JAERI-Tech
98-008

燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法の開発

1998年3月

玉置等史・中島　清*・幾島　毅・野村　靖

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは，日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは，日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195　茨城県那珂郡東海村）あて，お申し越しください。なお，このほかに財団法人原子力弘済会資料センター〒319-1195　茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institure, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行　日本原子力研究所
印　　刷　㈱原子力資料サービス

JAERI－Tech　98－008

燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法の開発

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター燃料サイクル安全工学部
玉置　等史・中島　　清*・幾島　　毅・野村　　靖

（1998年1月30日受理）

これからの燃料サイクルシステムは国の方針で推進されてゆくのはもちろんであるが、そのオプションであるワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダサイクルなどの選択には、安全性、社会性、経済性、などの側面から総合的に比較評価してゆく必要がある。そこで、このような問題を社会的な意志決定問題としてとらえ、これらの側面から総合的に比較評価できる階層分析法（AHP:Analytic Hierarchy Process）を利用し、また、比較評価する上で判断のよりどころとなる情報をデータベースとして整備し、燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法とした。

東海研究所：〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根2-4
＊ 株式会社三菱総合研究所

Development of Multilateral Comparative Evaluation Method for Fuel Cycle System

Hitoshi TAMAKI, Kiyoshi NAKAJIMA*, Takeshi IKUSHIMA and Yasushi NOMURA

Department of Fuel Cycle Safety Research
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 30, 1998)

In the near future, Japanese nuclear fuel cycle system will be promoted by national nuclear energy policy, and it's options i.e. once through, thermal cycle and fast breeder cycle must be selected by multilateral comparative evaluation method from various aspects of safety, society, economy, and e.t.c. Therefore such a problem can be recognized as a social problem of decision making and applied for AHP (Analytic Hierarchy Process) that can multilaterally and comparatively evaluate the problem. On comparative evaluation, much information are needed for decision making, therefore two kinds of databases having these information have been constructed. And then, the multilateral comparative evaluation method consisting of two kinds of databases and AHP for optimum selection of fuel cycle system option have been developed.

Keywords: Fuel Cycle, Once through, Thermal Cycle, Fast Breeder Cycle, AHP, Decision Making, Database, Comparative Evaluation

* Mitsubishi Research Institute Ltd.

目　　次

1. はじめに …… 1
2. データベースの整備 …… 3
2.1 基礎知識・経験ベース …… 3
2.2 個別施設情報データベース …… 12
3. 評価手法の整備 …… 19
3.1 AHP手法の概要 …… 19
3.2 判断要素の検討 …… 22
3.3 階層化モデルの検討 …… 25
3.4 計算プログラムの整備 …… 26
4. 試計算の実施 …… 29
4.1 判断要素のウエイティングの評価 …… 29
4.2 燃料サイクルシステムのオプションの比較 …… 29
4.3 最適な燃料サイクルシステムオプションの選定 …… 32
5. 終わりに …… 42
謝　辞 …… 42
参考文献 …… 43

Contents

1. Introduction 1
2. Preparation of Databases 3
2.1 Fundamental Knowledge · Experience Database 3
2.2 Database for Individual Plant Information 12
3. Preparation of Evaluation Method 19
3.1 Overview of AHP Method 19
3.2 Examination of Judgement Criteria 22
3.3 Examination of Hierarchy Model 25
3.4 Preparation of Calculation Program 26
4. Performing of Test Calculation 29
4.1 Evaluation of Weight of Judgement Criteria 29
4.2 Comparison of Fuel Cycle System Options 29
4.3 Selection for Optimum Fuel Cycle System Option 32
5. Conclusion 42
Acknowledgment 42
References 43

1. はじめに

国の基本的方針である再処理、Pu リサイクルを推進する立場から、Pu を不必要に蓄積せず、廃棄物を抑制する核燃料サイクルシステムを構築する必要がある。現状では、濃縮、加工、発電、再処理、廃棄物処理、輸送などの各施設から構成されるシステムの方式について多くの選択肢があり、その選択には、安全性、社会性、経済性、などの側面から総合的に評価し、最適なものを選択してゆく必要がある。そこで、燃料サイクルシステムを総合的に評価するための手法の開発および判断時に必要となるデータベースの整備を目的とした、燃料サイクルの総合的比較評価手法を開発した。図 1.1 に全体構成を示す。

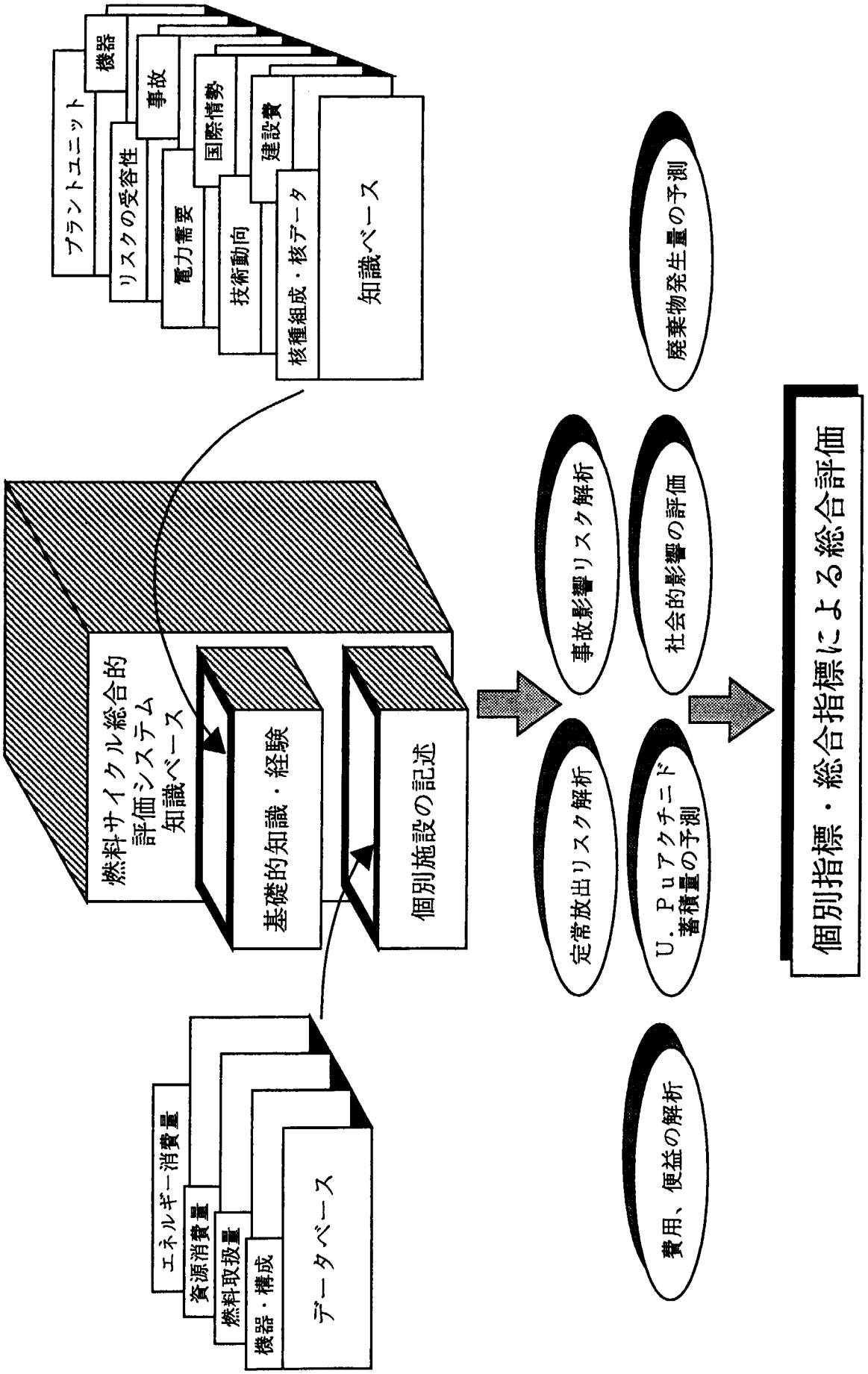


図 1.1　燃料サイクルシステムの総合的評価手法の開発

2. データベースの整備

判断の拠り所となる情報データベースを情報の性格上2種類として整備した。基礎的知識・経験ベースの情報と、個別施設の情報である。これらのデータベースには、データの変更に伴い柔軟に対応できるような構造および情報の追加が容易で、なおかつ、計算機に精通していなくても自由に操作できるインターフェイスを持っている必要があると考え、それぞれの形式にあったものを採用した。また、データベースのプラットフォームは、Windows95 とした。

2.1 基礎知識・経験ベース

燃料サイクルシステムを、安全面、経済面、社会面から解析・評価するために必要となる知識、情報を整理して、いつでも引き出せる形のデータベースとして整備した。ここでの情報内容は、社会関連情報、経済関連情報、安全関連情報、技術動向関連情報、及び政策関連情報に大分類し、情報を整理した。また参考資料として、簡単な用語の説明についての用語集と、上記のような情報を WWW のホームページ上にデータベースとしてすでに公開されているものもあるので、これらを有効利用するために代表的な原子力関連のホームページをリンクしたものを用意した。

これらの情報は基本的に文字データであるため、テキスト形式で分類した。データベースのプラットフォームは Windows95 としているが、より多くのプラットフォームに対応するため、ファイル形式は HTML(HyperText Markup Language)形式とした。全体を図 2.1 に示す

(1)社会関連情報

社会関連情報としては、原子力、安全、リスク、環境、エネルギーなどに関する世論調査結果、社会心理学による分析例、エネルギー全般に関する情報、地球環境問題に関する情報などが考えられた。そこで、これらの情報をエネルギー全般、原子力エネルギー、原子力以外のエネルギー、地球環境問題、その他社会性のある問題、というようにグループに分けて整理した。

エネルギー全般については以下のような情報を整理した。

世界のエネルギー需給の推移

世界の地域別エネルギー需要見通し

わが国におけるエネルギー供給構造の推移

わが国の長期エネルギー需給見通し

電力需要の現状と将来見通し

原子力エネルギーについては以下のような情報を整理した。

原子力に関する世論調査の結果概要

ウラン埋蔵量

ウラン需給バランス

プルトニウム利用計画

発電用エネルギー源としてのプルトニウム

全世界に存在するプルトニウム

原子力発電による資源節約効果

世界の原子力発電の開発状況

原子力利用と地球環境問題

わが国の原子力開発利用の目標

原子力発電をストップした場合の電力供給

電源構成と原子力発電の位置付け（電力供給の現状）

電源構成と原子力発電の位置付け（電力供給の将来見通し）

原子力発電の供給安定性

廃棄物の量が少ない核燃料利用

原子力発電と他の電源設備容量

原子力発電所のエネルギー収支

核燃料リサイクルの必要性

プルトニウム原爆

地球環境問題の中での原子力の役割

海外の原子力発電計画

アメリカにおける原子力発電の開発状況

フランスにおける原子力発電の開発状況

スウェーデンにおける原子力発電の開発状況

イタリアにおける原子力発電の開発状況

旧ソ連における原子力発電の開発状況

イギリスにおける原子力発電の開発状況

ドイツにおける原子力発電の開発状況

東欧における原子力発電の開発状況

原子力以外のエネルギーについては以下のような情報を整理した。

化石燃料の可採年数

石油のエネルギー資源としての特徴

石炭のエネルギー資源としての特徴

天然ガスのエネルギー資源としての特徴

水力のエネルギー資源としての特徴

揚水式水力発電とその役割

海洋エネルギーの利用

太陽光エネルギーの利用

地熱エネルギーの利用

風力エネルギーの利用

地球環境問題については以下のような情報を整理した。

地球環境問題の概要

地球温暖化問題

酸性雨問題の概要

エネルギー利用と地球温暖化問題

エネルギー利用と酸性雨問題

その他社会性のある話題については以下のような情報を整理した。

柏崎刈羽1号炉訴訟判決の概要

高浜2号炉訴訟判決の概要

ここにおける情報は、(社)社会経済国民会議による「エネルギーに関する世論調査」、NHK 世論調査部資料、(社)エネルギー・情報工学研究会議による「エネルギー・原子力に関する世論調査と国際比較」などの原子力の必要性、原子力発電の安全性、原子力発電に関する今後の考え方、原子力情報信頼度などについての分析例[1]やリスクの社会的受容性に関する分析例[2]を参照している。。

