4.2 CDFR の PSA

文献 16、17 (1986) をベースに、CDFR の PSA について紹介する。CDFR は PFR のあと、実用炉として設計計画されたものである。安全目標を設計基準外の単一シビアアクシデントの発生確率は 10^{-7} / 年以下、全シビアアクシデントの発生確率で 10^{-6} / 年以下と設定している。

(1) システム評価の方法

FBR の特徴は運転中の炉心が最も反応度の高い状態にはなく、炉心の形状変化により反応度の挿入が起こり得ることにある。設計基準外の事象ではあるが、溶融した燃料の再配置等による機械的エネルギーの発生過程の評価を行なっている。

CDFR では炉心崩壊事故のカテゴリーとして

- *slow transient overpower (TOP)
- *fast transient overpower without scram (UTOP)
- *slow TOP from shutdown
- *slow loss of flow (LOF)
- *fast loss of flow without scram (ULOF)
- *loss of heat transport system (LOHTS)
- *loss of decay heat removal system (PLOHS)

の 7 つのカテゴリーを考える。

各カテゴリー別の発生確率は、表 4.2.1 示すように、UTOP、ULOF、PLOHS それぞれに 10^{-7} / 年以下であり、炉心崩壊事故全体で $\sim 4 \times 10^{-7}$ / 年となっている。イベントツリーでの発生確率の計算には MULTIPLEX コードを用いた。

(2) 炉心事故の解析

起因事象から燃料の破損に至る過程は、炉心動特性コード CRAFT を用いて解析された。炉心溶融から燃料と冷却材との反応 (FCI) 等を考慮し機械的エネルギー放出までの過程の解析には FRAX コードを用いた。

機械的エネルギーの大きさにより炉容器 (1 次格納機能) の損傷は以下のように区分される。

- *0.5GJ 以下 無視
- *0.5 以上 1GJ 以下 . . . 中規模破損

*1GJ 以上 炉容器及び上部シールの大破損

格納系の健全性については、格納系イベントツリーの分析により、事故解析の結果の最確値を用いると 35% の炉心崩壊事故では格納系は破損されない。41% の炉心崩壊事故では除熱能力喪失事故 (PLOHS) により事故発生後数時間経過後に格納系の損傷が想定されるが、放射性物質の放出は限定的である。21% の炉心崩壊事故では炉容器の損傷に伴い格納系も破損を想定している。この評価では表 4.2.1 で発生頻度が保守的に設定されているが、もう少し現実的に発生確率を設定すると、上記の格納機能損傷確率は、ファクター 3 程度低減される。

(3) 放射性物質の挙動評価

ソースタームの計算に当たっては、以下のグループ別移行率を用いた。

- * 希ガス (Kr, Xe) 100%
- * セシウム (Cs) 50%
- * 中・低揮発性固体 (含むアクチナイド) 2%

格納系内への残留量と外部への放出量の計算には、THERMICS コードを用いた。

格納系イベントツリーより選定された 17 のカテゴリーのうち二つのカテゴリーでは 1 次、2 次格納系ともに健全であるため、15 のカテゴリーごとにソースタームが計算された。これらの 15 のケースはさらに七つのカテゴリーに分類された。その中二つのカテゴリーの例を表 4.2.2 に示す。表に示すように、ソースタームは放出の開始時間と放出期間の組み合わせにより 4 通りのものが与えられている。

(4) 影響評価

影響評価には CRACUK を用いた。CRACUK は米国版 CRAC2 を英国の評価条件に合わせ、かつ FBR 用に改訂したものである。事故時の退避条件も組み込まれた。結果は ICRP の評価基準に沿って、早期致死及び晩発性致死の累積確率を図 4.2.1 に示している。図中の実践は感度解析として炉心崩壊事故の発生確率が 1 桁下がった時の値を示している。

(5) 炉心外事故

炉心外事故で環境に大きい影響を与えるおそれのあるものとしては、カバーガス系の破損事故、1

次系コールドトラップの破損事故、燃料取扱事故などが考えられる。これらの評価結果のうち一番厳しいのは、EVSTの冷却系統の能力喪失による燃料破傷のケースであるが、原子炉サービスビルが健全である限り環境への影響も限定的なものとなる(炉心事故の結果に包含される)。原子炉サービス建物損傷のケースは確率が下がり、リスクとしてはより小さいものとなる。

表 4.2.1 炉心崩壞事故起因事象別發生確率

Accident category	Typical initiating event	Protection by automatic shutdown system	Frequency years ⁻¹
Slow LOF	Loss of electrics	Yes	$< 5 \times 10^{-8}$
Fast LOF	Large rapid flow failure	No, if failure results in flow reduction to less than 1/3 normal	$< 10^{-7*}$
Slow TOP at full power	Rod runaway	Yes	$< 10^{-10}$
Slow TOP at shutdown	Inadvertent criticality during refuelling	Yes, but only alternative shutdown rods in raised position during refuelling	$< 10^{-9}$
Fast TOP at full power	Core support failure	No, if failure is symmetric and rapid	$< 10^{-7*}$
LOHTS	Steam plant faults	Yes, also operator action can be assumed in the majority of cases	$< 10^{-8}$
LDHR	Failure of DHR systems	Not applicable	$< 10^{-7*}$

*Confirmatory research is in progress which is expected to show the potential for a reduction of about an order of magnitude.

表 4.2.2 CDFR の代表的ソースターム

Representative category.	Categories represented	Release stage*	Release fractions			
			Noble gases	Cs	I,Te	Medium and Low volatiles
I	1, 2, 4, 15	1 (0/0)	1.0	0.5	0.5	0.02
		2 (0/1d)	-	0.3	-	-
		3 (5d/1d)	-	-	0.5	-
		4 (5d/10d)	-	-	-	0.01
III	5, 11	1 (0/2h)	1.0	-	-	-
		2 (0/8h)	-	0.012	0.012	4.8(-4)

*The timing of the stages is shown in parenthesis, the first figure showing the time (hours or days) following shut-down at which release starts, and the second figure the duration of the release.

