



# 高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCTプロジェクト)

－フェーズI 報告書－

Fast Reactor Cycle Technology Development Project (FaCT Project)

-Phase I Report-

次世代原子力システム研究開発部門

日本原子力発電株式会社 研究開発室

Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

Research and Development Department, The Japan Atomic Power Company

JAEA-Evaluation

June 2011

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト)  
-フェーズ I 報告書-

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門  
日本原子力発電株式会社 研究開発室

(2011年3月31日 受理)

日本原子力研究開発機構と日本原子力発電(株)は協力して 2006 年度から「高速増殖炉 (FBR) サイクル実用化研究開発 (FaCT プロジェクト)」を開始した。FaCT プロジェクトは、「ナトリウム冷却高速増殖炉 (MOX 燃料)、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」を主概念として、これらを中心に実用化に集中した研究開発を進め、2010 年度に革新技術の採否を判断し、2015 年度に性能目標を達成できる高速増殖炉サイクルの実証施設と実用施設の概念設計、及び実用化に至るまでの研究開発計画を提示することを目標としている。

2010 年度の革新技術の採用可否の判断は主概念について実施した。ナトリウム冷却高速増殖炉 (MOX 燃料) では、炉システムとして設計的視点も加えて評価するために、革新技術の 13 課題を 10 課題の評価対象技術に再整理して評価した。その結果、8 課題は採用可能と判断したが、直管 2 重管型蒸気発生器については、代替技術である防護管付き伝熱管を選定すべきと判断した。また、高燃焼度炉心・燃料については、ODS 鋼被覆管以外については採用可能と評価したが、段階的に検討評価を行い、最終的に代替材の要否を含め被覆管材料を選定することとした。先進湿式法再処理では、革新技術 6 課題中の 3 課題を採用可能と判断し、3 課題 (晶析技術による効率的ウラン回収システム、抽出クロマト法による MA 回収技術、廃棄物低減化 (廃棄物二極化) 技術) については検討継続とした。簡素化ペレット法燃料製造では、革新技術 5 課題中の 3 課題を採用可能と判断し、2 課題 (焼結・O/M 調整技術、セル内遠隔設備) については検討継続とした。

革新技術の採否可能性判断結果を踏まえて構築された FBR サイクルの実用施設概念を対象に、原子力委員会が提示した性能目標に対する達成度を評価した。本評価の目的は、2015 年までの中間段階である現時点における達成度を評価し、研究開発の方向の妥当性を確認するとともに、今後の研究開発に向けた課題を抽出することにある。評価の結果、性能目標を概ね達成していることを確認するとともに、今後の研究開発の方向性を示唆する課題を抽出した。

---

本報告書は日本原子力研究開発機構と日本原子力発電株式会社との実用化研究に関する協力協定により実施した研究成果に関するものである。本報告書には、電力会社9社、電源開発株式会社及び日本原子力発電株式会社による電力共通研究の成果の一部を含む。

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門  
大洗研究開発センター (駐在) : 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002  
日本原子力発電株式会社 研究開発室 : 〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町1番地1

Fast Reactor Cycle Technology Development Project (FaCT Project)  
-Phase I Report-

Advanced Nuclear System Research and Development Directorate, Japan Atomic Energy Agency  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken  
and  
Research and Development Department, The Japan Atomic Power Company  
Kanda Mitoshiro-cho, Chiyoda-ku, Tokyo

(Received March 31, 2011)

JAEA and JAPC launched Fast Reactor Cycle Technology Development Project (FaCT) in 2006. "The Japan sodium-cooled fast reactor (JSFR) with MOX fuel, the advanced aqueous reprocessing, and the simplified pelletizing fuel fabrication systems" have been studied as a main concept in the FaCT project. In 2010, a judgment on whether the innovative technologies should be adopted was made. In 2015, the design concept of the demonstration and commercial facilities for fast breeder reactor cycles that may fulfill the development targets as well as the R&D programs aimed at their commercialization are to be proposed.

The adoption judgment of the innovative technologies was conducted focusing on the above-mentioned main concept. To evaluate the sodium-cooled fast reactor (with MOX fuel) in terms of its design adequacy as a reactor system, 13 tasks of the innovative technologies were reduced to 10 tasks to fit more precisely with the targeting evaluation technology. As the result, 8 tasks were rated as adoptable. However, for a steam generator with double-walled straight tube, it was judged that heat exchanger tube with a protective tube should be selected as an alternative technology. Further, the assessments for the high-burnup reactor core and fuels are to be conducted in the two stages. Then finally cladding tubes materials will be selected on top of the judgment of necessity for alternative materials. For advanced aqueous reprocessing, 3 tasks of the innovative technologies were rated as adoptable. And, it was judged that the evaluation of other 3 tasks (i.e., effective uranium recovery system by crystallization technology, MA recovery technology by extraction chromatography method, waste reduction technology or waste polarizing technology) should be continued. For simplified pelletizing fuel fabrication, 3 tasks of the innovative technologies were rated as adoptable. And, it was judged that the evaluation of other 2 tasks (i.e., sintering and O/M ratio adjustment technique, in-cell remote handling technology) should be continued.

The achievement of the performance targets presented by Japan Atomic Energy Commission was evaluated for the concept of the commercial facilities for FBR cycles, established based on the result of the adoption judgment for the innovative technologies. The purpose of this evaluation is to evaluate the degree of achievement at this time in the midterm stage till 2015, to affirm the validity of the direction of R&Ds and to draw out challenges toward future R&Ds. As a result of the evaluation, it has been revealed that the performance goals have been almost achieved, and some challenges which may indicate the direction of future R&Ds have been drawn out.

Keywords: Commercialized Fast Reactor Cycle System, FR Cycle, FBR, FaCT,  
Sodium-cooled FR, Demonstration Fast Reactor, Advanced Aqueous Reprocessing,  
Simplified Pelletizing Fuel Fabrication

---

This work has been performed in Japan Atomic Energy Agency as a joint project with the Japan Atomic Power Company under the contract of the Fast Reactor cycle Technology Development Project