(2)経済関連情報

経済関連情報として、電源別耐用年数発電原価試算や、燃料サイクルコストが考えられた。これらの情報は原子力発電便覧や OECD/NEA による試算値[3]を参照とした。

ここでは、以下のように情報を整理してある。

我が国における電源別発電原価試算結果

OECD/NEA 算定値(1985 年)

OECD/NEA 算定値(1994 年)

米国 Congressional Research Service における設定値

他電源発電コスト

原子炉の廃止措置費用

放射性廃棄物の処分費用

(3)安全関連情報

安全関連情報としては、放射線影響に関する情報、プルトニウムの毒性に関する情報、リスクに関する情報、社会的に話題となった事故情報などが考えられた。それぞれの情報源は、(財)放射線研究所などによる広島・長崎原爆被災者の放射線影響データや(財)放射線影響協会による原子力発電施設などで働く放射線事業従事者を対象とした放射線疫学調査による放射線影響データ、および様々な文献[4][5][6][7][8][9][10]が参考になると考えられた。これらから得られた情報を放射線安全、原子力発電安全、燃料サイクル安全と分類して整理した。それぞれについては以下のような情報が得られる。

放射線安全については以下のような情報が得られる。

自然放射線

確率的影響の意味

放射線被曝によるガン死のリスク

被曝線量限度による規制値

放射線被曝による遺伝疾患のリスク

組織線量当量限度

一般公衆の放射線リスクと線量当量限度

ICRP1990年勧告の概要及びその特徴

チェルノブイリ事故による放射性物質の影響

国際チェルノブイリ計画

チェルノブイリ事故による健康影響に関する報告

マーシャル群島住民の甲状腺腫

スリーマイル島事故の放射線影響

ロシアによる放射性廃棄物の海洋投棄による放射線影響

ハンフォードの従業員疫学調査

ロッキーフラッツ工場の火災事故

ウラン抗夫の肺ガン

ウラルの核惨事

原子力発電安全については以下のような情報が得られる。

発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値

原子力発電所から排出される放射性物質

原子力発電所における気体、液体廃棄物の管理放出実績

原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて

我が国における確率論的安全評価の現状

スリーマイル島事故の概要

航空機墜落に対する原子炉施設の健全性

経年劣化への対応

国際原子力機関(IAEA)の「基本安全原則」

国際原子力機関(IAEA)の安全目標

美浜2号機伝熱管損傷事象経緯の概要

軽水炉によるプルトニウム利用の安全確保の考え方

アクシデントマネージメント

チェルノブイリ事故の概要

プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量

高速増殖炉の安全性評価の考え方

燃料サイクル安全については以下のような情報が得られる。

核燃料施設の安全確保の基本的な考え方

核燃料施設の安全規制

核燃料施設における一般的異常事象の分類

核燃料施設における安全対策

核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について

安全評価の目標値と評価結果

六ヶ所村再処理工場からの放射性物質放出量

ウラン濃縮工場から放出される放射性物質

セラフィールド再処理工場に起因する被曝について

六ヶ所再処理施設における爆発対策

プルトニウム海上輸送の安全性

ロシアのトムスク再処理施設の事故

核燃料サイクル施設における航空機墜落

燃料集合体陸上輸送の安全性

燃料集合体輸送時の火災事故

高レベル放射性廃棄物地層処分における安全確保

再処理工場の安全性

再処理施設の安全規制の概要

再処理施設安全審査指針

津波に対する再処理工場の安全性

再処理工場における放射性物質の閉じ込め

再処理工場における火災・爆発の防止対策

再処理工場における臨界の防止対策

再処理工場における航空機事故対策

航空機墜落に対するウラン濃縮工場の安全性

低レベル放射性廃棄物貯蔵施設の放射線影響

低レベル放射性固体廃棄物の処分に対する安全規制

プルトニウムの化学毒性

プルトニウムの安全性

(4)技術動向情報

技術動向情報としては、原子力学会誌、原子力工業、電気新聞などに掲載されているような解説記事から得られる情報を、フロントエンド技術、発電技術、リサイクル技術、バックエンド技術と分類し、整理した。それぞれの情報は以下のようにまとめられている。

フロントエンド技術については以下のような情報が得られる。

ウラン濃縮技術

ウラン濃縮技術開発

混合酸化物燃料

発電技術については以下のような情報が得られる。

経年劣化への対応

我が国における新型転換炉の開発

高温ガス炉の研究開発

我が国における高速増殖炉の開発

海外における高速増殖炉の開発

核融合炉の研究開発の状況

固有安全炉

リサイクル技術については以下のような情報が得られる。

再処理技術

ピューレックス法による燃料再処理

フランスにおける燃料再処理の現状

英国における燃料再処理の現状

バックエンド技術については以下のような情報が得られる。

低レベル放射性廃棄物の処理・処分

廃炉措置、廃止措置

高レベル放射性廃棄物の処理・処分

高レベル放射性廃棄物のガラス固化処理

TRU核種を含む放射性廃棄物の処理・処分

オメガ計画

海外における放射性廃棄物処理処分の状況

(5)政策関連情報

政策関連情報としては、原子力政策および原子力安全規制に関する情報が考えられる。ここでは、原子力委員会「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」や、通商産業省資源エネルギー庁・総合エネルギー調査会原子力部会中間報告書などからの情報を以下のように分類した。また、ここには海外における原子力や核燃料サイクルの現状と動向に関する情報、核不拡散を巡る国際情勢に関する情報、プルトニウム国際管理の検討状況に関する情報なども、国際関係という分類で整理した。

原子力法

原子力基本法における平和利用三原則

原子炉等規制法の概要

電気事業法の概要

放射線障害防止法の概要

災害対策基本法の概要

原子力損害賠償法の概要

電源三法の概要

安全審査

安全設計審査指針

安全評価

原子力委員会及び原子力安全委員会

原子政策

「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」の概要

総合エネルギー調査会原子力部会中間報告書の概要

プルトニウム利用計画

使用済み燃料再処理

廃炉措置、廃止措置

国際関係については以下のような情報が得られる。

原子力安全条約

我が国の旧ソ連・東欧への技術協力

IAEAの保障措置制度

国際査察の現状

核不拡散条約、NPT

国際原子力機関、IAEA

国際核燃料サイクル評価、INFCE

2.2 個別施設情報データベース

燃料サイクルシステムを構成する、濃縮、加工、発電、再処理などの個別システムの放射線管理情報や安全情報、燃料サイクルシステムのオプションごとの物質収支データや、経済収支などの情報が考えられ、このような情報を、燃料サイクルバランス、放射性廃棄物管理、放射性物質線量当量と分類して整理し、いつでも引き出せる形のデータベースとして整備した。ここでの情報源は、原子力白書、原子力便覧などからである。

このデータベースで扱う情報は、内容上数値データが中心となるので、プラットフォームとなるWindows95 上のソフトで、利用可能な表計算ソフトである Excel を用いてデータベースを構築した。Excel では、数値データを納めたワークシートを、セル番号を介して違うワークシートにデータを提供できる仕組みになっているので、それを利用して、各個別施設の情報項目ワークシートの数値を入力及び変更することで、そのデータを参照しているデータすべてが入力及び変更される。

(1)燃料サイクルバランス

燃料サイクルバランス情報としては、以下のように整理した。

換算計数

各ワークシート内の換算計数に用いる値を表形式でまとめた。

ワンススルー図

燃料サイクルシステムのオプションであるワンススルーを選択したときの質量バランスを図式化した。図 2.2 に示す。

ワンススルー表

燃料サイクルシステムのオプションであるワンススルーを選択したときの質量バランスを表形式でまとめた。ここでの数値は「ワンススルー図」の数値に反映される。また、ここでは原子力発電所のタイプを選択して表示するようにしてある。

原子力発電所

PWR プラントと BWR プラントにおける、必要燃料量や、使用済み燃料質量などの質量バランスに関するデータや燃焼度、熱効率やウラン濃縮度などの基礎的データを表形式でまとめ

た。ここでのデータは「ワンススルー表」のデータに反映される。

ウラン濃縮

ウラン濃縮における、天然ウラン供給量や、減損ウラン廃棄量などの質量バランスデータを表形式でまとめた。ここでの数値データは「ワンススルー表」に反映される。

再処理

再処理に関する劣化ウラン回収量や、高レベル放射性廃液量などの質量バランスデータを表形式でまとめた。ここでの数値データは「ワンススルー表」に反映される。

燃料サイクルコスト

ワンススルーおよび、サーマルサイクルを行うときにかかる費用を表形式でまとめた。

コスト一覧

「燃料サイクルコスト」における数値に基づき、ワンススルー及びサーマルサイクル時のコストを一覧表示する。ここでは、燃料サイクルのオプションの選択により表示するようにした。図 2.3 に示す。

(2)放射性廃棄物管理

実用原子力発電所施設ごとの放射性廃棄物量を気体、液体、固体と整理して表形式でまとめ、年度を選択することによって表示するようにした。図 2.4 に示す。再処理施設に関しても、気体、液体、固体と分けて表形式で整理してある。また、別ワークシートに低レベル放射性廃棄物量も施設ごとに表形式でまとめてある。

(3)放射性物質線量当量

燃料サイクルシステムを構成する施設ごとに、放射線従業者数、総線量当量、平均線量当量を表形式に整理して、施設および年度を選択して、表示できるようにした。図 2.5 に示す。また、別ワークシートには実用原子力発電所における被爆実績の合計を年度ごとに整理してある。

燃料サイクルシステムの総合的比較評価

基礎知識・経験ベース

- 社会関連情報
- 経済関連情報
- 安全関連情報
- 技術関連情報
- 政策関連情報
- 参考資料

個別施設データベース

- 燃料サイクルバランス(Microsoft Internet Explorer 3.0以上)
- 放射性廃棄物管理(Microsoft Internet Explorer 3.0以上)
- 放射性物質線量当量(Microsoft Internet Explorer 3.0以上)

AHPによる総合評価

- AHP評価 (Microsoft Internet Explorer 3.0以上)

