B106 低減速スペクトル炉の概念設計

Conceptual Designing of Reduced-Moderation Water Reactor (RMWR)

○ 大久保 努 (原研) 正 岩村 公道 (原研) 正 秋本 肇 (原研)
正 新谷 文将 (原研) 正 大貫 晃 (原研) 正 山本 一彦 (原電)

Tsutomu OKUBO, Takamichi IWAMURA, Hajime AKIMOTO, Fumimasa ARAYA, Akira OHNUKI
Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Shirakata, Tokai-mura, Ibaraki-ken
Kazuhiko YAMAMOTO
The Japan Atomic Power Company (JAPC), 1-6-1 Ohtemachi, Chiyoda-ku, Tokyo

Based on the experienced light water reactor technology, conceptual design studies on advanced water-cooled reactors have been performed. They are named "Reduced-Moderation Water Reactor" (RMWR) with the high conversion ratio more than 1.0 and the negative void reactivity coefficients. Several concepts have been successfully established for them based on the neutronics calculations. Also the thermal hydraulic investigation has been performed for each concept, including the basic critical heat flux experiments at 15.5 MPa in the triangular tight-lattice core configuration. Through this thermal hydraulic investigation, the feasibility of each design is being confirmed.

Key Words : Advanced Water Reactors, Reduced-Moderation, Conversion Ratio, Void Reactivity Coefficient

1. はじめに

原子力発電においては、今後とも相当長期間に渡って軽水炉が利用されると予想されている。それを考慮し、将来型原子炉概念の一つとして、これまで培われてきた軽水炉技術をベースとしつつ、それを大幅に高度化した将来型の水冷却炉概念の検討を進めている。具体的には、ウラン/プルトニウム資源の有効利用による長期的エネルギー供給等を目指し、水冷却型でありながら高速増殖炉の性能に迫る低減速スペクトル炉(RMWR)の検討を進めている¹⁾。

低減速スペクトル炉は、中性子のエネルギーを現行軽水炉におけるよりも高くすることでウラン238からプルトニウム239への転換比を増大させ、ウラン資源の有効利用、高燃焼度・長期サイクル運転及びプルトニウムの多重リサイクル等を目指した将来型水冷却炉である。原研では、軽水炉利用の長期化を背景に、将来型軽水炉の概念検討の一つとして、平成9年度から研究を開始し、平成10年度からはその範囲を拡大して日本原子力発電(株)と共同で研究を進めるとともに、概念検討に関しては国内原子炉メーカー3社からの技術的な協力も得て実施している。また、核燃料サイクル開発機構とも協力し、同機構の「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」の場において水冷却増殖炉の観点から検討を進めている。

低減速スペクトル炉の設計研究としては、本報告で述べる炉心概念の検討や熱水力の課題に関する実験及び解析的検討のほか、本炉の導入が核燃料サイクルに与える効果である導入効果の検討、臨界実験等による核的性能の検証の検討を現在それぞれ進めている。炉心概念の検討においては、炉心設計上、中性子のエネルギーを高くするとともに、安全性の観点からボイド反応度係数を負とすることが求められている。設計上これらは相互に相反するトレードオフの関係にある特性であり、それらを同時に満足するためには、燃料格子の稠密化、炉心の扁平化、ブランケットの活用、ストリーミング効果等の基本的な炉心設計上のアイデアをバランス良く適切に組み合わせる必要がある。

これまでに、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、高燃焼度長期サイクル運転を目指して特殊なボイド管集合体を採用した長期サイクル運転BWR型炉、ブランケット無しのBWR型炉、冷却材に重水を用いて転換比を向上させた高転換比PWR型炉及びプルトニウムの多重リサイクル性に重点を置いてシード・ブランケット燃料集合体を採用した軽水冷却PWR型炉の5種類の炉心概念を創出し、炉心概念検討の詳細化を進めてきた。本報では、これらの研究の内容に関し、熱水力学的な検討を主として以下に述べる。