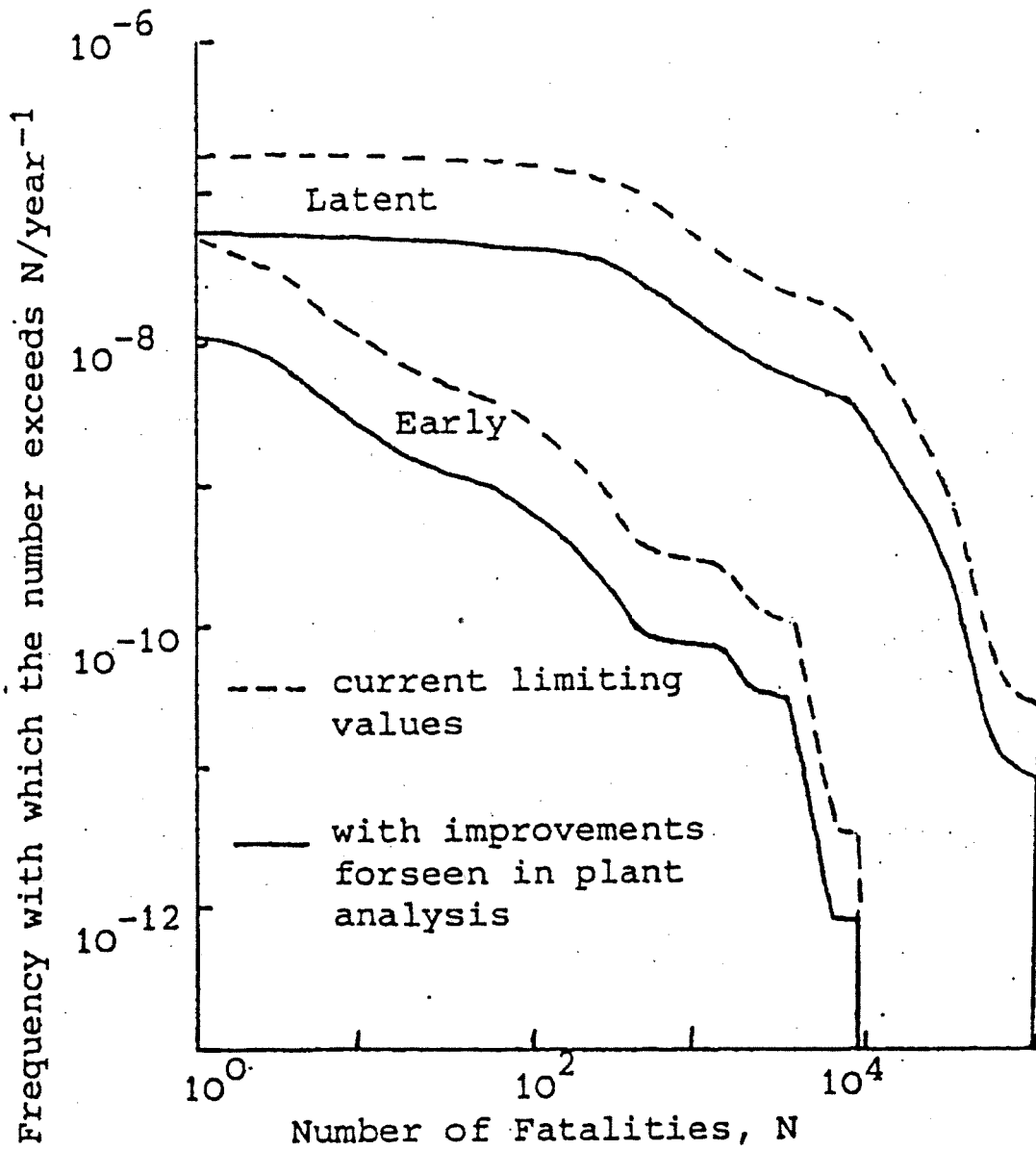


図4.2.1 CDFRの早期及び晩発性致死の累積確率分布

4.3 EBR- の PSA

参考文献 18 (1993 年) をベースに EBR- の PSA について概要を示す。EBR- は 60MWe のタンク型ナトリウム冷却高速炉で 1969 年以來の運転実績を持つ。この論文ではレベル 1 PSA の結果と考察を示している。外的要因のうち地震については別途実施中で本論文の評価には含まれていない。ほかの外的事象、外部電源喪失、火災、竜巻等の評価は含まれている。

(1) 事故の分類

表 4.3.1 に示すように事故シーケンスを事故の過渡事象より 6 つのカテゴリーに、事故による損傷の程度を五つのカテゴリーに分けて議論される。表 4.3.2 に他の米国内プラントとの炉心損傷発生確率の比較を示している。EBR- の特徴としては、タンク型炉であり配管破損の確率がループ型炉と比べ低く評価されること、崩壊熱の除熱は交流電源に頼ることなく自然循環で可能なことが実験的にも確認されていること等を評価上取り入れているため、他の軽水炉プラント等と比べても炉心崩壊に至る発生確率は低くなっている。

(2) 事故の発生頻度

表 4.3.3 に損傷カテゴリー別と過渡事象カテゴリー別に炉心崩壊事故の年間の発生頻度を示している。表 4.3.4. には内的事象と外的事象についてシーケンス別に炉心崩壊事故の年間発生頻度を示している。内的要因により 1.6×10^{-6} / 年、地震を除く外的事象により 3.6×10^{-6} / 年 (主として火災による) となっている。P1 から P6 までの過渡事象が発生する確率の合計は 3.1×10^{-5} / 年であり、このうち 95% は炉心に損傷を及ぼさないカテゴリーのものとなる。炉心に損傷を及ぼす 1.6×10^{-6} / 年のうち、37% が被覆材の許容値を超えるが放射性核種の放出を伴わないカテゴリーであり、33% は放射性核種の放出を伴うカテゴリー、30% は炉容器の損傷までを引き起こすカテゴリーと分類されている。

