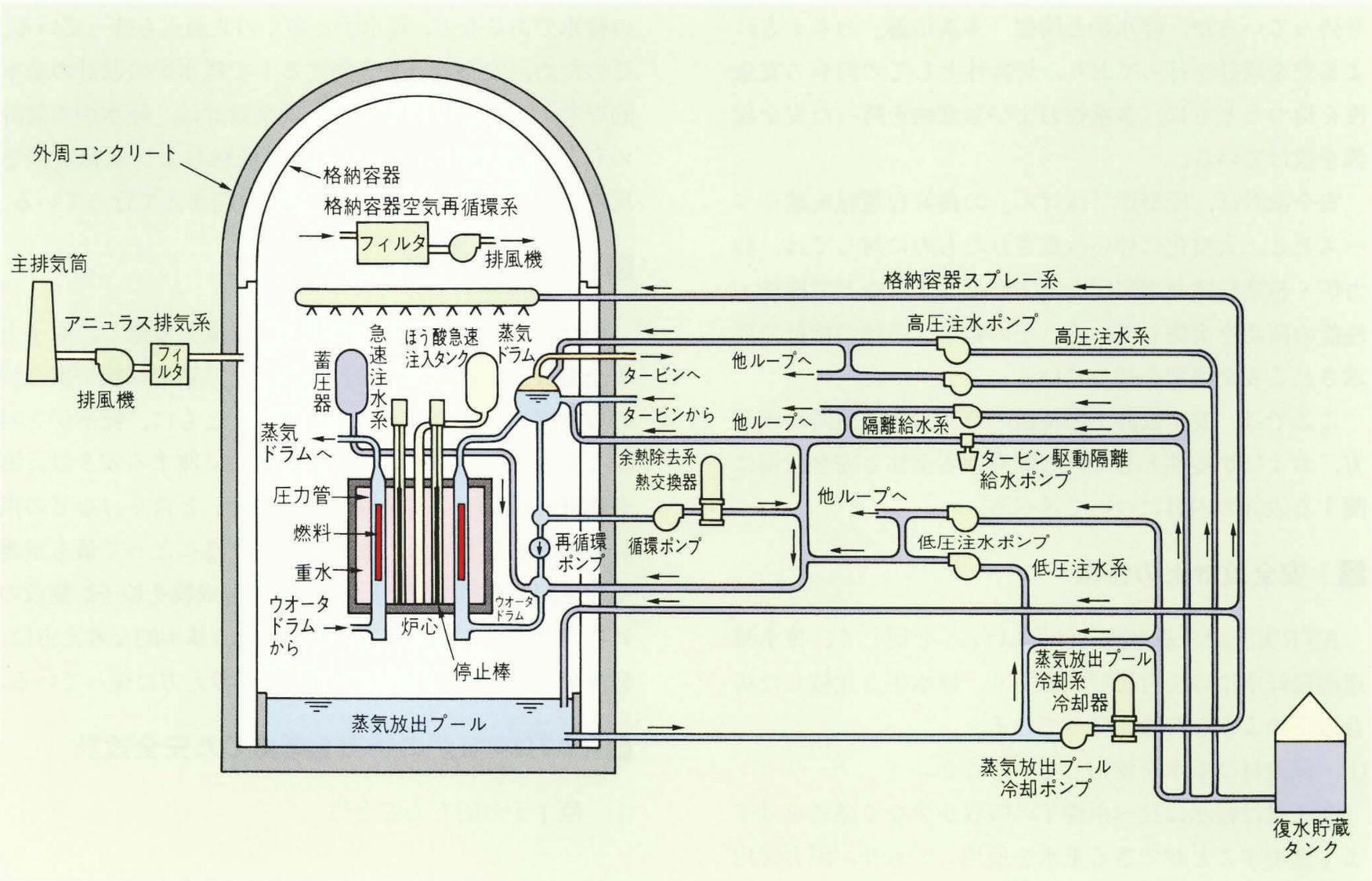


# ATR実証炉の安全設計

## Safety Design for the Demonstration Advanced Thermal Reactor

小松 康之*	<i>Yasuyuki Komatsu</i>	藤平 一重***	<i>Kazushige Tôhei</i>
望月 弘保**	<i>Hiroyasu Mochizuki</i>	関 修***	<i>Osamu Seki</i>
真野 多喜夫***	<i>Takio Mano</i>	石井 孝信****	<i>Takanobu Ishii</i>