## 報告書 目次

まえがき	1
1. 高速増殖炉サイクル実用化研究開発の経緯	2
1.1 FBR サイクルの実用化戦略調査研究(FS)から実用化研究開発(FaCT)へ	2
1.2 FaCT プロジェクトの目的及び進め方	3
1.3 FaCT プロジェクトの研究開発推進体制	4
2. 開発目標と設計要求	8
3. 革新技術の採否判断結果	20
3.1 炉システムの革新技術の採否判断	20
3.1.1 はじめに	20
3.1.2 革新技術の採否に関する評価	21
3.1.2.1 評価の方法	21
3.1.2.2 評価結果	23
(1) 高燃焼度炉心・燃料	23
(2) 安全性向上技術	26
(3) コンパクト化原子炉構造	28
(4) 改良 9Cr-1Mo 鋼製大口径配管を用いた2ループシステム	31
(5) ポンプ組込型中間熱交換器	35
(6) 直管2重伝熱管蒸気発生器	37
(7) 自然循環除熱式崩壊熱除去システム	42
(8) 簡素化燃料取扱いシステム	44
(9) SC 造格納容器	46
(10) 高速炉用免震システム	48
3.1.2.3 プラントの経済性について	49
3.1.3 全システム試験の要否に関する評価	49
3.1.4 実証炉の出力／基数に関する評価	50
3.1.5 まとめ	52
3.2 先進湿式法再処理の革新技術の採否判断	113
3.2.1 はじめに	113
3.2.2 革新技術の採否に関する評価	113
3.2.2.1 評価の方法	113
3.2.2.2 評価結果	115
(1) 解体・せん断技術	115
(2) 高効率溶解技術	116
(3) 晶析技術	118
(4) ウラン、プルトニウム、ネプツニウムの一括回収技術	120
(5) 抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術	122
(6) 廃棄物低減化(廃液の二極化)技術	124
3.2.3 経済性評価結果	126
3.2.4 L/F 移行期における先進湿式法の革新技術についての適用性の検討	127
3.2.5 まとめ	129

3.3	簡素化ペレット法燃料製造の革新技術の採否判断	145
3.3.1	はじめに	145
3.3.2	革新技術の採否に関する評価	145
3.3.2.1	評価の方法	145
3.3.2.2	評価結果	146
	(1) 脱硝・転換・造粒一元処理技術	146
	(2) ダイ潤滑成型技術	148
	(3) 焼結・O/M 調整技術	150
	(4) セル内遠隔設備開発	152
	(5) TRU 燃料取扱い技術	155
3.3.3	経済性評価結果	156
3.3.4	まとめ	158
4.	高速増殖炉サイクルシステム概念	169
4.1	高速増殖炉システム概念	169
4.1.1	全体概要	169
4.1.2	各設備設計の考え方	169
4.2	高速増殖炉使用済燃料再処理システム概念	175
4.3	高速増殖炉燃料製造システム概念	179
4.3.1	全体概要	179
4.3.2	各設備・施設設計の考え方	179
5.	高速増殖炉サイクルシステム概念の性能目標に対する達成度評価	183
5.1	性能目標達成度評価の目的	183
5.2	評価方法と評価結果	183
5.2.1	評価手法の概要	183
5.2.2	評価対象とした施設	183
5.2.3	評価結果の概要	184
5.2.4	今後の検討事項	188
6.	副概念(金属燃料サイクル)の研究開発	211
6.1	これまでの経緯	211
6.2	研究開発の進捗	211
6.2.1	燃料開発	211
6.2.2	炉心設計・安全評価	212
6.2.3	燃料サイクルプロセス開発	212
6.2.4	燃料サイクル機器開発	213
6.2.5	計量管理技術開発	213
6.2.6	廃棄物固化技術開発	213
6.2.7	海外における研究開発の進捗	214
6.2.8	研究開発の進捗の評価	214
7.	結言	221
	謝辞	223

<付録 1> 高速増殖炉サイクル関連技術の今後の研究開発計画(案) .....	224
付 1-1 FaCT 開始以降の情勢変化 .....	224
付 1-2 研究開発全体の基本的考え方 .....	226
付 1-2.1 FBR サイクル実用化までの研究開発全体の基本的考え方 .....	226
付 1-2.2 FaCT フェーズ II の研究開発全体の基本的考え方 .....	227
付 1-3 各分野の開発計画の考え方と今後の研究開発計画(案) .....	227
付 1-3.1 炉の開発計画(案) .....	227
付 1-3.2 再処理技術の開発計画(案) .....	231
付 1-3.3 燃料製造技術の開発計画 .....	234
付 1-4 今後の開発目標と設計要求の基本的な考え方 .....	236
<付録 2> 副概念(金属燃料サイクル)の研究開発の今後の研究開発計画(案) .....	278
付 2-1 研究開発の必要性 .....	278
付 2-2 主要研究開発課題 .....	278
付 2-3 2015 年頃までの進め方 .....	279
<付録 3> 高速増殖炉サイクル実用化に向けた推進基盤充実の取組 .....	281
付 3-1 研究開発の外部評価 .....	281
付 3-2 開発体制の強化 .....	282
付 3-3 国際協力の進め方 .....	282
付 3-4 品質保証及び知識基盤の整備充実 .....	283
付 3-5 研究開発の進め方に関する国からの指摘事項への対応状況 .....	284
付 3-5.1 安全確保 .....	284
付 3-5.2 核不拡散 .....	284
付 3-5.3 開発目標・設計要求、開発計画の適宜見直し .....	285
付 3-5.4 専門家レビュー、評価体制の充実とレビュー結果反映 .....	285
付 3-5.5 産業界、研究開発機関及び大学間の人的交流 .....	285
付 3-5.6 事業主体への確実な技術移転 .....	285
付 3-5.7 他エネルギー供給技術と比較した優位性の確立と計画策定 .....	286
付 3-5.8 競争と協調を峻別した積極的な国際協力 .....	286
付 3-5.9 広聴・広報活動の充実と国民への説明責任遂行 .....	286
用語解説 .....	288

Contents

Introduction	1
1. Background of fast reactor cycle technology development	2
1.1 From Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle System(FS) to Fast Reactor Cycle Technology Development Project(FaCT)	2
1.2 Objectives and future plans for FaCT Project	3
1.3 FBR R&D systems for FaCT Project	4
2. Development targets and design requirements	8
3 Judgment on feasibility of adopting innovative technologies	20
3.1 Judgment on feasibility of adopting innovative technologies	20
3.1.1 Introduction	20
3.1.2 Evaluation of innovative technologies	21
3.1.2.1 Evaluation methodology	21
3.1.2.2 Evaluation results	23
(1) High-burnup fuel with ODS cladding material	23
(2) Safety enhancement technologies	26
(3) Compact reactor system	28
(4) Two-loop cooling system of large-diameter piping made of Mod.9Cr-1Mo steel	31
(5) Integrated pump-intermediate heat exchanger (IHX) component	35
(6) More highly reliable steam generator (SG) with double-walled straight tube	37
(7) Decay heat removal system (DHRS) by natural circulation	42
(8) Simplified fuel handling system	44
(9) Containment vessel made of steel-plate-reinforced concrete (SCCV)	46
(10) Advanced seismic isolation system for sodium-cooled fast reactor (SFR)	48
3.1.2.3 Plant economic performance	49
3.1.3 Evaluation on necessity of demonstration tests for cooling system with DHRS	49
3.1.4 Evaluation on scale and units of the demonstration reactor	50
3.1.5 Summary	52
3.2 Decision on adoption of innovative technologies for the advanced aqueous reprocessing	113
3.2.1 Introduction	113
3.2.2 Evaluation on adoption of innovative technologies	113
3.2.2.1 Procedure of evaluation	113
3.2.2.1 Result of evaluation	115
(1)Disassembling and shearing	115
(2) Highly effective dissolution	116
(3) U pre-recovery by crystallization	118
(4) U-Pu-Np co-recovery	120