表 4.3.4 より内的事象には特に際だって発生頻度の大きいシーケンスが存在しない。これは EBR- の長年の運転経験を通して、主循環ポンプへの動力電源の系統分離などの改善対策が進められた結果を反映しているものである。

(3) 結果の考察

PSA 解析結果を理解する上で以下のような考察が参考になる。

< 反応度事故について >

スクラム動作の要求を 4 回 / 年、スクラム動作の失敗確率を 5×10^{-6} / 回とするとスクラム失敗確率は 2×10^{-5} / 年となる。このうち 5 % が炉心損傷に至るとすると、ATWS による炉心損傷確率は、 $\sim 10^{-6}$ / 年となる。スクラム失敗確率はさらに 1 桁程度改善の見通しをもっている。

< 熱除去系事故について >

崩壊熱除去系の起動要求を 11 回 / 年 (上記スクラム 4 回を含む)、起動失敗確率を 2×10^{-8} / 回 (崩壊熱除去系の使命時間は 45 日として評価し、自然循環除熱機能を考慮) とすると、年間の除熱失敗事故の確率は $\sim 2 \times 10^{-7}$ / 年 となる。

< その他のリスク >

主容器の破損確率は 10^{-7} / 年以下と考えられているが、カバーガス系誤作動などによる内部過圧防止策の信頼性などが影響する。局所事故の発生確率も 10^{-7} / 年以下と評価されている。

< 外的要因による事象 >

EBR-1 では、電源無しで自然循環による崩壊熱除去が可能としているため、地震による電源喪失が炉心崩壊事故に結びついていない。主容器外部での Na や NaK 火災で崩壊熱除去系の全機能が損なわれる危険性があるとしているため、火災事故の重みが大きくなっている。

表4.3.1 過渡事象カテゴリーと損傷カテゴリーの定義

DAMAGE CATEGORIES	
CD	CORE DAMAGE - Average driver subassembly reaches sodium boiling, fuel melting, or pin failure
MCD	MINOR CORE DAMAGE - Sodium boiling, fuel melting or pin failure occurs in the hottest driver subassembly, but no damage occurs in average driver assemblies
PED	POTENTIAL EXPERIMENT DAMAGE - Clad temperature in hottest driver pin exceeds 816 °C (1500 °F) or lies between the eutectic temperature and 816 °C for over 60 s
CSD	CORE/STRUCTURAL DAMAGE - Primary sodium bulk temperature in the primary tank exceeds 538 °C (1000 °F) and some core and structural damage is assumed to take place
ND	NO DAMAGE - Clad temperature either never exceeds the eutectic temperature or lies between the eutectic temperature and 816 °C for less than 60 s
TRANSIENT CATEGORIES	
P1	Direct damage events, resulting from primary piping or tank leaks or rupture, structural failures
P2	Protected loss of heat sink events, with neutronic shutdown, leading to uniform overheating of the system and a long term core vulnerability
P3	ATWS events, leading to a short term core vulnerability
P4	Protected events that lead to minor core damage or potential experiment damage
P5	Faults leading to degraded containment function and where core damage can not be ruled out, e.g., steam generator tube ruptures.
P6	Local faults, i.e. events occurring within one subassembly that lead to damage to that subassembly and possibly its neighbors

表 4.3.2 USDOE 原子炉施設での炉心崩壊事故発生確率

		Mean Core Damage Frequencies (Yr ⁻¹)						
Ref		Total Internal	Seismic	Fire	Wind/Tornado	Total External	Total	
	EBR-II	1.6 10 ⁻⁶		3.6 10 ⁻⁶	-			
[4]	ATR	1.8 10 ⁻⁴	-	-	-	-	-	
[5]	HFBR	3.5 10 ⁻⁴	-	-	-	-	-	
[6]	HFIR	3.1 10 ⁻⁴	1.2 10 ⁻⁴	1.9 10 ⁻⁵	2.9 10 ⁻⁴	4.3 10 ⁻⁴	7.4 10 ⁻⁴	
[7]	N-Reactor	6.7 10 ⁻⁵	1.7 10 ⁻⁴	1.7 10 ⁻⁵	-	1.9 10 ⁻⁴	2.5 10 ⁻⁴	
[8] [9]	SPR K-Reactor	2.1 10 ⁻⁴	1.2 10 ⁻⁴	1.4 10 ⁻⁷	-	2.2 10 ⁻⁴	4.3 10 ⁻⁴	

表 4.3.3 EBR-II における年間過渡事象カテゴリ一別発生確率

CONTRIBUTION TO DAMAGE CATEGORIES						
DAMAGE CATEGORY	CD	MCD	PED	CSD	ND	
INTERNAL EVENTS	9.0×10^{-8}	4.3×10^{-7}	5.9×10^{-7}	4.6×10^{-7}	2.9×10^{-5}	
EXTERNAL EVENTS*	$< 10^{-10}$			3.6×10^{-6}		
TOTAL	9.0×10^{-8}	4.3×10^{-7}	5.9×10^{-7}	4.1×10^{-6}	2.9×10^{-5}	
CONTRIBUTION TO TRANSIENT CATEGORIES						
TRANSIENT CLASS	P1	P2	P3	P4	P5	P6
INTERNAL EVENTS	2.9×10^{-8}	2.7×10^{-7}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-8}	1.7×10^{-5}	4.2×10^{-8}
EXTERNAL EVENTS*		3.6×10^{-6}	2.1×10^{-8}			
TOTAL	2.9×10^{-8}	3.9×10^{-6}	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-8}	1.7×10^{-5}	4.2×10^{-8}

* External events exclude seismic initiators.

