

水炉検討会 2000 年度報告書

(研究報告)



2001年5月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター
日本原子力研究所
東海研究所

本資料は、「日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構との間の高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究に関する研究協力取決め」の下に設置された「水炉検討会」の研究報告として作成されたものです。

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

〒319-1184

茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

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

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute) ,
日本原子力研究所 (Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI))
2001

水炉検討会2000年度報告書

(研究報告)

水炉検討会*

要 旨

核燃料サイクル開発機構では、中長期事業計画を受けて、1999 年度から高速増殖炉（以下、FBR）サイクルの実用化戦略調査研究が本格的に開始された。この研究では、多様な FBR プラントの技術選択肢について検討を実施しており、水冷却 FBR 概念も選択肢の 1 つである。本報告書は、水炉検討会の 2000 年度の活動内容を報告するものである。この検討会は、核燃料サイクル開発機構と日本原子力研究所との間で、情報交換を主体として水冷却増殖炉に関する検討を行うため設置されたものである。

本検討会では、現行軽水炉プラント技術を利用することを前提に、高ボイド率超扁平炉心により転換比を高めた高転換比 BWR 型炉を検討対象として選定し、以下の項目について検討を行った。

炉心設計に関しては、マイナアクチニドおよび一般的に増殖性能を低下させるとされている低除染燃料の装荷までを対象とした。その結果、マイナアクチニドおよび低除染燃料を装荷しても増殖性は確保できることが分かったが、その値は 1.03 程度であり、実用化戦略調査研究での目標である 1.2**には達しなかった。

安全性に関しては、主要な設計基準事象について解析を実施するとともにチャンネル安定性の検討を行い、特に課題はないとの評価した。さらに、設計基準を超えた仮想的な事象についても検討を実施した。対象として過渡変化時の炉停止失敗事象を想定して検討した。その結果、軽水炉と同様に除熱喪失により炉心損傷に至ると評価した。炉心損傷後の再臨界の可能性は否定できないものの、事象推移の所要時間が長いことからアクシデント・マネジメントにより対応可能との知見を得た。しかし、結論を出すには、再臨界による放出エネルギーを検討し事故影響を明確にする必要があると評価した。

導入シナリオに関しては、水冷却 FBR のエネルギー源としての位置付けを検討した。その結果、本炉の導入により天然ウランの累積消費量を究極資源量の 5~10%程度の範囲内に出来る可能性等を確認した。なお、水冷却 FBR では、単位発電量あたり年間の再処理量や加工量がナトリウム冷却 FBR と比較して増大すると評価した。

*) 検討会メンバー一覧を iii 頁に記す。

**) 4.5 節を参照。

本報告書は、「日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構との間の高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究に関する研究協力取決め」に基づき実施した共有成果である。

Report of Working Group on Water-Cooled Fast Breeder Reactors in 2000 Fiscal Year

Working Group on Water-Cooled Fast Breeder Reactors*

Abstract

Based on the medium and long-term program of Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC), the feasibility studies on commercialized fast breeder reactor (FBR) cycle have been started from the 1999 fiscal year. Various options for FBR plant systems have been studied and a concept of water-cooled FBRs is one of these options. The working group on water-cooled FBRs has been organized in cooperation with Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) in order to evaluate water-cooled FBRs based on information exchange. The purpose of this paper is to report the activity of this working group in FY 2000.

A high conversion BWR with high void fractions and significantly flat core, which is subject to use the technology of current light water reactors, was selected for the investigation and the following studies were performed.

Conceptual core design study has been performed in which the loading of minor actinides (MA) and a low-grade decontaminated fuel, which deteriorate the core performance as a breeder in general, have been included. It is shown that the breeding ratio of 1.03 can be achieved even if MA and the low-grade decontaminated fuel are used. However the breeding ratio of 1.2**, which has been set as a target in the feasibility studies, did not achieve.

From the safety standpoint, studies on the major design basis events as well as on the stabilities have been performed, and results show no problems. Furthermore, studies on the postulated events beyond the design basis have been performed. The anticipated transient without scram was selected, and it is shown that a lack of coolant leads to the core damage just same as light water reactors. Although this study cannot deny the occurrence of recriticality after the core damage, it is shown that accident managements can prevent this recriticality because there is time until core begins to damage. However, the evaluation of the energetic consequences is required for the final conclusion.

The role of the water-cooled FBRs in future power generation systems has been studied and the following results have been obtained. There are probable cases that introduction of water-cooled FBRs reduce long-term consumption of natural uranium within the range of 5—10% of ultimate resources. However it is shown that quantity of reprocessing of the spent fuel and fuel fabrication per unit power generation in each year becomes larger than the case in which sodium cooled FBRs become the main system.

Keywords: Water-cooled fast breeder reactor, High conversion BWR, Feasibility studies on commercialized FBR cycle of JNC

*) Member of this working group is listed on page iii.

**) See the section 4.5.

This report belongs to both JNC and JAERI, which is based on Memorandum of cooperation between JAERI and JNC related to feasibility studies on commercialized FBR Cycle .

検討会のメンバー（敬称略、順不同）－所属等は 2001 年 3 月末時点

主査

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部 FBR システムグループ
此村 守 研究主幹

メンバー

日本原子力研究所 エネルギーシステム研究部

将来型炉研究グループ

岩村 公道 グループリーダー、大久保 努、嶋田 昭一郎、白川 利久、中塚 亨、
石川 信行、藤原 節男、与能本 泰介
碓井 修二（2000 年 6 月まで）

熱流体研究グループ

秋本 肇 グループリーダー、新谷 文将、大貫 晃、吳田 昌俊

システム評価研究グループ

佐藤 治 グループリーダー

炉物理研究グループ

久語 輝彦

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部

FBR サイクル解析グループ

平尾 和則 グループリーダー、小野 清 研究主幹、大滝 明

炉心・燃料システムグループ

林 秀行 研究主席、佐々木 誠 研究主席、水野 朋保 研究主幹

リスク評価技術開発グループ

丹羽 元 グループリーダー、飛田 吉春、藤田 哲史

熱流体技術開発グループ

山口 彰 グループリーダー、堺 公明

炉心技術開発グループ

石川 真 グループリーダー、庄野 彰 研究主幹

事務局

核燃料サイクル開発機構 システム技術開発部 FBR システムグループ

山本 昌宏、神山 健司

目 次

1. 序	1
2. 検討範囲および対象	1
3. 1999 年度のまとめおよび 2000 年度の検討課題	2
4. 検討結果	3
4.1. 炉心特性評価	3
4.1.1. 基準炉心の設定	3
4.1.2. MA および FP の影響	3
4.2. 安全性の検討	10
4.2.1. 設計基準事象の評価	10
4.2.2. 安定性について	11
4.2.3. 設計基準外事象評価	11
4.3. 機器配置の検討	26
4.4. 導入シナリオの検討	31
4.5. まとめ	39
5. 2000 年度活動状況	40
6. 2001 年度活動計画	40
参考文献	41

Contents

1. Preface	1
2. Scope and Object of Study	1
3. Summary of FY 1999 and Study Planning of FY 2000	2
4. Results	3
4.1. Evaluation of Core Characteristics	3
4.1.1. Basic Core Design	3
4.1.2. Effects of Minor Actinides and Fission Products	3
4.2. Study on Safety	10
4.2.1. Evaluation of Design Basis Events	10
4.2.2. Investigation of Stability	11
4.2.3. Evaluation of Events Beyond Design Basis	11
4.3. Study on Plant System Configuration	26
4.4. Study on Roles of the Water Cooled Fast Breeder Reactor	31
4.5. Summary	39
5. Activity in FY 2000	40
6. Activity Plan in FY 2001	40
References	41

表リスト

表 4.1-1 高転換比 BWR 型炉基準炉心の炉心性能比較	6
表 4.1-2 軽水炉燃料の再処理の際に MA を除去しなかった場合の燃料組成	6
表 4.1-3 低除染燃料装荷炉心の特性一覧	7
表 4.2-1 BAPL の稠密格子実験の条件	17
表 4.2-2 高転換比 BWR 型炉における安全評価対象事象・異常な過渡変化	17
表 4.2-3 高転換比 BWR 型炉における異常な過渡変化評価結果	18
表 4.2-4 高転換比 BWR 型炉における安全評価対象事象・事故	18
表 4.2-5 高転換比 BWR 型炉における事故評価結果	19
表 4.2-6 水冷却炉：平成 11 年度の検討対象炉心の主要諸元および評価結果	20
表 4.3-1 高転換比 BWR 型炉の基本仕様（基準炉心）	28
表 4.3-2 高転換比 BWR 型炉の ABWR に対するコストの増減	28
表 4.4-1 シナリオ評価に用いた増殖炉の炉特性データ	33
表 4.4-2 シナリオ評価の条件	34

図リスト

図 4.1-1 高転換比 BWR 型炉基準炉心の構成	8
図 4.1-2 解析ケースと燃料の取扱条件の関係	9
図 4.2-1 BAPL の稠密格子出力試験条件	21
図 4.2-2 修正 CISE 式の検証	21
図 4.2-3 事故時における燃料被覆管最高温度	21
図 4.2-4 水冷却炉：損傷炉心高さと臨界高さの関係	22
図 4.2-5 解析の初期温度条件	23
図 4.2-6 高転換比 BWR 型炉における ATWS 時の挙動	24
図 4.2-7 高転換比 BWR 型炉の炉心損傷事故の事象進展と AM 方策	25
図 4.3-1 高転換比 BWR 型炉と ABWR の炉心寸法比較	29
図 4.3-2 高転換比 BWR 型炉と ABWR の圧力容器の寸法比較	29
図 4.3-3 高転換比 BWR 型炉と ABWR の格納容器の寸法比較	30
図 4.4-1 原子力発電容量の想定条件	35
図 4.4-2 水冷却増殖炉のみを導入した場合	36
図 4.4-3 水冷却増殖炉を主体的に、ナトリウム冷却炉を補完的に導入した場合	37
図 4.4-4 ナトリウム冷却炉を主体的に、水冷却増殖炉を補完的に導入した場合	38

1. 序

核燃料サイクル開発機構（以下、「サイクル機構」と言う）の中長期事業計画では、FBR サイクルの実用化のため、経済性の向上に向けた一段の研究開発努力が必要であるとしている。また、資源論的観点に加えて環境論的観点の研究開発も重要であるとし、この認識に立って、安全の確保を前提に 1)経済性の向上、2)資源の有効利用、3)環境負荷低減、4)核不拡散性確保を開発目標にし、中期的には、FBR サイクル全体で軽水炉とその関連核燃料サイクルと比肩する経済性を達成するように研究開発を進めるとしている。

同方針を受け、実用化に向けて、経済性向上を最優先として FBR サイクルの実用化戦略調査研究を 1999 年度より開始した。ナトリウム、重金属、ガス、水等の冷却材、大型炉・中小型モジュール炉・小型等の炉サイズ、ならびに、酸化物・金属・窒化物の燃料形態を対象とした多様な技術選択肢について検討を実施している。フェーズ I（2000 年度末まで）は候補の具体化を図り、フェーズ II（2005 年度末まで）で、候補の絞り込みを実施する予定である。

本「水炉検討会」は以下の趣旨にて設立した。すなわち、冷却材に水を使用する水冷却炉概念については、日本原子力研究所（以下、「原研」と言う）が検討経験および技術的知見の蓄積が豊富であるため、1999 年度より情報交換を主体として、両者が共同で検討を行うこととした。

2. 検討範囲および対象

本検討会を設立するにあたり、検討範囲を水冷却炉の炉心性能と安全性に関する以下の項目に定めた^[1]。また、検討対象として、高転換比 BWR 型炉^[2]を選定した。

① 炉心設計の評価

転換比 1 を超える水冷却炉心が核的に成立することを解析的に確認する。さらに、核特性、炉心熱水力特性を評価する。

② 設計基準事象(DBE)の検討

炉心特性を考慮した、代表的な過渡事象および事故を解析する。

③ 設計基準外事象 (BDBE) の検討

事故進展シナリオを整理するとともに、LMFBR で実施する仮想的炉心崩壊事故 (CDA) 評価が水冷却炉に必要か否か、また、CDA の考慮が必要であるなら再臨界回避の対応が必要か否かを検討評価する。

④ 導入シナリオの検討

選択炉心について、実現性を含めたエネルギー源としての位置付けを検討するため、導入シナリオを評価する。

3. 1999年度のまとめおよび2000年度の検討課題^[1]

2.にて述べた検討範囲に基づき、1999年度の水炉検討会では、以下の点について、原研で実施した解析結果をベースに議論を行った。

- ① 増殖比が1を超えるかどうか
- ② 稠密格子から除熱ができるか
- ③ 再臨界を考える必要があるか
- ④ 導入できるシナリオはどのようになるか

まず、上記①の増殖性については、水炉の設計で通常使用される核設計解析手法が高速スペクトルの下でも妥当性をもっているかどうかを議論し、本研究で選択した高転換比BWR型炉では妥当であるとの結論を得た。したがって、高転換比BWR型炉において、軽水炉取出し使用済み燃料を再処理した高除染プルトニウム(Pu)組成燃料を使用すれば①の増殖性はあると考えられる。そこで、次の課題として、マイナーアクチニド(Minor Actinides, 以下、MA)や核分裂生成物(Fission Products, 以下、FP)が含まれる低除染燃料の影響評価を行うこととした。「実用化戦略調査研究」では、原子炉に対する要求性能としての1つにMAを含む燃料や低除染燃料の使用がある。一般的には、低除染燃料の使用は反応度の減少をもたらすことから、Pu富化度を増加させる等の変更が必要になるため、増殖性能に対して影響があると考えられる。上記②の除熱性については、非公開データに基づいて相関式は適用可能であることが確認されている。今後は、試験条件の設定を含めて、公開データとしてデータベースを充実し相関式の信頼性を増強するために実験を追加していく必要がある。そこで、引き続き熱水力の解析手法等については、従来の知見を整理する活動を続けるが、この課題に対する最終的な回答は留保した上で、水冷却炉の増殖性について検討を継続することとした。

以上より、2000年度の検討課題は以下の通りとなる。

- ① 低除染燃料の炉特性への影響評価
- ② 設計基準事象の結果の評価
- ③ 再臨界発生の有無と発生した場合の影響
- ④ 水炉導入シナリオの検討

さらに、

- ⑤ 機器配置の検討

を実施する。高速増殖炉としての炉心設計を行った場合に、従来の軽水炉プラントの機器配置がどの程度変化し、それがどの程度プラント建設費に影響を与えるかの検討を、経済性の観点から行う必要がある。

4. 検討結果

4.1. 炉心特性評価^[3, 4]

実用化戦略調査研究においては、再処理分野での経済性向上のために低除染再処理が検討されている。このような再処理方法を採った場合には、燃料に MA および FP が混入するため、この燃料が高転換比 BWR 型炉に受入可能かあらかじめ検討しておく必要がある。従って、MA を含む燃料および FP を含む低除染燃料を使用した場合の炉心性能について検討した。

本検討はまず、昨年度対象とした出力 1100MWe の炉心について実施し、その後 1356MWe へと出力増加を図った炉心についても実施した。結果の傾向は同じであることから、ここでは出力 1356MWe の炉心での検討結果のみを述べることとする。