ATR実証炉の安全設備 安全設備は、ATR実証炉の特徴を考慮しながら「多重防護」の考え方に基いた多重性および独立性を持った設計としている。

ATR(Advanced Thermal Reactor：新型転換炉)実証炉の安全設計については、軽水炉と同様な「多重防護」の考え方に基いた設計を行い、設計上の特徴を十分考慮し、系統および機器の故障ならびに異常の発生を極力少なくするとともに、万一の事故発生に際し、その拡大を防止し核分裂生成物の放出を抑制す

ることについて十分に考慮した設計としている。  
その結果、炉特性としての固有の安全性を持つほか、上図に示すように多重性および独立性を持つ安全設備を設けており、原型炉「ふげん」の良好な運転実績をベースに最新の安全設計に関する各指針の要求に十分対応した設計としている。

\* 電源開発株式会社 原子力部 \*\* 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 工学博士 \*\*\* 日立製作所 日立工場  
\*\*\*\* 茨城日立情報サービス株式会社

## 1 はじめに

ATR (Advanced Thermal Reactor : 新型転換炉) 実証炉は、減速材に重水を使用していること、また炉心部が圧力管群で構成されているなど、軽水炉と異なる特徴を持っているが、軽水炉と同様「多重防護」の考え方による安全設計を行っており、炉特性としての固有の安全性を持つとともに、多重性および独立性を持った安全設備を設けている。

安全設計は、原型炉「ふげん」の良好な運転実績をベースとし、大型化に伴い改良されたものに対しては、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターなどで機能・性能の確認を実施している。その結果、各種の指針で要求される安全機能を持っている。

ここでは、安全設計上の特徴のほか、多重防護の考え方、および炉特性として持つ固有の安全性と安全設備に関する設計の内容について述べる。

## 2 安全設計上の特徴

ATR実証炉の基本構成は「ふげん」と同じく、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉であり、軽水炉と比較した場合以下のような特徴を持っている。

### (1) 減速材に重水を使用していること。

減速材は軽水に比べ中性子の吸収が少なく燃料を効率よく燃やすことができる重水を使用しており、圧力管内で燃料を冷却する軽水とは分離して、カランドリアタンクの中に収められている。したがって、万一、異常事象が発生して冷却材が減少した場合にも、重水による中性子の減速効果は残るため、反応度の変化は小さく冷却材ボイドによる反応度係数は零近傍となる特性を持っている。一方、低温の重水は燃料から輻(ふく)射伝熱によって熱を除去し、事故時にヒートシンクとして燃料冷却に寄与する効果も期待できる。

### (2) 原子炉の構造が圧力管型であること。

燃料集合体は、それぞれ独立した圧力管集合体の中に収納されている。また、燃料集合体へ冷却材を供給するため、これら圧力管集合体は、1本ごとに入口管・出口管が接続された管群構成となっている。炉心冷却性については、これらの特徴を考慮している。

### (3) 炉心の冷却は、炉心を二つに分け、それぞれ独立した冷却系によって行うこと。

冷却系(冷却材再循環系)は、独立2ループ構成となっており、おのおのが個別に $\frac{1}{2}$ 炉心の冷却を受け持つ。

したがって、万一、一方のループで配管破損が生じた場合を想定しても、破損ループの影響が、他のループの炉心冷却機能を阻害しないように設計している。

このように軽水炉と異なる特徴を持っている一方、冷却材が、ほぼBWR(沸騰水型軽水炉)と同程度の約7 MPaの軽水であるなど、軽水炉と多くの共通点も持っている。そのため、安全設計を実施する上で軽水炉の設計の基本的な考え方が参考にできる。安全設計は、軽水炉の設計の考え方を参考に、「ふげん」の経験および運転実績を反映しながら、これらの特徴を十分踏まえて行っている。