表 4.3.4 支配的事故シーケンス発生確率の要約

SEQUENCE NAME AND DESCRIPTION	FREQUENCY yr ⁻¹	CLASS
INTERNAL EVENTS		
LONP-4 Unprotected loss of normal power with successful LOF scram signal	4.6 10 ⁻⁷	P3 - PED
OCSL-10 Unprotected overcooling with failure of scram signal	3.3 10 ⁻⁷	P3 - MCD
TSDC-2 Long term failure of decay heat removal after losing a shutdown cooler	1.3 10 ⁻⁷	P2 - CSD
LF2A-6 Unprotected double pump LOF with successful scram signal	9.6 10 ⁻⁸	P3 - PED
SPTR-3 Small superheater leak escalates; secondary not dumped and no shutdown	8.4 10 ⁻⁸	P5 - CSD
SPTR-13 Small superheater leak escalates; no pressure relief and no shutdown	8.0 10 ⁻⁸	P5 - CSD
RISB-6 Unprotected TOP with successful scram signal	3.5 10 ⁻⁸	P3 - MCD
SHDL-3 Failure of short term decay heat removal at start of long shutdown	3.3 10 ⁻⁸	P2 - CSD
SPTR-23 Large superheater leak; failure to release pressure; assembly propagation	3.2 10 ⁻⁸	P5 - CSD
RIFL-1 Argon pressurization ruptures primary tank	2.9 10 ⁻⁸	P1 - CD
EXTERNAL EVENTS		
SDFR-6 NaK fire in a shutdown cooler degrades remaining shutdown cooler	2.1 10 ⁻⁶	P2 - CSD
SSFR-6 Secondary sodium fire disables one shutdown cooler and degrades the other	1.5 10 ⁻⁶	P2 - CSD

5. 高速炉の PSA を実施する上で、軽水炉を対象としたものと較べ留意すべき点

5.1 高速炉の炉心損傷事故の特徴

レベル 2 の PSA では、炉心損傷事故の評価が重要となる。炉心損傷事故を考えるに当たっては、LMFBR の炉心は以下の点で軽水炉の炉心と異なっていることに配慮する必要がある。

通常時の炉心構成が最大反応度体系にないこと。

冷却材にナトリウムを使用すること。

冷却材が高温、低圧で運転されること。

大量のプルトニウムが炉内に存在すること。

炉心が最大反応度体系にないことにより、もし炉心が溶融しコンパクト化を起こすと、反応度が挿入されることが考えられる。また、ナトリウムが沸騰することによっても、炉心の大きさ、形状によっては正の反応度が挿入され得る。このようなことより、LMFBR では溶融炉心の再臨界の問題が議論されてきた。最近の研究では、LMFBR での再臨界回避への取り組みが盛んであるが、現状のリスク評価では再臨界も起こり得る一つのパスとして扱っている。

溶融した燃料が冷却材のナトリウムと高温で接触すると、微粒子化してデブリ粒子となることが知られている。この過程で溶融燃料の持つ内部エネルギーが機械的エネルギーに変換される現象が重要である。この変換効率については様々な議論がある。溶融した燃料や冷却材の温度、圧力条件により異なってくる。炉心崩壊に至るシーケンスや事故の進展等によって大きく変わってくる。再臨界や FCI によって発生する機械的エネルギーは、炉容器上部のシール構造に損傷を与える可能性がある。これに伴いナトリウムが炉上部に噴出する事象を考え得る。ナトリウム火災により格納容器内圧が上昇し、漏えい率の上昇をもたらす。大量のナトリウム噴出を想定すると、格納容器貫通部などの損傷をも招くおそれがある。これらの現象の支配要素は機械的エネルギーの発生量と原子炉容器の耐性である。

冷却材が軽水炉と較べ高温低圧系で使用されることより、軽水炉のような減圧沸騰の問題はない。したがって配管破損事故時にもガードベッセルやガードパイプにより緊急注入系なしで、冷却材の液位確保が可能となる。このため溶融燃料は、デブリ粒子の形で炉内構造体で保持され、長時間にわたってナトリウム中で冷却されると想定される。しかし、ヒートシンクの喪失が長時間継続した場合には、除熱不足から構造体は高温化し、最終的には炉容器やガードベッセルの熱的損傷を想定する。溶融燃料やナトリウムは、通常窒素雰囲気下の原子炉容器室内に放出される。原子炉容器質のライナーをも熱的に貫通するとコンクリートとナトリウム及び溶融燃料との反応

が想定され、可燃性ガスの発生が懸念される。その後の放射性物質の挙動を考える上でも、ナトリウムの存在が大きく影響する。希ガス以外の FP やアクチナイドはナトリウムと親和性が良く、ナトリウムエアロゾルと挙動を共にする。したがって、ソースタームを求めるに当たっては格納容器内でのナトリウムエアロゾル挙動が詳細に評価される。

LMFBR の炉心ではプルトニウムのインベントリーが大きい。プルトニウムが多いことは、炉心の反応度係数に多少の影響はあるが、炉心事故の進展を大きく左右するものではない。しかし、ソースタームの評価においてアクチナイドの挙動をより精度良く評価する必要がある。格納系に損傷のない限り、アクチナイドによる地域住民への影響は軽水炉と較べ変わらない。しかし、再臨界や FCI で極端な機械的エネルギーの発生を想定し、格納系の破損を想定すると、非常に発生頻度の低い確率ではあるが、アクチナイドによる影響が顕在化する。

