

ATR技術情報処理・活用システム  
設計・研究開発データベースシステム  
熱水力設計・研究開発データベース  
“ふげん”設計基本事項  
設計関連技術情報

1991年7月



動力炉・核燃料開発事業団

この資料は、動燃事業団社内における検討を目的とする社内資料です。ついては複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう注意して下さい。

本資料についての問合せは下記に願います。

〒107 東京都港区赤坂1-9-13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部 技術管理室

A T R 技術情報処理・活用システム  
設計・研究開発データベースシステム  
熱水力設計・研究開発データベース  
“ふげん”設計基本事項  
設計関連技術情報

澤 井 定\*

要 旨

A T R 原型炉 “ふげん” の “熱水力設計・研究開発データベース” を，“原子力プラント開発の技術情報処理・活用システム” 基本システム構成（PNC PN1410 91-043）および熱水力設計の仕方に従って，とりまとめた。

---

\* 技術参与

## 目 次

1. 基本システム構成	1
2. 設計基本事項	3
3. 設計関連技術情報	4
参考資料	17

## 1. 基本システム構成

### (1) “設計・研究開発データベースシステム”の基本システム構成

“設計・研究開発データベースシステム”の基本システムは、

設計基本事項

設計関連技術情報

研究開発関連技術情報

で構成される。

“設計基本事項”は、

設計方針・基準・指針

設計条件

設計（仕様）・安全裕度

から成る。

“設計関連技術情報”は、

“設計基本事項”を裏付・証明する技術根拠

が主体である。

“研究開発関連技術情報”は、

“設計関連技術情報”，特に“設計基本事項”を裏付・証明する技術根拠の作成に

必要な技術情報

技術の高度化に関する技術情報

で構成される。

### (2) “熱水力設計・研究開発データベース”の基本システム構成

上記“設計・研究開発データベースシステム”の基本システム構成と、熱水力設計の仕方に従い、ATR原型炉，“ふげん”の“熱水力設計・研究開発データベース”の基本システムを、表-1に示すように構成する。

“ふげん”の“熱水力設計・研究開発データベース”の技術情報は、

“ふげん”の設置（変更）許可および設計認可・工事計画認可を取得した時点の知見と技術情報

でとりまとめている。

尚，“研究開発関連情報”は，“設計関連技術情報”，特に“設計基本事項”を裏付・証明する技術根拠を作成するのに必要な技術情報などと，技術の高度化に関する技術情報より成るが，このとりまとめは，他にゆだねることとした。

また，表-1に示す“設計関連技術情報”のうち，(3) 熱水力設計解析コードについては，“解析コードシステム”から採録する。従って，本報告書では，省略する。

## 2. 設計基本事項

“ふげん”の“熱水力設計・研究開発データベース”の“設計基本事項”を、表-2に示すようにとりまとめた。

過渡変化解析については、設計方針・基準・指針を採録するに止め、他は動特性解析あるいは安全性解析の項に採録することにした。

尚、表-2の最右欄には、熱水力設計を実施する際、核設計、燃料設計など、技術情報を受・伝しなければならない分野を、項目毎に示した。これらの技術情報の受・伝は、設計が最終決定されるまで、相互に行われる。

### 3. 設計関連技術情報

“ふげん”の“熱水力設計・研究開発データベース”の“設計関連技術情報”を、表-3に示すようにとりまとめた。

尚、流動関係特性式の総合評価は、

“原型炉許認可取得以降、実証炉設置許可申請までに得られた知見および技術情報”にとりまとめる。



表 - 1

A T R 技術情報処理・活用システム  
設計・研究開発データベースシステム  
熱水力設計・研究開発データベース  
基本システム構成

1. 設計基本事項

- (1) 設計方針・基準・指針
- (2) 設計条件
- (3) 設計（仕様）・安全裕度

2. 設計関連技術情報

- (1) 熱除去関係特性
- (2) 流動関係特性
- (3) 熱水力設計解析コード
  - (イ) 設計項目別の熱水力設計解析コードの組合せと解析フロー
  - (ロ) 熱水力設計解析コードの精度
- (4) 熱水力設計関連技術情報
  - (イ) 燃焼・燃料交換に伴う熱水力特性の変化
  - (ロ) 熱水力設計の技術根拠（2.(1), (2), (3)以外）