(5) MA recovery by extraction chromatography	122
(6) Salt-free process for waste reduction	124
3.2.3 Result of Economical Evaluation	126
3.2.4 Technical Applicability of NEXT Innovative Technologies for Transition Period from LWR Fuel Cycle to FR Fuel Cycle	127
3.2.5 Summary	129
3.3 Decision on adoption of innovative technologies for the simplified pelletizing method	145
3.3.1 Introduction	145
3.3.2 Evaluation on decision on adoption of innovative technologies	145
3.3.2.1 Method of evaluation	145
3.3.2.2 Results of evaluation	146
(1) Unified technology of conversion and granulation	146
(2) Die wall lubrication pressing technology	148
(3) Sintering and O/M ratio adjustment technology	150
(4) In-cell remote handling technology	152
(5) TRU fuel handling technology	155
3.3.3 Results of economical evaluation	156
3.3.4 Summary	158
4. Fast reactor system concept	169
4.1 Fast reactor system concept	169
4.1.1 Overview	169
4.1.2 Approach of system and component design	169
4.2 The Fast Reactor Spent Fuel Reprocessing System Concepts	175
4.3 The Fast Reactor Spent Fuel Production System Concepts	179
4.3.1 Overview	179
4.3.2 Approach of system and component design	179
5. Assessment of performance targets achievements on FR cycle system concepts	183
5.1 Objectives of the assessment of performance targets achievements	183
5.2 Assessment methodologies and assessment results	183
5.2.1 Outline of methodologies	183
5.2.2 Assessed facilities	183
5.2.3 Outline of assessment results	184
5.2.4 Future consideration	188
6. R&D status of sub-system of FBR fuel cycle (Metal fuel cycle)	211
6.1 Background	211
6.2 Progress of R&D	211
6.2.1 Development of fuel technology	211

6.2.2 Design and safety evaluation of reactor core	212
6.2.3 Development of reprocessing and fuel fabrication technology	212
6.2.4 Development of equipment for reprocessing and fuel fabrication	213
6.2.5 Development of accountancy technology	213
6.2.6 Development of solidification technology for HLW	213
6.2.7 R&D status in some nations	214
6.2.8 Self-evaluation for R&D results	214
7. Conclusions	221
Acknowledgement	223
[Appendix 1] Future research and development plan for fast breeder reactor cycle technologies	224
Appendix 1-1 Change in the situation since the FaCT started	224
Appendix 1-2 Basic policy of overall research and development	226
Appendix 1-2.1 Basic policy of overall research and development till commercial use of FBR cycle	226
Appendix 1-2.2 Basic policy of overall research and development of the FaCT phase II	227
Appendix 1-3 Vision of development plan for each technical field and draft future research and development plans	227
Appendix 1-3.1 Draft development plan for reactor technologies	227
Appendix 1-3.2 Tentative program of R&D on reprocessing technologies	231
Appendix 1-3.3 Development plan for fuel production technologies	234
Appendix 1-4 Basic policy of future development targets and design requirements	236
[Appendix 2] Tentative future plans for R&D status of sub-system of FBR fuel cycle (Metal fuel cycle)	278
Appendix 2-1 Motivation for future R&D	278
Appendix 2-2 Future R&D items	278
Appendix 2-3 R&D program through around 2015	279
[Appendix 3] Efforts for promoting foundation towards commercialized of FBR cycle systems	281
Appendix 3-1 Assessment of research and development by the outsider	281
Appendix 3-2 Strengthening of FBR development system	282
Appendix 3-3 Future plans of international cooperation	282
Appendix 3-4 Improvement of quality assurance and knowledge-based	283
Appendix 3-5 Countermeasures for assignments concerning proceedings for R&D	284
Appendix 3-5.1 Safety ensuring	284

Appendix 3-5.2 Nonproliferation.....	284
Appendix 3-5.3 Appropriate review of development goals, design requirements, R&D plans.....	285
Appendix 3-5.4 Expert review, enhancement of assessment systems, and reflection of reviewing results.....	285
Appendix 3-5.5 Human exchanges between industries, R&D institutes, and Universities.....	285
Appendix 3-5.6 Solid technical transfer to electric utilities.....	285
Appendix 3-5.7 Ensuring advantages over other energy supply technologies and drafting plans.....	286
Appendix 3-5.8 Positive international cooperation distinguishing competition and harmonization.....	286
Appendix 3-5.9 Enhancement of public relation and accountability implementation to the public.....	286
Glossary.....	288

[表リスト]

表2-1	原子力委員会の性能目標とFaCTプロジェクトの開発目標・設計要求の関係	9
表2-2	FaCTプロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細)	10
表3.1-1	評価対象技術	56
表3.1-2	炉心・燃料設計検討条件	56
表3.1-3	炉心・燃料設計評価結果	57
表3.1-4	JSFR原子炉構造仕様	57
表3.1-5	JSFRのプラント建設単価	58
表3.1-6	革新技術の建設費低減効果(代替技術採用プラントとの比較)	58
表3.1-7	革新技術採否判断評価結果一覧(高燃焼度炉心・燃料)	59
表3.1-8	革新技術採否判断評価結果(安全性向上技術)	60
表3.1-9	革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)	62
表3.1-10	革新技術採否判断評価結果一覧(9Cr鋼大口徑配管を用いた2ループシステム)	68
表3.1-11	技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器)	71
表3.1-12	革新技術採否判断評価結果一覧(直管2重伝熱管蒸気発生器)	76
表3.1-13	革新技術採否判断評価結果一覧(完全自然循環方式崩壊熱除去系)	81
表3.1-14	革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱いシステム)	83
表3.1-15	革新技術採否判断評価結果一覧(SC造格納容器)	88
表3.1-16	革新技術採否判断評価結果一覧(高速炉用免震システム)	90
表3.1-17	評価結果の分類	91
表3.1-18	2010年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見通しについて	92
表3.2-1	再処理システムに係る革新技術と2010年度における成果目標	132
表3.2-2	軽水炉燃料サイクルからFBR燃料サイクルへの移行期への革新技術の適用性検討	135
表3.2-3	採否評価結果の概要(再処理システム)	136
表3.3-1	主要課題の成果目標	161
表3.3-2	採否判断評価結果の概要(燃料製造システム)	162
表4.1-1	JSFR実用炉の主要仕様	173
表4.3-1	燃料製造設備の概念	182
表5.2-1	達成度評価結果の概要(安全性および信頼性)	191
表5.2-2	達成度評価結果の概要(環境保全性)	195
表5.2-3	達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)	197
表5.2-4	達成度評価結果の概要(資源有効利用性)	201
表5.2-5	達成度評価結果の概要(経済性)	203
表5.2-6	達成度評価結果の概要(核不拡散性)	206
表5.2-7	達成度評価結果の概要(軽水炉と高速炉の共生)	210

