U.D.C. 621.039.524.46:621.039.51.001.2

特集 新型動力炉

# 新型転換炉実証炉の炉心特性と大型炉心設計評価 手法の開発

# Core Characteristics of Advanced Thermal Reactor Demonstration Plant and Development of Design and Evaluation Methods

エネルギー資源の多様化と節約は、国産エネルギー資源の乏しい我が国にとって 重要な課題である。新型転換炉実証炉は原型炉「ふげん」の順調な運転を受けて、ウ ラン資源の節約とプルトニウムの有効利用を主な目的として開発・設計が進められ ている。日立製作所では、この実証炉の心臓部ともいえる炉心について、動力炉・ 核燃料開発事業団の指導を受けながら設計・評価手法の開発と検証を進めている。 新型転換炉はその減速材として重水を用いることから、燃料の多様化に大きなフレ キシビリティをもつ。実証炉の炉心設計は、このような特徴を生かしたものであり、 解析手法もこれら特性を把握するのに十分な精度をもっている。

浅野雄一郎*	Yuuichirô Asano
升 岡 龍 三**	Ryûzô Masuoka
栗 原 国 寿***	Kunihisa Kurihara
金 沢 信 博**	Nobuhiro Kanazawa
増田博之****	Hiroyuki Masuda

#### 1 緒 言

現在,電源開発株式会社により重水減速沸騰軽水冷却の新型転換炉実証炉(電気出力606MW)の設計,建設準備が進められている。日立製作所は,その主務会社として炉心設計を分担しており,動力炉・核燃料開発事業団が進めている新型転換炉実証炉の各種の研究・開発を通して設計手法の開発・検証に努めている。



本稿では,新型転換炉実証炉の炉心の特徴と,それを生か すための設計方針について述べるとともに,ウラン・プルト ニウム混合酸化物燃料を装荷した大型の炉心を設計するため の手法の開発と,検証状況について述べる。

# 2 新型転換炉実証炉の炉心特性

#### 2.1 新型転換炉の炉心特性の特徴

新型転換炉は,重水減速沸騰軽水冷却圧力管型の原子炉で あり,ほぼ大気圧の重水減速材を満たしたカランドリアタン ク内を貫通する圧力管内にMOX燃料(ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料)を装荷した炉心構造となっている。図1に炉 心構成の概念を,図2に標準燃料集合体の概略構造を示す。 新型転換炉は重水減速炉としての構造上の特徴から,燃料経 済性に優れるとともに燃料選択の自由度が高いといった下記 のような炉心特性上の特徴をもっている。

(1) 優れた燃料経済性

(a) 重水は軽水に比較して熱中性子吸収が約<sup>1</sup>00であり,重 水減速材を用いることにより軽水減速材を用いる場合に比 較し核燃料を約30~40%節約できる。すなわち,装荷燃料 図 | 炉心配置概要 重水減速材と軽水冷却材は圧力管により分離され, 軽水は高圧となるが重水はほぼ大気圧である。制御棒は制御棒駆動装置により 炉心上部から挿入される。

は比較的低いプルトニウム富化度, ウラン濃縮度で高い燃 焼度を達成できる。

(b) 上記(a)に示した特性のため、ウラン濃縮量あるいは再 処理による使用済み燃料からのプルトニウム抽出作業を低 減できるとともに、国内の使用済み燃料の再処理によって 得られるプルトニウムによる発電量を増大できる。

(c) 実証炉でMOX燃料を使用した場合の使用済み燃料中 のウランは、ウラン235残存割合が濃縮プラントで濃縮後に 排出される劣化ウランと同程度(0.2wt%)以下であり、再濃



900 日立評論 VOL. 67 No. 11(1985-11)