4.1.1. 基準炉心の設定

検討に先立ち、基準炉心を設定した^[5]。この炉心は、Purex 法を用いた高除染燃料で炉心を構成する。基準炉心の炉心構成を図 4.1-1 に、主なスペックを同出力の ABWR と比較して表 4.1-1 に示す。昨年度の選択炉心である高転換比 BWR 型炉を基に、炉心冷却が自然循環にて可能（理由は第 4.3 節参照）であることに着目し、インターナルポンプが占有していた空間を炉心領域に利用することで、熱出力 3926MWt、電気出力 1356MWe へとスケールアップ図った。さらに、サイクル長も 24 ヶ月とした。ただし、炉心設計の基本的な考え方は、昨年度の選択炉心と同じである。すなわち、内部プランケット、上下軸プランケットを有した扁平軸方向非均質炉心である。燃料ピン間隔を 1.3mm と狭くし、炉心平均ボイド率を 70% と大きくすることによって冷却材／燃料密度比を小さくし、増殖比 1.05 を達成した。さらに、炉心形状を ABWR に比べて大きく扁平化させ、中性子を軸方向に逃がす設計とすることによって、負のボイド反応度係数を有する炉心とした。また、軸方向への漏洩中性子を軸方向プランケットに吸収されることによって、増殖比を向上させた。プラントシステムとの取合いについては、第 4.3 節にて述べる。

4.1.2. MA および FP の影響

炉心性能に対する MA および FP の影響を評価するにあたっては、それらの混入量のみならず核種も大きな影響を持つと予測されるため、再処理方法のみならず使用済み燃料の出所についても考え方を明らかにしておく必要がある。そこで、本評価に当たっては、図 4.1-2 に示す燃料の流れ・再処理方法と MA および FP の取扱方法を想定した。ここでは、高転換比 BWR 型炉の導入時期に使用される燃料は、現行軽水炉（熱中性子炉）の使用済み燃料を再処理したもので、導入後は自らの使用済み燃料を再処理するマルチリサイクルもあり得ると考えた。図中の各ケースの説明を以下に記す。

ケース1は、現行BWR(熱中性子炉)の使用済み燃料を高除染再処理したもので、上述した基準炉心の組成である。

ケース2は、再処理時にMAを除去せず100%Puに同伴させるという想定である。ここでは、通常のUO₂燃料とプルサーマル炉から出されるMOX燃料の両者を検討対象とする。これらの組成を表4.1-2に示す。それぞれ、組成1、組成2と称することとする。なお、MAの効果を把握するため、このケースではFPの混入はないものとする。

ケース3は、低除染再処理を想定した。再処理方式は、湿式再処理と乾式再処理の中から、Purex+Setfics+IE法[ケース3-1]と酸化物電解法(RIAR法)[ケース3-2]をそれぞれの代表的な方式として選定した。なお、FPの効果を把握するため、このケースではMAの混入はないものとする。

ケース4は、高転換比BWR型炉による自己リサイクルで、再処理法は酸化物電解法(RIAR法)を想定する。このケースでは、MA・FP両方の混入を考える。

全てのケースにおいて、増殖性と負のボイド係数・反応度の両立を達成するために最適化を行うが、炉心形状・寸法および燃料集合体の横方向の形状は、基準炉心から変えずに対応することとした。各ケースについて最適化された炉心仕様を表4.1-3にまとめて示す。

(1) MAを含む低除染燃料を使用した場合(ケース2)

基準炉心にそのままMAを含む燃料を装荷すると、一般的に冷却材ボイド反応度は正側に大きくなる傾向を持つ。そこで、上下軸ブランケット長さを短くすることで炉心からの中性子漏洩を増大させ、冷却材ボイド係数・反応度を負に保てるよう工夫する。さらに、内部ブランケット長さを増加させることで、増殖性の確保を図る。加えて、出力ピーキングを低減するため、炉内燃料装荷パターンについても変更を行う。

組成1(BWR UO₂燃料)と組成2(BWR MOX燃料)の差は、主に基準Pu組成中の親物質燃料(²⁴⁰Pu)割合と²³⁷Npの差である。組成1では親物質燃料割合が低下するため、実効増倍率が低下する。そこで、炉心長さを増加させた。この場合、燃料に含まれるMAの量は3.9wt%である。軸ブランケット長さが短くなったため増殖比は低下したが、その値は1.01であり増殖性は確保されている。組成2(BWR MOX燃料)の場合には、基準Pu組成中の親物質燃料割合が増加するため、実効増倍率が増大する。そのため、炉心部の核分裂性Pu富化度を低下させることができる。燃料に含まれるMAの量は4.5wt%であった。軸ブランケット長さが短くなったため増殖比は低下したが、その値は1.03であり増殖性は確保されている。

(2) FPを含む低除染燃料を使用した場合（ケース3）

FPを含む低除染燃料を装荷すると、一般的に実効増倍率が低下する。そこで、炉心長さを増加させる。加えて、出力ピーピングを低減するため、炉内燃料装荷パターンについても変更を行う。

Purex+Setfics+IE法を用いて再処理した燃料〔ケース3-1〕を用いた場合、燃料に含まれるFPの量が0.5wt%であるため、基準炉心とほぼ同等の特性を有する。一方、実用化戦略研究で検討されている低除染再処理の中で、最もFPが混入するRIAR法を用いて再処理した燃料〔ケース3-2〕を用いた場合、燃料に含まれるFPの量は1.1wt%であり、ボイド係数を若干正に導く傾向を持つため、上下軸ブランケット長さを短くする必要がある。そのため、増殖性は確保しているが、ケース3-1に比べて増殖比が若干低下する。

(3) 高転換比BWR型炉を用いてマルチリサイクルした場合（ケース4）

ここでは、MAを除去せず、RIAR法で再処理をした燃料が供給されると想定し、マルチリサイクルが可能かどうか評価した。

マルチリサイクル組成は、基準Pu組成に比べて核分裂性Puの割合が減少するとともに、MA、FPが同伴する。実効増倍率はあまり変化しないが、ボイド反応度を正にする傾向を持つ。そこで、ケース2と同様に上下軸ブランケット長さを短くとともに、内部ブランケット長さと炉心長さを増加させた。加えて、燃料装荷パターンについても変更を行った。

この結果、燃料リサイクルを繰り返した燃料を使用しても、増殖比1以上を達成することが可能であった。なお、燃料に含まれるMAの量は2.2wt%、FPの量は1.3wt%であった。

表 4.1-1 高転換比 BWR 型炉基準炉心の炉心性能比較

項目	高転換比 BWR 型炉	ABWR
電気出力(MWe)	1356	1356
熱出力(MWt)	3926	3926
原子炉圧力(MPa)	7.2	7.2
炉心外接半径(m)	3.8	2.7
燃料集合体数	900	872
燃料棒外径(mm)	13.7	11.2 (9×9 燃料)
燃料棒間隔 (mm)	1.3	3.2
炉心部取出燃焼度(10^4 MWD/t) (含む内部ブランケット、除く軸ブランケット)	6.0	4.5
炉心流量(10^4 t/h)	1.7	5.2
炉心出口クオリティ(%)	53	14.5
炉心部平均ボイド率(%)	70	43
核分裂性 Pu 装荷量(t)	14.1	—
増殖比	1.05	—
最大線出力密度(kW/ft)	17	12
MCPR	1.3	1.3
ボイド係数($10^{-4} \Delta k/k/\%void$)	-0.5	-8
100%ボイド反応度	負	—
連続運転期間 (月)	24	13

表 4.1-2 軽水炉燃料の再処理の際に MA を除去しなかった場合の燃料組成

	UO ₂ 燃料の場合 (組成 1)	MOX 燃料の場合 (組成 2)
²³⁷ Np	5.6	0.6
²³⁸ Pu	2.4	3.6
²³⁹ Pu	42.9	27.1
²⁴⁰ Pu	27.2	34.2
²⁴¹ Pu	8.6	9.9
²⁴² Pu	7.6	14.6
²⁴¹ Am	3.9	5.9
^{242m} Am	0.1	0.3
²⁴³ Am	1.3	2.7
²⁴⁴ Cm	0.4	1.0
²⁴⁵ Cm	0.0	0.1
合計	100.0	100.0

[単位: wt%]

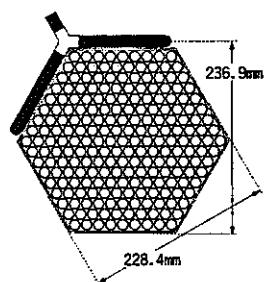
* 軽水炉での燃焼度: 4.5 万 MWd/t、燃料取出～再処理までの期間: 5 年、再処理～装荷までの期間: 2 年とした。

表 4.1-3 低除染燃料装荷炉心の特性一覧

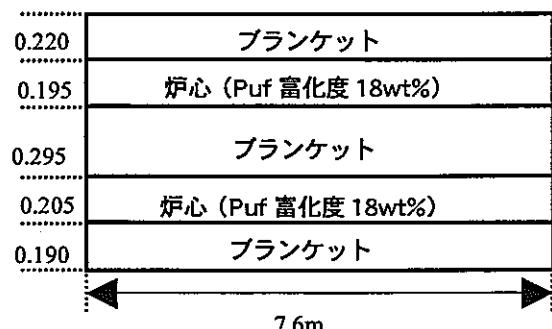
項目	基準炉心	ケース2		ケース3		ケース4
		UO ₂ 炉心取出し (組成1)	MOX 炉心取出し (組成2)	改良湿式法	RIAR 法	マルチリサイクル (平衡)
電気出力(MWe)	1356	←	←	↑	↑	↑
熱出力(MWt)	3926	←	←	←	←	←
原子炉圧力(MPa)	7.2	←	←	←	←	←
炉心外接半径(m)	3.8	←	←	←	←	←
燃料集合体数	900	←	←	←	←	←
燃料棒外径(mm)	13.7	←	←	←	←	←
燃料棒間隔 (mm)	1.3	←	←	↑	↑	↑
炉心部取出燃焼度(10^4 MWd/t) (含む内部プランケット、除く軸プランケット)	6	4.5	5.5	6.0	6.0	5.5
炉心流量(10^4 t/h)	1.7	1.8	1.9	1.7	1.8	1.7
炉心出口クオリティ(%)	53	51	49	55	51	53
炉心部平均ボイド率(%)	70	←	←	71	69	70
増殖比	1.05	1.01	1.03	1.04	1.02	1.01
最大線出力密度(kW/ft)	17	←	←	16	15	17
MCPR	1.3	←	←	←	←	←
ボイド係数(10^{-4} Δk/k/%void)	-0.5	←	←	←	←	←
連続運転期間(月)	24	16	19	21	←	19

上部軸プランケット長さ(m)	0.220	0.110	0.050	0.210	0.160	0.080
上部炉心長さ(m)	0.195	0.215	←	0.220	0.230	0.225
内部プランケット長さ(m)	0.295	0.400	←	←	←	←
下部炉心長さ(m)	0.205	0.225	0.215	0.230	0.240	0.230
下部軸プランケット長さ(m)	0.190	0.140	←	0.170	0.160	0.140

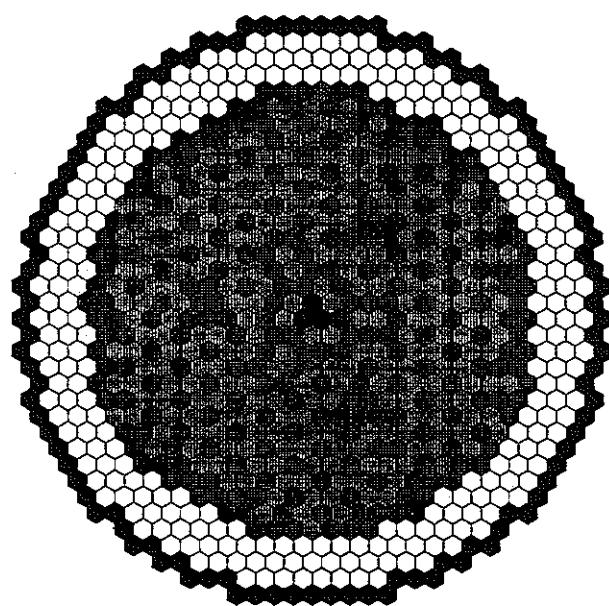
<燃料集合体・制御棒形状>



<炉心形状>



<燃料装荷パターン>



- 新燃料 (New Fuel) - Represented by an open hexagon
- 2サイクル目燃料 (2nd cycle fuel) - Represented by a hexagon with diagonal hatching
- 3サイクル目燃料 (3rd cycle fuel) - Represented by a hexagon with vertical hatching
- 4サイクル目燃料 (4th cycle fuel) - Represented by a solid black hexagon

図 4.1-1 高転換比 BWR型炉基準炉心の構成

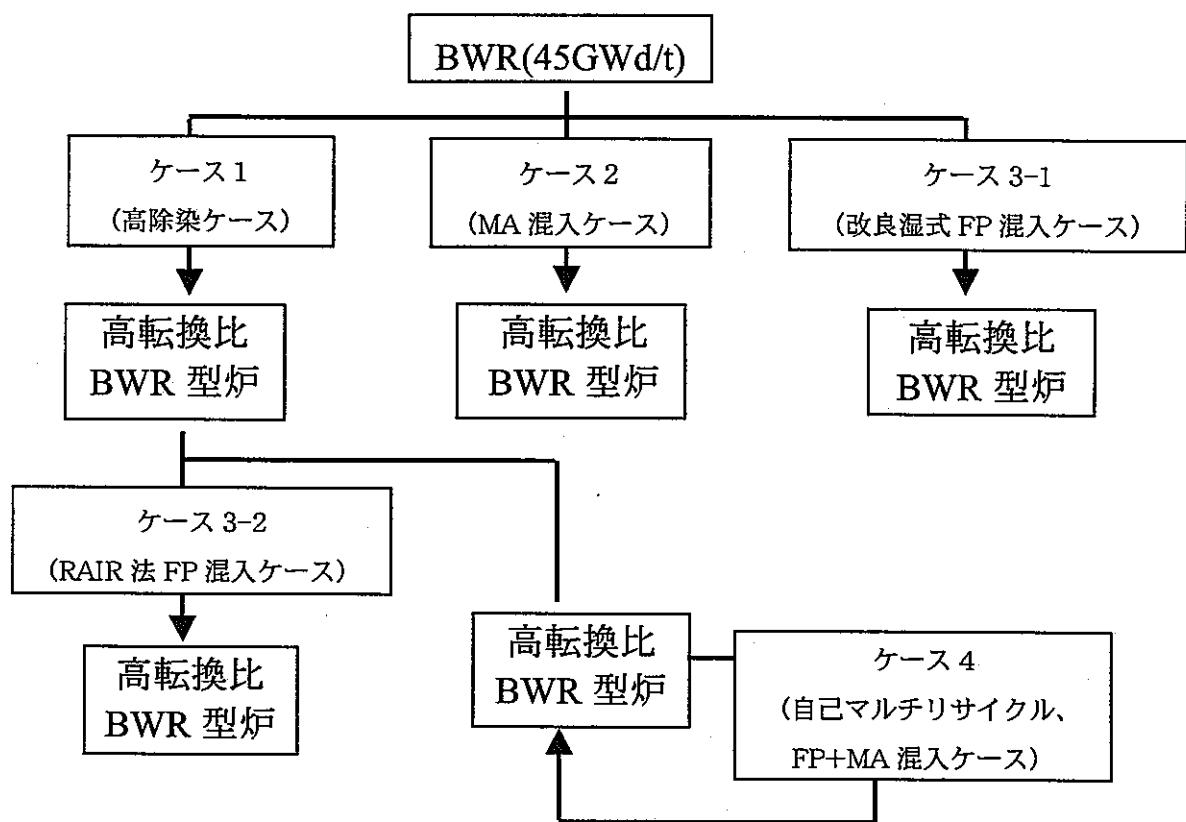


図 4.1-2 解析ケースと燃料の取扱条件の関係

4.2. 安全性の検討

4.2.1. 設計基準事象の評価

(1) 評価に用いる相関式の保守性について^[3]