2. 炉心設計目標

低減速スペクトル炉には、上述のように色々な特徴があり、それらを全て同時に満足できる設計が望まれるが、現実にはその様な設計を得ることは技術的に容易ではない。そのため、将来の種々のニーズに柔軟に対応が可能な様に、各々の目標を単独に目指した概念の構築を進めることとしている。

それらのどれを主要な設計目標にするかによって炉心の特性もかなり異なったものとなるが、それらの共通因子として、高転換比が挙げられる。即ち、ある程度の高転換比が達成されていれば、燃焼反応度を小さくできて長期サイクル・高燃焼度化が可能となり、また、一方では、核分裂性プルトニウムの割合を高く保つことができ、プルトニウムの多重リサイクルの実現が可能となる。これらのことから、まず第1の設計目標として、1を上回る転換比の達成を掲げた。これまでの研究からも、この目標の達成は決して容易ではなく、また、その達成は必ずしも保証されたものではなかったが、本研究においては、高転換比の限界に挑戦することも念頭に置いて、上記の目標を設定することとした。また、本炉心を含む原子炉システムとしては、可能な限り現行軽水炉のそれを用いることを基本としたため、安全上の観点からも現行軽水炉と同様に負のボイド反応度係数の達成を第2の設計目標とした。

PWR型炉に関しては、これらの2つの設計目標を掲げ、高転換比を達成するための一案として重水を冷却材とする

ものも検討した。また、BWR型炉に関しては、ボイドの存在を利用することによりPWR型炉より低い稠密度で高転換比の達成が可能であることも考慮して、上記2つの目標を満たしつつ更に以下に示すような、より高い設計目標を設定して、性能の向上を目指した。即ち、

- (1) 1.1程度の高転換比の炉心
- (2) 2年以上の長期サイクル運転が可能な炉心
- (3) 現行燃料集合体ベースのブランケット無し炉心である。

この他の設計目標値に関しては、以下の様に考えた。即ち、取出平均燃焼度、サイクル長、電気出力は、それぞれ45GWd/t、1年、1,000MWeを一応の目標とした。これらの値は、現行の炉に対するものと同程度であり、将来型炉としては物足りないとの感もあるが、上記2つの主要目標の達成を目指す場合においてこれらの数値も更に向上させることは必ずしも容易な事ではないことから、当面の控えめな目標として設定した。

3. 伝熱流動的な課題

低減速スペクトル炉心では、水による中性子の減速を抑えるために、燃料に対する水の割合を現行軽水炉の数分の1程度に小さくする必要がある。このため、軽水炉では燃料棒間の間隔が3～4mm程度の四角格子配列燃料集合体を使用しているのに対し、低減速スペクトル炉ではFig. 1に示す様な燃料棒間の間隔が1mm程度で稠密な三角格子配列燃料集合体が一般的に使用される。このため、炉心冷却能力の低下や圧力損失の増加等も懸念され、特に稠密炉心における限界熱流束（CHF）やPWR型炉における冷却材喪失事故時の再冠水期における炉心冷却が伝熱流動的な課題であると考えられる。

Fig. 1 Typical fuel rod assembly design for RMWR

Fig. 2 Unclassified CHF data for triangular tight-lattice rod bundle with grid spacers

燃料棒間隔を維持するスペーサとしてグリッドを使用した稠密格子炉心体系に対する限界熱流束の公開実験データの範囲をFig. 2に示す。1970年代に実施された米国Bettis原子力研究所(BAPL)で実施された20本ロッドの実験^{2,3)}及びその後原研で実施された7本ロッドの実験⁴⁾のデータがあるが、それらは燃料棒間隔1.5～3mm程度までのデータであり、現在低減速スペクトル炉で設計の対象となっているそれ以下の燃料棒間隔1mm程度の領域に対するデータが存在していない。そこで、この領域をカバーする範囲に対して実験を行うこととし、次に述べるように原研において現在実施中である^{5,6)}。

