

## 論文の内容の要旨

### Startup and Stability of a High-Temperature Supercritical-Pressure Light Water Reactor 高温超臨界圧軽水炉の起動と安定性

氏名                    ティン   ティン   イ

#### I. 序論

本研究では高温超臨界圧軽水炉（SCLWR-H）の起動方式を、超臨界圧火力発電プラント（FPP）の起動方式を参考に、設計検討した。超臨界圧軽水炉の起動には2種類の方式が考えられる。定圧起動方式では、核加熱を行う前に、超臨界圧力まで昇圧する。一方で、変圧起動方式では核加熱を亜臨界圧力で開始し、負荷の上昇に応じて昇圧する。

超臨界圧軽水冷却高速炉（SCFR）の起動方式については、これまでに中塚らによって研究されている。SCFRの炉心平均冷却材出口温度は約430℃であり、六角燃料集合体には水減速棒が無い。起動方式の成立性は熱的な観点から検討されていた。各起動段階における詳細な熱水力解析は行われておらず、安定性について検討されていない。

現在のSCLWR-Hの設計では炉心平均冷却材出口温度が500℃に達する。燃料集合体中の燃料棒は四角格子に配列されており、内部を下降流の減速材が流れる多数の四角水減速棒が用いられている。単位出力当たりの炉心流量はSCFRよりも低い。過去の超臨界圧軽水炉の設計と比較して、SCLWR-Hは炉心平均冷却材出口温度、炉内冷却材密度変化、そして出力対流量比が大きい。このため、SCLWR-Hは起動時に熱的及び安定性の観点から、過去の設計と比較してより大きな制約を受けると考えられる。本研究の目的はSCLWR-Hの起動方式と起動時の安定性特性を評価検討し、熱的制約及び安定性からの制約を満足する起動方式を設計することである。

#### II. 起動時の熱水力解析

起動時の熱水力解析を燃料集合体の一次元単チャンネルモデルを用いて行う。入口冷却材温度と質量流量を境界条件として用いて、炉心入口から出口までの熱水力解析を行う。各軸方向ノードにおける冷却材と減速材の温度は質量保存式とエネルギー保存式から計算される。燃料ペレットと被覆管内の温度分布は一次元径方向熱伝達式から計算される。軸方向出力分布はコサイン分布を仮定する。超臨界圧力と亜臨界圧力における熱伝達率はそれぞれ岡-越塚の相関式とRELAP4相関式を用いて計算する。SCLWR-Hの起動には以下の基準を設ける：

- (i)     タービン入口蒸気の湿分が0.1%以下
- (ii)    起動時のNi合金燃料棒被覆管表面最高温度は定格運転時の制限値である620℃以下
- (iii)   変圧起動方式では亜臨界圧力の下降流水減速棒内で沸騰やドライアウトが生じてはならない

- (iv) 炉心出口エンタルピはタービン入口で必要となる蒸気エンタルピが得られるように十分に高くなければならない

### III. SCLWR-H の起動方式と手順

#### 1. 定圧起動方式

定圧起動方式では、最初に原子炉は給水ポンプにより超臨界圧力の 25MPa まで昇圧される。この方式では、フラッシュタンクと圧力逃し弁から構成される起動バイパスシステムが必要となる。炉心流量は、核加熱を行う前に、起動初期段階の燃料棒被覆管の過熱を防ぐために定格運転時の 25% に定められる。起動初期段階の炉心出口冷却材は圧力逃し弁により減圧され、フラッシュタンクへと流れる。フラッシュタンクでは、蒸気と水が分離される。フラッシュタンクの圧力が十分に高くなると、フラッシュタンクからの飽和蒸気はタービンへと送られる。主蒸気のエンタルピがフラッシュタンクからの飽和蒸気のエンタルピを超えると、原子炉は貫流直接サイクルの運転モードへと切り替えられ、主蒸気温度は 500°C まで上げられる。その後、原子炉出力は徐々に定格の 100% まで上げられ、炉心流量も出力に応じて燃料棒被覆管の温度が制限値を超えないように上げられる。