97/09/02

図2.1　基礎知識・経験ベース目次画面

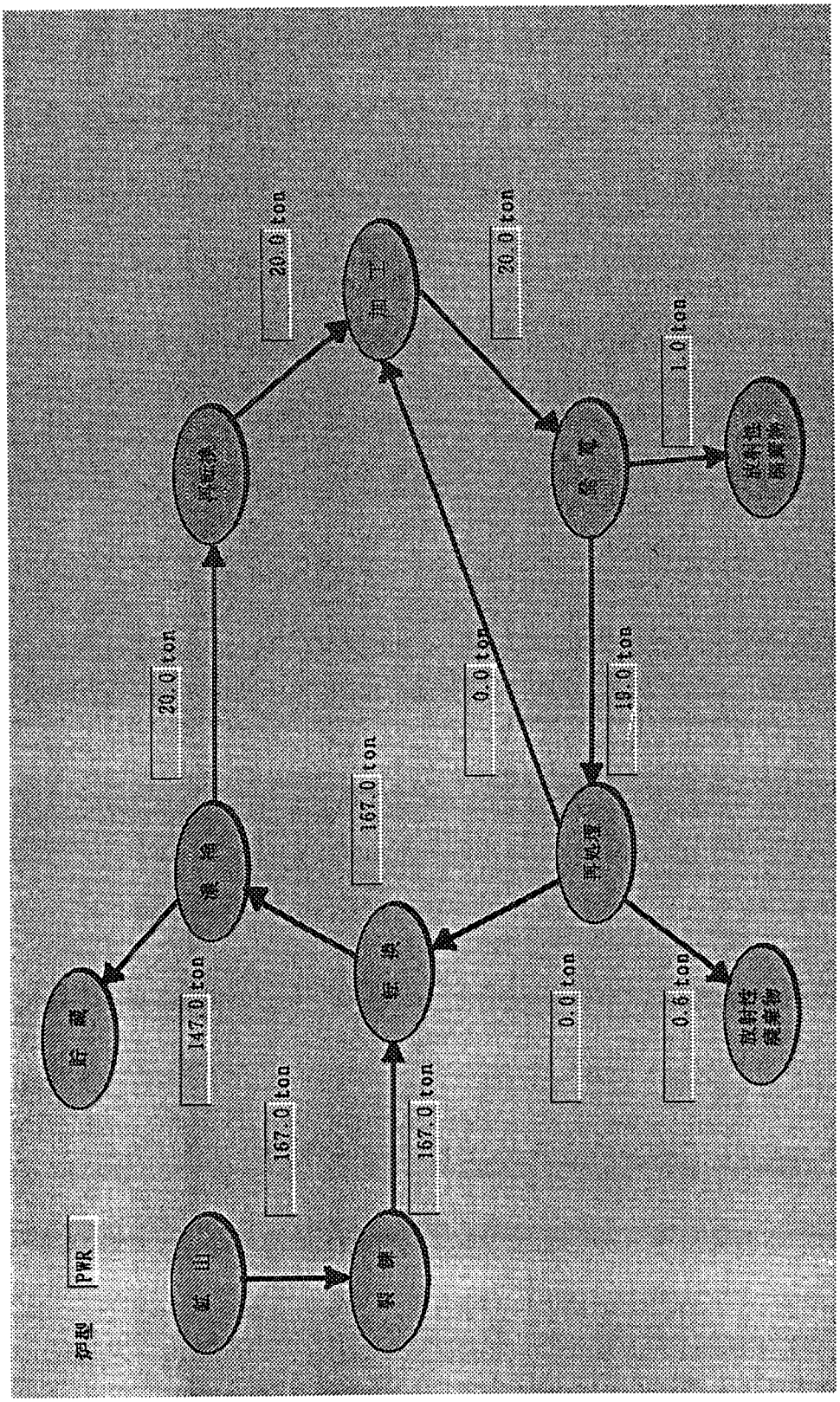


図 2.2　燃料サイクルシステムの質量バランス図(BWR)

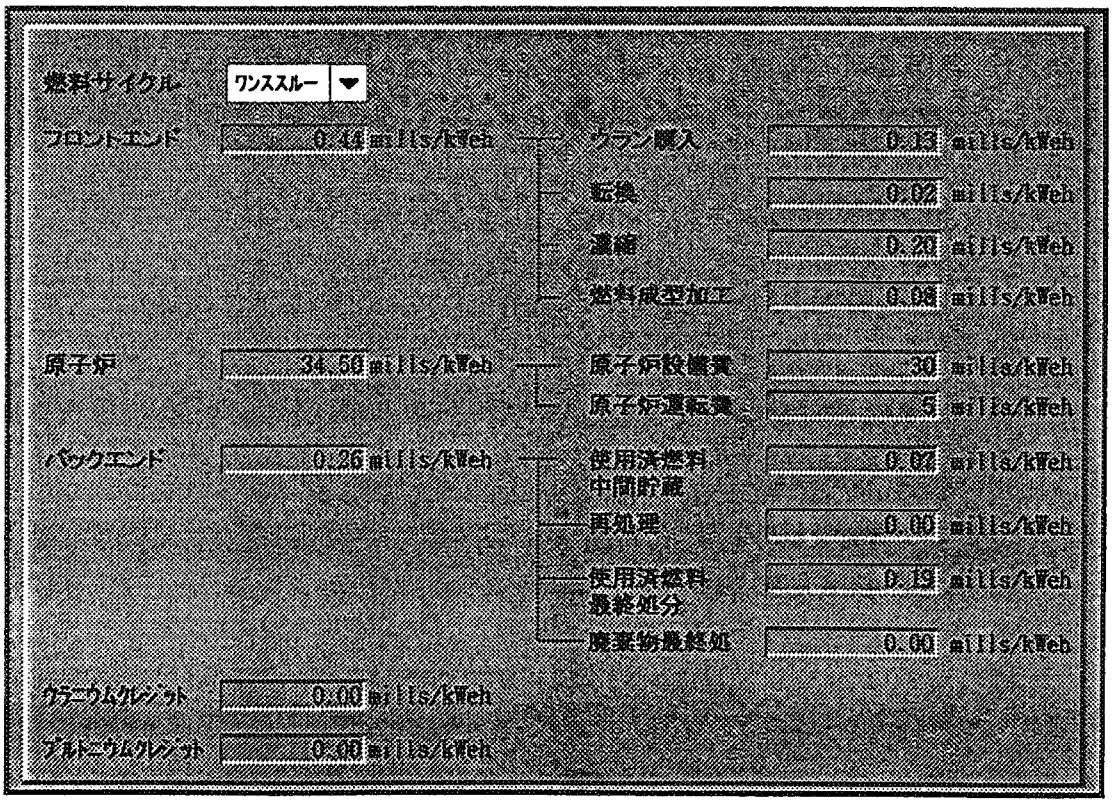


図 2.3　燃料サイクルシステムのコスト一覧

Microsoft Excel - 放射性物質管理.xls

実用発電用原子炉施設における放射性廃棄物の管理状況　1992 年度

発電所名		放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物(Bq)				放射性固体廃棄物(200ℓドラム缶換算本数)								
		放射性気体廃棄物		放射性液体廃棄物		ドラム缶発生量	その他の種類の発生量	ドラム缶累積保管量	その他の種類の累積保管量	ドラム缶焼却減容量	ドラム缶圧縮減容量	ドラム缶搬出減容量	その他の種類の圧縮減容量	貯蔵設備容量
		希ガス	ヨウ素	^{3}H以外	^{3}H									
日本原子力発電(株)	原子炉施設合計	3.0E+14	5.6E+05	1.6E+07	8.3E+08	448	180	72	100	0	0	0	0	1,600
東海発電所	年間放出管理目標	5.8E+14	-	3.7E+10										
日本原子力発電(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	N.D.	1.4E+12	332	1,776	31,229	13,844	851	0	1,480	0	73,000
東海第二発電所	年間放出管理目標	1.4E+15	5.9E+10	3.7E+10										
日本原子力発電(株)	原子炉施設合計	2.9E+09	N.D.	2.5E+06	7.9E+12	2,748	520	35,297	10,264	1,172	0	0	0	85,000
敦賀発電所	年間放出管理目標	2.9E+15	9.1E+10	7.4E+10										
東北電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	N.D.	3.8E+10	2,052	0	8,500	0	1,260	0	0	0	15,000
女川原子力発電所	年間放出管理目標	1.4E+15	8.5E+10	3.7E+09										
東京電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	7.2E+06	N.D.	2.1E+12	5,696	0	238,627	162	9,009	0	2,680	0	298,500
福島第一原子力発電所	年間放出管理目標	8.8E+15	4.8E+11	2.2E+11										
東京電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	N.D.	4.6E+11	2,096	0	17,586	0	252	0	0	0	32,000
福島第二原子力発電所	年間放出管理目標	5.5E+15	2.3E+11	1.4E+11										
東京電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	N.D.	3.9E+11	720	0	2,718	0	549	0	0	0	15,000
柏崎刈羽原子力発電所	年間放出管理目標	5.9E+15	2.1E+11	1.8E+11										
中部電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	2.4E+06	1.0E+12	143	1,128	20,709	9,404	1,092	0	1,920	0	42,000
浜岡原子力発電所	年間放出管理目標	5.1E+15	2.9E+11	1.4E+11										
北陸電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	N.D.	3.0E+09	0	0	0	0	0	0	0	0	5,000
志賀原子力発電所	年間放出管理目標	1.1E+15	3.0E+10	3.7E+10										
中国電力(株)	原子炉施設合計	N.D.	N.D.	2.4E+06	4.3E+11	2,096	877	24,020	2,830	535	0	0	0	35,500
島根原子力発電所	年間放出管理目標	2.5E+15	1.3E+11	7.4E+10										
北海道電力(株)	原子炉施設合計	1.6E+09	1.6E+09	N.D.	2.1E+13	313	8	734	43	0	0	0	0	18,000
泊発電所	年間放出管理目標	1.1E+15	1.1E+10	7.4E+10										
関西電力(株)	原子炉施設合計	1.1E+12	1.9E+07	3.0E+06	1.2E+13	1,077	55	24,121	2,300	812	0	0	0	35,000
美浜発電所	年間放出管理目標	2.1E+15	7.4E+10	1.1E+11										
関西電力(株)	原子炉施設合計	4.4E+11	4.3E+07	N.D.	5.5E+13	1,709	68	31,040	788	511	0	0	0	50,600
高浜発電所	年間放出管理目標	3.3E+15	6.2E+10	1.4E+11										
関西電力(株)	原子炉施設合計	5.3E+11	3.4E+06	7.8E+04	2.9E+13	1,813	582	16,404	2,254	686	0	0	730	38,900
大飯発電所	年間放出管理目標	3.7E+15	1.0E+11	1.4E+11										
四国電力(株)	原子炉施設合計	4.8E+11	9.5E+06	N.D.	2.5E+13	1,694	22	9,895	1,493	830	0	0	752	18,500
伊方発電所	年間放出管理目標	1.5E+15	8.1E+10	1.1E+11										
九州電力(株)	原子炉施設合計	3.7E+11	N.D.	N.D.	2.4E+13	699	124	13,737	2,202	92	0	0	0	19,000
玄海原子力発電所	年間放出管理目標	1.6E+15	8.9E+10	1.1E+11										
九州電力(株)	原子炉施設合計	3.8E+10	N.D.	N.D.	4.8E+13	1,069	55	4,285	81	311	0	0	0	17,000
川内原子力発電所	年間放出管理目標	1.6E+15	6.2E+10	7.4E+10										

図 2.4　原子力施設における廃棄物管理データ

Microsoft Excel - 放射線線量当量.xls

原子力施設における被ばく実績・総合計

事業所名 東海発電所 1992 年度

放射線業務従事者数(人)	社 員	245
	その他	1,570
	合 計	1,815
総線量当量(人・Sv)	社 員	0.06
	その他	0.40
	合 計	0.45
平均線量当量(mSv)	社 員	0.24
	その他	0.25
	合 計	0.25
施設数		1

放射線管理 / 年度別線量当量総合計 / 年度別線量当量施設別

図 2.5 原子力施設における線量当量データ

3. 評価手法の整備

燃料サイクルシステムを総合的に評価し最適なオプションを選択するという問題は、社会的な意志決定問題であると考えられる。このような意志決定問題解決手法にはいくつかあり、その中には定量的に評価された事例[13]もある。ここでの総合的な評価には、評価基準がたくさんあったり、その価値基準に共通の尺度がなかったり、また、定量化しにくいものも含まれる可能性があるので、このような定性的な問題の意志決定支援手法の一つである階層分析法(AHP: Analytic Hierarchy Process)[14][15][16]を利用した評価手法の整備を行うことにした。