ここでは、従来の知見の整理を行った。

現行 BWR では、GEXL 相関式を用いて、最小限界出力比 MCPR (Minimum Critical Power Ratio) を制限している。しかし、GEXL 相関式は、現行 BWR 燃料の体系に特化した式であるため、高転換比 BWR 型炉のような稠密燃料体系では用いることができない。高転換比 BWR 型炉の熱的裕度評価には、汎用的な体系に適用可能な修正 CISE 式を用いることとし、修正 CISE 式の稠密炉心への適用性についてはベティス原子力研究所 (BAPL : Bettis Atomic Power Lab.) の稠密格子実験と比較することでその妥当性を判断した。BAPL の実験条件を高転換比 BWR 型炉の炉心条件と比較して、表 4.2-1 に示す。また、試験体形状と条件を図 4.2-1 に示す。

図 4.2-2 に修正 CISE 式と BAPL の稠密格子実験の限界出力の値を比較して示す。この図 (左側) から、ピン間ギャップ 1.5, 2.3mm においては、計算値と測定値は良く一致しており (標準偏差 8%)、修正 CISE 式はピン間ギャップ 1.5mm 程度までは十分適用範囲内であると考える。また、図 4.2-2 右に示した様に、ピン間ギャップがより狭い 0.38mm の場合においても、局所出力ピーキングが高転換比 BWR 型炉の 1.05 に近い 1.0 の場合には、修正 CISE 式が限界出力を保守側に評価することがわかる。したがって、修正 CISE 式は、表 4.2-1 に示した様なピン間ギャップが 1.3mm 等の特徴を持つ高転換比 BWR 型炉の炉心に対しても適用可能であると判断した。

(2) 異常な過渡変化および事故事象評価^[6]

高転換比 BWR 型炉は、ABWR と同様に負のボイド係数・反応度を有するとともに、ほぼ同様のシステム応答をする。また、1)負のボイド反応度係数の絶対値が ABWR に比して小さい、2) 再循環ポンプを有していない、という ABWR と異なった特徴も有している。なお、2) については、第 4.3 節にて述べる。

ここでは、ABWR の設計基準事象を参考に、高転換比 BWR 型炉の特徴および事象の包絡性を考慮した上で、対象とする設計基準事象を選定し評価を行った。判断基準は現行軽水炉の指針類を用いた。その結果、設計基準事象に対して十分な安全性を有する見通しを得たと考える。

(i) 運転時の異常な過渡変化

表 4.2-2 示すような考え方に基づき、1) 出力運転時の制御棒の異常な引き抜き、2) 給水加熱喪失、3) 負荷の喪失、4) 給水制御系の故障、5) 原子炉圧力制御系の故障、6) 給水流量の全喪失、について評価した。解析結果を表 4.2-3

に示す。これらの結果から、高転換比 BWR 型炉が運転時の異常な過渡変化に対して十分な安全性を有する見通しを得た。

(ii) 事故

表 4.2-4 に示すような考え方に基づき、1) 原子炉冷却材喪失、2) 主蒸気管破断、について評価することとした。評価結果を表 4.2-5 および図 4.2-3 に示す。再循環ポンプを有しない自然循環炉のため、事故直後の再循環ポンプトリップの想定による炉心流量低下の影響を受けにくく、被覆管温度の上昇は見られない。この結果から、高転換比 BWR 型炉が事故事象に対して十分な安全性を有する見通しを得た。

4.2.2. 安定性について^[6]

BWR の冷却水は炉心入口で単相状態であるが、炉心中で沸騰を開始し、二相状態で炉心を出る。このような系に外乱が入ると、単相流部では外乱の伝播に位相遅れがないのに対して二相流部はボイドの生成、消滅などによって位相が遅れて振動的な状況が発生する可能性がある。このため、密度波振動の一種であるチャンネル安定性事象を評価する必要がある。

定格運転時のチャンネル安定性減幅比を評価した結果、高転換比 BWR 型炉心は 0.07 であり、ABWR と同程度であるとともにその制限値 0.5 より遙かに小さく、安定性上の問題はなかった。炉心安定性減幅比を評価した結果は、0.01 未満と小さな値になった。これは、炉心安定性に与える影響の大きいボイド反応度係数の絶対値が ABWR と比べて小さく、核的フィードバックの効果が小さいためである。領域安定性も炉心安定性と同じく核フィードバックの影響が大きいが、炉心安定性が 0.01 未満であるので問題ないと判断される。

4.2.3. 設計基準外事象評価^[3]

(1) 再臨界マップによる評価^[7]

水冷却による高速増殖炉として、実用化戦略調査研究にて対象としている以下の 3 炉心^[8]について、臨界体系マップにて炉心損傷時の再臨界性を検討した。

- ① 高転換比 BWR 型炉：炉心有効長 68cm、炉心等価直径 7.2m
- ② 高転換比 PWR 型炉：重水冷却、炉心有効長 200cm、炉心等価直径 5 m
- ③ 超臨界圧軽水冷却高速増殖炉 (SCFBR)：窒化物燃料、炉心有効長 280cm、炉心等価直径 280cm

3 炉心の簡単な諸元を表 4.2-6 に示す。なお、これらは 1999 年度時点で対象とした設計例である。

図 4.2-4 に臨界体系マップを示す。このマップは、横軸にプルトニウム核分裂性物質富化度を、縦軸に無限平板の臨界厚さ、および円柱体系の臨界高さをプ

ロットしたもので、ここに各炉心が軸方向にコンパクションした場合の高さ（損傷炉心有効長と呼ぶ）を重ね合わせることで炉心損傷時の再臨界性を検討することができる。酸化物燃料については、上下にスティールの反射体がある場合と裸の場合につき、無限平板（1次元）、直径 4.6m（2次元円柱体系）、直径 1.8m（2次元円柱体系）の計 6 体系についてプロットした。また、窒化物燃料については上下にスティールの反射体がある場合で無限平板体系についてプロットした。燃料の密度は室温であり、100%の理論密度比である。なお、これらの計算は1次元体系には Sn 輸送計算コード ANISN を用い、断面積セットは SRAC システムのライブラリを使用し、また、エネルギー群数は 107 群とした。また円柱体系には2次元 Sn 輸送コード TWOTRAN を用いた。

図 4.2-4 にはさらに、3種類の水炉について、健全時の炉心有効長と、軸方向にコンパクションした場合の高さをマークしてある。各炉につき、燃料を内部ブランケットと混合し希釈された場合の損傷炉心有効長（○の中に×印）、および燃料だけをコンパクションさせた場合の損傷炉心有効長（○の中に+印）の2点がある。

この図から明らかなように、いずれの炉心であっても、炉心損傷によって燃料がコンパクションすると、反射体付きはもとより、裸の炉心の臨界厚さおよび臨界高さをも超えている。特に高転換比 PWR 型炉と SCFBR については臨界厚さを大きく上回っている点に注意が必要である。高転換比 BWR 型炉については、ボイド反応度を負とすることを意図した炉心の扁平化が再臨界の問題を緩和していることがわかる。

ここでの検討では、コンパクションした燃料の温度、ポロシティ、被覆材の混入等の臨界性を緩和する可能性のある要因が考慮されていない。他方、水・蒸気が損傷炉心中に混入して臨界性を向上させる影響も考慮されていない。しかし、これらの影響は図 4.2-4 における損傷炉心有効長や臨界厚さの上下の相対関係を大きく変化させるものではないと考えられる。温度すなわちドップラの効果は同図上では極めて小さい。ポロシティを考慮すれば損傷炉心有効長を増加させるが、臨界高さもほぼ比例して増加する。スティールの混入は臨界高さを若干高めるが、例えば 30% のポロシティにスティールを詰めた場合の臨界高さの増加は十数% に過ぎず、被覆材として核的に良好なジルカロイ（高転換比 BWR 型炉）やインコネル（SCFBR）を使用する場合にはこの増分は十%程度に減少する。もちろんポロシティへの水・蒸気の混入は臨界高さを減少させる。

以上の検討から、水炉については、炉心損傷時の再臨界問題を注意深く検討する必要があることと結論できる。特に炉心有効長の高い炉心については、通常設計のナトリウム冷却酸化物燃料炉心（炉心有効長 100cm 程度、損傷炉心有効長 40cm 程度）を上回る再臨界の可能性があると考えるべきである。また、例えば LOCA 時に制御棒が挿入された状態で炉心損傷に進展する場合（TMI-2 の

ような状況) にも、再臨界の問題を忘れてはならない。再冠水の条件についても更なる注意が必要である。

(2) 事象進展の検討

ここでは、選択炉心である高転換比 BWR 型炉について、起因事象から炉心損傷、さらには再臨界に至る事象進展を半定量的に検討した。

(i) 起因事象について

高転換比 BWR 型炉は、ABWR とほぼ同一のシステムを有し、同一のシステム応答をすること、ABWR と同様に炉心が負のボイド係数・反応度を有していることを考慮すると、炉心損傷に至る仮想的な事象シーケンスは、ABWR と同一、すなわち、高転換比 BWR 型炉で炉心損傷発生頻度評価に寄与が高いシーケンスは以下 6 ケースとなると考えられる。

- ・過渡事象後の高圧注水、減圧失敗 (TQUX)
- ・過渡事象後の高圧注水、低圧注水失敗 (TQUV)
- ・全交流電源喪失 (TB、SBO)
- ・過渡事象後のスクラム失敗 (TC、ATWS)
- ・過渡事象後の崩壊熱除去失敗 (TW)
- ・冷却材喪失事故時の注水失敗 (LOCA)

これらは全て、炉心部の冷却材が喪失して炉心が露出し、低出力状態で炉心の崩壊が進行することになると推定できる。

評価対象としてまず、過渡変化時の炉停止失敗 (ATWS : Anticipated Transient Without Scram) によって炉心損傷に至る事象を選定した。この ATWS 事象は、ナトリウム冷却高速炉が炉心崩壊事故 (CDA) に至る代表的な事象で、高速炉の安全上の特質が早期に顕在化すると考え対象に選定した。ここで、高速炉の安全上の特質とは、炉心構成が最大反応度体系でなく、CDA 時において燃料の配置が大規模に変化するような場合には即発臨界が生じる可能性があるということである。ただし、炉心損傷に至る仮想的なシーケンスの内、ATWS の発生する頻度は極めて低い。発生頻度としては、ATWS 以外の事象である制御棒が挿入された状態での炉心損傷事象 (Protected Melt Down : PMD) が大部分を占めることから、評価対象としての代表性については慎重に検討する必要がある。

(ii) 事象進展評価

ATWS について、起因事象から炉心損傷に至るまで解析を実施した。前述のように、この ATWS は最も早く炉心損傷に移行する起因事象であるが、それでも炉心損傷に至るまでに 5000 秒以上を要し、ナトリウム冷却高速炉に比べて極めて大きな時間的裕度を有することがわかった。

さらに、炉心損傷が発生した後の事象進展についての評価を実施した。解析の初期条件を図 4.2-5 に、解析結果を図 4.2-6 にそれぞれ示す。100s と 140s 前後でそれぞれ下部炉心の上部、上部炉心の下部の被覆管が溶融移動することで反応度が印加されるが、反応度は 0.6\$程度にとどまるため、即発臨界には至らない。195s で下部炉心下部の被覆管が溶融移動を開始することで即発臨界を超過し、5000Po 程度の出力ピークが発生する。発生エネルギーは約 12FPS である。なお、本解析はメッシュサイズが粗いため、物質移動による反応度レベルは妥当に評価するが反応度挿入率は過大に評価される。これが、図 4.2-6 にて階段状の反応度上昇が示されている理由である。しかし、即発臨界超過後については、負のフィードバック効果が過小評価されるため、到達反応度レベルは過大評価されているものと考えられる。それでも、出力ピーク発生直後の炉心部燃料平均温度は 2000K 程度（局所最大値は下部炉心上部で、2900K 程度）であり、再臨界による炉容器への機械的影響は殆ど無いと考えられる。この出力ピーク発生後、燃料は内部軸ブランケット、下部軸ブランケットおよび下部タイプレートに侵入して反応度が急速に低下し、核的な事象進展は終息することが示されている。

(iii) まとめ

以上の知見を基に、炉心損傷時の事象進展を推定し図 4.2-7 にまとめた。再臨界の発生する可能性のある場所は図に示されているように、事象進展に応じて 3 つの場所が考えられる。それぞれ、炉心内再臨界フェーズ、RPV 底部再臨界フェーズ、およびドライウェル再臨界フェーズと称して、以下に各特色を説明する。

(a) 炉心内再臨界フェーズ（図中の①）

最も早期に炉心損傷に至る ATWS 事象でも 5000 秒以上の時間的裕度があるため、各種のアクシデント・マネージメント（AM）が可能である。AM に失敗して初めて、崩壊熱レベルで燃料損傷が開始する。上述したように、ATWS 時でも作動流体が存在しない状態での即発臨界超過であるため、機械的エネルギーへの転換率は小さい。このため、ATWS 時の事故シーケンスは熱的影響が主体であり、PMD と同様の事象推移になる可能性が大きいと推定できる。

PMD については、今後評価する必要があるが、LMFBR での知見から推定すると、燃料集合体および制御棒の崩落が進展し、上下の炉心燃料が近接・混合した場合、再臨界に至る可能性を否定できない。ただし、再臨界状態に移行しても、作動流体が存在しないため、大きな機械的エネルギー発生の可能性は低く、熱的事故影響が主体となると推定される。

したがって、炉心内再臨界フェーズでの熱的事故影響は、現行 LWR の炉心損傷事象に比較すると、温度レベルのより高い融体が形成され、これが原子炉圧

力容器（RPV）底部に移行するところに特徴があると推測される。すなわち、現行 LWR での融体温度レベルが 2400（共晶点）～2850°C(UO_2 融点)であるのに対して、高転換比 BWR 型炉での融体温度レベルは 2850～4500°C と予想される。

図 4.2-7 に示す「炉心損傷」が始まり、①の「再臨界」に至る間での所要時間は、300 から 3000 秒程度と推定される。このため、事象進展の速さに依存して、有効な AM を実施できる場合とできない場合とがあるものと考えられる。炉心内再臨界フェーズでの AM としては、起因事象の段階で喪失した RPV 注水機能の回復を図ることが重要で、特に炉心損傷初期の段階で実施することが有効と考えられる。

(b) RPV底部再臨界フェーズ（図中の②）

RPV 底部での再臨界は、炉心内再臨界によって形成された高温度融体が蓄積されることによって生ずる。RPV 底部には水が残留しているが、FARO、COTELS、ALPHA 等の現行 LWR 試験の知見により、炉心部から移動した融体との相互作用によってエナジエティックな結果となる可能性は小さいと推測できる。従って、RPV 底部での再臨界影響は熱的影響(RPV の溶融貫通)が支配的となると考えられる。