縮の必要性がほとんどない。

また、核燃料の核分裂物質を低濃度まで燃焼させること ができるので、再処理によるPu抽出の必要性は小さい。

(d) 燃料棒ごとに用いるPu量(Pu富化度)の種類が少なくて も炉心内出力分布の平たん化が可能で,取扱い技術の高度 なMOX燃料製造工程の簡素化が図りやすい。

(2) 外的要因(物理的・経済的要因)変動に対する炉心特性の 変動が小さい。

(a) 炉心内のすべての燃料棒をMOX燃料とすることがで

き,国内Pu資源を有効に活用できる。

(b) 燃料選択の自由度が大きい〔天然ウランMOX燃料,減 損ウラン(回収ウラン)MOX燃料,濃縮ウラン燃料などが利 用可能〕。

(c) 重水減速材と冷却材が分離されているため,冷却材の ボイド率が軸方向に変化しても核特性は主に重水減速材に 支配され,冷却材ボイド反応度係数はゼロ近傍となり軸方向 出力分布のひずみが少ない。過剰反応度を重水減速材中のホ ウ酸で抑制し,制御棒で抑制しないので制御棒による出力分 布のひずみがない。また燃焼度,燃料種類による制御棒の制 御能力(制御棒反応度価値)などの核特性変動が小さい。

(d) 中性子スペクトルを十分熱化できるため, 燃料経済性 に優れるとともに, 何度も再処理を繰り返した高次Puによ る燃焼度低下の問題が少ない。

(3) 運転期間の延長,負荷変更特性に優れている。

(a) 重水減速材中のホウ酸濃度調整により過剰反応度の抑制が可能であることから,燃料装荷量の増加などによる運転サイクルの延長が比較的容易である。

(b) 出力分布への影響の少ない重水減速材中のホウ酸濃度 調整により、日負荷調整運転などの出力調整が容易に実施 できる。

## 2.2 実証炉炉心の基本構成と設計方針

前項で述べたような新型転換炉の炉心特性上の特徴を生か し、実証炉では、プルトニウム専焼炉として天然ウランなど にプルトニウムを富化した燃料を装荷し、プルトニウムの効 率的な燃焼を実現することを設計方針としている。実証炉炉 心では、プルトニウム富化度種類の少数化、プルトニウム富 化度の低減及び一定の燃料交換本数を目標として計画する。 図3に実証炉の初装荷炉心の構成概念と主要仕様を示す。こ の炉心は、天然ウランなどに4種の富化度のプルトニウムを 添加した燃料棒の組み合わせで4種の平均富化度をもつ燃料 集合体を構成し、炉心に同図に示すように一様に分散装荷す るものである。このように4種の燃料集合体で内外二領域炉 心を形成することで、出力分布の平たん化が図れると同時に、 第1サイクル末期に取り出される燃料は、最も低い核分裂物



質量の燃料集合体が選択されることになり, プルトニウムの 節減が図られる。初装荷炉心サイクル初期の炉心径方向の出 力分布は図4に示すように十分な平たん化が図られている。 取替燃料としては2種類の平均核分裂物質量の燃料集合体 を,各々外側領域と内側領域炉心に装荷し出力分布の平たん 化を図る計画である。実証炉ではこのように前記した重水減 速炉としての特性を最大限に生かし,少数のプルトニウム平 均富化度種類の燃料集合体で,原則的に燃料シャッフリング や平たん化用制御棒を使用することなく,12箇月連続運転が 可能な計画としている。

# 3 大型炉心設計手法の開発

1

#### 3.1 実証炉炉心設計手法の全体構成

実証炉の炉心は, 原型炉「ふげん」に比較し約3倍の大型



料住	燃料ペレット径		約12.4mm	
帝	核分裂	初装荷	約1.9~約3.0 wt%	
体	物質量	取 替	約3.0~約3.2 wt%	

図3 ATR実証炉初装荷炉心の構成 圧力管本数で原型炉「ふげん」 の約3倍の大型化となっている。核分裂物質富化度の異なる4種類の燃料で炉 心を構成し,低富化度の燃料から先に取り出すことにより,プルトニウムの節 約を行なっている。また内側領域と外側領域で富化度差をつけ,炉心出力を平 たん化している。

図4 初装荷炉心サイクル初期径方向出力分布 外側領域平均の Pu富化度を内側領域よりもやや高めることにより,径方向出力分布は良く平たん化されている。

52

#### 新型転換炉実証炉の炉心特性と大型炉心設計評価手法の開発 901



0

格子半径方向距離

図 6 36本クラスタにおける局所出力ピーキング係数の計算値と 実験値の比較 WIMS-ATRの局所出力ピーキング係数計算値とDCA実験値 はよく一致している。

図 5 実証炉のコードシステム 実証炉のコードシステムは、出力分 布計算、燃焼計算を行なう3次元核熱結合コードLAYMON、ボイド係数などの 反応度計算を行なう拡散コードCITATIONから成る核特性部分と、流量配分計 算を行なうAQUARIOUS、安全限界MCPR計算を行なうDERIV-1コードから成 る熱水力特性部分を中心に構成される。