List of Tables

Table 2-1 Relationship between the performance targets presented by Japan Atomic Energy Commission and the FaCT development targets/design requirements.....	9
Table 2-2 Detailed comparison between the FaCT development targets/design requirements and the performance targets presented by Japan Atomic Energy Commission.....	10
Table 3.1-1 Innovative technologies for evaluation.....	56
Table 3.1-2 Design conditions for core and fuel.....	56
Table 3.1-3 Evaluation result of core and fuel design.....	57
Table 3.1-4 Specifications of reactor system of JSFR.....	57
Table 3.1-5 Unit construction cost of JSFR.....	58
Table 3.1-6 Effect of innovative technologies on reduction of construction cost (Comparison to the case with alternative technologies) .....	58
Table 3.1-7 Evaluation result of innovative technologies (High-burnup fuel with ODS cladding material) .....	59
Table 3.1-8 Evaluation result of innovative technologies (Safety enhancement technologies) .....	60
Table 3.1-9 Evaluation result of innovative technologies (Compact reactor system) .....	62
Table 3.1-10 Evaluation result of innovative technologies (Two-loop cooling system of large-diameter piping made of Mod.9Cr-1Mo steel) .....	68
Table 3.1-11 Evaluation result of innovative technologies (Integrated pump-IHX component) .....	71
Table 3.1-12 Evaluation result of innovative technologies (More highly reliable SG with double-walled straight tube) .....	76
Table 3.1-13 Evaluation result of innovative technologies (DHRS by natural circulation) .....	81
Table 3.1-14 Evaluation result of innovative technologies (Simplified fuel handling system) .....	83
Table 3.1-15 Evaluation result of innovative technologies (SCCV) .....	88
Table 3.1-16 Evaluation result of innovative technologies (Advanced seismic isolation system for SFR) .....	90
Table 3.1-17 Classification of evaluation result.....	91
Table 3.1-18 Status of R&D progress and prospect of achievement of criteria on innovative technologies in JFY2010.....	92
Table 3.2-1 Innovative technologies of reprocessing system and their targeted results for 2010 JFY.....	132
Table 3.2-2 Technical Applicability of NEXT Innovative Technologies for Transition Period from LWR Fuel Cycle to FR Fuel Cycle.....	135
Table 3.2-3 Summary - Decision of the adoption Innovative Technologies.....	136
Table 3.3-1 Achievement criteria of main R&D items.....	161
Table 3.3-2 Summary - Decision of the adoption Innovative Technologies.....	162

Table 4.1-1 Main specifications of JSFR	173
Table 4.3-1 Concept of fuel fabrication technologies	182
Table 5.2.1 Outline of assessment results (safety and reliability)	191
Table 5.2.2 Outline of assessment results (environmental protection)	195
Table 5.2.3 Outline of assessment results (waste management)	197
Table 5.2.4 Outline of assessment results (efficient utilization of uranium resources)	201
Table 5.2.5 Outline of assessment results (economic competitiveness)	203
Table 5.2.6 Outline of assessment results (Nonproliferation)	206
Table 5.2.7 Outline of assessment results (co-existence of LWR and FR)	210

[図リスト]

図 1.1-1 FBR 実用化までのステップと FaCT プロジェクトの概要	5
図 1.2-1 主概念のプラント像	5
図 1.2-2 炉システムに係る革新技術の研究開発(13課題)	6
図 1.2-3 燃料サイクルシステムに係る革新技術の研究開発(12課題)	6
図 1.3-1 FBR サイクル開発の研究開発体制	7
図 3.1-1 実用炉の炉心構成	104
図 3.1-2 SASS の基本構造	105
図 3.1-3 内部ダクト型燃料集合体の概念	105
図 3.1-4 再臨界回避技術の全体概念図	105
図 3.1-5 JSFR 原子炉構造概念図	106
図 3.1-6 Na ダム付ホットベッセル概念図	107
図 3.1-7 コールドベッセル概念図	107
図 3.1-8 改良 9Cr-1Mo 鋼大口径薄肉配管を用いた2ループシステム	107
図 3.1-9 機器合体のコンセプト	108
図 3.1-10 直管 2 重伝熱管蒸気発生器 概念図	108
図 3.1-11 DRACS×1 系統と PRACS×2 系統による除熱システムの模式図	109
図 3.1-12 簡素化燃料取扱いシステムにおける評価対象技術	109
図 3.1-13 SC 造格納容器概念図	110
図 3.1-14 採否判断に用いた地震条件	110
図 3.1-15 高速炉用水平免震システム採用による床応答の低減	111
図 3.1-16 評価結果分類フロー	112
図 3.2-1 再処理システムに係る 6 つの革新技術	138
図 3.2-2 機械式解体技術の概念図	138
図 3.2-3 短尺せん断技術の概念図	139
図 3.2-4 回転ドラム型連続溶解槽概念図	140
図 3.2-5 晶析技術の概念図	140
図 3.2-6 キルン式円環型晶析装置の概要図	141
図 3.2-7 ウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収プロセス概念図	141
図 3.2-8 遠心抽出器の概念図	142
図 3.2-9 抽出クロマトグラフィプロセスの基本フロー	142
図 3.2-10 抽出クロマトグラフィ機器(分離塔)	143
図 3.2-11 ソルトフリー技術を適用した溶媒洗浄フローの概要図	143
図 3.2-12 再処理システム(先進湿式法再処理施設・機能別建屋方式)建設費と内装設備費の内訳	144
図 3.3-1 簡素化ペレット法の特徴	164
図 3.3-2 燃料製造に係る 6 つの革新技術開発課題	164

図 3.3-3	造粒後の MOX 顆粒	165
図 3.3-4	量産スケール脱硝装置のマイクロ波分布	165
図 3.3-5	上部アクセス方式転動造粒試験装置	165
図 3.3-6	ダイ潤滑機構の概要	165
図 3.3-7	焼結した中空ペレット(MOX)	166
図 3.3-8	小規模 MOX 試験設備(ダイ潤滑成型機ダイセット部)及び 模擬中空ペレット(鉄の模擬粉末)	166
図 3.3-9	熱処理中の O/M の変化	166
図 3.3-10	モジュール及び遠隔ハンドリング設備の開発試験	167
図 3.3-11	集合体組立装置の冷却システム概念	167
図 3.3-12	小型セル方式の保守概念	168
図 3.3-13	FaCT 燃料製造施設の建設費の内訳	168
図 4.1-1	JSFR の概念図	173
図 4.1-2	JSFR における安全設計の基本的枠組み	174
図 4.1-3	簡素化燃料取扱いシステム概念図	174
図 4.2-1	高速増殖炉使用済燃料再処理システム(施設)概念の例	178
図 6.2-1	「常陽」照射用 U-Pu-Zr 燃料スラグの外観	219
図 6.2-2	燃焼度約 2.5at.%の U-Pu-Zr-5MA-5RE 合金燃料の組織	219
図 6.2-3	燃料サイクル連続試験(マスバランス評価)における各工程製品の 外観	219
図 6.2-4	燃料サイクル工学実証試験装置開発の例	220