#### 2. 変圧起動方式

変圧起動方式では、亜臨界圧力で核加熱を開始する。炉心流量は給水ポンプにより定格運転時の 35% に設定される。給水温度は核加熱によって 280°C まで上げられる。気水分離器、ドレンタンク、ドレン弁、バイパス弁から構成されるバイパスシステムが必要となる。アディショナルヒータもしくは、再循環ポンプを設置することでドレンタンクの飽和水から熱を回収し十分な炉心流量を確保することができる。炉心圧力が 8.3MPa に達すると気水分離器からの飽和蒸気によってタービンが起動される。炉心圧力は炉心出力が定格運転時の 14% に達するまで 8.3MPa で一定に保たれる。タービン起動後、原子炉は 25MPa まで昇圧され、炉心出力は定格運転時の 26% まで上げられる。圧力が 25MPa に達すると、起動バイパスモードから貫流直接通常運転モードへと切り替えられ、出力と流量を上昇させて主蒸気温度は 500°C まで上げられる。出力上昇時には炉心出力は炉心流量と共に、炉心出口温度が一定に保たれるように、上げられる。

圧力、温度、出力の各上昇段階における燃料棒被覆管表面最高温度は最高出力チャンネルを解析することで計算される。その結果、SCLWR-H では定圧起動方式と変圧起動方式のいずれにおいても被覆管表面最高温度の基準は満たされることが分かった。変圧起動方式の起動曲線を図 1 に示す。

表 1 に示すように、必要となる機器の総重量はバイパスシステムに気水分離器を設置した変圧起動方式の方が定圧起動方式よりも小さいことが分かった。

### IV. 線形安定性解析

本研究では定圧超臨界圧力運転時における SCLWR-H の熱水力安定性と核熱水力安定性を評価するために、周波数領域での線形安定性解析コードを作成した。本研究のモデルで

は冷却材と燃料の熱水力相互作用のみならず炉内核反応も考慮している。熱水力モデルでは一次元保存式が用いられており、核モデルでは一点近似動特性方程式が用いられている。熱伝達モデルでは一次元熱伝達方程式が用いられている。水減速棒の熱水力と熱伝達モデルが含まれる。炉外循環モデルは入口オリフィス、給水ポンプ、給水管、主蒸気加減弁を含む。

解析は定常状態に対する外乱による応答を支配方程式の離散化と線形化近似により求める手法に基づく。線形化された方程式は時間領域から周波数領域にラプラス変換され、様々な伝達関数はラプラス変数  $s = \sigma + j\omega$  によって評価される。閉ループ伝達関数の極は特性方程式： $1+G(s)H(s) = 0$  を解くことで求められる。ここで、 $G(s)$ は前向き伝達関数、 $H(s)$ はフィードバック伝達関数である。システムの安定性は減衰比  $DR$  によって表され、減衰比は  $DR = \exp(-2\pi\sigma/|\omega|)$  によって求まる。

本研究では、安定性の基準として BWR と同一の減衰比の基準値を SCLWR-H に課している。

- (i) 通常運転状態では熱水力安定性の減衰比は 0.5 以下、核熱水力安定性の減衰比は 0.25 以下とする
- (ii) 全ての運転状態において減衰比は 1.0 以下とする

## V. SCLWR-H の安定性特性

### 1. 熱水力安定性

SCLWR-H の最高出力チャンネルと平均出力チャンネルに対して、それぞれ異なる計算メッシュサイズとオリフィスの圧力損失係数を用いて減衰比を計算した。減衰比は計算メッシュサイズが小さくなるにつれて大きくなることが分かった。原子炉はオリフィスの圧力損失係数が大きくなるにつれて、より安定になることが分かった。

小さな炉心流量と大きな炉内密度変化にも関わらず、燃料集合体入口オリフィスによる圧力損失係数を適切に設計することにより SCLWR-H は定格及び部分負荷運転を安定に行えることが分かった。図 2 に示すように、オリフィス圧力損失係数 6.18 (圧力損失 0.0054MPa) によって定格運転時の安定性基準を満たすことができ、オリフィス圧力損失係数 8.68 (圧力損失 0.0075MPa) によって定圧起動時に安定に部分負荷運転ができる。必要となるオリフィス圧力損失係数は炉心圧力損失の約 0.133MPa と比較してあまり大きくない。パラメータ解析の結果、オリフィス圧力損失係数の向上、出力対流量比の低減、又は給水温度の低減によって SCLWR-H の安定性が向上することが分かった。

### 2. 核熱水力安定性

SCLWR-H の核熱水力安定性のブロック図を図 3 に示す。ドップラ反応度フィードバックと密度反応度フィードバックが考慮されている。SCLWR-H の定格運転時における核熱水力安定性の減衰比は 0.185 であるため、安定性の基準は満たされている。SCLWR-H の核熱水力安定性の減衰比マップを図 4 に示す。低出力運転時に核熱水力不安定性が生じる可能性があるため、低出力低流量運転領域では適切な起動手順が必要となる。核熱水力安定性の基準は、低出力運転時及び定圧起動における部分負荷運転時には、出力対流量比を下