3.1　AHP 手法の概要

AHP は、主観的判断とシステムアプローチをミックスした問題解決型意志決定手法のひとつであり、不確実性、曖昧さの下での合理的な意志決定を支援するもので、1971 年ピッツバーグ大学の Satty 教授によって提唱された。AHP には次のような特徴があり、従来の意志決定手法ではモデル化や定量化が困難なため対象とされなかった問題を取り扱うことが可能とされている。

- 価値基準が多数あり、かつお互いに共通の尺度がないような問題に適応できる。
- 判断においてファジイな表現を用いることにより、評価者の負担が軽減される。
- 定量的分析では扱えないような問題に適応する事ができる。
- データが存在しない、あるいはデータ収集が困難な問題に適応できる。
- システムアプローチと主観的判断の組み合わせにより、経験的知識や専門家の判断を意志決定に反映できる。
- グループで意志決定を行う場合、関係者の意見を明示的に取り扱うことにより合意形成を促進できる。
- 判断の整合性を評価できる。

図 3.1 に AHP による評価の流れを示す。

以下に AHP の手順を示す。

(1)判断要素の抽出

対象とする課題を最終目的として、それを特徴づけるような要素を意志決定者の判断により分解す

る。その要素は互いに独立であるような価値基準で、多面的に選ぶとよい。

(2)階層構造の作成

(1)で選んだ判断要素に基づいて、最上位が評価目標、最下位が比較対象(代替案)、中間が判断要素からなる階層構造を作成する。階層の最上層は一個の要素からなる総合目標である。それ以下のレベルでは意志決定者の主観的判断により、1つ上のレベルの要素との関係から決定される。なお、各階層の要素数は7～9程度にするのが望ましいとされている。

(3)一対比較の実施

次におのおのの階層段階で、上位階層からみた下位階層の要素を一対比較して、それぞれの重要度を決定する。このとき認知される重要度は、程度に応じて一般に1～9およびその逆数で表される認知スケールを用いて表現する。また、評価者の負担を軽減するために曖昧な表現を用いて、それに認知スケールを当てはめる。つまり、評価者に「要素 i は要素 j に比べてどれだけ重要か」との質問に対し、その答えを以下のように用意し、数値 a_{ij} を与える。

要素 i は要素 j に比べて	a_{ij}
同程度に重要(equal importance)	1
若干重要(weak importance)	3
かなり重要(strong importance)	5
明らかに重要(very strong importance)	7
絶対に重要(absolute importance)	9

(2,4,6,8 は中間値として用いる。また、$a_{ji}=1/a_{ij}$)

ある階層において n 個の判断要素(この場合は比較対象)が存在する場合、評価者は n(n-1)/2 回の一対比較を行い、それにより得られた a_{ij} を以下に示すような n×n の行列 A に配置する。

$$A = \begin{bmatrix} a_{11} & a_{12} & \cdots & a_{1n} \\ a_{21} & a_{22} & \cdots & a_{2n} \\ \vdots & & \ddots & \vdots \\ a_{n1} & a_{n2} & \cdots & a_{nn} \end{bmatrix}$$

ただし $a_{11}=a_{22}=\cdots=a_{nn}=1$

(4)重要度の評価

以上のようにして得られた一対比較行列から各階層の要素間の重要度を評価する。もし各要素間の重要度が既知でそれぞれが $w_1, w_2, \cdots, w_n$ であったとすると、先ほどの行列 A は次のように表されるはずである。

$$A' = \begin{bmatrix} 1 & w_1/w_2 & \cdots & w_1/w_n \\ w_2/w_1 & 1 & \cdots & w_2/w_n \\ \vdots & & \ddots & \vdots \\ w_n/w_1 & w_n/w_2 & \cdots & 1 \end{bmatrix}$$

そこで、重要度を並べた重要度ベクトル $W'=(w_1, w_2, \cdots, w_n)$ として、これを行列 A'の後ろから掛けると、

$$A'\mathbf{W} = n\mathbf{W} \tag{1}$$

となる。n は判断要素の数である。本来、重要度は未知であるため、重要度ベクトルもまた、未知となる。また、一対比較で得られた行列 A は A'に近似となるはずである。そこで、行列 A の最大固有値を λ_{max} とすると、近似的に以下の式のようになり、固有値問題として解くことで、固有値ベクトル W' を求められる。

$$A\mathbf{W}' = \lambda_{max}\mathbf{W}' \tag{2}$$

W'は正規化されたベクトルつまり、$\Sigma w_i'=1$ である。

また、一般に、このような対角成分が 1 であるような行列 A の最大固有値 λ_{max} は行列の要素数 n と以下のような関係が成り立っている。

$$\lambda_{max} \geqq n \tag{3}$$

これの式は以下のように求められる。

まず、(2)式を成分で書き表すと

$$\sum_{j}^{n} a_{ij} w_j' = \lambda_{max} w_i' \tag{4}$$

と書き表される。(4)式を λ_{max} について解き、i について 1 から n まで加えたものを考える。

$$\lambda_{max} = \frac{1}{n}\sum_{i}^{n}\sum_{j}^{n} a_{ij}\frac{w_j'}{w_i'}$$

$$= \frac{1}{n}\sum_{i}^{n}\sum_{i<j}^{n}\left(a_{ij}\frac{w_j'}{w_i'} + a_{ji}\frac{w_i'}{w_j'} + a_{ii}\right)$$

$$= \frac{1}{n}\sum_{i}^{n}\sum_{i<j}^{n}\left(y_{ij} + \frac{1}{y_{ij}}\right) + 1 \qquad (5)$$

ただし、 $a_{ji} = \frac{1}{a_{ij}} \qquad (y_{ij} + \frac{1}{y_{ij}}) \geqq 2 [\because y_{ij} = a_{ij}\frac{w_j'}{w_i'} \geqq 0]$

よって λ max は

$$\lambda\max \geqq \frac{1}{n} 2 \frac{n(n-1)}{2} + 1 = n \qquad (6)$$

となる。

(5)整合度の評価

意思決定者による一対比較において首尾一貫した回答を期待するのは不可能であり、曖昧さの尺度としてコンシステンシー指数(C.I.:整合度)が定義される。整合度は以下の式によって評価される。

$$C.I. = (\lambda\max - n) \big/ (n-1)$$

この整合度は、首尾一貫した回答によって得られた理想的な行列の場合は 0 となるが、一般にこの値が 0.1～0.15 を越えないようし、超える場合には一対比較の見直しが要求される。

(6)重要度の総合化

各段階で求められた重要度が総合化され、最終目標からみた各々の判断要素の重要度が表される。これにより、各代替案の評価が可能となる。

3. 2 判断要素の検討

燃料サイクルシステムを総合的に比較評価する上で重要となる判断要素(クライテリア)の抽出を行った。判断要素抽出においてあらかじめテストケースとして選ばれた 3 名の評価者により意見抽出を行い、これらの意見を整理することにより最終的な判断要素としてまとめた。以上の検討により次のような

判断要素を抽出している。

(1)社会面

燃料サイクルシステムは原子力エネルギー利用の多様化を図るものであり、国や社会のエネルギー問題、さらには国民の生活や経済に深く関わるものである。また、燃料サイクルシステムの進展にはプルトニウム拡散問題、安全問題など、国民の不信感、不安、懸念につながる側面もある。従って、燃料サイクルを評価する上で、社会面は重要な判断要素となる。また、社会面を構成する要素としては、以下のような判断指標が考えられる

国民性

歴史、気風、嗜好などによって形成される国民性によって選択の判断が左右されると考えられる。

文化レベル

一人あたりの消費エネルギー、安全に対する考え方の違いなどの文化レベルによって選択の判断が左右されると考えられる。

自然環境

資源が豊富か、エネルギーに関する選択肢が多いか、気候が温暖か寒冷かなど、自然環境によって選択の判断が左右されると考えられる。

(2)経済面

燃料サイクルシステムは、原子力開発利用長期計画などに示されているように我が国の原子力政策、電力政策、エネルギー政策の根幹となるものであり、その体系の確立には経済性が重要な問題として認識されている。従って、燃料サイクルシステムを評価する上で、経済面からの検討は重要な判断要素となる。経済面を考える上では、燃料サイクルシステムの形成に要する様々な費用と燃料サイクルシステムから得られる利益から判断する。費用としては、建設費、ウラン購入費、ウラン転換費、ウラン濃縮費、ウラン加工費、MOX 燃料加工費、使用済燃料輸送費、使用済燃料貯蔵費、再処理費、使用済燃料処分費、高レベル廃棄物処分費などがあり、利益としては、回収ウランクレジット、核分裂性プルトニウムクレジット、さらに社会に提供する電力、発電量などが考えられる。

(3)安全面

燃料サイクルシステムに限らず原子力の利用開発に当たっては、安全性の確保が大前提とされている。したがって、燃料サイクルシステムを評価する上では安全面からの検討は重要な判断要素となる。安全面を構成する要素としては、以下のような判断指標が考えられる。

施設安全

燃料サイクルシステムを構成する各施設における事故発生の可能性の程度によって、選択の判断が左右されると考えられる。

従業者安全

燃料サイクルシステムを構成する各施設における平常時および事故時に従事者へ与える影響の程度によって、判断が左右されると考えられる。

公衆安全

燃料サイクルシステムを構成する各施設における平常時および事故時に公衆に与える影響の程度によって、判断が左右されると考えられる。

環境安全

燃料サイクルシステムを構成する各施設の平常時および事故時に環境に与える影響の程度によって、判断が左右されると考えられる。

(4)技術面

燃料サイクルシステムは、様々な技術の集約によって成り立つものである。したがって、燃料サイクルシステムを評価する上で、技術面からの検討は重要な判断要素となる。技術面を構成する要素としては、以下のようなものが考えられた。

完成度

実現性、充足性、信頼性などの技術の完成度によって、選択の判断が左右されると考えられる。

将来性

波及効果、利用性、効率性などの技術の将来性によって、選択の判断が左右されると考える。

クリーン性

廃棄物などの環境に対して負荷となる物の発生量などの技術のクリーン性によって、判断が左右されると考える。

(5)政策面

燃料サイクルシステムは、原子力開発利用長期計画などに示されているように我が国の原子力政策、電力政策、エネルギー政策の根幹となるものである。したがって、燃料サイクルシステムを評価する上では、政策面からの検討は重要な判断要素となる。政策面を構成する要素としては、以下のようなものが考えられた。

核不拡散政策

原爆や水爆の材料となりうる核分裂性物質の蓄積量、その形態などによって、選択の判断が左右されると考えられる。

エネルギー政策

ウラン資源の節約、核分裂物質の生成量などによって、選択の判断が左右されると考えられる。

環境保護政策

放射性物質放出量、廃棄物処分量、廃棄物発生量、二酸化炭素発生抑制効果などによって、選択の判断が左右されると考える。

3.3 階層化モデルの検討

3.2 節で検討した燃料サイクルシステムの総合評価を目的として抽出された判断要素を、主クライテリアと副クライテリアに分けて、階層構造化する。副クライテリアには主クライテリアの補助的判断指標をとることにした。よって、主クライテリアの下に副クライテリアを配置するような階層構造となり、また、判断要素が互いに独立であるものに関しては、同一階層に配置した。ただし、経済面に関しては数値データとして与えられるので今回は副クライテリアを配置しなかった。最下層には、総合比較評価を行う対象つまり、燃料サイクルシステムのオプションである、ワンススルー、サーマルサイクル、そしてファーストブリーダーサイクルの三種類を用意した。図 3.2 に階層構造を示す。