List of Figures

Fig. 1.1-1 FBR Cycle Development Program.....5

Fig. 1.2-1 Plant image of main concept .....5

Fig. 1.2-2 13 innovative technologies for FBR system.....6

Fig. 1.2-3 12 innovative technologies for Fuel cycle system.....6

Fig. 1.3-1 FBR Cycle Development System.....7

Fig. 3.1-1 Core configuration of JSFR.....104

Fig. 3.1-2 Basic structure of SASS.....105

Fig. 3.1-3 Concept of fuel subassembly with inner duct structure.....105

Fig. 3.1-4 Schematic view of re-criticality free technology.....105

Fig. 3.1-5 Schematic view of reactor system of JSFR.....106

Fig. 3.1-6 Schematic view of hot vessel with thermal protecting sodium layer.....107

Fig. 3.1-7 Schematic view of cold vessel.....107

Fig. 3.1-8 Two-loop cooling system of large-diameter piping made of Mod.9Cr-1Mo  
steel.....107

Fig. 3.1-9 Concept of integrated components.....108

Fig. 3.1-10 Schematic view of SG with double-walled straight tube.....108

Fig. 3.1-11 Schematic view of DHRS composed of one train of DRACS and two trains of  
PRACS.....109

Fig. 3.1-12 Technologies for evaluation of simplified fuel handling system.....109

Fig. 3.1-13 Schematic view of SCCV.....110

Fig. 3.1-14 Seismic condition for judgement.....110

Fig. 3.1-15 Reduction of floor response for horizontal seismic isolation system for  
SFR.....111

Fig. 3.1-16 Flow for classification of evaluation results.....112

Fig. 3.2-1 Six innovative technologies for reprocessing system.....138

Fig. 3.2-2 Outline of mechanical disassembling technolog.....138

Fig. 3.2-3 Outline of short-length shearing technology.....139

Fig. 3.2-4 Outline of continuous rotary dissolver.....140

Fig. 3.2-5 Outline of crystallization.....140

Fig. 3.2-6 Outline of crystallizer with rotary kiln.....141

Fig. 3.2-7 Outline of U-Pu-Np co-recovery process.....141

Fig. 3.2-8 Outline of centrifugal contactor.....142

Fig. 3.2-9 Basic flowsheet of extraction chromatography process.....142

Fig. 3.2-10 Equipment for extraction chromatography (separation column) .....143

Fig. 3.2-11 Outline of solvent washing flowsheet employing salt-free technology.....143

Fig. 3.2-12 Construction Cost and Breakdown of Main Process of NEXT Plant,  
in the case that buildings would be divided by the respective process function.....144

Fig.3.3-1 Features of the simplified pelletizing method.....164

Fig.3.3-2 Six innovative technologies for fuel fabrication.....164

Fig.3.3-3 MOX particles after granulation.....165

Fig.3.3-4 Microwave distribution in denitration equipment in mass production scale.....165

Fig.3.3-5 Top drive tumbling granulator.....165

Fig.3.3-6 Principle of die wall lubrication pelletizing.....165

Fig.3.3-7 Annular type sintered pellet (MOX) .....166

Fig.3.3-8 Small-scale engineering equipment (die set for die wall lubrication pelletizing)  
and mock-up pellet made of iron powder.....166

Fig. 3.3-9 Change of O/M ratio in thermal treatment.....166

Fig.3.3-10 Development examination of modulized equipment and remote handling  
equipment.....167

Fig. 3.3-11 Concept of cooling system for fuel assembling device.....167

Fig. 3.3-12 Concept of maintenance in the small cell system.....168

Fig. 3.3-13 Details of the construction cost of the FaCT fuel fabrication facility.....168

Fig. 4.1-1 Schematic view of JSFR.....173

Fig. 4.1-2 Basic framework of safety design in JSFR.....174

Fig. 4.1-3 Schematic view of simplified fuel handling system.....174

Fig. 4.2-1 The Fast Reactor Spent Fuel Reprocessing System Concepts(example) .....178

Fig. 6.2-1 U-Pu-Zr fuel slug for irradiation test in JOYO.....219

Fig. 6.2-2 Metallograph of U-Pu-Zr-5MA-5RE fuel after 2.5at.% irradiation.....219

Fig. 6.2-3 Schematic illustration of sequential test (mass balance test)  
equioment and appearances of materials.....219

Fig. 6.2-4 Development of equipment for engineering demonstration (example) .....220

## まえがき

高速増殖炉(FBR)サイクル技術の実用化は、我が国の長期(数千年規模)にわたる原子力利用を可能とするものであり、核分裂しにくいウラン 238 を核分裂しやすいプルトニウム 239 に変換することで消費した以上に核燃料を生産し、リサイクル利用することで、ウラン資源の利用効率を格段に高められる可能性がある。また、軽水炉再処理では高レベル放射性廃棄物として処分されるマイナーアクチノイド(MA)も FBR では効率的に核分裂させることができることから、放射性廃棄物の負荷を低減できると期待されている。

日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」とする。)と日本原子力発電(株)(以下、「原電」とする。)は、(財)電力中央研究所(以下、「電中研」とする)やメーカ各社の協力を得て、国の開発方針<sup>0-1,0-2)</sup>に基づき、FBR サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)において、最も有望な候補概念(主概念)として、「ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX 燃料)、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」を中心に研究開発を推進している。FaCT プロジェクトでは、2010 年に革新的な技術の採否を判断し、2015 年に開発目標(安全性・信頼性、持続可能性、経済性及び核拡散抵抗性)を達成できる高速増殖炉サイクルの実証施設と実用施設の概念設計、及び実用化に至るまでの研究開発計画を提示することとしている。FaCT プロジェクトのフェーズ I (2006～2010 年度)では、革新技术の採用可能性を評価するための要素技術開発、並びに、実用炉の概念設計、実証炉の概念検討、及び、燃料サイクル実用施設の概念検討を行った。また、円滑かつ効率的に R&D を進めるための研究開発体制の整備や研究開発管理の仕組みづくり等も進めた。

FaCTプロジェクトフェーズ II (2011～2015 年度)の開発の進め方は、国の評価を踏まえた今後の開発方針によるが、炉、燃料製造、再処理の間の整合を図りつつ、それぞれの開発フェーズに合わせた開発の進め方が重要になる。