げることによって満たせることが分かった。

核熱水力安定性は減速材フィードバックにより水減速棒の影響を大きく受ける。水減速棒の存在は共鳴のピークと位相遅れを大きくし、減衰比を大きくしてシステムを不安定化させる。パラメータ解析の結果、核熱水力安定性は密度反応度係数を大きくすると低下し、出力対流量比もしくは給水温度を低減すると向上することが分かった。

## VI. 結言

熱水力計算の結果、熱的な基準は満たされ、SCLWR-H は定圧起動方式、変圧起動方式のいずれの方式でも起動できることが分かった。しかし、過去の SCFR と比較して単位出力当たりの流量が低く、下降流水減速棒を有する SCLWR-H では起動時に受ける制約がより大きいことが分かった。起動時の最低必要炉心流量は定圧起動方式では定格の 25%、変圧起動方式では定格の 35%とした。変圧起動方式では、昇圧中に炉心流量を定格の 35%、給水温度を 280°C で一定にして、炉心出力を約 14% から 26% まで上げることで熱的な基準を満たすようにした。この起動手順は、炉心出力が定格の 20%、炉心流量が定格の 28%、給水温度が 100°C で昇圧する SCFR の起動手順と異なる。SCLWR-H の起動方式としては、定圧起動方式と比較して、必要となる機器の重量が小さく、費用が削減でき、システムを簡素化できる変圧起動方式が望ましい。

周波数領域における線形安定性解析手法を用いて SCLWR-H の定格運転時及び起動時の安定性特性を評価した。適切なオリフィス圧力損失係数を適用することで、定格運転時及び定圧起動における部分負荷運転時の熱水力安定性の基準は満たされる。核熱水力安定性の基準は低出力低流量運転条件での出力対流量比を制御することで満たされる。

表 1：起動に必要な機器の重量

	フラッシュタンク (バイパス)	分離器 (主蒸気ライン)	分離器 (バイパス)	分離器 (バイパス)
流量	25%	100%	35%	35%
設計圧力(MPa)	7.6	27.5	25	25
設計温度(°C)	291	500	400	400
材料	SBV2	SCMV4	SBV2	SCMV4
円筒部長さ/厚さ(m)	4.0/0.1	3.9/0.26	3.9/0.12	3.9/0.19
内径(m)	3.4	1283	1.08	1.56
断面積(m <sup>2</sup> )	9.08	1.293	0.91	1.91
気水分離器の必要数	1	4	2	1
重量(kg)	52300	40500	15750	37600
総重量(kg)	<b>52300</b>	<b>162000</b>	<b>31500</b>	<b>37600</b>