化と設計の最適化が図られているため、その炉心設計に当たっては、原型炉「ふげん」の開発で培われてきた解析手法、 解析コード<sup>1</sup>のいっそうの高精度化と高速化が必要となる。

実証炉の炉心設計・評価コードシステムの全体構成を図5 に示す。同図に示すように炉心設計・評価コードシステムは, 出力分布計算及び燃焼計算を行なう3次元核熱結合コード LAYMONや反応度計算を行なう詳細3次元拡散計算コード CITATIONなどから成る核特性計算部分と,流量配分計算な どを行なうAQUARIOUSコード,熱的裕度の指標を求める DERIVコードなどから成る熱水力特性計算部分で構成され る。これら主要コード群は,周辺の入出力定数作成コード群 とともに有機的な結合が図られている。

#### 3.2 核特性評価手法の開発

実証炉の核的特性の計算は、1個の圧力管を含む単位燃料 集合体格子の特性を計算する格子核計算と、格子核計算結果 に基づく核定数を入力して、炉心全体の核熱水力特性を計算 する炉心核熱水力計算に大別できる。以下に単位格子核特性 解析手法と、炉心核熱水力特性解析手法について述べる。

#### 3.2.1 単位格子核特性解析手法

新型転換炉のようなクラスタ型の燃料を含む単位格子の核特性の取扱いが可能なMETHUSELAH-IIコード及びWIMS-D(WIMS-ATR)コードが解析に使用される。METH-USELAH-IIコードは主として炉心出力分布計算,及び燃焼計画に必要な入力定数を求めるために使用されるエネルギー群5群の半径方向1次元拡散コードである。WIMS-ATRコードは主として反応度係数計算に必要な格子定数を求めるための中性子多群2次元輸送計算を主とするコードで,熱中性子

コードの解析結果とDCA(動力炉・核燃料開発事業団大洗工学 センター重水臨界実験室)での実験結果の比較を図6に示す。 同図に示すように36本クラスタの集合体各層の局所出力ピー キング係数のWIMS-ATRによる計算値と実験値はよく一致 し,設計上の要求を満たしていると言える。

#### 3.2.2 3次元核熱水力結合コード

実証炉の炉心核設計,燃焼基本計画の実施のために,3次 元核熱水力結合コードLAYMON-2Aの改良・整備<sup>3)</sup>及び2群 3次元核熱水力結合コードLAYMON-3の開発を進めてい る。LAYMON-2Aコードは,原型炉「ふげん」用に開発され たLAYMONコードに実証炉を解析するために表1に示すよ うな改良を加えたものである。本コードの主要な計算フロー を図7に示す。本コードは3次元修正粗メッシュ1群モデル (ECOHモデル)に基づく拡散計算により出力分布が求められ る。ECOHモデルは中性子束 ¢を独立変数として1群拡散理論 に基づく粗メッシュ計算を行ない,更に空間粗メッシュ効果 による計算誤差をAskewの修正粗メッシュ法によって補正す ることにより,詳細メッシュ計算に近い計算精度が得られる モデルである。主要な熱的パラメータであるボイド率は,炉 心入口流量及びチャネル入口から着目ノードまでの積分出力

表 LAYMON-2Aコードの改良点まとめ LAYMON-2Aコードは 核計算,熱計算に種々の改良を実施し,高性能化を図っている。

分	類		改	良	項	目	
		Ⅰ.修正粗メッ	シュモラ	デル(ECO	Hモデル)	による出た	力分布計算

炉及び高速中性子炉の格子核計算に使用可能なWIMS-Dコー			
ド <sup>2)</sup> にATR (Advanced Thermal Reactor)を取り扱う上での			
改良・整備を行なったものである。WIMS-D(WIMS-ATR)			
コードは多群の中性子輸送計算を衝突確率理論に基づき実行			
する。			
単位格子核特性解析コードの解析結果のうち,特に設計に大			
きく影響する局所出力ピーキング係数についてWIMS-ATR			