5.2 軽水炉と較べ留意すべき事項

図 5.1 に代表 BWR プラントの PSA 結果、図 5.2 に代表 PWR プラントの PSA 結果^(参²²)、図 5.3 に LMFBR 参考プラント(もんじゅ相当)についての PSA 結果を例として示す^(参⁷)。図 5.1、図 5.2 より軽水炉では、炉心損傷事故は除熱失敗に起因するものが支配的である。図 5.3 の LMFBR の例では、プラントの設計上の特徴にもよるが、ATWS が約 25%、PLOHS が約 25%、配管破損などに伴う原子炉液位低下(LORL)が約 50%を占めている。地震による CDA 発生確率では、図 5.4 に示すように PLOHS が約 50%を占め、炉内構造破損や燃料集合体の閉塞により冷却パスの確保が難しくなることによる局所事故(LOCC)が約 20%、LORL が約 20%、ATWS が約 10%程度との検討結果が示されている。軽水炉でのほとんどの炉心損傷事故原因を占める除熱失敗事象に一番近いのは、LMFBR では PLOHS と考えられる。すなわち LMFBR では軽水炉以上に多くのシーケンスを詳細に検討する必要にせまられるといえる。

上述した LMFBR の炉心崩壊事故の特徴を念頭に置きつつ、LMFBR の PSA を実施するに当たって、軽水炉と較べ留意すべき事項を以下に示す。

LMFBR 特有機器の故障データについて

重要機器の故障データは結果に大きな影響を与える。もんじゅ PSA ではナトリウム機器については日米協力による CRED0 のデータベースによった。その後も常陽の運転実績、もんじゅの試運転経験を反映して CORDS (Component Reliability Database) データベースの整備を続けている。しかし、配管破損発生確率を例にとっても軽水炉と異なり高温低圧の薄肉配管系の適切な破

損データベースがあるとは言い難い。CRBRP では初期欠陥の成長を破壊力学的に推論し、大破損の確率を推定するなどの検討を加えている。もんじゅ 2 次系ナトリウム事故を経験して冷却材漏えい事故の発生頻度のような問題にどう対応するか検討が必要である。

解析ツールの問題

炉心事故の進展、特に遷移過程以降の進展は軽水炉と大きく異なり、多岐にわたった展開が必要である。また、軽水炉の MELCOR, MARP のように PSA の大部分の範囲をカバーするコードが存在しない。もんじゅ解析用には多くの解析ツールを整備し、必要に応じ炉内実験結果の反映に努力してきている。新たなコードを使用する場合には、コードの妥当性をどのように確保するかが重要である。

機械的エネルギーの扱い

LMFBR では、再臨界又は FCI により機械的エネルギーの発生が懸念される。FBR の実用化に向けてこの機械的エネルギーの発生の排除又は低減化に国際的取り組みが行われている。炉心で溶融した燃料が、どのような経路で、どの程度炉心から排除されるかの想定は、発生エネルギーと機械的エネルギーへの変換効率を大きく左右する。これらをどこまで考慮しつつ機械的エネルギー発生確率と大きさを推定するかが、その後の 1 次系バウンダリー破損モードの評価、ひいては格納容器損傷モードの評価と合わせ重要である。

デブリの冷却と炉容器の熱的損傷

LMFBR では配管破損を想定してもガードベッセルにより、ナトリウム液位は保持される。したがってスクラム失敗により炉心溶融を想定しても発生したデブリは、炉内に保持されナトリウムで冷却される。ヒートシンクの喪失を想定しても炉容器が高温化し溶融する迄の時間は、軽水炉より可成り長いものとなる。炉容器あるいはガードベッセルの熱的貫通までの時期の評価は、ソースタームやその後の格納容器内挙動に大きな影響を与えるので重要となる。

ナトリウム燃焼と可燃性ガスの燃焼

格納容器の健全性、破損のレベルを評価する上で、ナトリウム燃焼あるいはナトリウムやデブリのコンクリートとの反応で発生するおそれのある水素ガスの燃焼が問題となる。格納容器内の圧力上昇には、炉容器の機械的破損に伴う原子炉上部空気雰囲気でのナトリウム・スプレー火災が支配的である。スプレー噴出量は発生機械的エネルギーと上部シール部の抵抗力により決まる。この噴出メカニズムの評価手法とスプレー火災の評価手法等とその検証が結果に大きな影響を与えるので重要である。

炉容器下部は LMFBR では、通常運転中窒素雰囲気であるためナトリウムの燃焼も抑制される。

水素ガスも窒素ガスの存在により、爆発に至る確率は極めて低い。

ナトリウム・エアロゾルの挙動

格納容器内に放出された放射性物質の多くは、希ガスを除きナトリウム・エアロゾルと挙動をともにする。軽水炉でも FP はエアロゾルとして凝縮、沈着するが、LMFBR ではナトリウムの噴出又は漏えいによるエアロゾル濃度が桁違いに多く、したがって凝縮や沈降の進展も早い。これらの挙動を詳細に評価することが、格納容器内のソースタームの分布を決定するために重要である。LMFBR では一般に原子炉床下は多セル構造となっており、エアロゾル分布評価には、成分濃度、雰囲気温度圧力変化と組み合わせた多点、多セル計算による精度の向上が必要となる。