3. 研究開発関連技術情報

- (1) 設計関連技術情報，特に設計基本事項の技術根拠の作成に必要な技術情報
- (2) 技術の高度化に関する技術情報

表 - 2

A T R 技術情報処理・活用システム  
 設計・研究開発データベースシステム  
 熱水力設計・研究開発データベース  
 “ふげん”設計基本事項

項 目	設計方針・設計条件・設計等	情報の受・伝 その他
<p>1. 設計方針・基準・指針</p> <p>(1) 準拠する設計方針・基準・指針</p> <p>(2) 熱除去限界</p> <p>(イ) 設計熱除去限界</p> <p>(ロ) 設計線出力密度</p> <p>(ハ) 燃料中心温度</p> <p>(ニ) 設計出力</p> <p>(3) 水力学的安定性</p>	<p>1. 設計方針・基準・指針</p> <p>(1) 準拠する設計方針・基準・指針</p> <p>(イ) 軽水炉の熱水力設計方針・設計基準</p> <p>(ロ) 軽水炉の非常用炉心冷却系安全審査指針</p> <p>(2) 熱除去限界</p> <p>設計出力において以下を満足すること。</p> <p>(イ) 燃料棒の熱流束は、設計出力分布の最大出力チャンネル（設計出力チャンネル）において、限界熱流束に対し、適切な裕度を保つこと。</p> <p>最小限界熱流束比 (MCHFR) <math>\geq</math> 1.5(120%出力)</p> <p>(ロ) 21.0Kw/ft(120%出力) 17.5Kw/ft(100%出力)</p> <p>(ハ) 燃料融点以下</p> <p>(ニ) 120%出力</p> <p>(3) 水力学的安定性</p> <p>減巾比 <math>\leq</math> 0.25</p>	

<p>(4) 過度変化の熱除去限界</p>	<p>(4) 過度変化の熱除去限界 特定の過出力あるいは事故に対し、その都度解析し、以下を満足すること。</p> <p>(イ) 最小限界熱流束比 ≥1.0</p> <p>(ロ) 燃料温度 &lt;燃料融点</p> <p>(ハ) 解析・評価事象 タービン発電機トリップ 再循環ポンプ電源喪失 冷水事故 その他</p>	
<p>2. 設計条件</p> <p>(1) 原子炉熱出力</p> <p>(イ) 原子炉熱出力</p> <p>(ロ) 冷却材に伝えられる炉心熱出力</p> <p>(ハ) 重水発熱等</p> <p>(ニ) 遮蔽体発熱等</p> <p>(2) 原子炉設計出力・設計出力分布</p> <p>(イ) 設計出力</p> <p>(ロ) 設計出力分布 (最高出力チャンネル)</p> <p>(ハ) 設計出力ピーキング係数</p>	<p>(1) 原子炉熱出力</p> <p>(イ) 557 Mwt</p> <p>(ロ) 518.7 Mwt</p> <p>(ハ) 35.1 Mwt</p> <p>(ニ) 3.2 Mwt</p> <p>(2) 原子炉設計出力・設計出力分布</p> <p>(イ) 120%出力</p> <p>(ロ) 設置許可変更申請書 添付書類(完本)・ 添付書類-8 第15.2-1図, p62</p> <p>(ハ) チャンネル出力ピーキング係数:1.58 軸方向出力ピーキング係数:1.35 局部出力ピーキング係数:1.22</p>	<p>(受) ヒートバランス</p> <p>(受) ヒートバランス</p> <p>(受) ヒートバランス</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) ヒートバランス</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) 核設計</p> <p>(受) 核設計</p>