今回は、主観的に階層構造を決定したが、数学モデルを用いてより客観的な方法で最適な階層構造

を導出する手法として ISM(Interpretive Structural Modeling)[15]があり、より多くの評価者が参加する場合に有効であるとされている。燃料サイクルシステムの総合的比較評価を多数の専門家の意見に基づいて行う場合に必要となることも考えられる。

3.4 計算プログラムの整備

以上のことを踏まえて、計算プログラムを構築する。プラットフォームとなる Windows95 上で利用可能な表計算ソフトである Excel を利用した。計算プログラムは以下に示すワークシートで処理される。

AHP の流れ

これからどのように評価して行くのかを評価者に示す。

課題の説明

総合比較評価の目的および評価対象についてを説明する。

判断要素

比較評価する上で、その判断要素がどのような意味を持っているかを説明する。

階層構造化モデル

3.3 節で検討した階層構造図を示す。

判断指標の一対比較

判断要素に関して一対比較を行う。数値の入力は評価者の負担を減らすため、スクロールバーを利用して行う。

燃料サイクルオプションに関する一対比較

燃料サイクルオプションを判断指標について一対比較を行う。数値の入力は評価者の負担を減らすため、スクロールバーを利用して行う。

判断要素一対比較マトリックス

判断要素の一対比較の結果を各判断要素ごとに一対比較マトリックスを表示する。同時に整合度も表示される。一対比較の数値変更に伴いマトリックス数値も変動する。

燃料サイクルオプションの一対比較マトリックス

燃料サイクルシステムのオプションに関する一対比較結果に基づいて一対比較マトリックスを表示する。同時に整合度も表示される。一対比較の数値変更に伴いマトリックス数値も変動す

る。

分析結果表示画面

燃料サイクルオプションの一対比較による総合比較評価結果を、各燃料サイクルオプションについて判断要素ごとの評価結果をテーブル形式および棒グラフ形式で表示される。ここでの数値は一対比較を入力するワークシートと連動しているため、数値入力を行った時点で評価結果も変動する。

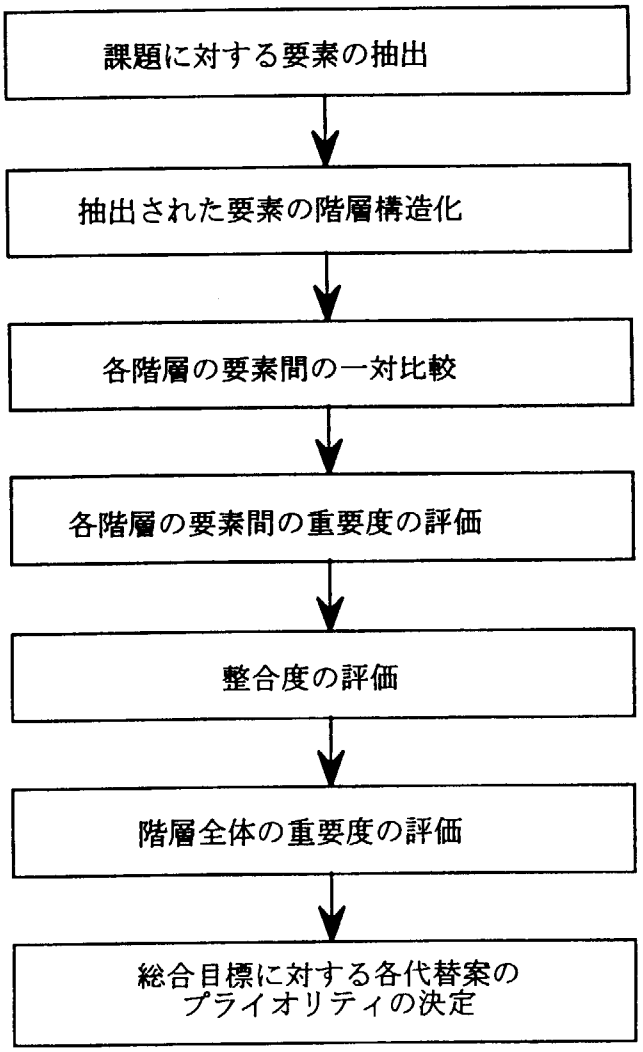


図 3.1　AHP による評価の流れ

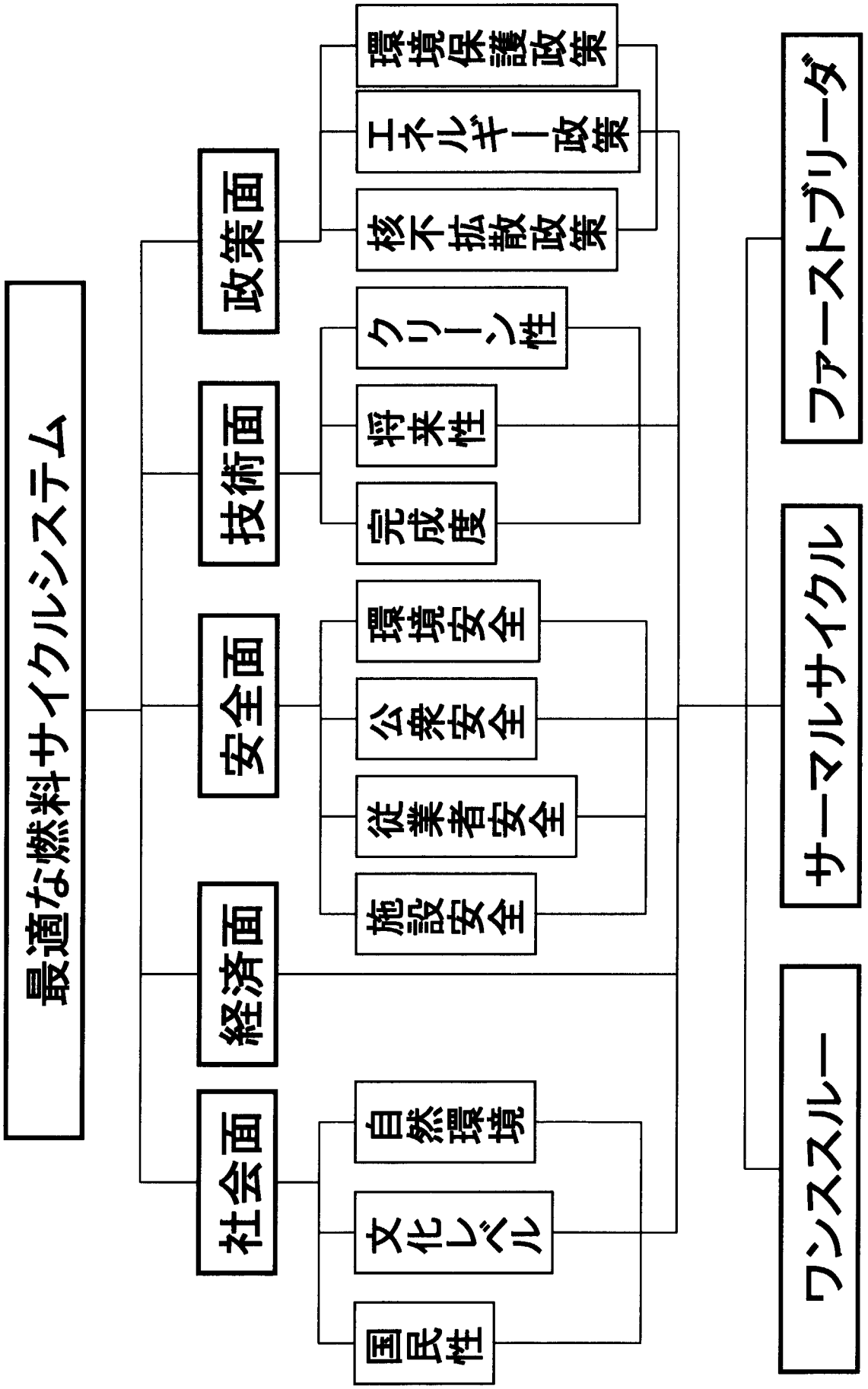


図3.2　燃料サイクルシステムの総合比較評価のための階層構造モデル

4. 試計算の実施

ワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルのうち、最適な燃料サイクルシステムオプションを総合的に比較評価し選択するという問題を考えた。階層構造は前節によって検討されたモデルを用い、整備した計算プログラムの手順に従って試計算を行う。なお、ここでの総合比較評価結果は、手法の整備を目的とした試験的な評価であるため、参考にとどまるものである。実際の評価においては、複数の有識者や専門家の判断を集約する必要がある。

4.1 判断要素のウェイティングの評価

計算プログラムのところで説明したように、判断要素の一対比較を行う。評価者はワークシート上のスクロールバーを利用して数値を入力する。図 4.1 に判断要素の一対比較結果、表 4.1 に一対比較によって得られた結果をまとめた一対比較マトリックスおよびクライテリアのウエイト、図 4.2 にはそれをグラフ化したものを示す。

各クライテリアのウエイトは次のように評価された。

社会面:0.25(国民性:0.58、文化レベル:0.14、自然環境:0.28)

経済性:0.10

安全面:0.43(施設安全:0.03、従業者安全:0.31、公衆安全:0.54、環境安全:0.12)

技術面:0.06(完成度:0.30、将来性:0.09、クリーン性:0.62)

政策面:0.16(核不拡散政策:0.11、エネルギー政策:0.57、環境保護政策:0.32)

安全面の判断がもっとも重要視されていて、次いで社会面、政策面の順となっている。安全面に関しては公衆安全からの判断が重要視されている。また、社会面からは国民性、政策面からはエネルギー政策が重要視されているのがわかる。

4.2. 燃料サイクルシステムのオプションの比較

ワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルのそれぞれの特徴は、

- ワンススルー

  軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、リサイクルしないで処分または、貯蔵するもの。

- サーマルサイクル

  軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、回収ウランとプルトニウムをリサイクルし、MOX 燃料として軽水炉で利用するものである。

- ファーストブリーダーサイクル

  軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、回収ウランとプルトニウムをリサイクルし、MOX 燃料として高速炉で利用するもの。

である。

以上のことを考慮すると以下のようなことがいえる。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはワンススルーに比べ、天然ウランの消費量が少ない。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはワンススルーに比べ、高レベル放射性廃棄物の発生が多くなる。
- ワンススルーの場合は、使用済燃料を再処理した後、直接処分するのに対して、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルの場合は MOX 燃料として再利用できる。
- ファーストブリーダーサイクルの場合、サーマルサイクルおよびワンススルーに比べてプルトニウム生産量が多い。

次にワンススルー、サーマルサイクル、およびファーストブリーダーサイクルの各副クライテリアに関する一対比較を行う。このとき、主クライテリアごとの考慮すべき判断点を挙げながら比較した。図 4.3 にワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルの一対比較を示す。

(1)社会面

社会面からの判断においては、以下のような点を考慮した。

- 我が国は資源小国でありかつエネルギー多消費国であり、核燃料の安定供給の確保が重要である。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルにはプルトニウムおよびウランのリサイクルによって、ウラン資源の有効利用につながる。
- 国民の 7 割が原子力発電の必要性を認めている[1]。

以上の点を考慮しながら一対比較を行うと、国民性、自然環境の観点からはファーストブリーダーサイクルが最もよいと判断され、社会面全体としては、ファーストブリーダーサイクル、サーマルサイクル、ワンススルーの順番でウエイトが決定された。

(2)経済面

経済面からの判断においては、OECD/NEA による「核燃料サイクルの経済性」(3)(1994 年)に示されているデータを参考とした。サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルでは、回収ウランとプルトニウムのクレジットがあるのだが、MOX 燃料加工費が必要となるため、ワンススルーに比べ費用は多くなる。よって、ワンススルーが最もウエイトが高く、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルは同ウエイトとした。