## 3 安全設計の基本方針

安全設計は、前記した設計上の特徴を考慮し、原子力安全委員会が昭和63年6月に定めた「新型転換炉実証炉の安全性の評価の考え方」に従うとともに、軽水炉を対象とした「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、「安全設計審査指針」と言う。)などの指針も参考としている。原子炉の安全性にとって最も重要なのは、原子炉内で生まれた核分裂生成物を原子炉施設の外に出さないことであり、安全設計の基本的な考え方は、軽水炉と同様に図1の「多重防護」の考え方に従っている。

## 4 ATR実証炉の特徴を考慮した安全設計

### (1) 原子炉の固有の安全性

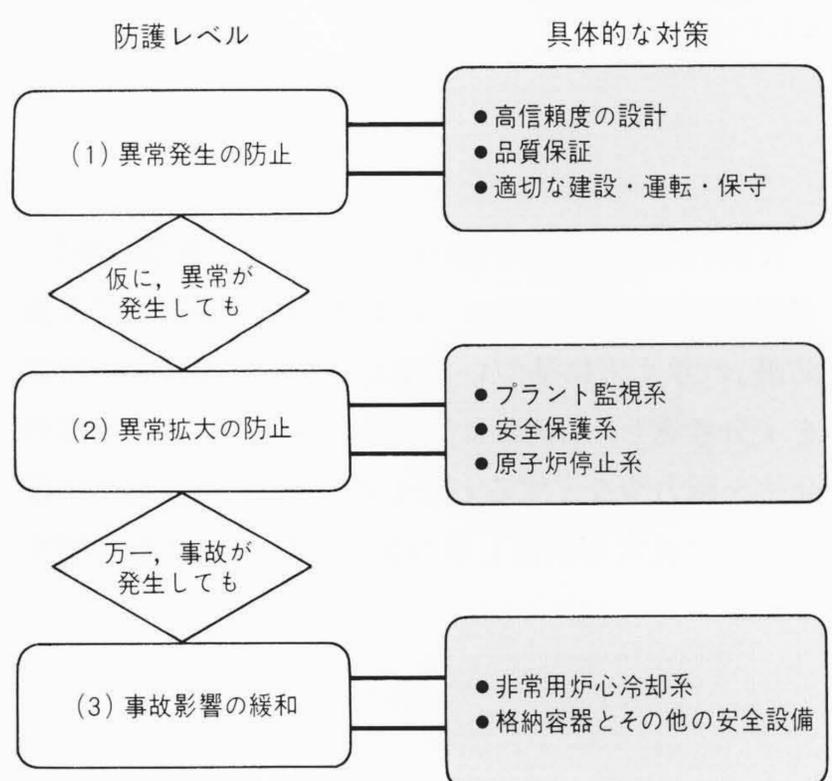


図1 「多重防護」の考え方 ATR実証炉は軽水炉と異なる特徴を持っているが、安全設計の基本は、軽水炉と同様この「多重防護」の考え方にとっている。

ATR実証炉の冷却材ボイド反応度係数は絶対値が小さく零近傍の値である。一方、燃料温度上昇に伴って作用するドップラ効果は、負の反応度係数を持っている。このドップラ反応度係数と冷却材ボイド反応度係数を総合した出力反応度係数は、すべての出力運転範囲で常に負であり、固有の負の反応度フィードバック特性(自己制御性)を持っている。このため、仮に出力運転中に出力を上げる方向の外乱が発生しても、自己制御性が働き出力の上昇が抑えられる。また、冷却材ボイド反応度係数が零近傍の値であるため、冷却材ボイド変化による反応度フィードバック量が少なく、出力制御装置によって速やかに出力を制御できる。