プルトニウム・インベントリの大きさ

一般に LMFBR では軽水炉に較べプルトニウム・インベントリが大きい。燃焼末期で較べても単位出力当たりでは、軽水炉の 10 倍近くのプルトニウムが炉内に存在する。しかしその 1/3 程度はブランケット内にある。ブランケットは出力密度も低く炉心崩壊事故時の挙動も炉心とは大きく異なる。ソースタームの評価には含めないと、単位出力当りのプルトニウム量は約 6 倍になる。炉心デブリが原子炉ピットに放出された場合、床下の多セル構造やエアロゾルの沈着により格納容器床上でのプルトニウムに関するソースタームは軽水炉並まで低下する。したがって、格納系の機能が健全である限り、プルトニウムによる環境への影響が軽水炉と較べ大きいということはない。問題となるのは、機械的エネルギーの発生を極端に大きくとり、炉容器の破損と同時に格納容器の損傷を想定した場合である。このような想定は他の CDA と較べても発生頻度が極端に低いので無視しても差し支えない。しかし、このようなパスを評価すると非常に低い確率ではあるが晩発性死亡を増大させる懸念がある。すなわち、機械的エネルギーの大きさ、発生確率をどう評価するかが、低確率、高影響リスクを支配する。

外的要因の扱い

LMFBR 特有ではないが、炉心崩壊に至る各事故カテゴリーの発生確率が低くなっていくほど、外的要因とりわけ地震の影響による事故カテゴリー別発生確率分布は大きな影響を受ける。図 5.3 に示したもんじゅ類似プラントや表 4.4.2 に紹介した CRBRP での地震による影響評価の結果は、その影響の大きさを示している。したがって、PSA の実施に当たっては、地震の影響に関連する問題を目的に実施するのか、地震とは直接には関係しない問題についての確率評価で十分なのか見極めておく必要がある。

不確かさの推定とエンジニアリングジャッジ

レベル 1PSA では、起因事象の発生頻度、故障率データの不確かさより、各カテゴリー別炉心崩

壊事故の発生確率の不確かさは比較的論理的に推定される。レベル2 PSA では、炉心崩壊過程の多くのパスを現象論的に推論するために、実験的検証が伴わない限り確からしさの評価が難しい。LMFBR のレベル2 PSA を進めるに当たっては、実験データとの突き合わせに代わるものとして、キーファクター（例えば機械的エネルギーの大きさ、炉容器損傷の程度等）については、IAEA も一つのアプローチとして推奨しており、SNR においても採用された、^(参15) 専門家の意見によるエンジニアリングジャッジを採用することも考えられる。

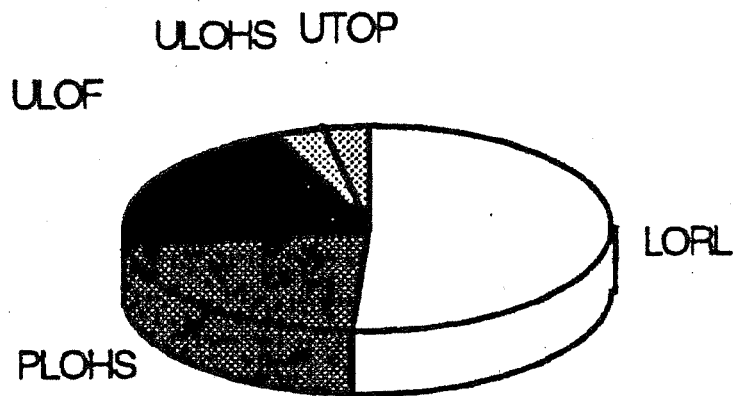


図5.3 もんじゅ類似プラントでの内的要因による炉心損傷事故発生比率

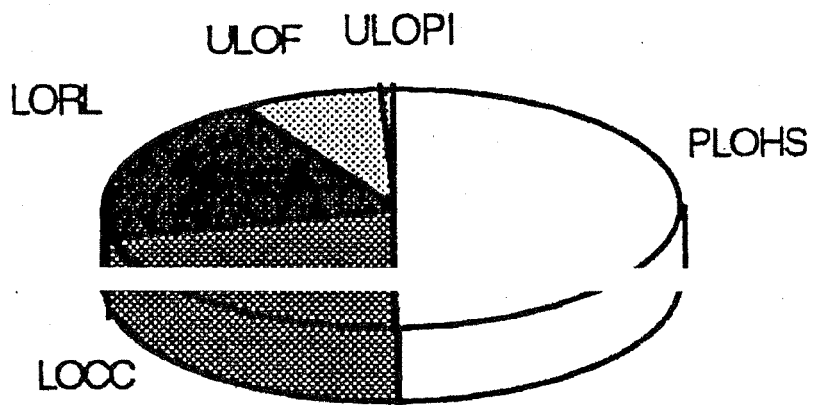


図5.4 もんじゅ類似プラントでの地震による炉心損傷事故発生比率

6. まとめ

もんじゅの運転再開後の運転安全性の向上には、アクシデントマネジメントが重要であり、その効果を定量的に把握するには確率論定安全評価 (PSA) を利用することが有効である。本調査研究では、公開文献をベースにもんじゅの PSA の実施状況を調査するとともに、世界の高速炉の PSA 実施状況を調査した。世界の高速炉の中では、建設は中止されたが詳しい PSA 評価結果が公表されている米国のクリンチリバー高速増殖炉 (CRBRP) の調査を重点的に行なった。その他の高速炉としては、西ドイツの SNR-300, イギリスの CDFR, 米国の EBR-1 について、部分的ではあるが結果が公表されておりこれらを調査した。