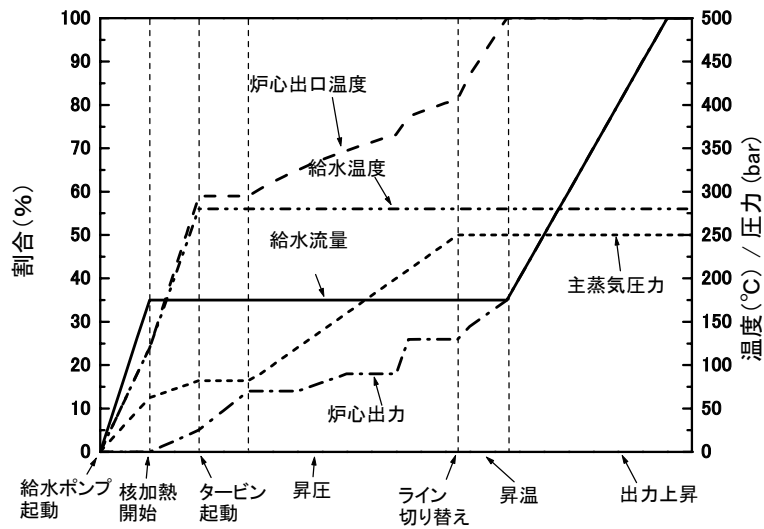


図 1： SCLWR-H 変圧起動曲線

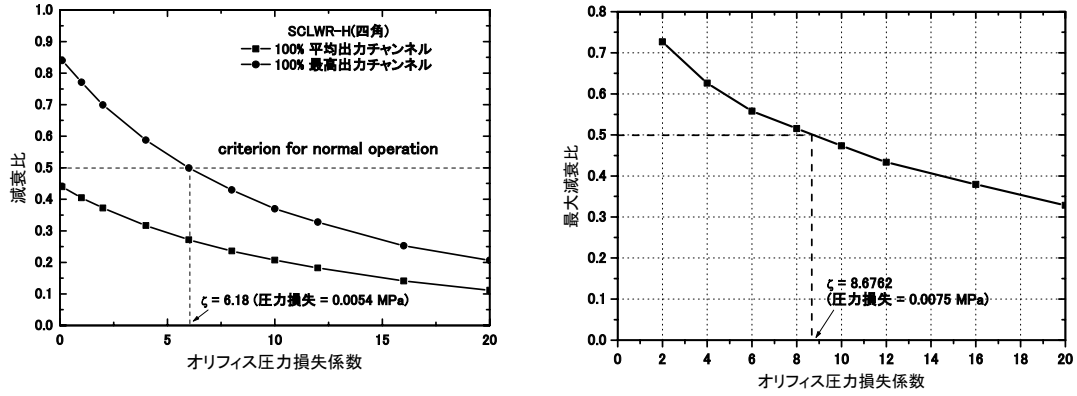


図 2 : 25MPa における SCLWR-H 熱水力安定性の減衰比  
 (a) 定格運転 (core pressure drop = 0.133 MPa)  
 (b) 部分負荷運転 (core pressure drop = 0.02 ~ 0.13 MPa)

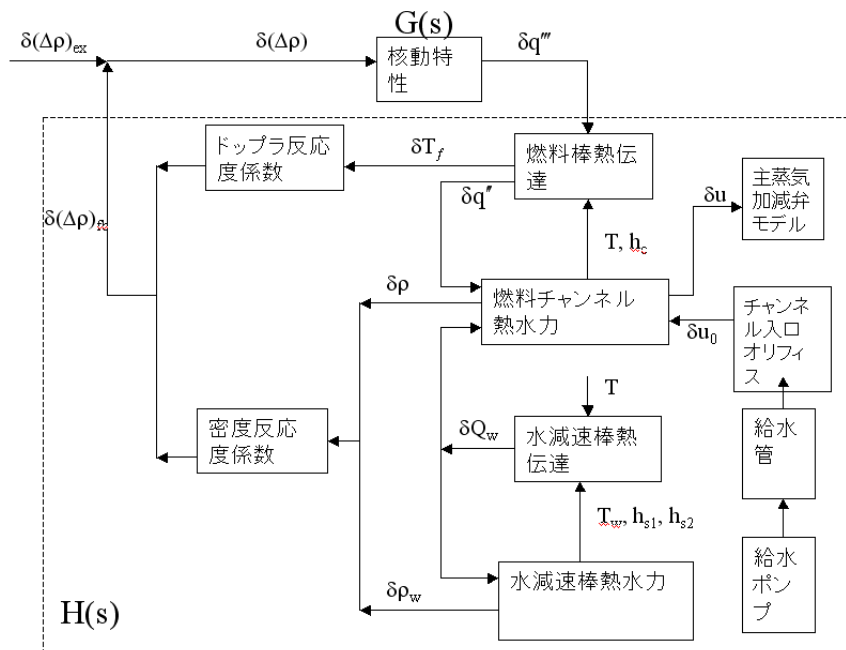


図 3 : SCLWR-H の核熱水力安定性のブロック図

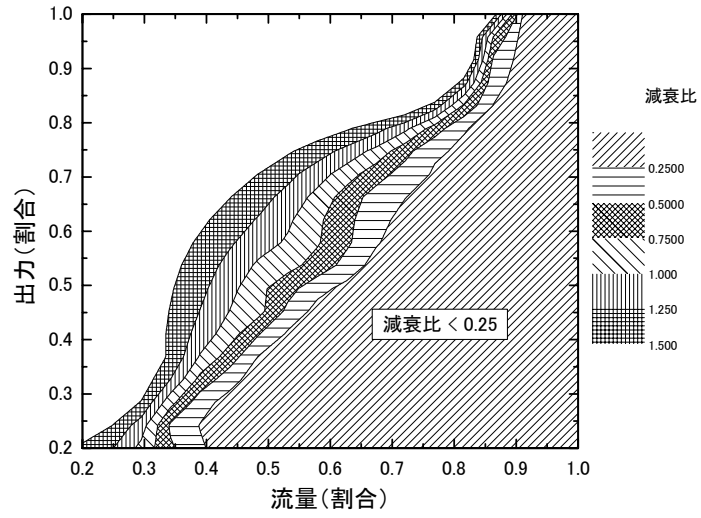


図 4 : SCLWR-H の核熱水力安定性の減衰比マップ