(2) 原子炉停止系

原子炉の異常が万一発生した場合に備え、原子炉を緊急に停止するために、制御棒系とほう酸急速注入系<sup>1)</sup>という作動原理の異なった二つの独立した原子炉停止系を設けている。原子炉停止系について「ふげん」との比較を表1に示す。制御棒は、緊急停止(スクラム)時には、「ふげん」と同様に炉心上部から低温でほぼ大気圧の重水減速材中に重力で落下させるため、高い挿入信頼性を持っている。挿入性能は、異常検知後全炉心の80%挿入まで約2秒と速く、原子炉を短時間のうちに未臨界にすることが可能である。

ほう酸急速注入系は、カランドリアタンクの小型化を目的として、「ふげん」の重水ダンプ方式(減速材である重水をダンプし、炉停止を行う方式)に代わる停止方式として採用したものである。万一、制御棒の作動に異常が発生した場合を想定してもこの系統が自動的に作動し、原子炉を安全に停止することができる。この系統は、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターでの注入時流動特性試験など各種の実規模大試験によって性能を確認している。

このように、炉停止系は、信頼性の高い高速の二つの独立した系統から構成されており、前記した自己制御性と相まって、万一、炉に異常が発生した場合にも確実に炉を停止することができる。

(3) 安全保護系

原子炉の異常を検知し、速やかに原子炉停止系や必要な他の工学的安全施設の作動を行うために、安全保護系が設けられている。信頼性の向上を目的に、最新のBWRと同様に2 out of 4のロジックを採用しており、多重性と独立性を持った設計としている。また、万一、検出系の故障が発生しても各想定事象に対し複数の検出系が作動するため、炉の安全性は十分確保される。

(4) 非常用炉心冷却系

原子炉冷却系配管が破損するような万一の冷却材喪失事故を想定して、「ふげん」と同様な非常用炉心冷却系を設けている。すなわち、高圧注水系、低圧注水系および急速注水系の3系統の構成である。これらの非常用炉心冷却系は破損した再循環系ループに冷却水を注入することにより、破損したループの冷却を行う。各系統はそれぞれ安全設計審査指針で要求されている多重性、および独立性ならびに試験可能性を満足した設計としている。工学的安全施設について「ふげん」との比較を表2に示す。

高圧注水系は、中小破損事故時に蒸気ドラム内にスプレー注水し、水位の回復および圧力の低減を促進する系統であり、BWRの高圧炉心スプレー系や自動減圧系と同様な機能を持っている。注入された冷却水は、高い効率で蒸気を凝縮することが明らかになっている<sup>2)</sup>。

低圧注水系は、冷却材喪失事故時に低圧で作動し、破損ループのウオータドラムに注水し、原子炉の長期的な冷却を行う系統であり、BWRの低圧注水系および低圧炉心スプレー系と同様な機能を持っている。

急速注水系は、PWR(加圧水型軽水炉)の蓄圧注入系と

表1 原子炉停止系の比較 多重性および独立性を持つ原子炉停止系により、異常時に確実に炉を自動スクラムすることができる。

項目	プラント	「ふげん」(電気出力165 MW)	ATR実証炉(電気出力606 MW)
原子炉停止系		<ul style="list-style-type: none"> <li>●制御棒 49本</li> <li>スクラム時間：80%挿入2秒以内</li> <li>制御棒駆動方式：                             <ul style="list-style-type: none"> <li>上方からワイヤドラム方式</li> <li>低温・低圧の重水中へ重力落下方式</li> </ul> </li> <li>●重水ダンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>●制御棒 76本</li> <li>スクラム時間：80%挿入2秒以内</li> <li>制御棒駆動方式：                             <ul style="list-style-type: none"> <li>上方からワイヤドラム方式</li> <li>低温・低圧の重水中へ重力落下方式</li> </ul> </li> <li>●ほう酸急速注入系</li> </ul>

注：略語説明 「ふげん」(ATR原型炉「ふげん」), ATR(Advanced Thermal Reactor)