2 章で CRBRP の PSA を、3 章でもんじゅの PSA, 4 章で SNR-300, CDFR 及び EBR-1 の PSA の内容を紹介した。

各炉の PSA 評価の共通点を中心に主要点を簡単に整理すると以下のことがいえる。

- (1) レベル 1 PSA に用いられる手法は、WASH-1400 とその後の改善を取り入れた手法であり、現行 LWR の PSA 評価で用いられる手法と基本的に同じである。
- (2) 炉心損傷に至る事故カテゴリーの分類は、各炉で必ずしも一致はしないが、過出力をもたらす反応度事故と、除熱能力不足事故に分けていることは共通している。
- (3) レベル 2 の PSA では炉心損傷事故の解析が実施される。LMFBR の炉心損傷事故では、炉容器の健全性が維持されるもの、炉容器の機械的破損に至るものと、炉容器の溶融・貫通に至る熱的損傷についての評価を行なっている。(CRBRP では、極めて保守的に CDA により発生した溶融燃料が炉容器下部に達すると最終的には 炉容器の熱的損傷に至るとしている。)
- (4) 各炉での全 CDA 発生確率は、 10^{-5} /年から 10^{-7} /年までかなり開きが大きい。
- (5) 全 CDA 発生確率に占める各事故カテゴリー別の発生割合は、プラントによってかなり違う。
- (6) 全 CDA 発生確率のうち、熱的損傷に比べ機械的損傷の確率は低い (10% 以下) という評価は共通である。
- (7) 機械的損傷のうち、高エナジェティックス CDA の占める比率はさらに低いという評価も共通である (さらに 1 桁小さい) が、高エナジェティックス CDA では、格納系の損傷をも想定するため環境に対し低確率ではあるが高影響を与える懸念がある。
- (8) ソースタームの計算では、揮発性 FP や不揮発性 FP、アクチナイドの移行評価において、各炉で多少の違いがあるが、基本的評価手法は同じである。
- (9) 格納施設からの放出カテゴリー分類の詳細は異なるが、考え方は同じである。
- (10) 環境への影響評価は、実施していないか又は公表していないものもあるが、基本的には IAEA の評価モデルに基づいている。

最後に5章で高速炉のPSAを実施する上で、軽水炉のPSAと比べ注意すべき点を取りまとめた。

各項目の要点を以下に示す。

- (1)LMFBR 特有機器の故障データ、特に配管破損確率などのデータ入手が容易でない。
- (2)LMFBR のレベル2 PSA 実施に当たっては炉心破損過程の解析が多岐にわたり、これらの解析コードの検証作業が容易でない。
- (3)LMFBR では、機械的エネルギー発生確率と発生量の評価、炉容器の機械的破損確率の評価が重要となる。
- (4)デブリの炉内冷却の可能性の評価、及び炉容器損傷に至る場合には損傷までの経過時間の評価が、その後のソースターム評価に影響するので大切である。
- (5)ナトリウムの燃焼量と発生熱、可燃性ガスの発生量と発生熱の評価が格納系の健全性評価上重要である。
- (6)希ガス以外のFP やアクチニドは格納容器内で、ナトリウム・エアロゾルと挙動を共にするので、その評価が重要である。
- (7)LMFBR では、プルトニウム・インベントリーが軽水炉に比べ大きいことに注意しておく必要がある。
- (8)LMFBR で扱う炉心崩壊の過程は、事故例や実験例も少なく不確定幅が大きくなることへの配慮が必要である。この為には専門家によるエンジニアリングジャッジも大切である。

最後に、安全解析所が次年度以降計画している「もんじゅ」PSA 実施のためのコード整備について表 6.1 に述べる。表ではコード名称、作業内容及び作業計画をまとめて記載してある。

表 6.1 「もんじゅ」PSA コード整備計画

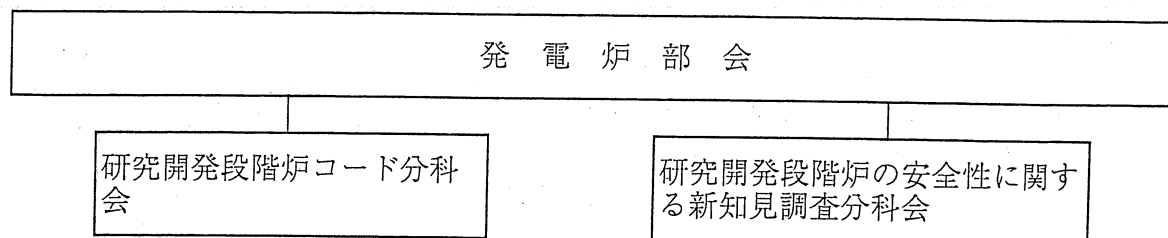
コード名又は作業	内容	進捗度又は計画
NUPRA	ツリー作成	整備済み
NALAP-3	プラント過渡熱流動	平成 14 年度整備
FRAX	LOF、TOP 初期事象	平成 14 年度購入・整備
AUTODYNE	耐衝撃	平成 16 年度整備
FINAS	弾塑性構造	整備済み
新規	炉心 Na 喪失、炉心溶融	平成 14 年度仕様検討、平成 15 年度作成
SIMMER	遷移過程	平成 15 年度購入・整備
新規	燃料からの FP 放出	平成 15 年度作成
新規	メルトダウン	平成 15 年度作成
CONTAIN-LMR	格納容器内物質移動	平成 15 年度購入整備
新規	事故後崩壊熱除去	平成 14 年度仕様検討 平成 15 年度作成
ECHOES	ナトリウム燃焼	整備済み
CRAC2	環境影響	平成 16 年度整備