また、高転換比 BWR 型炉では、燃料崩壊形態に依存して燃料デブリの Pu 富化度は 10-18% の範囲にある。炉心燃料とプランケットなどの混合により Pu 富化度が 10% 近傍では再臨界の可能性は小さい。しかし、炉心内再臨界で形成された高温度の炉心燃料が先行的に RPV 底部に半球状に蓄積した場合には、RPV 底部での再臨界の可能性があると考えられる。ただし、RPV 再臨界フェーズでは炉心内再臨界フェーズとは異なり、事象進展の経過時間が長い。このため、RPV 注水機能の回復、あるいは RPV 冷却などの AM を実施できる可能性は相対的に増加すると考えられる。

(c) ドライウェル再臨界フェーズ（図中の③）

ドライウェル再臨界フェーズでの再臨界は、RPV 再臨界によって形成された高温度融体が下部ドライウェルに蓄積され臨界厚さを超過することによって生ずる。ドライウェルの断面積は RPV の断面積の 2 倍以上あるため、落下融体が有効に平坦化すれば再臨界の発生可能性は著しく減少すると考えられる。

また、ドライウェルに水が残留していても、移動した融体との相互作用によってエナジエティックな結果となる可能性は小さい。高転換比 BWR 型炉の炉容器外事象では、ドライウェル再臨界の発生の有無に拘らず、現行 LWR の崩壊熱レベルでの炉容器外事象に比較すると、温度レベルのより高い融体の熱的影響(主にデブリ-コンクリート反応による非凝縮性ガスの生成量の増加)が支配的となると考えられる。

なお、高転換比 BWR 型炉では、炉容器内事象での再臨界の可能性があるため線源影響が増大するものと予想される（揮発性 FP、不揮発性 FP、Pu の PCV 内

放出）。ただし、有効な AM を実施できる可能性はある。万一、この再臨界による線源影響の増大があったとしても、炉容器外事象に対する以下の設計対応、あるいは AM を行うことで事故影響を現行 LWR と同程度に抑制することが可能と考えられる。

- ・ドライウェルへのコアチャッチャーの設置（再臨界抑制、熱的影響緩和）
- ・PCV へのボロン水注水強化（熱的影響緩和）
- ・ペデスタルへのボロン水注水強化（熱的影響緩和）

表 4.2-1 BAPL の稠密格子実験の条件

	ピン間 ギャップ [mm]	ヒータ ピン径 [mm]	ヒータピン加熱長 [cm]	出力分布	質量流量 [kg/s·m ²]	入口エンタ ルピ [kJ/kg]
試験条件	1.5	6.4	137.2	一様分布、 1.5	340～4070	400～1440
	2.3	7.1				
	0.38	19.1				
高転換比 BWR型 炉の炉心 条件	1.3	13.7	110.5 (上下プランケット含 む加熱長)	1.05 以内	460	1250

表 4.2-2 高転換比 BWR 型炉における安全評価対象事象・異常な過渡変化

分類	代表させる事象	評価の 有無	理由
炉心内の反応度又 は出力分布の異常 な変化	制御棒起動時における制 御棒の異常な引き抜き	×	ABWR と同様に炉周期短信号で制 御棒引抜を阻止するため、燃料工 ンタルピの基準を満たすことが明 らかなかため。
	出力運転中の制御棒の異 常な引き抜き	○	再循環ポンプを有さない高転換比 BWR 型炉では、△MCPR が比較的 大きくなる事象として選定
炉心内の熱発生又 は熱除去の異常な 変化	冷却材流量の部分喪失	×	再循環ポンプの部分停止を想定た 事象であり、高転換比 BWR は再 循環ポンプを有さないため除外
	外部電源喪失	×	加圧事象であり、その影響は負荷 の喪失に包絡される
	給水加熱喪失	○	ABWR ではすべての過渡事象の中 で最も厳しい事象
	原子炉冷却材流量制御系 の誤起動	×	再循環流ポンプの異常を想定した 事象であり、高転換比 BWR は再 循環ポンプを有さないため除外
環境への放射性物 質の異常な放出	負荷の喪失	○	加圧事象の代表として選定
	主蒸気隔離弁の誤閉止	×	加圧事象であり、その影響は負荷 の喪失に包絡される
	給水制御系の故障	○	水位上昇事象の代表として選定
	原子炉圧力制御系の故障	○	減圧事象の代表として選定
	給水流量の全喪失	○	水位減少事象代表として選定

表 4.2-3 高転換比 BWR 型炉における異常な過渡変化評価結果

事象	結果			
	MCPR	表面熱流束最大値	原子炉圧力	燃料エンタルピ
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	1.19	112%	わずかに上昇	—
給水加熱喪失	初期値以上	115%	わずかに上昇	—
負荷の喪失	初期値以上	初期値以下	8.3	—
給水制御系の故障	1.29	103%	8.0	—
原子炉圧力制御系の故障	1.29	103%	8.0	—
給水流量の全喪失	1.27	初期値以下	初期値以下	—

*成立性判断のめやす：MCPR>1.07 以上、表面熱流束最大値<約 130%、原子炉圧力<約 9.5MPa

表 4.2-4 高転換比 BWR 型炉における安全評価対象事象・事故

分類	代表させる事象	評価の有無	理由
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失 (HPCF 破断)	○	HPCF 破断、給水配管破断等の解析に基づき、HPCF 破断を選択。
	冷却材流量の喪失	×	冷却材流量喪失の原因となる再循環ポンプを有さないため。
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒落下	×	BWR に比べ制御棒本数が増加したため、制御棒価値が小さく、制御棒落下速度制限器の適切な設計により、燃料エンタルピの基準を満足することが明らかなため。
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損	×	ABWR と同様の設備であるため、ABWR に比べて厳しくなる要因がないため。
	主蒸気管破断	○	
	燃料集合体の落下	×	BWR と異なり燃料集合体頂部に燃料棒がなく、落下集合体のみに破損燃料が限られるため、BWR に比べて破損燃料が少なく、被ばくの基準を満足することが明らかなため。
	原子炉冷却材喪失	×	前出
	制御棒落下	×	前出
原子炉格納容器内圧力、雰囲気の異常な変化	原子炉冷却材喪失	×	前出

表 4.2-5 高転換比 BWR 型炉における事故評価結果

	判断基準	充足性
原子炉冷却材喪失	炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること	燃料被覆管の温度は初期値を上回ることはなく、破裂の発生する燃料棒はない。
	燃料被覆の温度の計算値は 1200 ℃ 以下であること (ECCS 設計基準)	
	燃料被覆の化学量的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であること。 (ECCS 設計基準)	酸化量は 15% 以下である。
	炉心で燃料被覆及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であること。 (ECCS 設計基準)	全被覆管のジルコニウム-水反応割合は無視しうる程度であるため、反応に伴い発生する水素の量は格納容器の健全性確保の見地から十分低い。
主蒸気管破断	新たに燃料棒の破損が生じないこと	長期間にわたっての崩壊熱の除去は、原子炉隔離時冷却系を除く ECCS のうちいずれか 1 台のポンプが作動すれば確保される。
	周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。	本事故により破裂の発生する燃料棒はない。また、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることなく 1200 ℃ 以下であり、燃料被覆管の酸化層厚みの増加量は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15% 以下であるので、冷却可能な形状を維持し、冷却能力が失われることはない。したがって、本事故により新たな燃料棒の破損は生じない。
		燃料棒はすべて健全であり、また、格納容器等の構成が ABWR と同じであり、影響は ABWR 程度であり問題とならない。

表 4.2-6 水冷却炉：平成 11 年度の検討対象炉心の主要諸元及び評価結果

項目		高転換比 BWR 型炉	高転換比 PWR 型炉	SCFBR	FBR(MOX) (参考)	備 考
電気出力	MW	1100	1000	1520	1600	
熱出力	MW	3188	2900	3600	3188	
炉心高さ	m	0.68	2	2.8	0.8	
炉心等価直径	m	7.2	5	2.8	5.1	
燃料集合体数		924 ¹⁾	210/169 ²⁾		576	1) 軸方向非均質燃料
体積比	%					2) シート / ブランケット 燃料
燃料		45	54 ³⁾	55.7	40.7	3) 暫定値
冷却材		34.8	27 ³⁾	33	35.0	
構造材		20.2	20 ³⁾	11.3	24.3	
燃料		MOX	MOX	窒化物	MOX	
Pu fis 富化度(1) ⁴⁾		10.2	6.6	8.2	14.8	4) 炉心+内部ブランケットの平均
Pu fis 富化度(2) ⁵⁾		18	15.0	12.3	14.8	5) 炉心燃料集合体部の値
溶融炉心高さ (1) ⁶⁾		0.44	1.48	1.88	0.52	6) 燃料+構造材が溶融
溶融炉心高さ (2) ⁷⁾		0.31	1.08	1.56	0.33	7) 燃料のみ溶融