一方、PWR型炉における冷却材喪失事故時の再冠水期における炉心冷却に関しては、計算コードを用いた解析を実施して検討を進めているが⁷⁾、最近実験的な検討も報告されている⁸⁾。

4. 限界熱流束実験

上述の様に、現在低減速スペクトル炉で設計の対象となっている燃料棒間隔1mm程度の領域をカバーする範囲に対する実験として、燃料棒間隔 $g=0.6, 1.0$ 及び 1.5 mmの7本ロッドバンドルによる限界熱流束実験を実施している。テスト部断面をFig. 3に示す。燃料棒は、外径9.5mmの間接加熱型の電気ヒータで模擬されており、厚さ0.3mmのハニカム型グリッドスペーサにより間隔が維持されている。テスト部は、六角形をベースとした形状の流路外管に収納されている。実験においては、PWRの運転圧力条件をカバーする最高圧力16MPaの高圧水ループを使用した。テスト部に対する主要諸元をTable 1に示す。

Fig. 3 Cross section of test section

Table 1 Major parameters of test section

Number of heater rods	7
Outer rod diameter	9.5 mm
Heated length	1.8 m
Axial power profile	17-step chopped cosine with peaking factor of 1.35 (Radial peaking is 1.14 for center rod)
Rod array	Triangular lattice
Max. power supply	1.1 MW (0.1MW for center rod)
Max. linear heat rate	75 kW/m
Max. pressure	16 MPa
Max. water temperature	623.5 K

実験は、圧力 15.5 MPa のもとで、以下の条件で実施した。

- 1) 燃料棒間隔 $g=1.5\text{mm}$
質量速度：1,100～4,400 $\text{kg/s}\cdot\text{m}^2$
入口水温：533～593 K
- 2) 燃料棒間隔 $g=1.0\text{mm}$
質量速度：1,100～3,100 $\text{kg/s}\cdot\text{m}^2$
入口水温：513～593 K
- 3) 燃料棒間隔 $g=0.6\text{mm}$
質量速度：1,375～4,585 $\text{kg/s}\cdot\text{m}^2$
入口水温：513～593 K

限界熱流束は、系圧力及びテスト部入口条件を一定に保持したまま、ヒータ加熱量をステップ状に徐々に上昇させ、ヒータの被覆管に埋め込んだ熱電対の温度が上昇を開始した時点のヒータ加熱量と温度上昇位置から決定した。7本のヒータのうち、中心のものは周辺の他の6本より17%高い出力を印加されている。流路外管の壁に接していないことからこの中心ロッドが実際の燃料集合体中の燃料棒の状況に対応する代表的なロッドと考えられ、この代表ロッドにおいて限界熱流束が発生するようにされている。

実験は $g=1.5\text{mm}$ のケースから開始し、その後 $g=1.0\text{mm}$ のケースを終了し、現在 $g=0.6\text{mm}$ のケースを実施中である。このため、本報では $g=0.6\text{mm}$ のケースに関しては限られた範囲でのみ示されている。

実験で得られた、限界熱流束データをFig. 4に水の質量速度に対して示す。データの区別が容易にできるように、ここでは入口水温が553及び573Kのデータのみ示してある。ここに示すように、限界熱流束は、どの燃料棒間隔のケースでも、質量速度及びサブクール度の増加と共に増大する。また、質量速度が2,000 $\text{kg/s}\cdot\text{m}^2$ 程度までの範囲では、燃料棒間隔が大きいほど限界熱流束が大きい。しかし、質量速度が3,000 $\text{kg/s}\cdot\text{m}^2$ 程度以上になると、限界熱流束は急激に増大する傾向を示し、値のばらつきも大きくなっている。