本報告書は FaCT プロジェクトを次のフェーズへ着実にステップアップする目的で、フェーズ I の研究開発成果である革新技术の採否判断、現時点の性能目標達成度等について、「FaCT プロジェクトフェーズ I 報告書」として取りまとめたものである。

ただし、本報告書は平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震及びそれに起因する東京電力福島第一原子力発電所事故以前の状況を前提に取りまとめたものであることから、次のフェーズへの移行については、今後行われる我が国の原子力政策の見直しの議論と整合を取りつつ、適宜見直しを行う予定である。

## 参考文献

0-1)文部科学省研究開発局,“高速増殖炉サイクルの研究開発方針について”,(2006年11月2日)

0-2)原子力委員会,“高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針”,(2006年12月26日)

## 1. 高速増殖炉サイクル実用化研究開発の経緯

### 1.1 FBR サイクルの実用化戦略調査研究(FS)から高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)へ

原子力機構と原電は、1999年7月から2006年3月までにFBRサイクルの将来の基幹電源としての適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示する目的で、オールジャパン体制で「FBRサイクルの実用化戦略調査研究(以下、「FS」とする。)」を実施した<sup>1-1)</sup>。

FSは段階を分けて実施し、革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の検討評価を行い、有望な実用化候補概念を抽出するフェーズIと、これに続き工学的試験等を踏まえて、複数の実用化候補概念の絞り込みを行って、実用化に向けて今後開発すべき技術に対する研究テーマを特定するフェーズIIで構成した。

FSのフェーズI(1999年～2000年度)では多様な炉型(冷却材としてナトリウム、鉛-ビスマス、ガス、水など)、燃料形態(酸化物、窒化物、金属など)、再処理方法(湿式法、乾式法など)、燃料製造法(ペレット法、振動充填法、鑄造法など)について幅広い検討を行い、各候補概念の特徴を把握した。

フェーズII(2001～2005年度)では、フェーズIで抽出した炉型、燃料形態、再処理方法及び燃料製造法の各候補概念について、成立性にかかわる要素試験研究や解析を実施するとともに、それらの成果を踏まえた設計検討を行い、各概念が有する能力を最大限に引き出すことが可能なFBRシステム及び燃料サイクルシステムのプラント概念を構築した。また、FBRサイクルの技術体系整備に向けた2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の進め方に関する課題について取りまとめた<sup>1-1)</sup>。具体的にはプラント概念については、開発目標(安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性及び核拡散抵抗性)を具体化した設計要求への適合性及び技術的実現性の観点から技術総括を行い、最も有望な候補概念として、「ナトリウム冷却FBR(MOX燃料)、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ」を選択し、これに研究開発を重点化することが望ましいと結論した。その上で、FBRサイクル実用化を適切なマイルストーンを設けながら実現していくための研究開発計画を提案した。その際、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの合理的な移行の在り方に配慮することが重要であることを指摘した。

FSのフェーズIIの成果については、文部科学省 科学技術・学術審議会 研究開発・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会において評価が実施され、評価結果及び今後の開発方針が、「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」(2006年度11月)としてまとめられた。その中では、「ナトリウム冷却FBR(MOX燃料)、先進湿式法再処理、簡素化ペレット法燃料製造」の組合せが、開発目標への適合可能性が高く、現在の知見で技術的実現性の面でも有望であると評価され、総合的に最も優れた概念であるとされた。これらの概念は実用化に向けての「主概念」と位置づけられ、今後はこの主概念に集中した技術開発を行いFBRサイクル実用化研究開発として研究開発を加速すべきとされた<sup>1-2)</sup>。また、「副概念」は「現在の知見で実用施設として実現性は認められるものの、社会的な視点や技術的な視点から比較的不確実性があるが「将来の社会環境によっては主概念よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性がある」概念として、「ナトリウム冷却高速増殖炉(金属燃料)、金属電解法再処理、射出鑄造法燃料製造」の組合せが選定され、今後、高速増殖炉サイクルの基盤的な研究開発として取り組むべきであるとされた<sup>1-2)</sup>。一方、2006年8月に経済産業省が取りまとめた原子力立国計画では「実証炉と関連する燃料サイクル施設に関する2025年の実現及び2050年より前の商業ベースで

の FBR 導入」という技術の実証・実用化のステップが明記された<sup>1-3)</sup>。原子力委員会では、経済産業省が取りまとめた原子力立国計画及び文部科学省による研究開発方針等を受けて、2006 年 12 月に「高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針」を決定した<sup>1-4)</sup>。

このような国の方針を受け、調査研究の段階から実用化に集中した開発段階に移行することとなり、これに基づき原子力機構は電気事業者などの協力を得て、2006 年度より「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」、通称 FaCT プロジェクト(Fast Reactor Cycle Technology Development Project)を推進することとした。FaCT プロジェクトでは、2010 年に革新的な技術の採否可能性を判断し、2015 年に開発目標を達成できる FBR サイクルの実証施設と実用施設の概念設計、及び実用化に至るまでの研究開発計画を提示することを目標として研究開発を進めている(図 1.1-1)。

また、副概念については、電中研との協力協定のもとで研究開発に取り組んでいる。

本報告書の第 3 章及び第 6 章には、経済産業省平成 16 年度革新的実用原子力技術開発提案公募事業及び平成 20 年度発電用新型炉等技術開発事業、平成 18 年度、平成 19 年度、平成 20 年度及び平成 21 年度文部科学省原子力システム研究開発事業、電力共通研究の成果の一部を含んでいる。本報告書の第 6 章及び付録 2 の記述には電中研による研究開発の成果を含んでいる。

## 1.2 FaCT プロジェクトの目的及び進め方

原子力政策大綱(2005 年 10 月)では、「高速増殖炉サイクルの適切な実用化像と 2050 年頃からの商業ベースでの導入に至るまでの段階的な研究計画について、2015 年頃から国として検討を行う」こととしている。この検討において必要となる科学技術的な知見を提供することを FaCT プロジェクトの目的として研究開発を進めている。

FaCT プロジェクトのフェーズ I (2006～2010 年度)では、革新技術の成立性を確認するための要素技術開発と、それらの結果を踏まえた概念検討を行い、2010 年度に革新技術の採否可能性を判断することとしている。また、フェーズ II (2011～2015 年度)では、フェーズ I 成果の国の評価結果も踏まえて概念設計等を進め、2015 年末に FBR サイクルの実用化像と実用化に至るまでの研究開発計画を提示することを目指している。FaCT プロジェクト開始当初に設定した主概念のプラント像は、ナトリウム冷却 FBR では電気出力 150 万 kW、増殖比 1.03～1.20、燃焼度約 15 万 MWd/t(炉心平均)であり、先進湿式法及び簡素化ペレット法燃料製造では、処理能力 200tHM/y、先進湿式法再処理と簡素化ペレット法燃料製造とは一体型の施設である(図 1.2-1)。これらのプラント像は、FS で提示し国の評価にて選定された炉システムに係る革新的技術の 13 課題(図 1.2-2)及び燃料サイクルシステムに係る革新的技術の 12 課題(図 1.2-3)の成立を前提としている。これらの革新技術は、プラントの安全性・信頼性、経済性、持続可能性、核不拡散性を高めるために効果が高い技術として選定されたものである。FaCT プロジェクトにおいては、これら革新技術の開発を行うとともに、その開発成果を適宜取込んで設計研究を進めている。