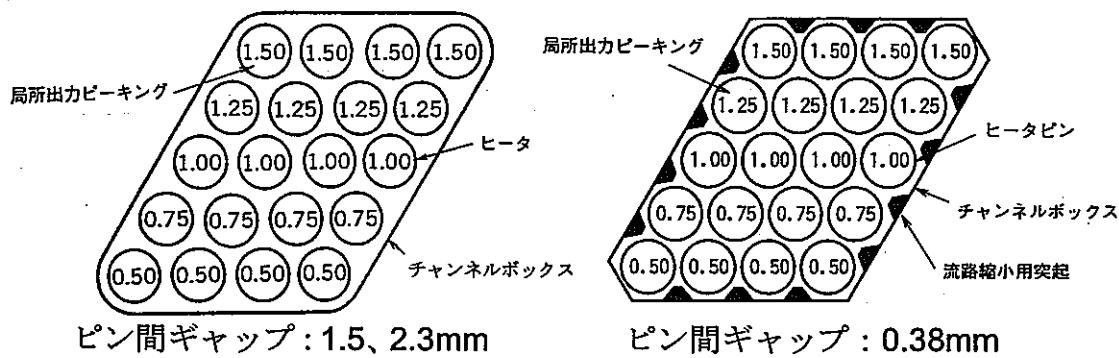


図 4.2-1 BAPL の稠密格子出力試験条件

<ピン間ギャップ 1.5、2.3mm の場合> <ピン間ギャップ 0.38mm の場合>

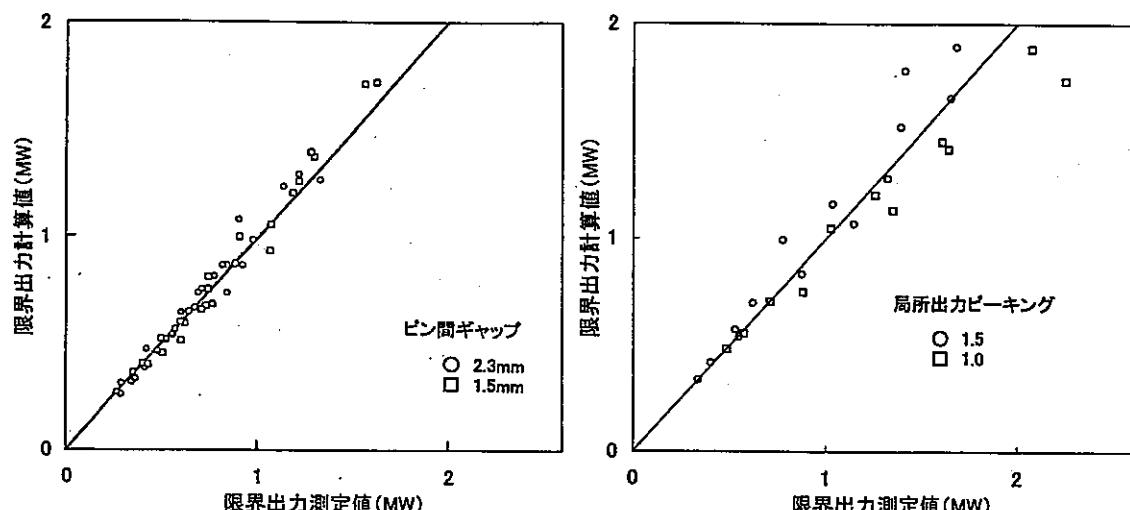


図 4.2-2 修正 CISE 式の検証

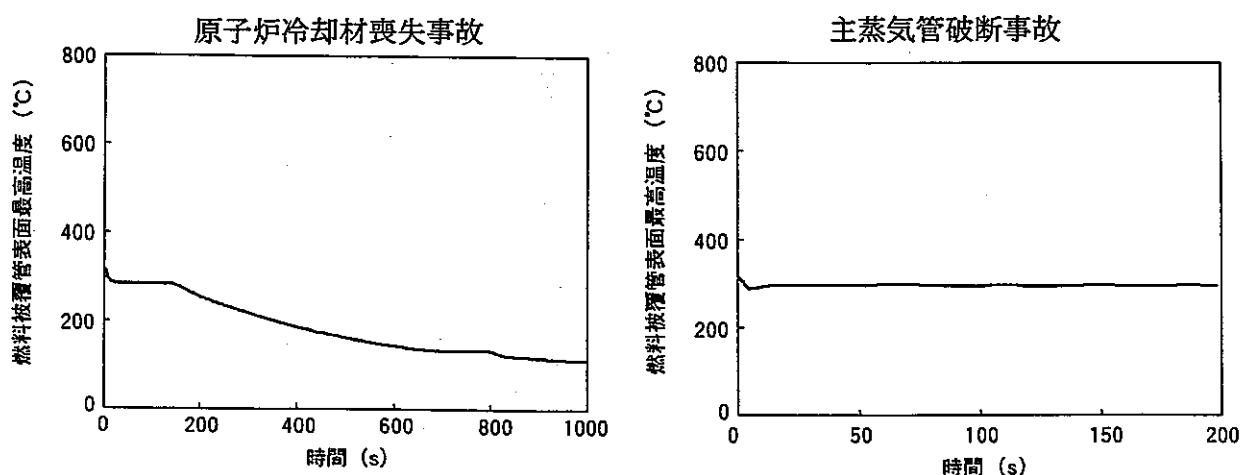


図 4.2-3 事故時における燃料被覆管最高温度

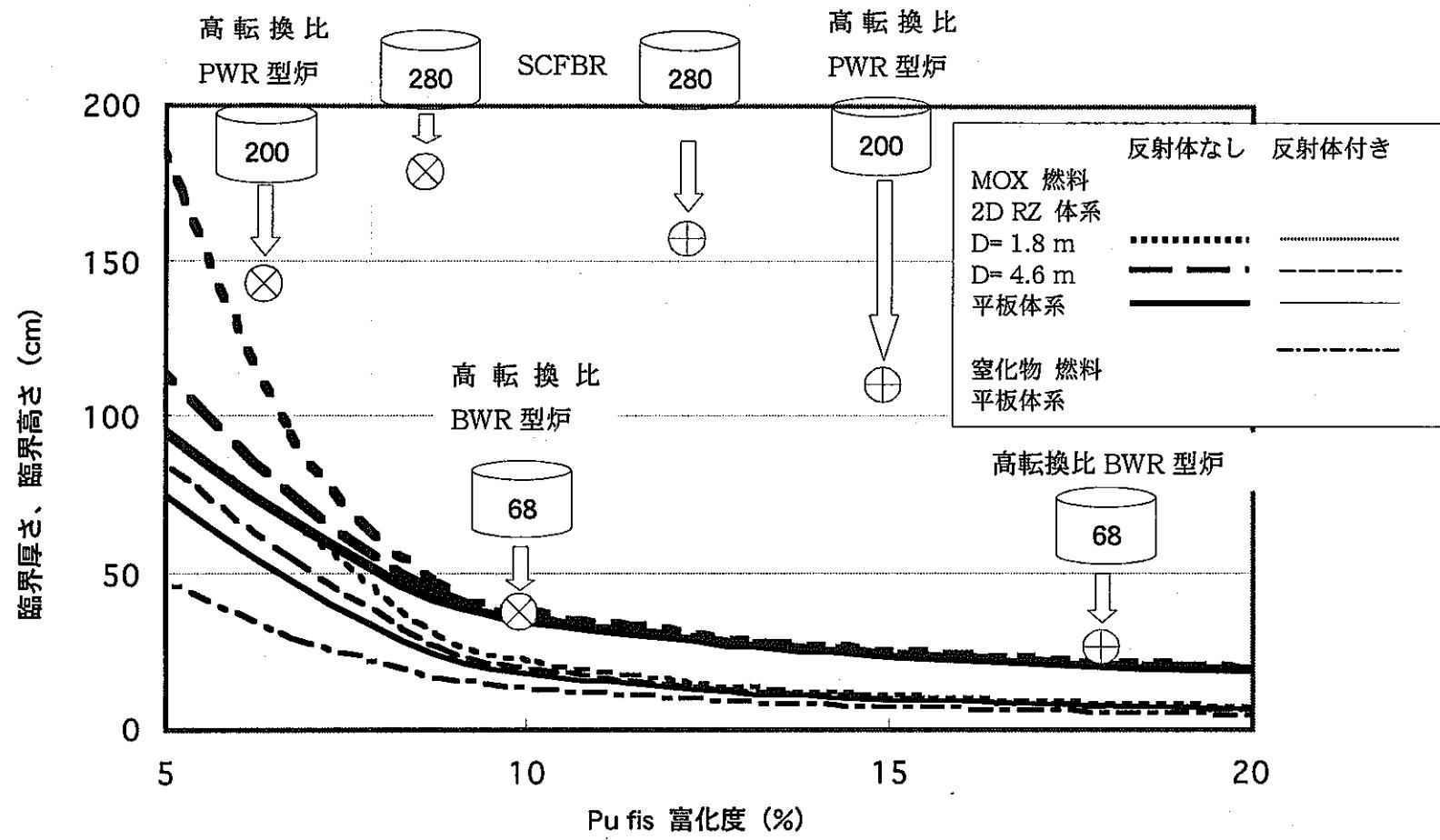


図 4.2-4 水冷却炉：損傷炉心高さと臨界高さの関係

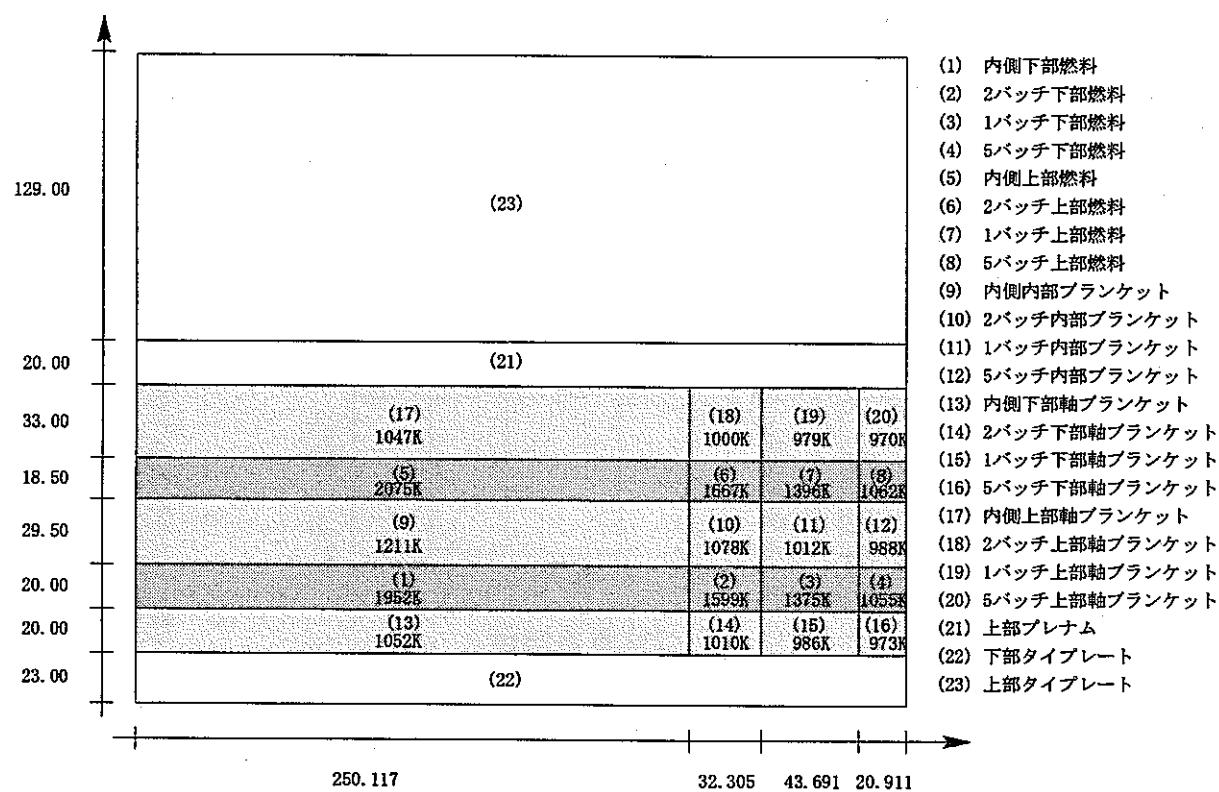


図 4.2-5 解析の初期温度条件

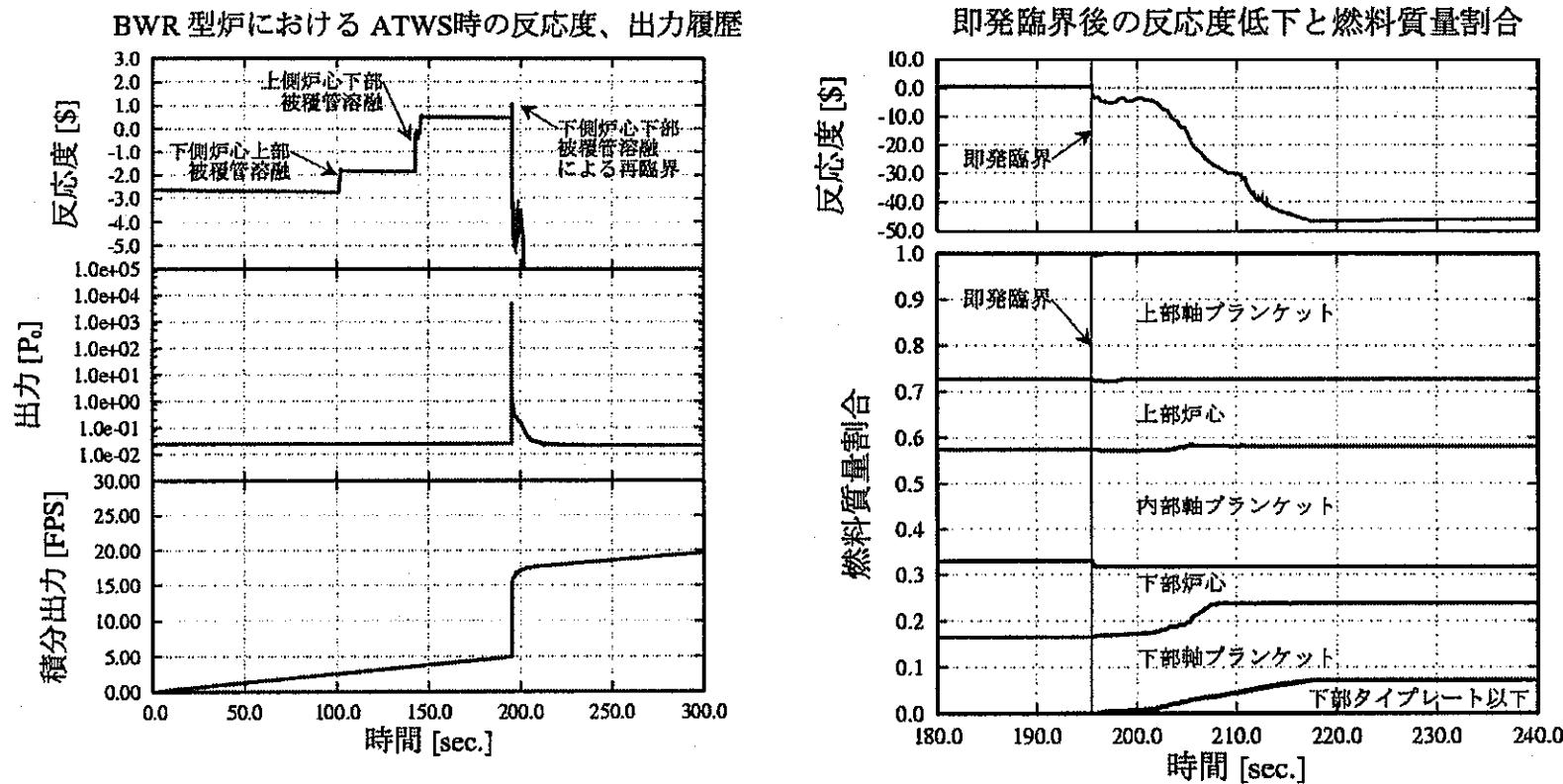


図4.2-6 高転換比BWR型炉におけるATWS時の挙動

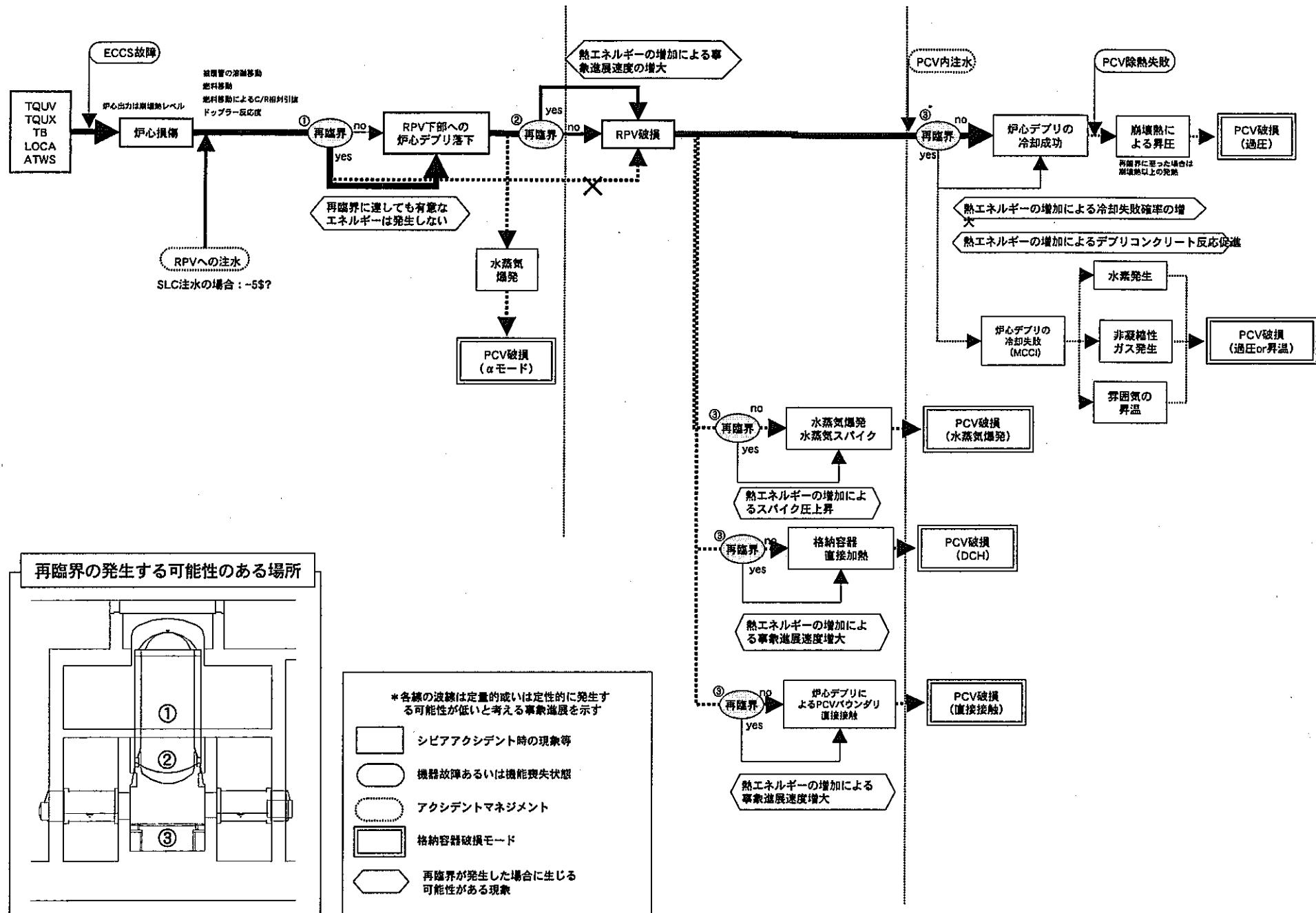


図4.2-7 高転換比BWR型炉の炉心損傷事故の事象進展とAM方策

4.3. 機器配置の検討^[3]

表 4.3-1 にプラント基本仕様を示す。

ループ構成は同出力の ABWR と同じ主蒸気 4 ループ、給水 2 ループである。プラントシステムは ABWR を基本とするため、原子炉出口温度、原子炉運転温度とも ABWR と同一の 287°C、7.2MPa であり、発電効率も約 35% 程度である。本概念は、負のボイド反応度を維持したまま、1.05 程度の増殖性を有するとともに、94% 程度の高いプラント稼働率を有することに特徴がある。

ただし、高転換比 BWR 型炉は BWR に比べて、1) 炉心が扁平および径が大、2) 炉心ボイド率が高い、ことに特徴がある。これらの特徴により BWR から以下の機器が変更、削除となる。

(1) 原子炉圧力容器の大型化

炉心形状を ABWR と比較し図 4.3-1 に示すが、高転換比 BWR 型炉の炉心扁平化の特徴がわかる。高転換比 BWR 型炉の圧力容器の形状および寸法を ABWR と比較して図 4.3-2 に示す。ABWR と比較して、軸方向に 1.6m 短尺化、径方向に 1.8m 拡大となった。格納容器については、再循環ポンプ関連ケーブル空間の削除による給水配管と主蒸気配管間隔の見直し等を行い、ABWR に比べて 0.9m の拡大に抑えた。縦方向については、圧力容器と同程度に ABWR に比べて 1.7m 縮小となっている。格納容器の形状および寸法を ABWR と比較して図 4.3-3 に示す。

(2) 制御棒体数の増大

高転換比 BWR 型炉では、BWR と同様に燃料集合体のチャンネルボックス間に制御棒を挿入する。燃料集合体形状を 6 角としたことによって、制御棒体数が燃料集合体 3 体に 1 体の比率に増加したため、同出力の ABWR の 205 体に対して 283 体へと体数が増加している。