	2.制御棒履歴によるスペクトル効果モデルの組込み
亥特性 計算モデル	3.可燃性毒物効果計算モデルの組込み
HI <del>91</del> = 7 77	4.径方向反射体厚み変化効果計算モデルの組込み
	5. 混合修正粗メッシュモデル開発及び組込み
熱計算モデル	MCPR(最小限界出力比)計算モデルの組込み

53

902 日立評論 VOL. 67 No. 11(1985-11)



図7 LAYMON-2A計算フロー LAYMON-2Aは、中性子束をソース イタレーションにより求め、核分裂マクロ断面積 $\Sigma_f$ を乗算し出力分布を計算 する。

で決まるノード平均クオリティから決定される。LAYMON-2Aコードは、燃焼計画などの炉心運用計画が容易なように各 種の臨界サーチ機能をもっており、これらの活用により、ホ ウ酸濃度の燃焼度に応じた変化や、制御棒位置をサーチでき、 各種のシミュレーションが可能である。更に上述した LAYMON-2Aコードに加え、大型炉心を更に精度よく解析 評価し、設計裕度の確認を行なう目的で中性子2群3次元核 熱結合コードLAYMON-3の開発を進めている。本コードは、 中性子スペクトル効果の無視できない炉内構造物周辺や、制 御棒近傍の局所的な出力分布のひずみも含め、炉心全体の出 力分布を精度よくシミュレートすることが可能である。出力 分布はLAYMON-2Aと同じく無限増倍率( $K\infty$ ),中性子移動面積( $M^2$ )で表わされる中性子エネルギー2群の拡散方程式を修正粗メッシュモデルを採用することにより求める。これら二つの3次元核熱結合コードにより、高精度の炉心設計,燃焼解析が可能である。

次に両コードの解析精度について示す。

LAYMON-2A及びLAYMON-3は新型転換炉の核特性 評価の中心となるコードであり, 原型炉「ふげん」の実績評 価やDCAの実験データとの比較による広範な精度評価が進め られてきた。ここではDCA実験データに基づく両コードの精 度評価結果について述べる。対象としたDCA実験は原型炉「ふ げん」と同様28本クラスタ型燃料をピッチ225mmの正方格子 状に121体装荷した炉心であり、3種の富化度の燃料集合体で 構成されるチェスボード炉心と称されるものである。図8に 実験値とLAYMON-2A, LAYMON-3による解析値を示 す。同図(a)にチャネル出力の実験値と解析値を示す。各々の コードとも実験値と良い一致をみている。解析と実験との二 乗平均誤差はLAYMON-2Aで3.6%, LAYMON-3で3.5% である。同図(b)に炉心軸方向出力分布の実験値と計算値の比 較を示す。軸方向出力分布に関しては、DCAの制御棒挿入実 験を選定した。軸方向ピーキング係数の計算誤差はLAYMON-2 Aが1.8%, LAYMON-3が1.0%であり, 設計上の要求を 十分満たしている。

#### 3.3 熱流力設計手法の開発

## 3.3.1 実証炉における熱設計手法

新型転換炉原型炉「ふげん」では、熱設計及び運転上の制限値の決定については、図9(a)に示した最小限界熱流束比MCHFR(Minimum Critical Heat Flux Ratio)という考え方を用いてきた。実証炉では「ふげん」での設計,運転経験



図8 LAYMONコードのDCA実験値との比較 (a)DCAチェスボード炉心でのチャネル出力分布の解析と実験との比較,(b)DCA制御棒挿入炉心での軸方 向出力分布の解析と実験との比較を示す。

#### 新型転換炉実証炉の炉心特性と大型炉心設計評価手法の開発 903



注:略語説明 CHFR(Critical Heat Flux Ratio), CPR(Critical Power Ratio)

図9 限界熱出力比と限界熱流束比の概念の比較 限界熱流束比は出力,流量,入口エンタルピーを固定したときの限界熱流束と通常状態の熱流束の 比として定義されるのに対し,限界出力比は流量,入口エンタルピーー定条件で出力を上げていったとき,限界熱流束に達する出力と通常状態の出力の比として定 義される。