(3)安全面

安全面からの判断においては、次のような点を考慮し、一対比較を行った。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルではプルトニウムを取り扱う MOX 燃料加工施設が必要となる。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルは、ガラス固化廃棄物の量がワンススルーに比べて多くなる。

以上のような点を踏まえて一対比較を行った結果、公衆への安全に関して、ワンススルーは他の二つに比べ大きく有利な結果を示した。施設安全、従業者安全などの他の項目に関しては、ほぼ同じと見なした。安全面としては、ワンススルーが適切であると判断された。

(4)技術面

技術面からの判断においては、以下の点を考慮した。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルでは、プルトニウムを取り扱う MOX 燃料加工施設が必要であるが、現在のところ MOX 燃料加工事業は確立していない。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはプルトニウムおよび回収ウランを有効利用する点で、技術的にみて将来性が高い。

以上のような点を踏まえた結果、技術の完成度に関しては現状の技術を考えると、ワンススルーが

優位である。また、将来性に関しては、ファーストブリーダーサイクルが有望視さているので、一対比較結果にも反映されている。技術面としてみた場合には、ワンススルーが一番ウエイトが大きかった。

(5)政策面

政策面～の判断においては、以下の点を考慮した。

- 新原子力長期計画においては、明確にプルトニウムのサーマルサイクル利用の方針が示されている。
- サーマルサイクルは、プルトニウムの蓄積が抑制できるため核不拡散の観点からは有効である。
- ファーストブリーダーサイクルはプルトニウムの生産量が他のオプションに比べて多くなるため、核不拡散の観点からは不利である。

以上のことを踏まえて、一対比較を行った。核不拡散の観点からはやはりサーマルサイクルが優位であったが、エネルギー政策の観点においては、ファーストブリーダーサイクルが圧倒的に優位となり、政策面としてみたときには、ファーストブリーダーサイクルが優位となる結果が得られた。

以上の結果を、表 4.2 には一対比較によって得られた一対比較マトリックスを、図 4.4 には各オプションのごとのクライテリア別重要度評価結果をグラフ化したものを示す。

4.3 最適な燃料サイクルシステムオプションの選定

4.1 節、4.2 節で行った結果をまとめて、総合的に比較評価された最適な燃料サイクルシステムのオプションを選定する。各副クライテリアにおける各オプションの結果は、主クライテリアに内包される形でまとめられてゆく。主クライテリアでの一対比較の結果、安全面が一番重要視されているので、安全面からみた燃料サイクルシステムのオプションで一番優位であったワンススルーが優位であるが、主クライテリアにおける2番目、3番目に重要視される社会面、政策面で優位を示したファーストブリーダーサイクルが、最終的には最適なオプションであると判断された。図 4.5 にその結果のマトリックスとグラフ化したものを示す。この結果は、手法の整備を目的にした試験的な評価であるので、判断結果は参考にとどまるもであることに注意されたい。

表 4.1　判断要素に関する一対比較マトリックス

社会面	国民性	文化レベル	自然環境	幾何平均	ウエイト
国民性	1.00	3.00	3.00	2.08	0.58
文化レベル	0.33	1.00	0.33	0.48	0.14
自然環境	0.33	3.00	1.00	1.00	0.28
3			合計	3.56	1.00

安全面	施設安全	従事者安全	公衆安全	環境安全	幾何平均	ウエイト
施設安全	1.00	0.11	0.11	0.14	0.20	0.03
従事者安全	9.00	1.00	0.33	5.00	1.97	0.31
公衆安全	9.00	3.00	1.00	5.00	3.41	0.54
環境安全	7.00	0.20	0.20	1.00	0.73	0.12
4					6.31	1.00

技術面	完成度	将来性	クリーン性	幾何平均	ウエイト
完成度	1.00	5.00	0.33	1.19	0.30
将来性	0.20	1.00	0.20	0.34	0.09
クリーン性	3.00	5.00	1.00	2.47	0.62
3				3.99	1.00

政治面	核不拡散	エネルギー	環境保護	幾何平均	ウエイト
核不拡散	1.00	0.33	0.20	0.41	0.11
エネルギー	3.00	1.00	3.00	2.08	0.57
環境保護	5.00	0.33	1.00	1.19	0.32
3				3.67	1.00

総合評価	社会面	経済面	安全面	技術面	政策面	幾何平均	ウエイト
社会面	1.00	3.00	0.33	3.00	3.00	1.55	0.25
経済面	0.33	1.00	0.33	3.00	0.33	0.64	0.10
安全面	3.00	3.00	1.00	5.00	3.00	2.67	0.43
技術面	0.33	0.33	0.20	1.00	0.33	0.37	0.06
政策面	0.33	3.00	0.33	3.00	1.00	1.00	0.16
5						6.24	1.00

表 4.2 燃料サイクルオプションに関する一対比較マトリックス(2／3)

環境安全	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	2.00	1.00	1.26	0.41
サーマル	0.50	1.00	1.00	0.79	0.26
ファストブリーダ	1.00	1.00	1.00	1.00	0.33
3		合計		3.05	1.00

安全面	施設安全	従事者安全	公衆安全	環境安全	ウエイト
ワンスルー	0.01	0.10	0.22	0.05	0.39
サーマル	0.01	0.10	0.14	0.03	0.29
ファストブリーダ	0.01	0.10	0.18	0.04	0.33
					1.00

完成度	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	4.00	4.00	2.52	0.64
サーマル	0.25	1.00	4.00	1.00	0.26
ファストブリーダ	0.25	0.25	1.00	0.40	0.10
3		合計		3.92	1.00

将来性	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	0.20	0.20	0.34	0.08
サーマル	5.00	1.00	0.25	1.08	0.26
ファストブリーダ	5.00	4.00	1.00	2.71	0.66
3		合計		4.13	1.00

クリーン性	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	2.00	1.00	1.26	0.41
サーマル	0.50	1.00	1.00	0.79	0.26
ファストブリーダ	1.00	1.00	1.00	1.00	0.33
3		合計		3.05	1.00

技術面	完成度	将来性	クリーン性	ウエイト
ワンスルー	0.19	0.01	0.25	0.45
サーマル	0.08	0.02	0.16	0.26
ファストブリーダ	0.03	0.06	0.20	0.29
				1.00

核不拡散	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	0.33	2.00	0.87	0.26
サーマル	3.00	1.00	2.00	1.82	0.55
ファストブリーダ	0.50	0.50	1.00	0.63	0.19
3		合計		3.32	1.00

エネルギー	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	0.14	0.14	0.27	0.06
サーマル	7.00	1.00	0.20	1.12	0.24
ファストブリーダ	7.00	5.00	1.00	3.27	0.70
3		合計		4.66	1.00

表 4.2　燃料サイクルオプションに関する一対比較マトリックス(3／3)

環境保護	ワンスルー	サーマル	ファストブリーダ	幾何平均	ウエイト
ワンスルー	1.00	2.00	2.00	1.59	0.49
サーマル	0.50	1.00	2.00	1.00	0.31
ファストブリーダ	0.50	0.50	1.00	0.63	0.20
3			合計	3.22	1.00

政策面	核不拡散	エネルギー	環境保護	ウエイト
ワンスルー	0.03	0.03	0.16	0.22
サーマル	0.06	0.14	0.10	0.30
ファストブリーダ	0.02	0.40	0.06	0.48
				1.00

総合評価	社会面	経済面	安全面	技術面	政策面	ウエイト
ワンスルー	0.04	0.06	0.16	0.03	0.04	0.33
サーマル	0.07	0.02	0.12	0.02	0.05	0.27
ファストブリーダ	0.14	0.02	0.14	0.02	0.08	0.40
						1.00

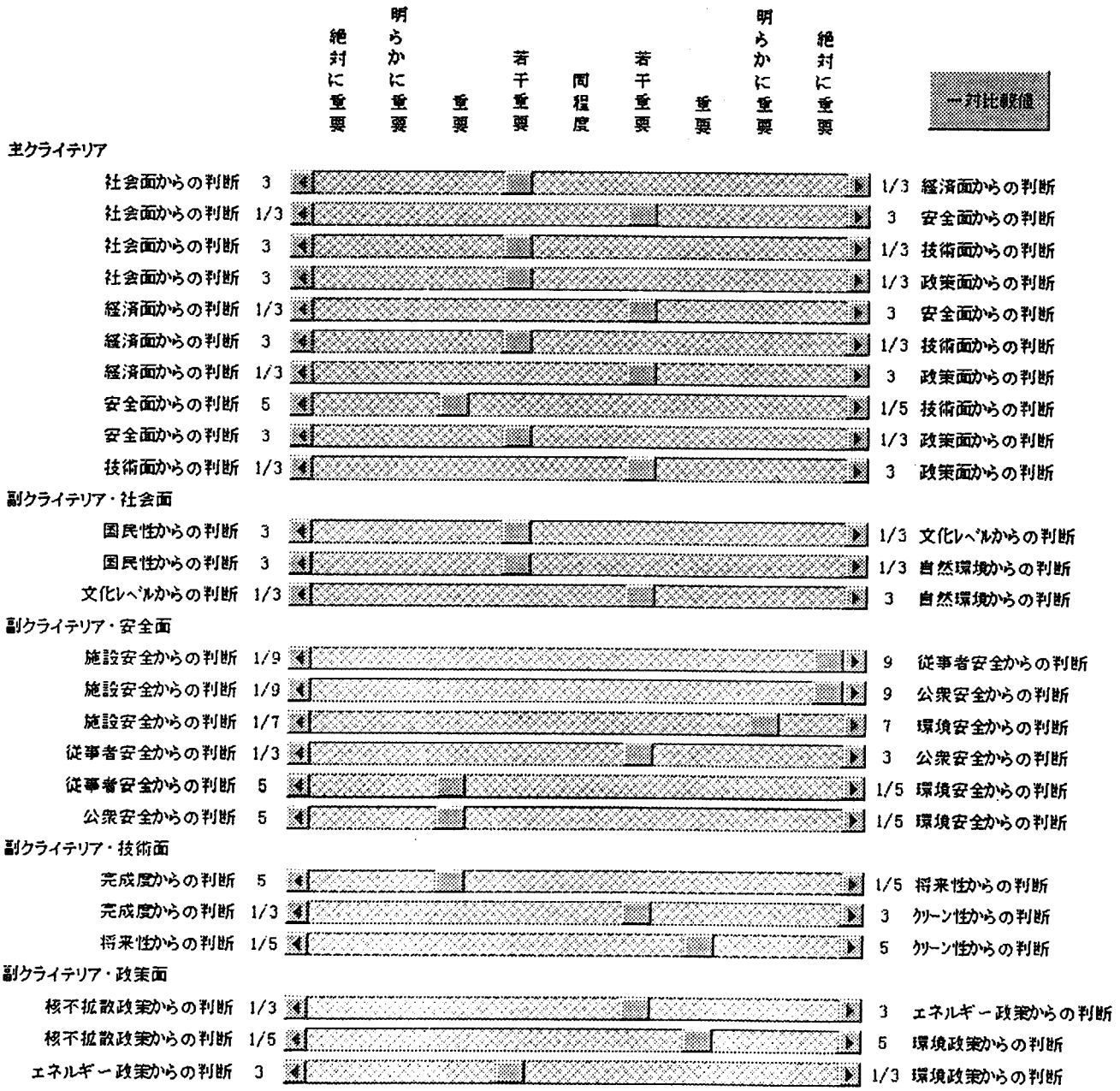
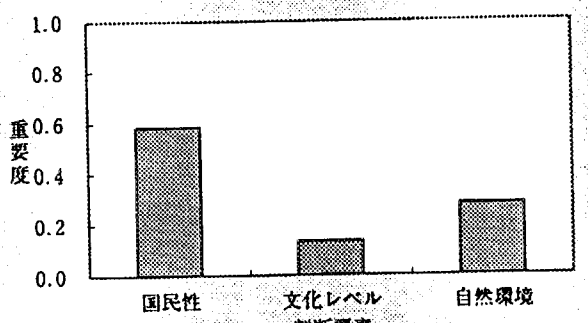
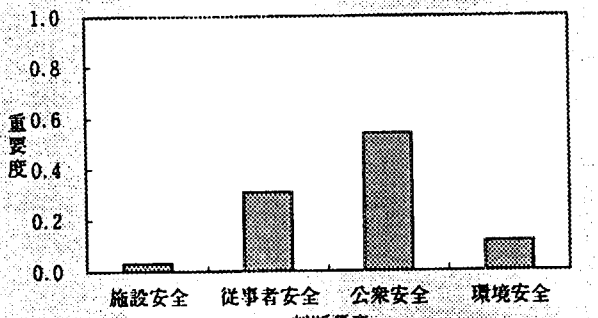