しかし、高転換比 BWR 型炉は ABWR に比べて、1) ボイド反応度係数の絶対値が小さい、2) 中性子の平均エネルギーが高いため Xe、Sm 等の反応度補償が不要、3) 内部転換比が高いため燃焼反応度が低減、という特徴により、運転用の調整棒が持つべき 1) ホットスタンダードバイから定格出力までの反応度、2) 燃焼補償のための反応度、が ABWR の 1/2 程度となる。したがって、設置した制御棒全数の 1/2 のみを運転用に用いることとし、残りは通常は全引き抜き状態でのスクラム用ロッドとした。これに伴い、全制御棒の中で半数（141 体）の制御棒駆動機構は水圧駆動方式のみに簡略化され、コストを抑制できた。

(3) インターナルポンプの削除

炉心の扁平化、高ボイド率化を図った高転換比 BWR 型炉は、ABWR と比較して炉心圧損が 1/4 程度、炉心流量が 1/3 程度となる。したがって、高転換比 BWR

型炉における定格流量時のダウンカマ水頭と再循環部の圧損を比較すると、前者の方が大きくなり、再循環ポンプを用いなくとも定格流量を確保できることがわかった。運転制御性についても、JPDR や初期の BWR において炉内自然循環の運転実績があり、また、4.2.2にて述べたように高転換比 BWR 型炉はボイド係数の絶対値が小さく炉心安定性が良いので、今後詳細な検討は必要となるものの、現段階ではインターナルポンプを削除し、再循環系を自然循環にて構成することは可能と判断した。

これらの設備の増減を系統区分毎に ABWR と比較すると表 4.3-2 の様になり、同出力 ABWR の各系統毎のコスト比率を考慮すると、高転換比 BWR 型炉ツインプラントの建設費は同出力の ABWR ツインプラントの約 97%になると評価した。

表 4.3-1 高転換比 BWR 型炉の基本仕様（基準炉心）

No	項目	基本仕様
1	原子炉形式	軽水冷却高転換比沸騰水型炉
2	電気出力	1356MWe
3	熱出力	3926MWt
4	ループ数	主蒸気：4 ループ、給水：2 ループ
5	原子炉出口温度	287°C
6	原子炉運転圧力	7.2MPa
7	炉心流量	$1.7 \times 10^4 \text{t/h}$
8	主蒸気流量	$7.641 \times 10^3 \text{t/h}$
9	主蒸気温度/圧力	287°C/7.2MPa
10	給水温度/流量	268°C/ $7.624 \times 10^3 \text{t/h}$
11	タービン発電機	発電効率 約 35%
12	所内負荷	約 2.5%
13	プラント稼働率	約 94% (サイクル長さ 24 ヶ月、定検期間 41 日)
14	炉心燃料	混合酸化物燃料
15	炉心外接円直径	7.6m
16	燃焼度	6.0 万 MWd/t (内部ブランケット含む)
17	増殖比	約 1.05
18	原子炉停止系	制御棒 (制御棒 283 体)、ホウ酸水注入系
19	炉心安全性	①負のボイド反応度、②複数の炉停止系の設置、③ECCS、
20	プラント運転サイクル	24 ヶ月、3.4 バッチ
21	地震	耐震
22	建設工期	48 ヶ月
23	プラント寿命	40 年
24	原子炉建屋	19 万 m³/プラント

表 4.3-2 高転換比 BWR 型炉の ABWR に対するコストの増減

系統	ABWR に対する コストの増減 (%)	要因
原子炉系	+5.5	・炉心径増大に伴う炉容器の拡大等 ・制御棒本数の増大及び合理化
原子炉冷却系	-16.0	・インターナルポンプ全数削除 (10 台)
工学的安全設備 (R/B を除く)	+1.3	・炉心径増大に伴う格納容器容積の増大
原子炉補助系	0	・ABWR と同一のシステム
タービン系	0	・ABWR と同一のシステム
放射性廃棄物処理系	0	・ABWR と同一のシステム
電気設備	-9.0	・インターナルポンプ全数削除 (10 台)
計測制御設備	-1.9	・制御棒合理化に伴う駆動装置制御盤の簡素化
発電所補助系	0	・ABWR と同一のシステム
建築・構築物	-3.6	・建屋内配置合理化に伴う原子炉建屋の縮小

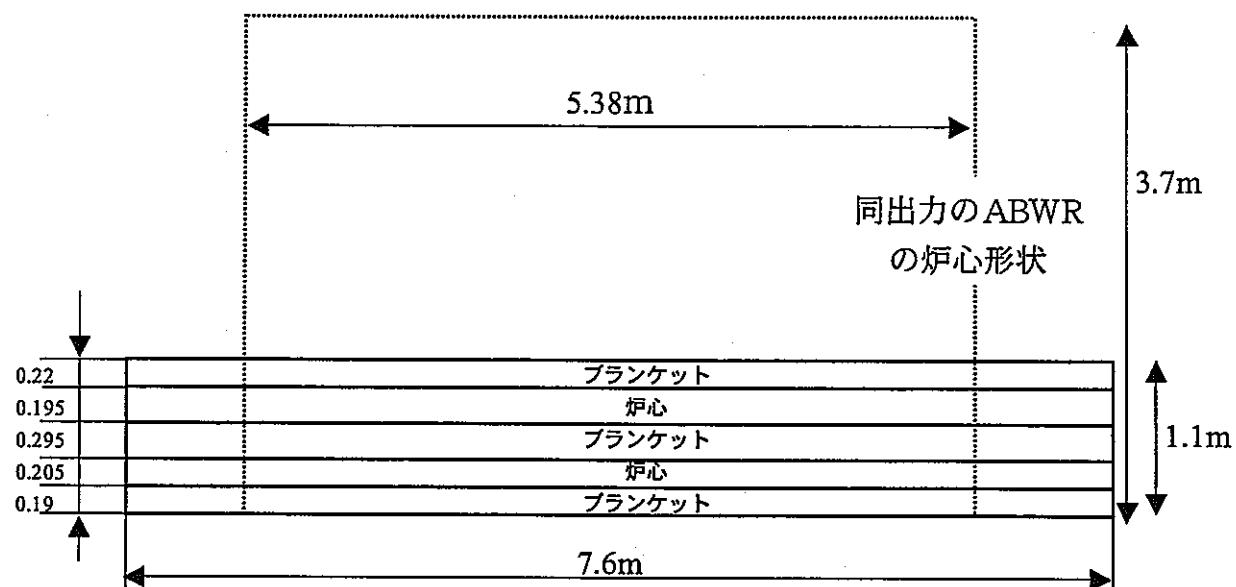


図 4.3-1 高転換比 BWR 型炉と ABWR の炉心寸法比較

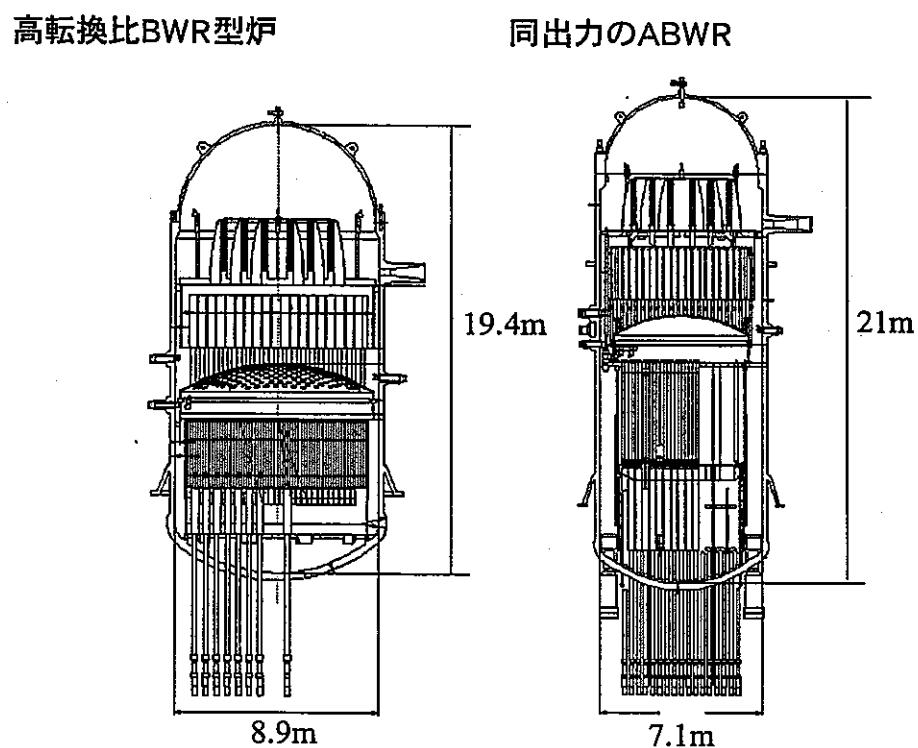
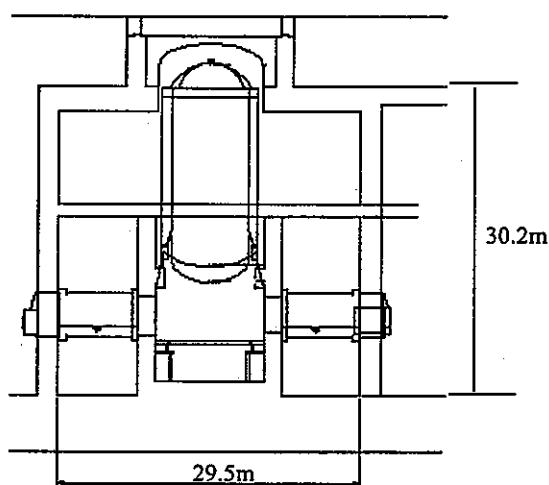


図 4.3-2 高転換比 BWR 型炉と ABWR の圧力容器の寸法比較

高転換比 BWR 型炉



同出力の ABWR

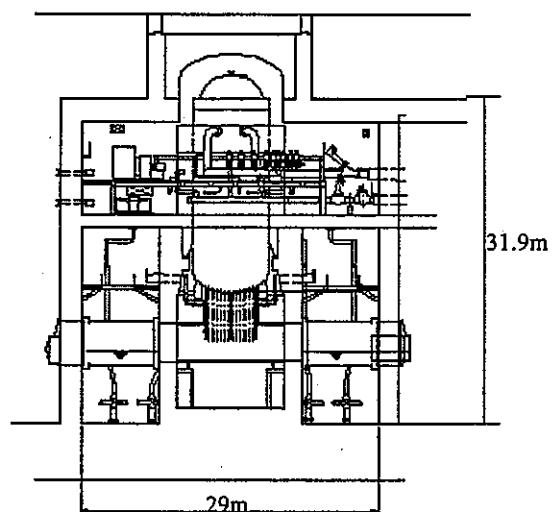


図 4.3-3 高転換比 BWR 型炉と ABWR の格納容器の寸法比較

4.4. 導入シナリオの検討

原研にて、ウラン資源の有効利用の視点から、高転換比 BWR 型炉を含む低減速スペクトル炉の導入効果について検討が行われた^[9]。この検討では、今後の原子力発電規模の伸びが小さな場合には低減速スペクトル炉でも天然ウラン消費量を低水準に抑えることが可能であることが示されるととも、多様な将来条件の下でナトリウム冷却高速増殖炉の本格的な代替技術として利用するにはプルトニウム所要量と転換比の改善が必要であることが指摘された。

さらに、サイクル機構においても、水冷却炉の導入シナリオについて検討した^{[3], [10]}。実用化戦略調査研究では増殖比 1.2 程度が目標となっているが、検討した水冷却炉の増殖比は高除染燃料を使用した場合において 1.05~1.07 程度であり、このような増殖比の炉について、導入条件を探るためである。

評価に用いた高転換比 BWR 型炉の炉特性データを表 4.4-1 に示す。本検討では、他の炉型との区別を明確にするため、高転換比 BWR 型炉を「水冷却増殖炉」と称する。

諸量評価は、図 4.4-1 に示す電力需要が低位（70GWe 一定）、高位（120GWe 一定）それぞれの場合について、

- (1) 水冷却増殖炉のみを導入する場合
- (2) 水冷却増殖炉、ナトリウム冷却増殖炉を併用し、水冷却増殖炉を主体的に、ナトリウム冷却炉を補完的に使う場合
- (3) 水冷却増殖炉、ナトリウム冷却増殖炉を併用し、ナトリウム冷却炉主体的に、水冷却炉増殖炉を補完的に使う場合

の合計 6 種類について行った。評価の際の前提条件は表 4.4-2 に示す通りである。

（1）水冷却増殖炉のみを導入する場合

電力需要が高位および低位の場合について、水冷却炉増殖炉のみを導入した場合の各諸量の推移を図 4.4-2 に示す。表 4.4-1 に示したように、水冷却増殖炉は炉心に装荷される核分裂性プルトニウムが、ナトリウム冷却炉に比べて 3 倍程度多い特徴がある。水冷却炉増殖炉の導入の速さは、1)炉心の核分裂性プルトニウム装荷量が多いこと、2)増殖比が低いこと、から制限されるため、現行軽水炉が水冷却増殖炉と完全に置換されるのは、2200 年頃となる。したがって、天然ウランの累積使用量は増加し続け、電力需要が低位の場合でウランの究極資源量の 6% 程度、高位の場合で 10% 程度となる。また、炉心の核分裂性プルトニウム装荷量が多いことから、発電量当たりの再処理量や燃料加工量が多いことも特徴であり、これは原研での検討結果の傾向と同じである。

(2) 水冷却増殖炉、ナトリウム冷却増殖炉を併用し、水冷却増殖炉を主体的に、ナトリウム冷却炉を補完的に使う場合

ここでは、水冷却増殖炉を先行導入すると共に継続的に使用し、高い増殖比が必要となる時期のみナトリウム冷却増殖炉を導入した場合を評価した。これが、「水冷却増殖炉を主体的にナトリウム冷却炉を補完的」という意味である。

各諸量の推移を図 4.4-3 に示す。高増殖比で、炉心に装荷される核分裂性プルトニウム量が少ない特徴を有するナトリウム冷却炉を用いることによって、増殖炉の導入速さは上げることができ、(1)の場合より軽水炉と増殖炉との置換を早期に完了することが可能である。電力需要が低位の場合で 2130 年頃、高位の場合で 2100 年程度に現行軽水炉と増殖炉との置換が終了する。したがって、天然ウランの累積使用量を(1)の場合より低く押さえることができ、電力需要が低位の場合、高位の場合とも約 5%程度に抑えることが可能である。このシナリオでは、水冷却増殖炉を主体的に用いるため、再処理量は(1)のシナリオをほぼ同程度となる。

(3) 水冷却増殖炉、ナトリウム冷却増殖炉を併用し、ナトリウム冷却炉主体的に、水冷却増殖炉を補完的に使う場合

ここでは、水冷却増殖炉をナトリウム冷却炉より早期に導入し、ナトリウム冷却炉が本格導入された後には、水冷却増殖炉を新規導入しないというシナリオである。これが、「ナトリウム冷却炉主体的に、水冷却炉を補完的」という意味である。電力需要が一定域に入った場合に高い増殖比が必要でなければ、増殖比を低くしたナトリウム冷却炉を使用することも想定した。また、このシナリオにおいては、電力需要が低位の場合にはナトリウム冷却炉の導入時期を 2070 年頃、高位の場合には 2040 年頃と仮定した。