を踏まえ、より合理的な熱設計評価を行なう必要性から、熱 設計に関する原子炉安全審査専門委員会の内規及び評価方式 に適合する評価指標として同図(b)に示す最小限界出力比 MCPR(Minimum Critical Power Ratio)を使用している。 MCPRは、同図(b)に示すように、あるチャネルの境界条件を 固定し、チャネル出力を上昇させていった場合に限界熱流束 CHF(Critical Heat Flux)を表わす曲線と接する状態に至る 出力をもって表わされる。熱設計及び運転上のMCPR制限値 は、統計的解析と過渡応答解析に基づいてCHFに至る燃料棒 本数が十分少数となるように決定される。 タは炉心熱出力,炉心流量,炉心入口エンタルピー,炉心圧 力,3次元出力分布,LPM(中性子モニタ)の実測値と予測値 の差,チャネル出力-流量相関式,局所出力ピーキングのフ

このMCPRの限界値としては、安全限界値と運転限界値の 二つが設定されており、各々次のように定められる。

(1) 安全限界值(安全限界MCPR)

原子炉の異常な過渡変化が起こった場合にも守る必要のある安全上の限界値であり、この限界値は炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない炉心状態にあるための最小許容MCPR値として定められる。

(2) 運転限界值(運転限界MCPR)

通常運転中に守るべき限界値であり,原子炉に異常な過渡 変化が生じた場合にでも,前述の安全限界値が守れるように 定められる値である。

すなわち、運転限界MCPR=安全限界MCPR+過渡時の最 大変化量で表わされる。

また、MCPRによる評価手法採用時の熱的裕度は、流量配 分計算結果に基づく通常運転時のMCPR(運転予測MCPR)と 運転限界MCPRの差として求められる。

以下に,実証炉で用いている安全限界MCPR解析手法及び 流量配分解析手法について述べる。

3.3.2 安全限界MCPRの評価手法

安全限界MCPRは図5に示したDERIVコードで求められ

ィット式及び3次元燃焼度分布である。本コードは炉内すべ ての燃料チャネルの熱水力学特性を,出力,流量などの入力 境界条件のもとで質量バランス,エネルギーバランスに基づ いて計算するとともに,HTL(動力炉・核燃料開発事業団大洗 工学センター伝熱流動試験室)の実験データによるベストフィ ットCHF相関式を用いて,各燃料集合体のCPRを計算してい る。そして,そのCPRの中の最小値をMCPRとして求めてい る。本コードはCHF相関式の予測精度に基づいてCHF発生確 率を予測しているが,その予測に影響する上述のデータの誤 差を評価するためにそれらの誤差を正規分布と仮定して入力 し,モンテカルロ計算法によりCHF発生確率の誤差解析を行 ない,その期待値からSLMCPRを求めている。計算結果とし て出力される量は,全燃料集合体のCPR,MCPR,CHF発生 確率及びそれらのヒストグラムである。DERIVコードで求め られたCPRヒストグラムの一例を図10に示す。

3.3.3 熱流力特性解析手法(AQUARIOUSコード)

実証炉の炉心流量配分や圧力損失などの熱流力特性は、原 型炉「ふげん」用のコードをベースに開発されたAQUARIOUS コードにより評価,解析を行なう。本コードは実証炉で想定 される各種の運転状態での熱流力特性を,新型転換炉に特有 な圧力管,入口管,出口管,蒸気ドラム、ウオータドラムな どの機器及び系統の構成に対応した計算モデルを用いて解析 可能である。各種相関式は主として、CTL(動力炉・核燃料開 発事業団大洗工学センター部品機器試験室)での実規模試験 データ4に基づいている。本コードからは、炉心流量配分, 圧力 損失, MCPR, 蒸気クオリティ, ボイド率分布などの原子炉 の熱水力特性のほとんどの項目を求めることが可能である。 本コードを「ふげん」起動試験に適用して、チャネル流量 計算値と実績値の比較評価を行なった結果を表2に示す。同 表からチャネル流量の計算誤差は、二乗平均誤差で約2~3 %であり計算値の予測精度は高い。 3.4 重水流動解析コードの開発 3.4.1 重水流動解析コード開発の必要性 実証炉では、日負荷調整運転のような大きな出力の変更は、