Fig. 4 Critical heat flux data from the experiments

今回の実験において、質量速度が低い領域では限界熱流束がテスト部の出口付近で発生していた。質量速度が大きくなるにつれ、限界熱流束の発生点は徐々にテスト部の下方すなわち上流側にも広がって行く傾向が観測された。本実験のテスト部はコサイン形の軸方向出力分布を有しているため、テスト部出口より下方になるにつれて局所的な出力は大きくなっていく。このため、限界熱流束が大きくなり、このことが、質量速度が大きい場合に限界熱流束が急激に増大するとともに値のばらつきも大きくなっていく主たる理由であると考えられる。

このチョップト・コサイン分布による軸方向の局所的な出力の違いの影響を避ける事を意図して、Fig. 4のデータ点についてテスト部の限界出力に対して整理したのがFig. 5である。限界出力はロッドの出力に対して積分的な特性を反映したものであると考えられる。この図から、限界出力対質量速度の形で整理すると両者の関係ははっきりとなり、強い線型関係を持つていることが分かる。限界出力は、どの燃料棒間隔のケースでも、質量速度及びサブクール度の増加と共に増大する。これはFig. 4で見られた傾向と同じである。しかし、燃料棒間隔に関する効果に対しては、Fig. 4で見られたものとは異なり、同じ質量速度に対しては、燃料棒間隔に単純に依存するのではなく、1.0mmの場合に最も大きな値となっている。この値に比べて、燃料棒間隔が0.6mmの場合には限界出力が約30%、1.5mmの場合には約10%低下している。

この理由についてはまだ明らかになっておらず、引き続き今後の検討が必要である。また、元々本実験はPWRの運転条件下におけるDNB実験を意図して開始されたものであるが、この様に非常に稠密な体系においては、ロッド当たりの水の量が著しく少なくなるために、液膜ドライアウトに近い現象が起こっている可能性も考えられる。上述の様に限界熱流束がテスト部出口付近で発生していることや、実験データが限界熱流束よりは限界出力の形によって上手く整理されることもこの可能性を示唆するものとも考えられる。

Fig. 5 Critical power data from the experiments

Fig. 6 Comparison between calculated value with KfK correlation and experimental data

稠密格子炉心体系に対しては、これまでに幾つかの限界熱流束相関式が提案されている。その中で、Dalle Donne等によって提案されたKfKの相関式⁹⁾はかつて実施した高転換軽水炉の研究において予測精度の良いものとして使用された¹⁰⁾。低減速スペクトル炉の設計においても当面本相関式を用いることとし、上述の実験データによりその適用性の検証を進めている。これまでに、燃料棒間隔1.5及び1.0mmのケースに対してKfK相関式による予測値と実験値の比較を行った。KfK相関式により限界熱流束を計算するに当たっては、対象とする流路内の局所的な熱流動条件が必要である。この局所条件の計算には、サブチャンネル解析コードCOBRA-IV-I¹¹⁾を使用した。サブチャンネル解析に当たっては、流路断面を18のサブチャンネルで模擬し、軸方向には36領域に分割し、流体混合係数として0.003¹²⁾を用いた。実験値との比較結果をECHFRの形でFig. 6に示す。図に示すように、予測値は燃料棒間隔に応じて多少異なるが、1.0より遙かに小さな値となっている。この結果から、KfK相関式とCOBRA-IV-Iコードによる予測手法は、実験値より遙かに小さな限界熱流束、即ち十分保守的な結果を与えることが明らかになった。

5. 低減速スペクトル炉の熱水力設計評価

これまでに得られた炉心概念に対し、上記で保守性の確認された限界熱流束予測手法等を用いて熱水力設計評価を進めている。

高転換比PWR型炉に関しては、上記のKfK相関式とCOBRA-IV-Iコードによる予測手法を用いて、定格運転時におけるDNBRを評価した。その結果最小DNBRは1.35と評価され十分な熱的余裕があるものと考えられる¹³⁾。また、冷却材喪失事故時の再冠水期における炉心冷却に関しては、計算コードを用いた解析により、非常用炉心冷却系として上部プレナムへの注水を加えることにより除熱を達成できるとの見通しを得た⁷⁾。