各諸量の推移を図 4.4-4 に示す。このシナリオでは、増殖炉の導入速さは(2)と同程度であるため、増殖炉と軽水炉の置換が完了するのは(2)とほぼ同時期となり、電力需要の低位、高位によらず、天然ウランの累積使用量を究極資源量の 5% 程度に抑えることが可能である。このシナリオでは、炉心への核分裂性プルトニウム装荷量が少ないナトリウム炉を主体的に用いるため、発電量当たりの再処理量は(1)および(2)の場合より小さく抑えることができる。

表 4.4-1 シナリオ評価に用いた増殖炉の炉特性データ

		水冷却増殖炉	ナトリウム冷却増殖炉		
電気出力	[MWe]	1000	1000		
熱効率	[%]	22.6(炉心部)			
比出力	[MWt/t]	34.5			
燃焼度	[MWd/t]	45000 (炉心部)	146000		
燃料炉内滞在時間	[年]	6.84	6.78 (炉心部)		
増殖比/転換比		瞬間転換比 1.10 (Puf 転換比 1.06)	1.19		
バッチ数		4.53	5 (炉心)、3 (軸プラ)		
原子炉耐用年数	[年]	60	60		
設備利用率	[%]	80.0	80		
		炉心	軸プラ	炉心	軸プラ
初装荷燃料					
重金属	[t]	107.88	84.10	29.962	24.348
ウラン	[t]	88.98	84.10	24.469	24.348
プルトニウム	[t]	18.71	0.00	5.492	0.000
分裂性プルトニウム	[t]	10.87	0.00	3.570	0.000
ウラン濃縮度	[%]	0.20	0.00	0.30	0.30
MA	[t]	0.19	0.00	-	-
平衡装荷燃料					
重金属	[t/年]	15.82	12.33	4.419	3.590
ウラン	[t/年]	13.01	12.33	3.609	0.590
プルトニウム	[t/年]	2.77	0.00	0.810	0.000
分裂性プルトニウム	[t/年]	1.61	0.00	0.528	0.000
ウラン濃縮度	[%]	0.20	0.20	0.30	0.30
MA	[t/年]	0.03	0.00	-	-
初期取出燃料					
重金属	[t/年]	15.08	12.19	4.124	3.576
ウラン	[t/年]	12.32	11.94	3.352	3.496
プルトニウム	[t/年]	2.68	0.25	0.772	0.079
分裂性プルトニウム	[t/年]	1.51	0.22	0.487	0.075
ウラン濃縮度	[%]	0.11	0.11	0.20	0.24
MA	[t/年]	0.09	0.00	-	-
平衡取出燃料					
重金属	[t/年]	15.08	12.19	3.718	3.528
ウラン	[t/年]	12.32	11.94	2.994	3.340
プルトニウム	[t/年]	2.68	0.25	0.724	0.188
分裂性プルトニウム	[t/年]	1.51	0.22	0.439	0.171
ウラン濃縮度	[%]	0.11	0.11	0.09	0.19
MA	[t/年]	0.09	0.00	-	-
廃止措置時取出燃料					
重金属	[t/年]	103.18	83.36	27.032	24.143
ウラン	[t/年]	84.27	81.65	21.905	23.347
プルトニウム	[t/年]	18.30	1.70	5.127	0.796
分裂性プルトニウム	[t/年]	10.34	1.52	3.190	0.742
ウラン濃縮度	[%]	0.11	0.11	0.16	0.22
MA	[t/年]	0.61	0.00	-	-

表 4.4-2 シナリオ評価の条件

炉特性と導入条件	
共通条件	炉寿命 60 年、稼働率 80 %
軽水炉	<ul style="list-style-type: none"> ●燃焼度 ～2019年：4万MWd/t台 2020年～：6万MWd/t台 ●プレサーマル ～2019年：12GWe 2020～66年：大間のみ
水冷却増殖炉	<ul style="list-style-type: none"> ●炉型：高転換比 BWR 型炉 燃焼度：4.5万MWd/t、 転換比：1.06 ●導入開始時期：2020年
ナトリウム冷却 FBR	<ul style="list-style-type: none"> ●炉型：MOX炉心 燃焼度：14.6万MWd/t、 増殖比：1.19又は1.03 ●導入開始時期：2040年又は2070年
燃料サイクル特性	
再処理計画	LWR再処理計画：最大1200トン／年（低位ケース） 最大1600トン／年（高位ケース） FBR再処理計画：4年冷却後、即時全量再処理
ロス率	再処理 1%、燃料製造 1%
リード/ラグタイム	LWR系 6年（炉外冷却4年、再処理～装荷2年） FBR系 5年（炉外冷却4年、再処理～装荷1年）
計算開始前の Pu 貯蔵量 (海外再処理分含む)	34.3t-Pu (原子力白書平成10年度版より)
プルトニウム貯蔵制限量 の目安	次年度に必要な1バッチ分の燃料相当量
その他	^{241}Pu の ^{241}Am への崩壊は考慮していない。

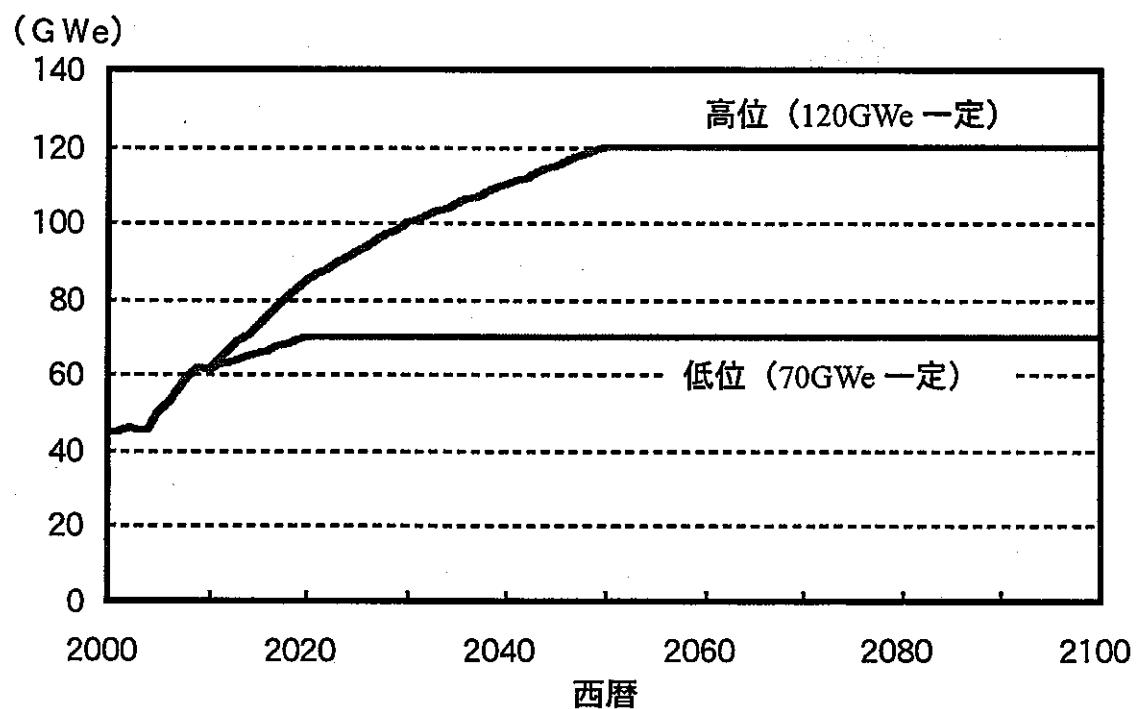
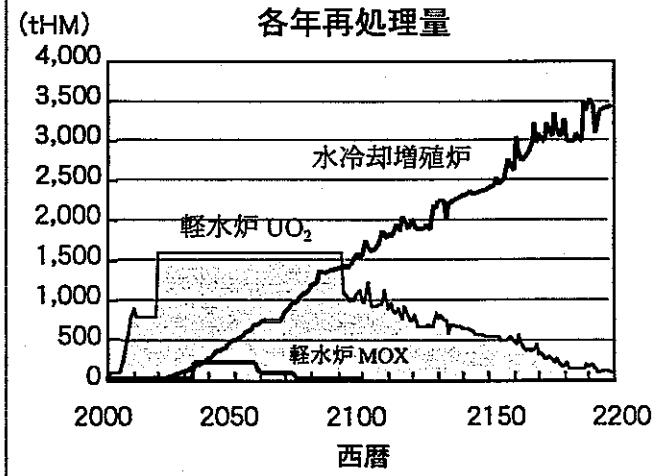
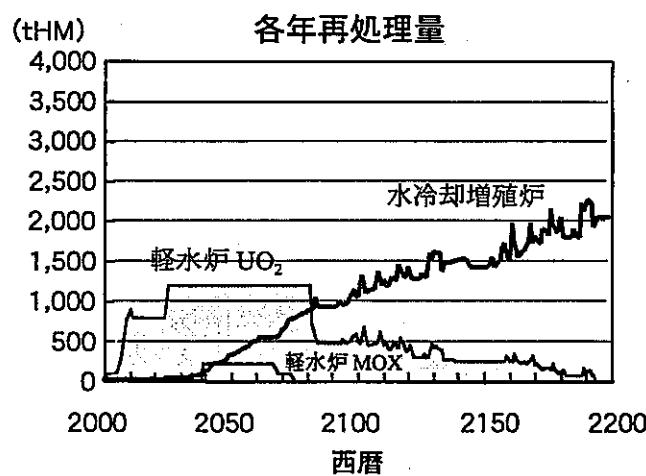
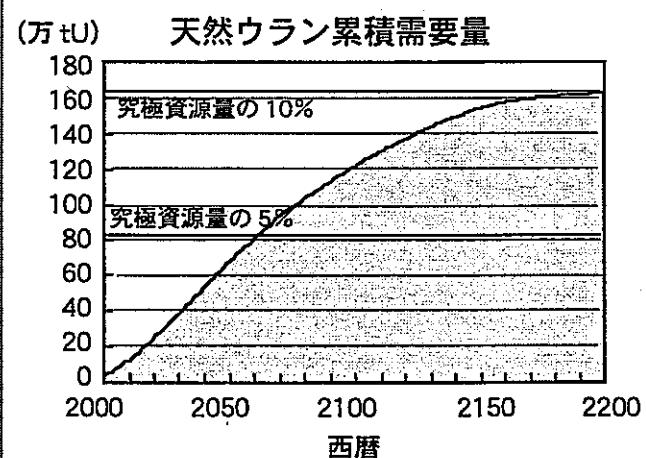
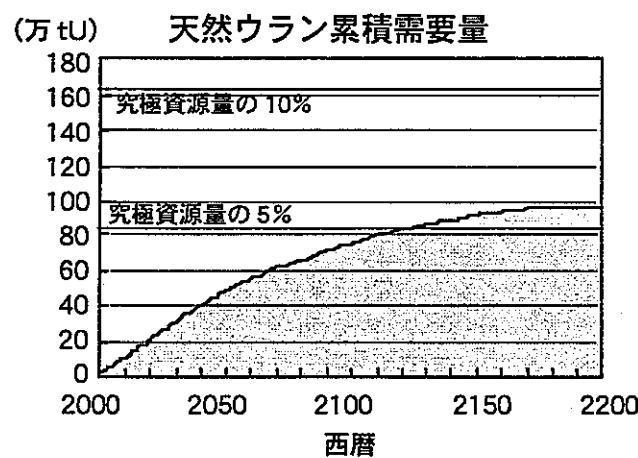
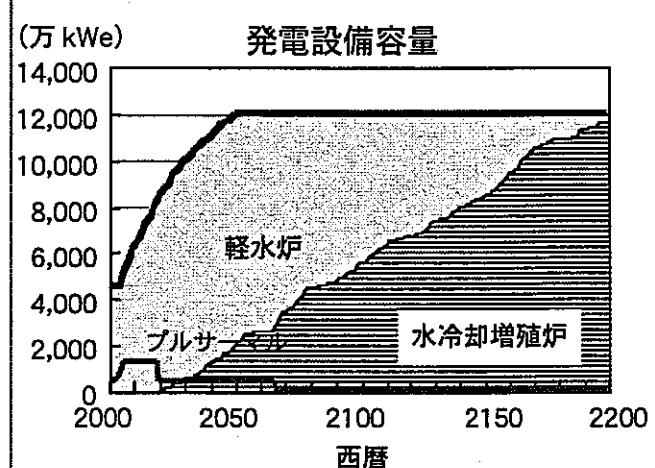
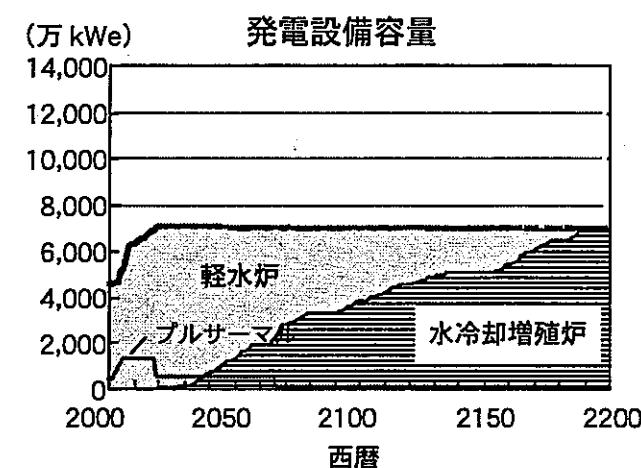