表2 工学的安全施設の比較 各系統はそれぞれ多重性および独立性を持ち、最新の安全設計審査指針の要求を満足している。

プラント 項目	原型炉「ふげん」 (電気出力165 MW)			ATR実証炉 (電気出力606 MW)		
		駆動方式	系統数		駆動方式	系統数
非常用炉心冷却系	● 高圧注水系	電動ポンプ	2	● 高圧注水系	電動ポンプ	2
	● 低圧注水系	電動ポンプ	2	● 低圧注水系	電動ポンプ	2
	● 急速注水系	蓄圧方式	2	● 急速注水系	蓄圧方式 (ただし静的機器の蓄圧器1基)	2
格納容器, その他の安全設備	● 円筒型鋼製格納容器			● 円筒型鋼製ハイブリッド格納容器		
	● 外周コンクリート			● 外周コンクリート		
	● 格納容器スプレー系	2系統		● 格納容器スプレー系	2系統	
	● 格納容器空気再循環系 (チャコールフィルタ内蔵)	2系統		● 格納容器空気再循環系 (チャコールフィルタ内蔵)	2系統	
	● アンユラス排気系	2系統		● アンユラス排気系	2系統	

同様な機能を持っている。冷却材喪失事故時には、注水信号によって蓄圧器出口弁を開放し、破損ループのウォータドラムに注水を開始する。注入された冷却水は、ウォータドラム上流部に逆止弁が設けられているので、強制的に炉心に流入され、燃料冷却を良好に行えることが明らかになっている<sup>3)</sup>。

#### (5) 残留熱除去系

原子炉停止時の残留熱の除去には、タービンバイパス系のほかに隔離給水系と余熱除去系がある。冷却材再循環系は独立な2ループで構成されているため、給水が停止したような原子炉隔離時には両ループの熱除去を行い、また、冷却材喪失事故時には破損していないループの冷却を行う。

隔離給水系は、外部電源喪失に加えて所内の非常用交流動力電源も喪失するような過酷な事故時にも、原子炉に給水することができるよう2系統のうち1系統はタービン駆動のポンプを採用している。この系統の作動により、このような全交流動力電源喪失事故時にも炉心の冷却性が確保される。

余熱除去系は、高圧設計としているため、原子炉隔離時には減圧操作を待たずに、高圧状態からの炉心の冷却が可能である。

#### (6) 格納容器とその他の安全設備

万一、原子炉から冷却材が流出するような事故が生じ、

燃料が破損して核分裂生成物が原子炉外へ放出されても、放出された核分裂生成物が原子炉施設外に出ないように、軽水炉と同様な強固な格納容器を設けている。格納容器は、自由空間容積の大きな鋼製ハイブリッドの格納容器であり、事故時の圧力上昇と温度上昇に十分耐えられる設計となっている。

また、事故後の格納容器内からの核分裂生成物を取り除く系統として、「ふげん」と同様にチャコールフィルタを内蔵する格納容器空気再循環系を設けているほか、格納容器内を冷却する系統として格納容器スプレー系を設けている。さらに、格納容器からアンユラス部へ漏れる核分裂生成物を除去するために、アンユラス排気系を設けている。それぞれの系統とも基本的には「ふげん」と同様である。

## 5 おわりに

ATR実証炉の安全設計について、「ふげん」の実績を踏まえた設計の内容について述べた。ATR実証炉の安全設計は、多重防護を基本とした多重性および独立性を考慮した設計としており、最新の安全設計に関する各指針の要求を満足し、検出系の故障、全交流動力電源喪失事故などの過酷事象に対しても十分対応できる余裕を持った設計となっている。

## 参考文献

- 1) 望月, 外: ほう酸急速注入による新型転換炉実証炉用停止系の開発, 動燃技報, 56, 7~33(1985-12)
- 2) 望月: 高圧注水系作動時の蒸気凝縮, 日本原子力学会「1991秋の大会」, E34(1991)
- 3) H. Mochizuki, et al.: Reflooding Phenomena during ECCS Operation, 9th CNS, 83~87(1988)