2010 年度の革新技術の採否判断に際しては、フェーズ I の研究開発成果に基づき革新技術の技術的成立性を見通しを示すことに加えて、成立性に課題がある革新技術については、代替技術に置き換えた場合に実用施設の経済性やその他の開発目標に対する具体的影響と、代替技術自体の成立性について、根拠を可能な限り定量的に示すことにした。

### 1.3 FaCT プロジェクトの研究開発推進体制

オールジャパン体制の下、高速増殖炉サイクルの研究開発段階から実証・実用化段階への円滑な移行を図るため、2006年7月には経済産業省、文部科学省、電気事業連合会、日本電機工業会、原子力機構で構成される「FBR サイクル実証プロセスへの円滑移行に関する五者協議会」(以下、「五者協議会」とする。)が設置され、また、その下に五者に学識経験者を加えた「高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会」が設置された。この枠組みの中で、原子力機構は研究開発の中核的な役割を担っている。

また、五者協議会は、高速増殖炉の研究開発体制について、FBR 実証炉の基本設計開始までの研究開発体制における中核企業を選定し、明確な責任体制のもとで効率的に研究開発を実施することが必要であるとした。これを受け、原子力機構は「中核企業選定委員会」を設置し、中核企業として三菱重工(株)(以下、「MHI」とする)を2007年4月に選定し、この選定結果は文部科学省、経済産業省及び電気事業連合会の三者により了承された<sup>1-5)</sup>。中核企業に選定された MHI は、エンジニアリングを担う FBR 開発会社として三菱 FBR システムズ(株)(以下、「MFBR」とする)を設立し2007年7月に事業を開始した。

一方、原子力機構と原電は、FS に引き続き、実用化研究開発に関する協力協定を締結し、両者が一致協力して開発を進めることとした。そのため原電は、この協定に基づき、高速増殖炉システムに係わる技術開発の一部を負担するとともに、FaCT プロジェクトの研究開発への電力知見の活用及びユーザー要件の反映のため、電気事業者の技術者を原子力機構に派遣することとした。原子力機構内の体制としては、次世代原子力システム研究開発部門を中核として関係部署等と連携・協力を図りつつ高速増殖炉サイクル技術の開発を一元的に推進するため、理事長を議長とする「高速増殖炉サイクル技術開発推進本部会議」で基本的な方針を決める推進体制を構築した(図 1.3-1)。

以上が、FaCT プロジェクト開始当初に整備された研究開発推進体制である。その後の推進体制の整備・強化については、付録 3-2 に記す。

#### 参考文献

- 1-1) 日本原子力研究開発機構, “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 最終報告書”, JAEA-Evaluation 2006-002(2006)
- 1-2) 文部科学省研究開発局, “高速増殖炉サイクルの研究開発方針について”(2006)
- 1-3) 経済産業省資源エネルギー庁, “原子力立国計画”(2006)
- 1-4) 原子力委員会, “高速増殖炉サイクル技術の今後 10 年程度の間における研究開発に関する基本方針”, (2006)
- 1-5) 文部科学省, 経済産業省, 電気事業連合会, 日本原子力研究開発機構, “高速増殖炉開発のエンジニアリング等を行う中核企業の選定について”, (2007)