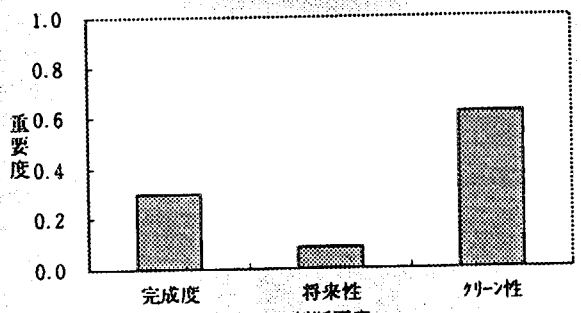
図 4.1　判断要素の一対比較結果



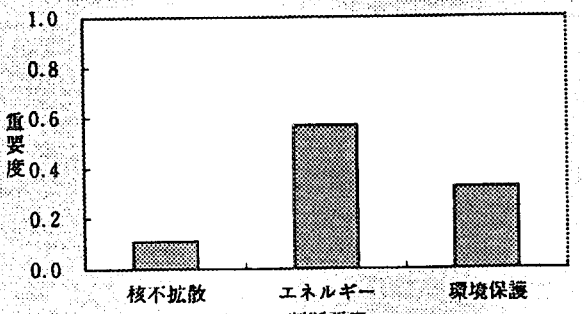
社会面からの判断要素の重要度評価



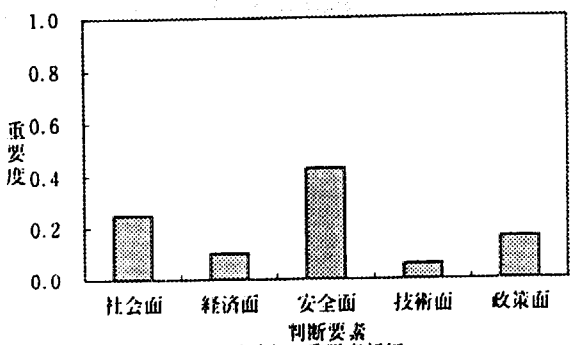
安全面からの判断要素の重要度評価



技術面からの判断要素の重要度評価



政策面からの判断要素の重要度評価



主クライテリア判断要素の重要度評価

図 4.2 判断要素の重要度評価

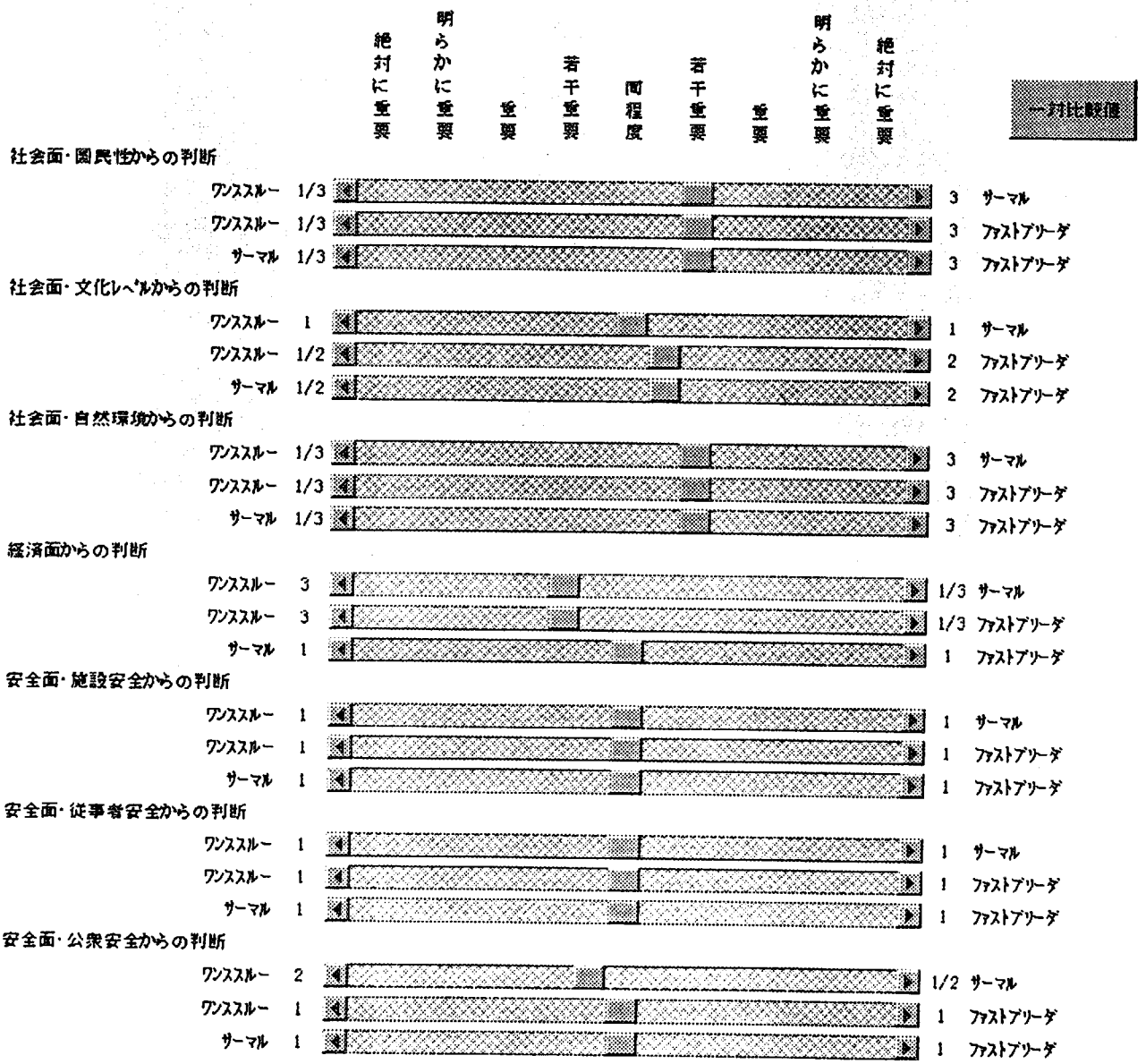


図 4.3 燃料サイクルオプションの一対比較(1／2)

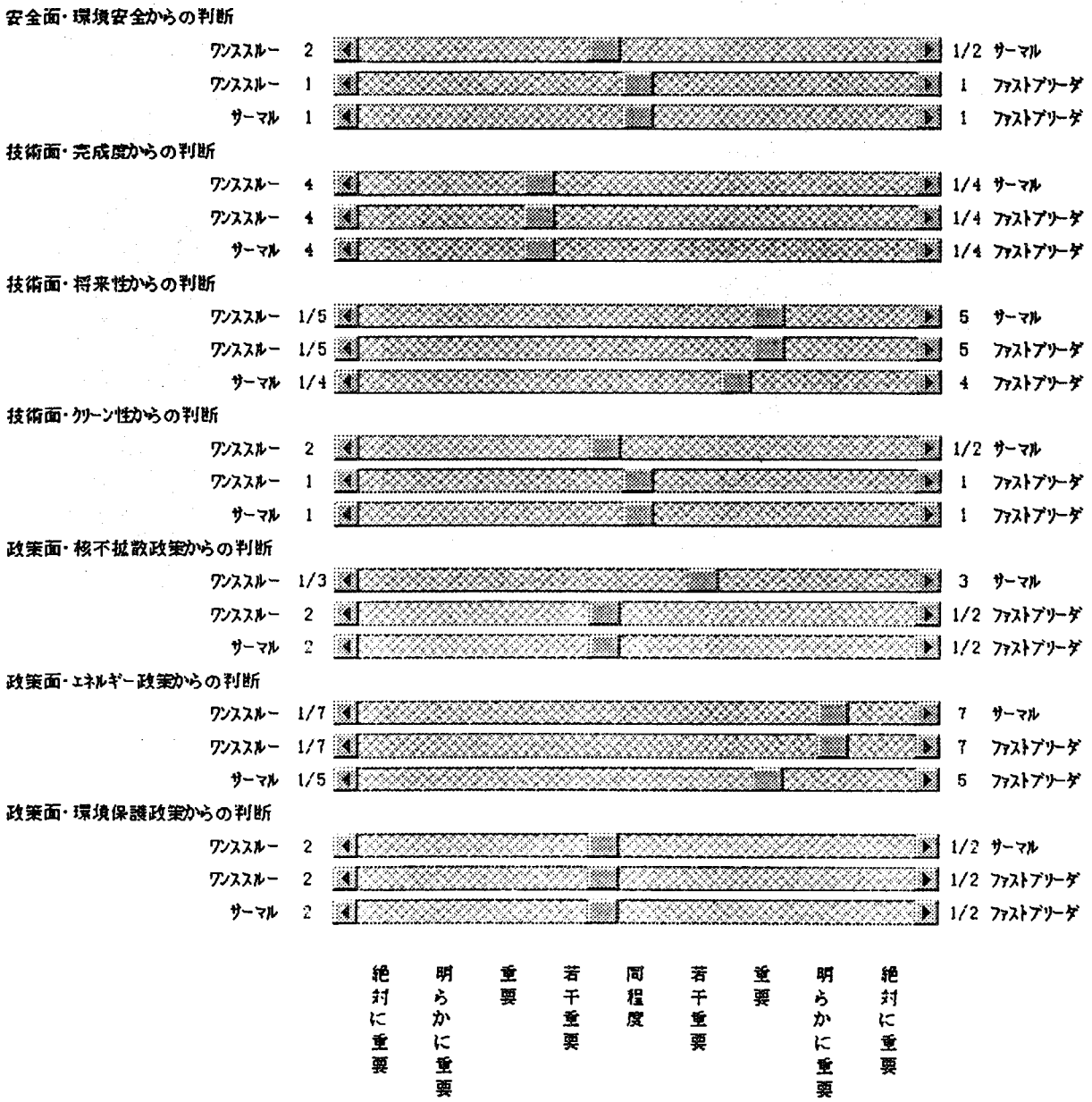
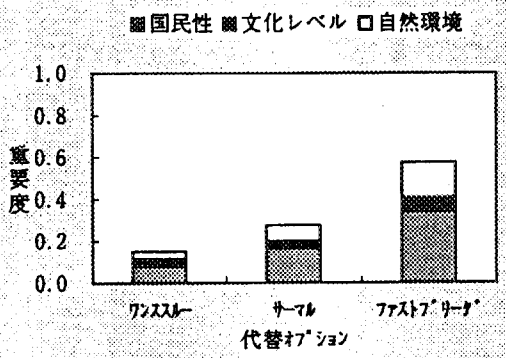
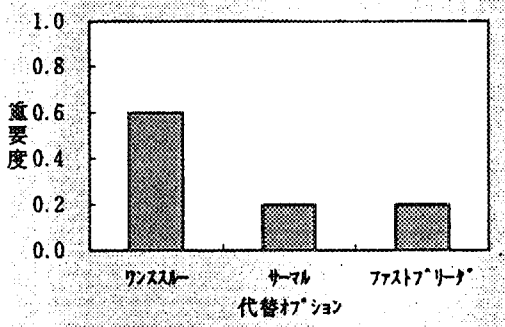