(=) 最大熱流束	(=) $1.15 \times 10^6 \text{ kcal/hr} \cdot \text{m}^2$	(伝) 燃料設計
(≠) 限界熱流束比分布 熱流束分布 (設計出力チャンネル)	(≠) 設置許可変更申請書 添付書類(完本)・ 添付書類-8, 第15.2-1図, p 62 82部会参考資料, 第8.5-2図, p 87	(伝) 安全設計 (伝) 燃料設計 (伝) 燃料設計 (伝) 安全設計
(≠) 蒸気重量率分布 (設計出力チャンネル)	(≠) 設置許可変更申請書 添付書類(完本)・ 添付書類-8, 第15.2-1図, p 62 82部会参考資料, 第6.5-2図, p 87	(伝) 燃料設計 (伝) 安全設計 (伝) 燃料設計 (伝) 核設計
(ト) 最小限界熱流束比	(ト) 1.5	
(ケ) 最高ペレット温度	(ケ) 2740°C	
(2) 定格出力熱水力特性 (最大出力チャンネル)		
(イ) チャンネル出力	(イ) 3.9 MW	(受) 核設計
(ロ) チャンネル流量	(ロ) 8.9 kg/s	(伝) 核設計 (伝) 燃料設計
(ク) 最小限界熱流束比	(ク) 1.9	
(3) 定格出力熱水力特性		
(イ) 原子炉熱出力	(イ) 557 MW	
(ロ) 蒸気流量	(ロ) 910 t/hr	
(ク) 冷却材流量	(ク) 7,600 t/hr	(伝) 核設計
(=) 冷却材炉心入口 温度	(=) 277 °C	(伝) 核設計 (伝) 燃料設計
(≠) 冷却材炉心出口 温度	(≠) 285 °C	(伝) 同上
(≠) 炉心出口平均蒸気 重量率	(≠) 14 %	(伝) 同上
(ト) 炉心平均ボイド率	(ト) 37 %	(伝) 核設計

表 - 3

A T R 技術情報処理・活用システム  
設計・研究開発データベースシステム  
熱水力設計・研究開発データベース  
“ふげん”設計関連技術情報

項 目	技術根拠等	情報の受・伝 その他
<p>1. 熱除去関係特性</p> <p>(1) 熱除去限界特性式</p>	<p>1. 熱除去関係特性</p> <p>(1) 熱除去限界特性式</p> $q_c = (2.2 - 3.0 \chi)$ <p><math>q_c</math>: 限界熱流束 (<math>10^6 \text{kcal/hr} \cdot \text{m}^2</math>)</p> <p><math>\chi</math>: 蒸気重量率</p> <p>(1) 熱除去限界特性式決定法</p> <p>限界熱流束は、蒸気重量率、出力分布、スパーサ間隔、燃料配列、流量などに影響を受ける。</p> <p>これら因子の個々の影響に関する試験と評価を基に、これらを総合的に評価するため、設計認可申請仕様の実物大燃料集合体、圧力管仕様で行った熱除去試験結果を、流量をパラメータに <math>q_c - \chi</math> 線図と表にまとめ、下限界で熱除去限界特性式を決定した。</p> <p>{ 105部会・参考資料, 第8.3-8 図, p8-41 }</p> <p>{ 82部会・参考資料, 第6.5-1 図, p86 }</p>	<p>(伝) 燃料設計</p> <p>(伝) 安全設計</p>

	<p>尚, 主要因子の限界熱流束          におよぼす影響特性は以下の          ようである。</p> <p>(㉑) 局所出力分布の影響          { 105部会・参考資料,          第8.2-11図, p8-25 }</p> <p>(㉒) 軸方向出力分布の影響          { 105部会・参考資料,          第8.2-14図, p8-27 }</p> <p>(㉓) スペーサ間隔の影響          { 105部会・参考資料,          第8.2-12図, p8-25          第8.3-5図, p8-38 }</p> <p>(㉔) 燃料配列・スペーサ構造の          影響          { 105部会・参考資料,          第8.2-13図, p8-26 }</p> <p>(㉕) 燃料棒異常配列の影響          { 105部会・参考資料          第8.4-1図, p8-46          第8.4-5図, p8-50          第8.4-6図, p8-51          第8.4-16図, p8-61 }</p> <p>(㉖) 燃料集合体偏心の影響          { 105部会・参考資料,          第8.5-8~10図, p8-72~74 }</p> <p>(㉗) 燃料棒相互接触の影響          { Nuclear Engineering          and Design:Vol 42,          No.2, 1977          Fig.-4,6 p239          Fig.-12 p241          Fig.-13,14 p242 }</p>	
--	--	--