55

る。DERIVコードは,新型転換炉の燃料集合体の熱的余裕を 限界出力比CPRで表わしたとき,最小限界出力比MCPR及び CHF発生確率を解析するために作成されたCPR偏差解析コー ドである。 CPR偏差解析コードはある炉心状態を与えたとき,すべて の燃料集合体のCPR,その中での最小値であるMCPR,及び 炉内のCHF発生確率を予測する計算コードである。入力デー 904 日立評論 VOL. 67 No. 11(1985-11)



図10 燃料棒のCPRヒストグラムの例 ノミナル計算でのCPRの度数 分布を示す。



<b>劫山力(0/)</b>	チャネル流量誤	熱出力(%)	チャネル流量誤	
·····································	差 (%RMS)		差 (%RMS)	



図|| 重水流動模擬試験装置のタンク断面とタンク内流動の概念 模擬タンクは、カランドリア管32本と制御棒案内管5本で構成される。塩水が 制御棒案内管の上部から流入し、その濃度変化でタンク内流動が把握される。



21.7(ポンプ低速)	2.5	56.6(ポンプ高速)	3.1
33.0(ポンプ低速)	3.5	77.7(ポンプ高速)	2.2
43.3(ポンプ低速)	3.1	98.7(ポンプ高速)	2.2
43.0(ポンプ高速)	2.1		

注:RMS(二乗平均誤差)



図12 計測点における食塩濃度の時間変化の測定値と解析値の比較 制御棒案内管からステップ状に塩水が注入されてから約3分後に,計測点で食 塩濃度が上昇し始める。

制御棒によらず重水減速材中のホウ酸濃度の調整で実施する ため、カランドリアタンク内の減速材重水中ホウ酸濃度分布 を精度よく把握することが炉心制御上重要となる。このよう な目的でカランドリアタンク内の重水の流れについて、自然 対流を考慮した3次元流動解析コードDISPOTECを開発し た。

3.4.2 重水流動解析コード

DISPOTECコードの基礎式は,連続の式と浮力に基づく体 積力を付け加えた運動方程式,及び温度分布を求めるエネル ギー方程式である。解法は基礎式を線形近似して連立一次方 程式に変換し,行列反復法により流量分布と温度分布の収束 解を求める方法を用いる。ホウ酸濃度分布は流れによってホ ウ酸が輸送されるとし,上記の手順で求められた流量分布を 使用し,ホウ酸の質量バランスを解くことにより求める。

#### 3.4.3 解析コードの検証

56

重水流動解析コードの検証を目的として、CTLでカランド リアタンク内流動を模擬した試験が実施された。タンク内流 動状況の把握のため、食塩がトレーサとして用いられ、各部 分での食塩濃度が測定された。図11にCTL試験装置のタンク 断面図及び流動状況概念を示す。試験では5本の模擬制御棒 案内管から食塩水をステップ状に注入し、タンク内各点の食 塩濃度の時間変化を測定した。図12に注入開始時間を基準と し、タンク底部から高さ約4mの位置での計測点(同図上に表 示)での食塩濃度の時間変化の測定結果と本コードによる解析 結果の比較を示す。同図に示すように、測定値と解析値はよ く一致し、このようなタンク内での解析への適用性が確認で きた。

#### 4 結 言

以上に述べたように、新型転換炉実証炉の炉心特性はエネ ルギー資源の多様化と節約にとって極めて有効と考えられ、 これらの炉心特性をより有効に引き出す手段としての評価手 法も原型炉「ふげん」での実績と動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センターDCA、HTL、CTL実験での知見を反映した 開発が続けられてきた。このような開発により、ウラン・プ ルトニウム混合酸化物燃料を装荷する大型炉心の精度よい解 析・評価が可能となった。新型転換炉実証炉の設計と評価手 法の開発に当たって、終始御指導をいただいた電源開発株式 会社の関係各位に対し心からお礼を申し上げる次第である。

#### 参考文献

1) 加藤,外:新型転換炉「ふげん」炉心設計,安全設計およびプ

- ラント運転特性解析に関するソフトウェアの開発,動力炉技報, No.15(1975-8)
- J. R. Askew: A General Description of Lattice Code WIMS, ENEA COMPUTOR PROGRAM LIBRARY
  山本,外:1群修正粗メッシュモデルに基づく新型転換炉3次
  - 元核熱水力結合コードと出力分布精度評価,原子力学会年会予 稿集B66(昭和58年)
- 4) S. Sugawara, et al. : NUREG/CP-0014 pp. 221~240