参考文献

- (1) CRBRP Safety Study: An Assessment of Accident Risks in the CRBRP
CRBRP-1 (March 1977)
- (2) USNRC、Reactor Safety Study, Main Report
WASH-1400 (NUREG-75/014) (1975)
- (3) 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 (1960)
- (4) 原子力安全研究協会、確率論的安全評価実施手順 (PSA) に関する調査検討
-レベル1 PSA (1992,)
- (5) 原子力安全研究協会、確率論的安全評価実施手順 (PSA) に関する調査検討
-レベル2 PSA (1993,)
- (6) 相沢 清人： 動燃における確立論的安全評価(PSA) 研究, 動燃技報 No.74、(1990)
- (7) R. Nakai Utilization of Insights Gained form the Level 1 PSA for an LMFBR Plant ,
Proceeding of International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety (1994)
- (8) O. Miyake Development of CONTAIN Code for FBR Severe Accident Analysis:
ANP-92 (1992)
- (9) N. Nonaka et al Characterization of LMFBR Severe Accident Progression:
ANP-92(1992)
- (10) K. Kurisaka Analysis of operating experience of LMFBR components
using the CREDO database: Sodium Cooled Fast Reactor Safety (1994)
- (11) 栗坂健一, 高速増殖炉の PSA 手法の改良と信頼性データの整備
第9回核燃サイクル事業団安全研究成果発表会 (1999)
- (12) 佐藤一憲、 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究・・・
CABRI 計画の進捗と CDA 評価手法整備の現状・・・
第12回核燃サイクル事業団安全研究成果発表会 (2000)
- (13) 飛田吉春、 炉心損傷時の事象推移評価に関する研究・・・
評価手法改良の推移と原型炉への適用・・・
第9回核燃サイクル事業団安全研究成果発表会 (1999)

- (14) A, Bayer et al. Risk Oriented Analysis on the German Prototype
Fast Breeder Reactor SNR-300 Nuclear Safety ,Vol.25 No.1(1984)
- (15) E. Hofer et al. A Survey of Expert Opinion and its Probabilistic
Evaluation for Specific Aspect of the SNR-300 Risk Study:
Nuclear Technology , Vol. 68 (1985)
- (16) F. Abbey et al CDFR Risk Assessment
Science and technology of fast reactor safety BNES (1986)
- (17) D. Bradley et al. An over view of the use of probabilistic risk assessment
of the LMFBR: Science and Technology of Fast Reactor Safety, BNES (1986)
- (18) D, J. Hill, et al. The EBR-2 Probabilistic Risk Assessment:
Result and Insight: PSA-93 (1993)
- (19) H. B. Piper et al. Clinch River Breeder Reactor Plant Safety Study:
Nuclear Safety. Vol.19 No. 3 (1978)
- (20) J. G. Glitter et al. An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor:
Core and containment response to core disruptive accident, Knoxville (1985)
- (21) D. J. Hill et al. The EBR-2 Probabilistic Risk Assessment;
lessons learned regarding passive safety
Reliability Engineering and System Safety Vol. 63 (1998)
- (22) 傍島真他 ; アクシデントマネジメントの発電炉への整備計画の現状
日本原子力学会誌 Vol.37、 No.5 (1995)

平成13年度 安全解析所事業の実施体制



平成13年度委員会実施状況

○研究開発段階炉コード分科会

研究開発段階炉コード分科会 (第1回)	平成13年 9月 4日
研究開発段階炉コード分科会 (第2回)	平成13年 10月31日
研究開発段階炉コード分科会 (第3回)	平成14年 2月27日

○研究開発段階炉の安全性に関する新知見調査分科会

安全性新知見調査分科会 (第1回)	平成13年 9月26日
安全性新知見調査分科会 (第2回)	平成13年 10月24日
安全性新知見調査分科会 (第3回)	平成13年 11月22日
安全性新知見調査分科会 (第4回)	平成14年 2月12日

発電炉部会委員

部会長	岡 芳明	東京大学大学院 工学系研究科附属原子力工学研究施設文部教官教授
委員	近藤 駿介	東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻教授
委員	斎藤 孝基	明星大学 理工学部教授
委員	柴田 明德	東北文化学園大学 科学技術学部教授
委員	藤城 俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構専務理事
委員	酒井 信介 (平成14. 2から)	東京大学大学院 工学系研究科 機械工学専攻教授
委員	戸田 三朗 (平成14. 2から)	東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻教授
委員	石島 清見	日本原子力研究所 東海研究所 原子炉安全工学部原子炉安全工学次長
委員	安濃田 良成	日本原子力研究所 東海研究所 原子炉安全工学部熱水力安全研究室室長
委員	三村 昌弘 (平成13. 7まで)	(財)電力中央研究所 ヒューマンファクター研究センター所長
委員	高尾 武 (平成13. 7から)	(財)電力中央研究所 原子力情報センター副所長
委員	松村 哲夫	(財)電力中央研究所 狛江研究所 原子力システム部部長

発電炉部会

研究開発段階炉コード分科会委員

主査	戸田 三朗	東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻教授
委員	成合 英樹	筑波大学 機能工学系教授
委員	杉山 憲一郎	北海道大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻教授
委員	菊地 義弘	広島大学大学院 工学研究科 機械システム工学専攻教授
委員	岩村 公道	日本原子力研究所 東海研究所 原子炉工学部 受動的安 全炉研究室室長
委員	中村 秀夫	日本原子力研究所東海研究所 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 長
委員	池本 一郎	(財)電力中央研究所 狛江研究所副所長

発電炉部会

研究開発段階炉の安全性に関する新知見調査分科会委員

主査	岡 芳明	東京大学大学院 工学系研究科附属原子力工学研究施設文部教官教授
委員	二ノ方 壽	東京工業大学 原子炉工学研究所 エネルギー工学部門教授
委員	太田 健一郎	横浜国立大学大学院 工学研究院 機能創生部門教授
委員	八木 晃一	物質・材料研究機構 材料基盤情報ステーションステーション長
委員	古屋 廣高	(財)原子力安全技術センター参与
委員	宮崎 慶次	滋賀職業能力開発短期大学校校長
委員	堀 雅夫	原子力システム研究懇話会
委員	中村 武彦	日本原子力研究所 東海研究所 安全性試験研究センター原子炉安全工学部 燃料安全研究室副主任研究員
委員	鶴田 俊	独立行政法人消防研究所基盤研究部 特殊火災研究グループグループ長
委員	山田 明彦	東京電力(株) 技術開発本部 原子力研究所所長
委員	稲垣 達敏	日本原子力発電(株) 研究開発室 高速炉開発部部長