<p>(2) 熱伝達特性式</p>	<p>(2) 熱伝達特性式</p> <p>(イ) 強制対流熱伝達率</p> $Nu = 0.023 Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4}$ <p>Nu : ヌッセルト数  Re : レイノルズ数  Pr : プラントル数</p> <p>(ロ) 沸騰熱伝達率</p> $h = 1.22q^{3/4} \exp(p/63.3)$ <p>h : 熱伝達率 (kcal/hr・m<sup>2</sup>・°C)  q : 熱流束 (kcal/hr・m<sup>2</sup>)  p : 冷却材圧力 (kg/cm<sup>2</sup>)</p> <p>(ハ) 被覆管・ペレット間隙熱伝達率</p> $1000 \text{ Btu/hr} \cdot \text{ft}^2 \cdot \text{F}$ <p>(4882 kcal/hr・m<sup>2</sup>・°C)</p> <p>(ニ) ペレット熱伝導率</p> $K = \frac{38.24}{T + 402.4} + 6.125 \times 10^{-13} (T + 273)^3$ <p>K : 熱伝導率 (w/cm・°C)  T : ペレット温度 (°C)</p> <p>(ホ) クラッド熱伝導率</p> <p>0.014 w/cm・°C  (付着速度 : 0.01mm/年)</p> <p>(ヘ) 酸化膜熱伝導率</p> <p>0.014 w/cm・°C  (付着速度 : 0.01mm/年)</p> <p>(ト) 被覆管熱伝導率</p> $K = 0.016(7.71 + 6.10 \times 10^{-13} T + 2.9 \times 10^{-6} T^2)$ <p>K : 熱伝導率 (w/cm・°C)  T : 被覆管温度 (°C)</p>	<p>(受) 燃料設計</p> <p>(受) 燃料設計</p> <p>(受) 燃料設計</p> <p>(受) 燃料設計</p> <p>(受) 燃料設計</p> <p>(受) 燃料設計</p>
-------------------	--	---





<p>(3) スリップ比特性式</p> <p>3. 熱水力設計解析コード</p>	<p><math>\alpha_1</math> : 断面変化直前のボイド体積率  <math>\alpha_2</math> : 断面変化直後のボイド体積率  <math>\chi</math> : 蒸気重量率</p> <p>(2) 流路縮小部  (Richardsonの式)</p> $\Delta P = \frac{\rho_l}{2g} (1-\alpha) V_o^2 (1+K-\sigma^2)$ <p><math>V_o</math> : 断面変化後の流速  <math>K : 0.2(1-\sigma^2)</math>  <math>(0.125 \leq \sigma &lt; 0.5)</math>  <math>\sigma</math> : 断面積比</p> <p>(2) 加速損失</p> $\Delta P = \frac{\rho_l}{2g} \cdot V_o^2 \cdot \left[ (1-\chi_o + S \cdot \chi_o) \cdot \left( 1 - \chi_o + \frac{\rho_l}{\rho_g} \chi_o \right) - 1 \right]$ <p><math>S</math> : スリップ比  <math>\chi_o</math> : 加熱部出口蒸気重量率</p> <p>(3) スリップ比特性式</p> $S = \frac{1-\alpha}{K-\alpha + (1-K)\alpha^r}$ $S = \frac{\chi}{1-\chi} \cdot \frac{1-\alpha}{\alpha} \cdot \frac{\rho_l}{\rho_g}$ $K = 0.71 + \frac{0.29}{0.32062} P \times 10^{-4}$ $r = 3.53125 - 0.1875 \left( \frac{P}{1000} \right) + 0.58594 \left( \frac{P}{1000} \right)^2$ <p><math>P</math> : 冷却材圧力 (psia)  <math>\chi</math> : 蒸気重量率  <math>\alpha</math> : 冷却材ボイド体積率  (KAPL-2170 参照)</p> <p>3. 熱水力設計解析コード  “解析コードシステム”より採録  (省略)</p>
--	--



	<p>(㉔) 压力损失特性 (设计出力) PNC ZJ302 74-11 Fig. 4-4, p4-6</p> <p>(㉕) 压力损失特性 (定格出力) PNC ZJ302 74-11 Fig. 4-7, p4-10 表 p4-11~12</p>	<p>(伝) 同 上</p> <p>(伝) 同 上</p>
--	---	-------------------------------

参 考 資 料

- (1) 新型轉換炉原型炉設置変更許可申請書，添付書類（完本）  
添付書類 8  
（昭和51年 6 月）
  
- (2) 新型轉換炉原型炉設置許可申請書  
参考資料 （63部会）  
（昭和45年11月）
  
- (3) 新型轉換炉ふげん発電所設置変更許可申請書  
参考資料 （82部会）  
（昭和47年 1 月）
  
- (4) 新型轉換炉ふげん発電所設置変更許可申請書  
参考資料 （105部会）  
（昭和49年 9 月）
  
- (5) “原子力プラント開発の技術情報処理・活用システム”，基本システム構成  
PNC PN1410 91-043 ，（1991. 6）