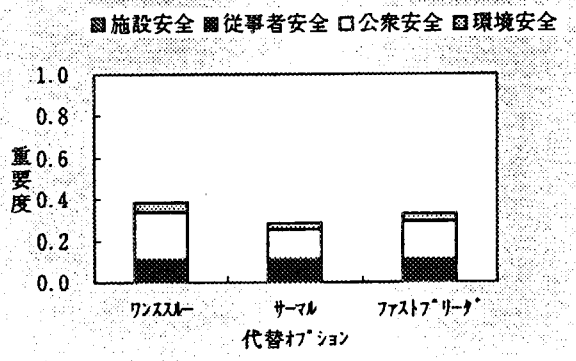
図 4.3　燃料サイクルオプションの一対比較(2／2)



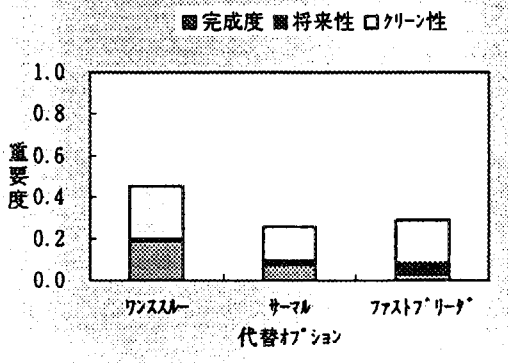
社会面からの代替オプション比較



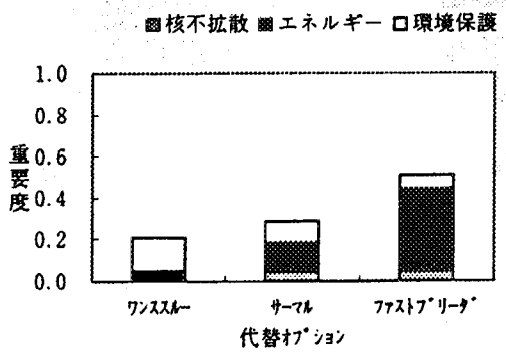
経済面からの代替オプション比較



安全面からの代替オプション比較



技術面からの代替オプション比較



技術面からの代替オプション比較

図 4.4 燃料サイクルオプションの重要度評価結果

総合評価	社会面	経済面	安全面	技術面	政策面	ウエイト
ﾜﾝｽｽﾙｰ	0.04	0.06	0.16	0.03	0.04	0.33
ｻｰﾏﾙ	0.07	0.02	0.12	0.02	0.05	0.27
ﾌｧｽﾄﾌﾞﾘｰﾀﾞ	0.14	0.02	0.14	0.02	0.08	0.40
						1

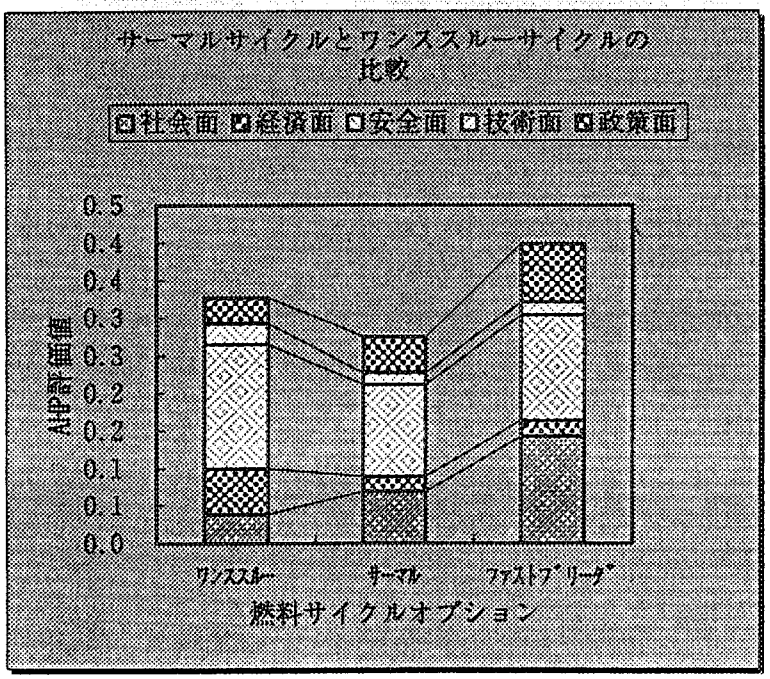


図 4.5　総合評価結果

5. 終わりに

燃料サイクルシステムのオプションである、ワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルを多側面から判断するため、客観的判断を促すデータベース、AHP を利用した最適な燃料サイクルオプションの選定を行う評価システムの構築を行い、サンプル評価を行った。今回は試験的な評価にとどまったが、今後は、複数の有識者や専門家をの判断を集約した評価を行う必要がある。また、複数の評価者による評価を行うには、インターネットを利用した評価システムの構築が有効であると思われる。場合によっては、比較的少人数で検討、抽出した判断要素の変更も考えられる。その場合は、多岐にわたり客観的な判断要素を網羅するため、各分野の複数の有識者や専門家を対象としたヒアリング、またはインタビューが必要となるであろう。

データベースに関しては、今後も評価に必要な情報を順次収集、蓄積、時にはデータの予測を行えるような計算プログラムを用意してゆく必要があると思われる。また、今回のシステムでは、基礎知識・経験データベース、施設情報データベース、評価システムは独立であるので、簡単に引用するためのインターフェイスを今後構築してゆくことも考えられる。

謝　辞

本報告書をまとめるに当たり、日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部内の多くの方々、及び再処理施設安全性評価手法専門部会の委員の方々から貴重な御助言、御指摘を頂いたことに対し深く感謝いたします。

参考文献

(1)通商産業省エネルギー庁「新原子力エネルギー政策－21 世紀に向けて－総合エネルギー調査会原子力部中間報告書」通商産業省調査会出版部(1994)

(2)岡本浩一「リスク心理学入門—ヒューマンエラーとリスク・イメージ—」サイエンス社(1992)

(3)OECD/NEA, "The Economics of the Nuclear Fuel Cycle", (1994)

(4)原子放射線の影響に関する国連科学委員会総会への 1988 年報告書「放射線の線源、影響及びリスク」

(5)日本原子力学会「低線量放射線の影響と安全評価」研究専門委員会「原子力関係者のための放射線の健康影響用語集」(1992.6)

(6)(財)原子力安全研究協会「生活環境放射線(国民線量の算定)」平成 4 年 8 月

(7)松岡理「核燃料サイクル関連核種の安全性評価—比較放射性毒学—」日刊工業新聞社(1995.2)

(8)勝岡理「プルトニウムの安全性評価」日刊工業新聞社(1994)

(9)バーナード・コーエン「私はなぜ原子力を選択するか」ERC 出版(1994)

(10) アメリカ原子力学会、(日本版編集:エネルギーと暮らし・市民の会)、「原子力とその周辺—質問と回答—Book3「安全とリスク」」(1993)

(11) OECD/NEA, "The Safety of the Nuclear Fuel Cycle",(1993)

(12) 原子力委員会「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(1994)

(13) Stanford University, Mechanical Engineering Department, "Analyzing the Reprocessing Decision: Plutonium Recycle and Nuclear Proliferation", EPRI Report NP-931 (1978)

(14) 利根薫「ゲーム感覚意志決定法 AHP 入門」日科技連出版社(1986)

(15) 木下栄蔵「わかりやすい意志決定論入門 基礎からファジー理論まで」啓学出版社(1992)

(16) T.L.Satty, "High-level nuclear waste management : analysis of options", Environment and Planning B, 9,181-196 (1982)

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表 1　SI 基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表 2　SI と併用される単位

名称	記号
分，時，日	min，h，d
度，分，秒	°，′，″
リットル	l，L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$1\ \mathrm{eV} = 1.60218 \times 10^{-19}\ \mathrm{J}$

$1\ \mathrm{u} = 1.66054 \times 10^{-27}\ \mathrm{kg}$

表 5　SI 接頭語

倍数	接頭語	記号
10^{18}	エクサ	E
10^{15}	ペタ	P
10^{12}	テラ	T
10^{9}	ギガ	G
10^{6}	メガ	M
10^{3}	キロ	k
10^{2}	ヘクト	h
10^{1}	デカ	da
10^{-1}	デシ	d
10^{-2}	センチ	c
10^{-3}	ミリ	m
10^{-6}	マイクロ	μ
10^{-9}	ナノ	n
10^{-12}	ピコ	p
10^{-15}	フェムト	f
10^{-18}	アト	a

表 3　固有の名称をもつ SI 組立単位

量	名称	記号	他の SI 単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N·m
工率，放射束	ワット	W	J/s
電気量，電荷	クーロン	C	A·s
電位，電圧，起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	℃	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m^2
放射能	ベクレル	Bq	s^{-1}
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表 4　SI と共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$1\ \text{Å} = 0.1\ \mathrm{nm} = 10^{-10}\ \mathrm{m}$

$1\ \mathrm{b} = 100\ \mathrm{fm}^2 = 10^{-28}\ \mathrm{m}^2$

$1\ \mathrm{bar} = 0.1\ \mathrm{MPa} = 10^5\ \mathrm{Pa}$

$1\ \mathrm{Gal} = 1\ \mathrm{cm/s}^2 = 10^{-2}\ \mathrm{m/s}^2$

$1\ \mathrm{Ci} = 3.7 \times 10^{10}\ \mathrm{Bq}$

$1\ \mathrm{R} = 2.58 \times 10^{-4}\ \mathrm{C/kg}$

$1\ \mathrm{rad} = 1\ \mathrm{cGy} = 10^{-2}\ \mathrm{Gy}$

$1\ \mathrm{rem} = 1\ \mathrm{cSv} = 10^{-2}\ \mathrm{Sv}$

（注）

1. 表 1 − 5 は「国際単位系」第 5 版，国際度量衡局 1985 年刊行による。ただし，1 eV および 1 u の値は CODATA の 1986 年推奨値によった。
2. 表 4 には海里，ノット，アール，ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
3. bar は，JIS では流体の圧力を表わす場合に限り表 2 のカテゴリーに分類されている。
4. EC 閣僚理事会指令では bar，barn および「血圧の単位」mmHg を表 2 のカテゴリーに入れている。

換　算　表

力	N(=10^5dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘　度　$1\ \mathrm{Pa \cdot s (N \cdot s/m^2)} = 10\ \mathrm{P}$（ポアズ）$(\mathrm{g/(cm \cdot s)})$

動粘度　$1\ \mathrm{m^2/s} = 10^4\ \mathrm{St}$（ストークス）$(\mathrm{cm^2/s})$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in²(psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10^7erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{18}
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}
	4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}
	1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}
	1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}
	1.60218×10^{-19}	1.63377×10^{-20}	4.45050×10^{-26}	3.82743×10^{-20}	1.51857×10^{-22}	1.18171×10^{-19}	1

1 cal = 4.18605 J（計量法）

= 4.184 J　（熱化学）

= 4.1855 J　（15 °C）

= 4.1868 J（国際蒸気表）

仕事率　1 PS（仏馬力）

= 75 kgf·m/s

= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10^{-11}
	3.7×10^{10}	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

（86 年 12 月 26 日現在）

燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法の開発