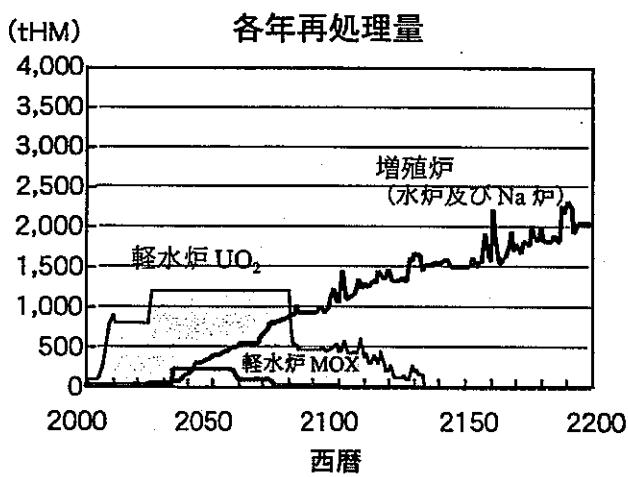
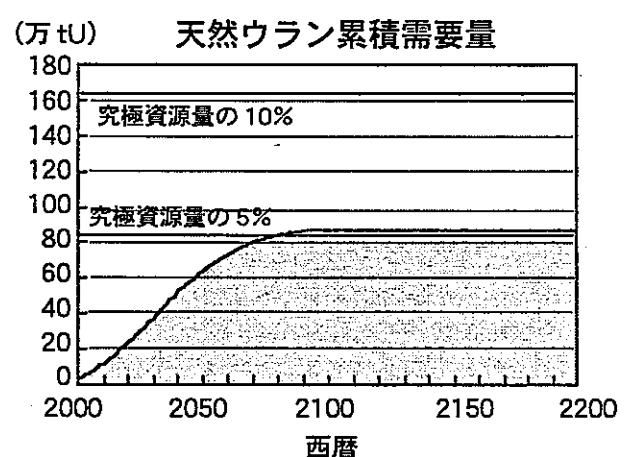
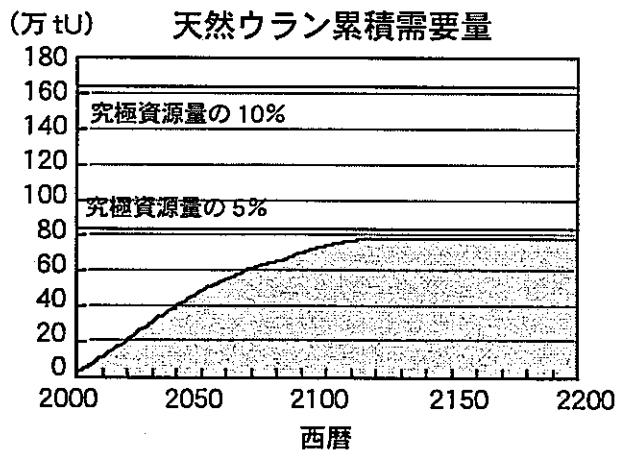
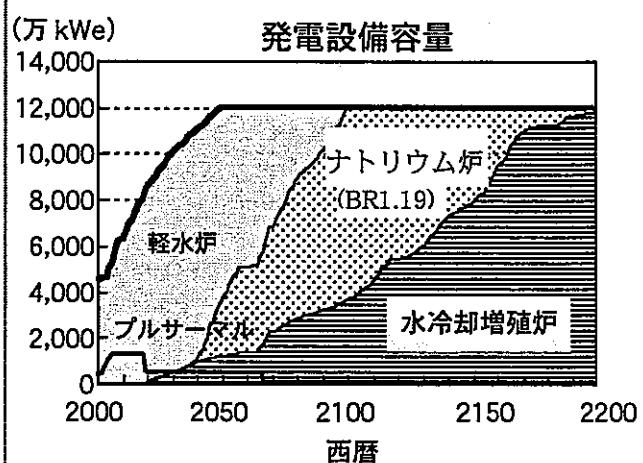
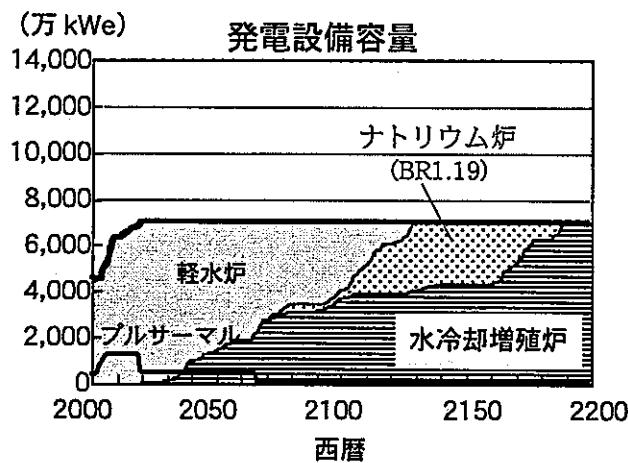
図 4.4-1 原子力発電容量の想定条件



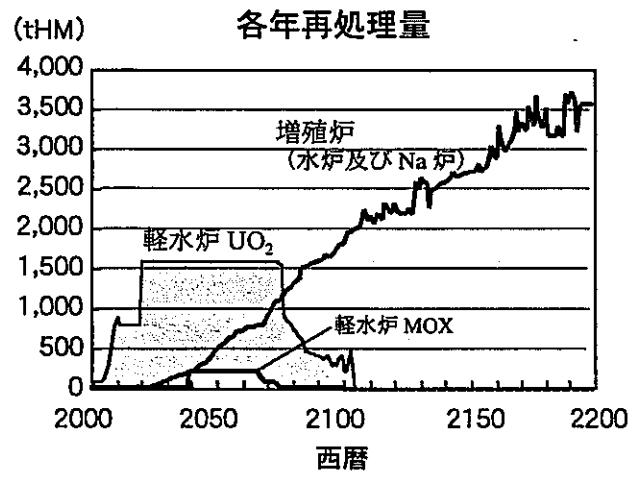
電力需要が低位の場合

電力需要が高位の場合

図 4.4-2 水冷却増殖炉のみを導入した場合

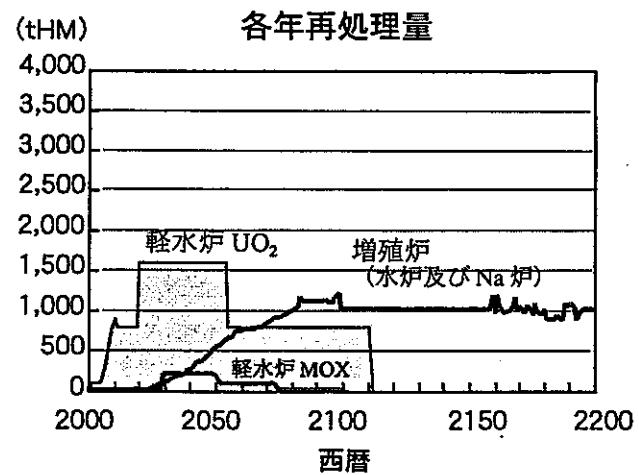
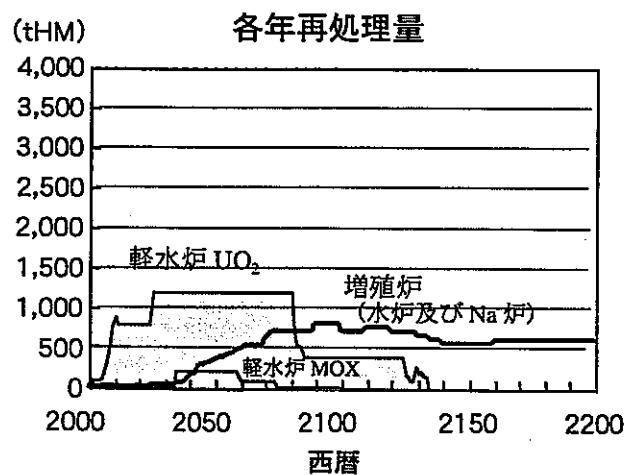
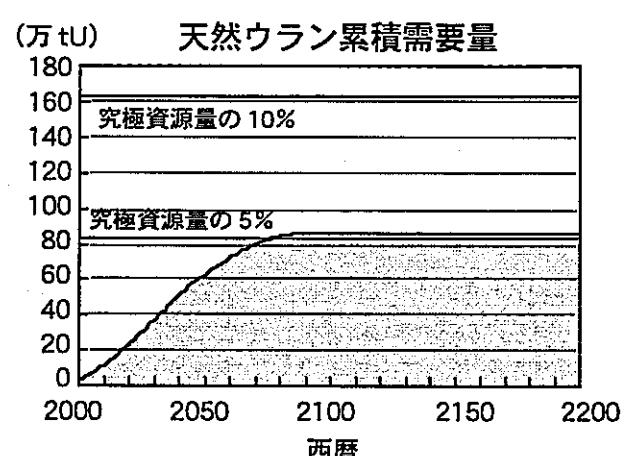
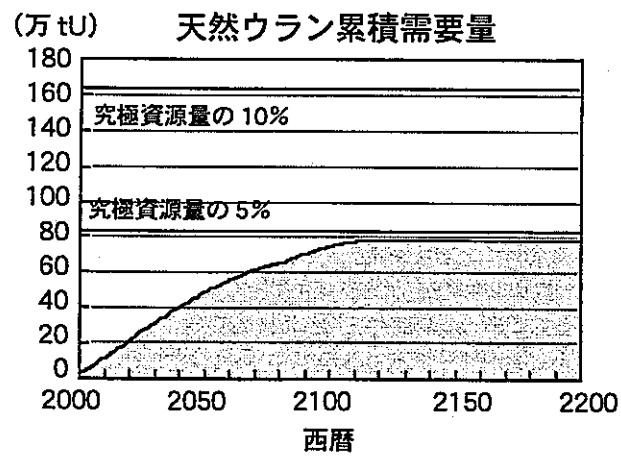
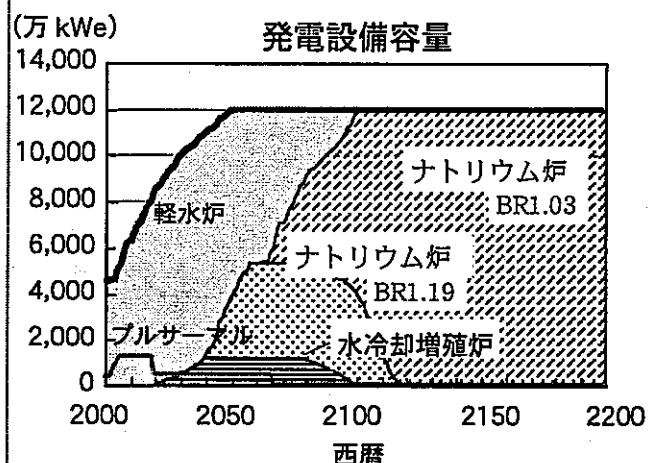
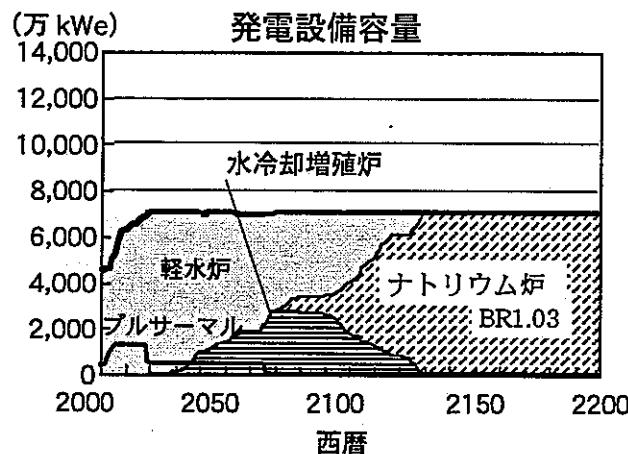


電力需要が低位の場合



電力需要が高位の場合

図 4.4-3 水冷却増殖炉を主体的に、ナトリウム冷却炉を補完的に導入した場合



電力需要が低位の場合

電力需要が高位の場合

図 4.4-4 ナトリウム冷却炉を主体的に、水冷却増殖炉を補完的に導入した場合

4.5. まとめ

以上の検討結果を第2章にて定めた検討範囲に照らして以下にまとめる。

① 炉心設計の評価

原研が実施した水冷却炉概念の炉心特性を基にして、サイクル機構が資源の有効利用性の観点から増殖性のある炉心概念を検討対象として選択（以下、「選択炉心」という）した。原研が選択炉心についてPu等のリサイクル特性等および炉心の熱水力特性について評価し、これに基づきサイクル機構がMA、FPの混入量を定め炉心核特性を評価した。

その結果、再処理工程を考慮したMAおよびFPを含む低除染燃料を選択炉心に装荷しても、増殖比1.03程度は確保できることがわかったが、実用化戦略調査研究で目標とする1.2^(注)には達しなかった。

② 設計基準事象(DBE)の検討

原研が水冷却炉のDBEについて選択炉心に関する解析を実施し、原研・サイクル機構の両者がその結果について共同で評価した。

その結果、DBEについて安全上特に大きな問題はないと評価した。

③ 設計基準外事象(BDBE)の検討

原研・サイクル機構の両者が、選択炉心の下でBDBEについて事故シナリオを共同で検討した上で、サイクル機構が核分裂性Pu富化度等と再臨界性の検討図を作成し、さらに、サイクル機構が過渡変化時の炉停止失敗事象(ATWS)について評価した。

その結果、軽水炉と同様な除熱喪失モードとなると評価した。また、再臨界の可能性は否定できないものの、事象推移の所要時間が長いことから、アクシデント・マネジメントにより対応可能と予想されるとの知見を得た。しかし、結論を出すには、再臨界による放出エネルギーの検討により事故影響を明確にする必要があると評価した。

④ 導入シナリオの検討

選択炉心について、実現性を含めたエネルギー源としての位置付けを検討するため、両者においてそれぞれ導入シナリオを評価した。

その結果、水冷却炉の導入により天然ウランの累積消費量を究極資源量の5～10%程度の範囲内に出来る可能性等を確認した。なお、水冷却炉では単位発電量あたりの年間再処理量および燃料製造量がナトリウム冷却炉と比較して増大すると評価した。

^(注) 実用化戦略調査研究では、フェーズ1の設計要求の1つとして資源の有効利用を掲げ、炉心性能として低増殖から高増殖に柔軟に対応できる能力を求めた。増殖比1.2とは高増殖の目安値である。

5. 2000年度活動状況

2000 年度は次に示すように総計 4 回の検討会を行い、4.での成果を得た。

(1) 第 6 回 平成 12 年 5 月 10 日 (水)

水冷却炉の炉心損傷時再臨界性の検討（サイクル機構）、実用化戦略調査研究における水冷却炉の燃料組成の検討条件（サイクル機構）。

(2) 第 7 回 平成 12 年 6 月 26 日 (水)

平成 11 年度の成果の概要（原研）、水冷却炉におけるシビアアクシデント時の再臨界性検討条件（サイクル機構）。

(3) 第 8 回 平成 12 年 7 月 12 日 (水)

水冷却増殖炉の導入シナリオ（サイクル機構）。

(4) 第 9 回 平成 13 年 3 月 12 日 (月)

実用化戦略調査研究における水冷却炉の成果の概要（サイクル機構）、高転換比 BWR 型炉の再臨界性検討（サイクル機構）、実用化戦略調査研究フェーズ 1 での水炉検討会のまとめ（サイクル機構）

6. 2001年度活動計画

情報交換の場として水炉検討会を継続し、実用化戦略調査研究フェーズ II においては、低減速スペクトル炉の最新情報を交換する場とする。特に、稠密炉心の成立性（除熱特性、機械的な健全性）および炉心安全性評価（炉心損傷時の挙動など）に主眼をおいて検討を進める予定である。

参考文献

-
1. 水炉検討会「水炉検討会 1999 年度報告書」、JNC TY9400 2000-020 (2000 年)
 2. 岩村 公道、他「低減速スペクトル炉の研究」、JAERI-Research 99-058 (1999 年)
 3. 一宮 正和、他「FBR システム技術検討書」、JNC TY9400 2001-012 (2001 年)
 4. 池上 哲雄、他「炉心燃料（燃料形態）の技術検討書」、JNC TY9400 2001-011 (2001 年)
 5. 竹田 練三、他「低減速スペクトル炉の研究(15)－自然循環運転可能な 1350MWe 高 転換比 BWR 型炉心の設計－」、日本原子力学会、2001 年春の年会予稿集、H43
 6. 大久保 努、他「高転換比 BWR 型低減速スペクトル炉の安全性および炉心改良の検 討」、JAERI-Research 2001-021 (2001 年)
 7. 池上 哲雄、他「炉心・燃料（燃料形態）の技術検討書－平成 11 年度報告」、JNC TY9400 2000-021 (2000 年)
 8. 一宮 正和、他「FBR システム技術検討書－平成 11 年度報告－」、JNC TY9400 2000-024 (2000 年)
 9. 立松 研二、他「低減速スペクトル炉の導入効果に関する分析」、JAERI-Research 2000-025 (2000 年)
 10. 篠田 佳彦、他「総合評価技術検討書」、JNC TY9400 2001-061 (2001 年)