高転換比BWR型炉に関しては、主要な過渡変化及び事故に対する解析を実施し、設計上問題のないことを確認した¹⁴⁾。長期サイクル運転BWR型炉に関しては、定格運転時の炉心内熱流動解析を実施し、沸騰遷移が生じないことを確認した¹⁴⁾。さらに、ブランケット無しのBWR型炉に関しても、定格運転状態における最小限界出力比(MCPR)をAraiの相関式¹⁵⁾により評価し、1.38と云う熱的に十分余裕

のある結果が得られた¹⁴⁾。

BWR条件下での限界熱流束に関しては、最近燃料棒間隔1.3mmの実験が実施されてAraiの相関式の適用性の確認が報告されている¹⁵⁾が、燃料棒間隔1mmの場合に対し、上述の限界熱流束実験の範囲をBWR条件に広げた実験の実施を原研において予定している。

6. 結 論

これまで培われてきた軽水炉技術をベースとしつつ、1を越える高転換比の達成が可能な水冷却炉である低減速スペクトル炉の概念設計研究を進めている。これまでに1以上の高転換比と負のボイド反応度係数を達成可能な幾つかの炉心概念が構築され、炉心概念検討の詳細化を進めるとともに熱水力設計評価を行って定格運転時或いは異常時に対して設計の妥当性の確認を行っている。

参考文献

1. 岩村 公道, 他, 低減速スペクトル炉の研究, JAERI-Research 99-058 (1999).
2. B.W. LeTourneau, et al., Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Parallel Upflow of High Pressure Water in Bundles of Twenty 0.25 and 0.28 in Diameter Rods, WAPD-TM-1013 (1975).
3. K.J. Coeling, ., Critical Heat Flux and Pressure Drop Tests with Vertical Upflow of Water in 20-Rod Bundles of 0.69 in. Diameter Rods, WAPD-TM-1155 (1977).
4. 岩村 公道, 他, 高転換軽水炉限界熱流束実験 (3), JAERI-M 90-044 (1990).
5. 新谷 文将, 他, 将来型軽水炉の概念検討 (16) - 高転換炉心の限界熱流束の検討 -, 日本原子力学会「1999年春の年会」, F39 (1999).
6. 新谷 文将, 他, 低減速スペクトル炉の研究 (9) - 稠密格子体系の限界熱流束実験 -, 日本原子力学会「2000年春の年会」, O9 (2000).
7. A. Ohnuki, et al., A Feasibility Study on Core Cooling of Pressurized Heavy Water Moderated Reactor with Tight Lattice Core, Proceedings of ICON-7, ICON-7026 (1999).
8. 寺前 哲也, 他, 稠密炉心における PWR-LOCA 再冠水特性に関する研究, 日本機械学会 2000 年度年次大会講演論文集 (I), 2435 (2000).
9. M. Dalle Donne and W. Hame, Critical Heat Flux Correlation for Triangular Arrays of Rod Bundles with Tight Lattices, Including the Spiral Spacer Effects, Nucl. Technol., vol. 71, pp. 111-124, (1985).
10. 伝熱流動研究室, 高転換軽水炉の熱水力学の研究, JAERI-M 91-055 (1991).
11. C.L. Wheeler, et al., COBRA-IV-I: An interim version of COBRA for thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements and cores, BNWL-1962 (1976).
12. 大久保 努, 他, 稠密格子ロッドバンドルの流体混合係数, 日本原子力学会「1989秋の大会」, C33 (1989).
13. 新谷 文将, 他, 低減速スペクトル炉PWRの熱的成立性評価, 日本機械学会 2000 年度年次大会講演論文集 (I), 2442 (2000).
14. 岩村 公道, 他, 低減速スペクトル炉の研究 - 原研/原電共同研究報告書 (平成 10~11 年度) -, JAERI-Research 2000-035 (2000).
15. 山本 泰, 他, 稠密バンドル燃料の熱水力基礎試験 (2) - 限界熱流束相関式の評価 -, 日本原子力学会「1999年秋の大会」, F30 (1999).