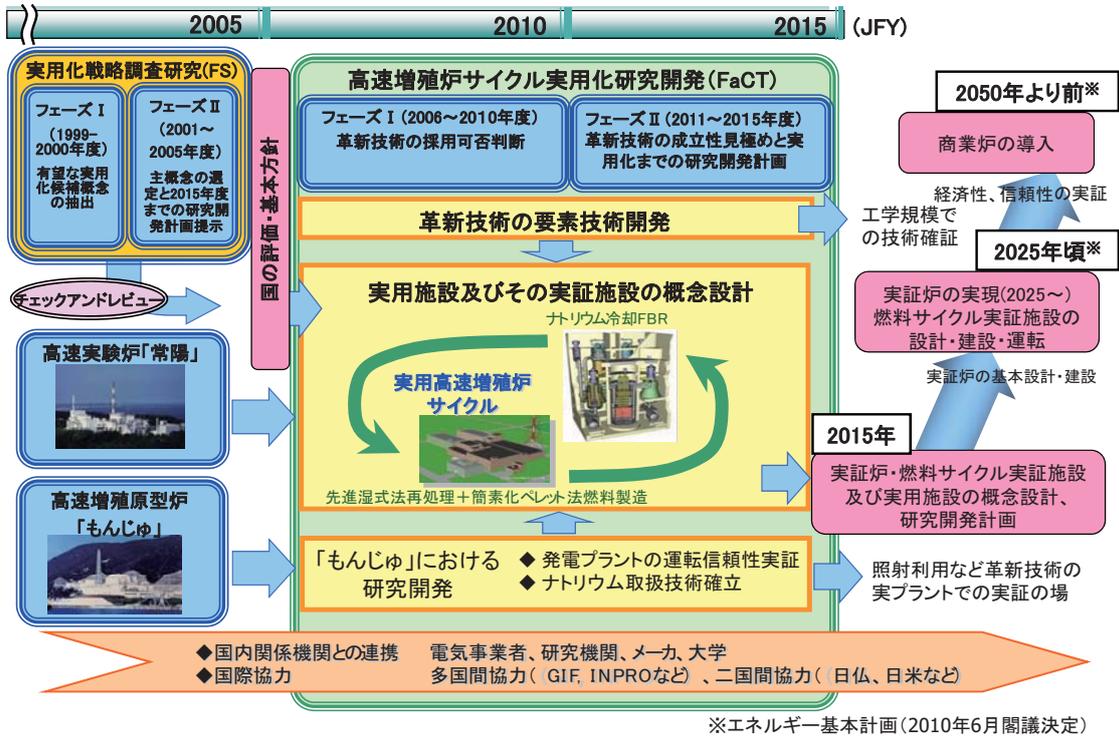


図 1.1-1 FBR 実用化までのステップと FaCT プロジェクトの概要

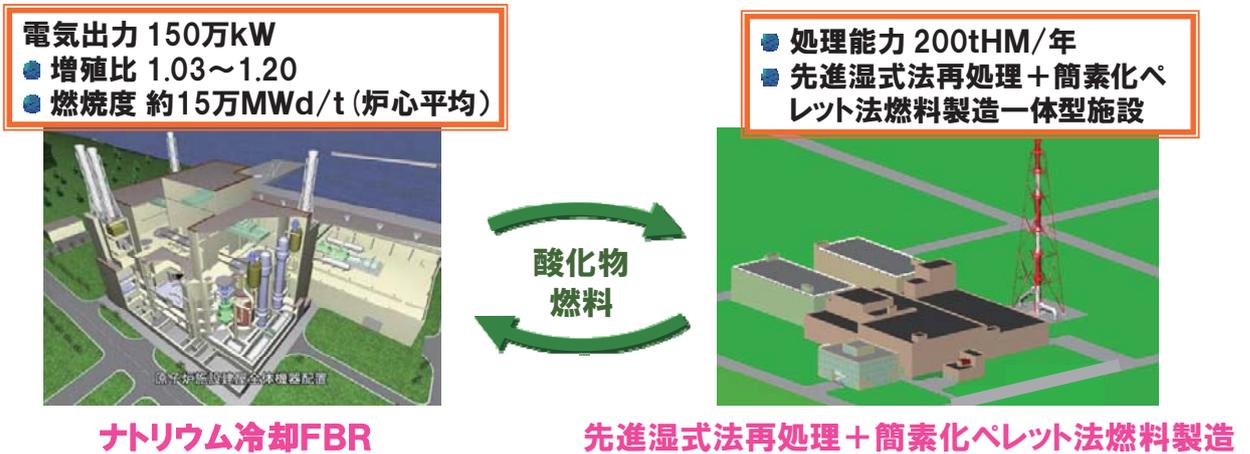


図 1.2-1 主概念のプラント像

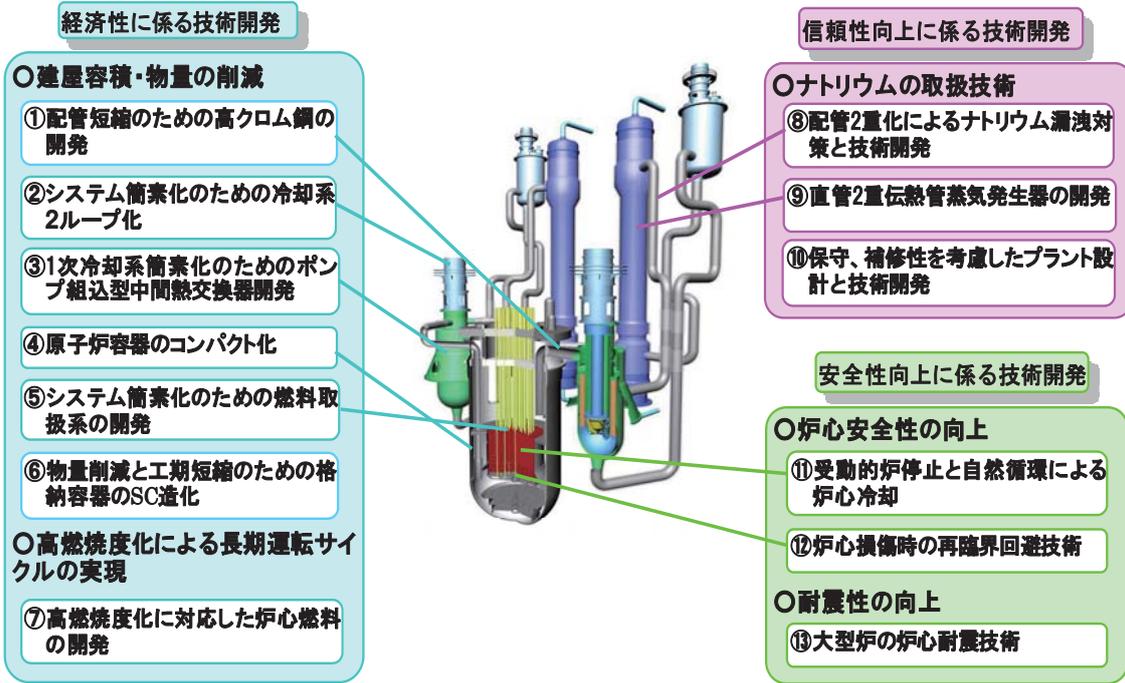


図 1.2-2 炉システムに係る革新技術の研究開発 (13 課題)

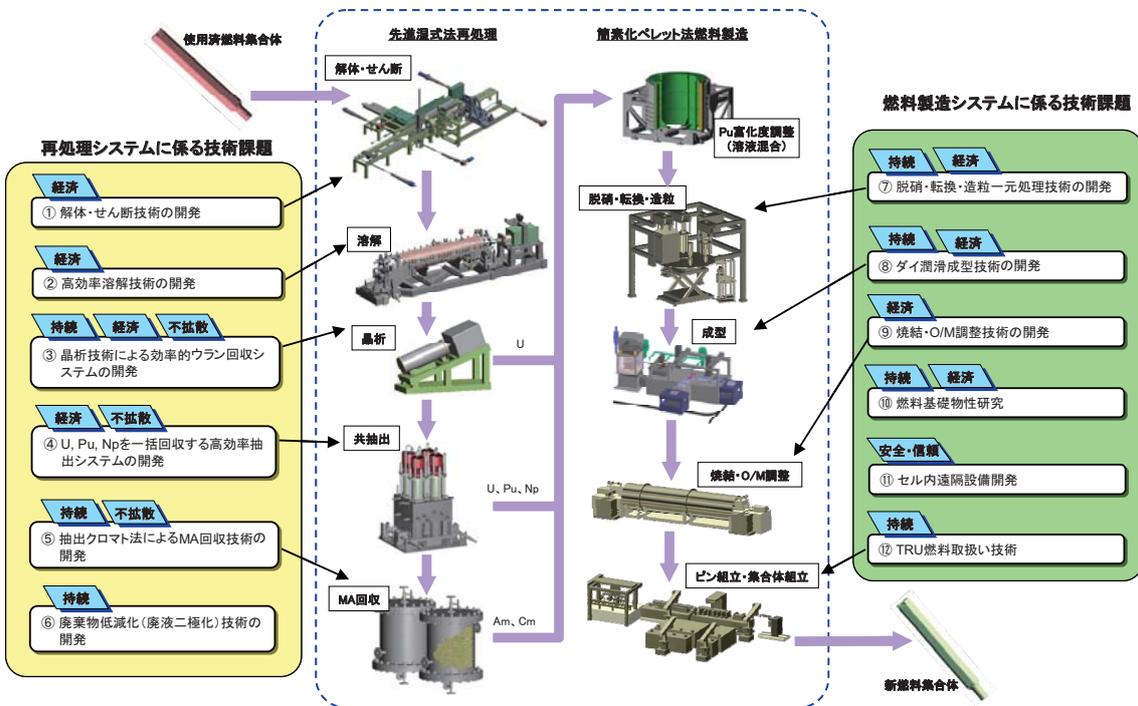


図 1.2-3 燃料サイクルシステムに係る革新技術の研究開発 (12 課題)

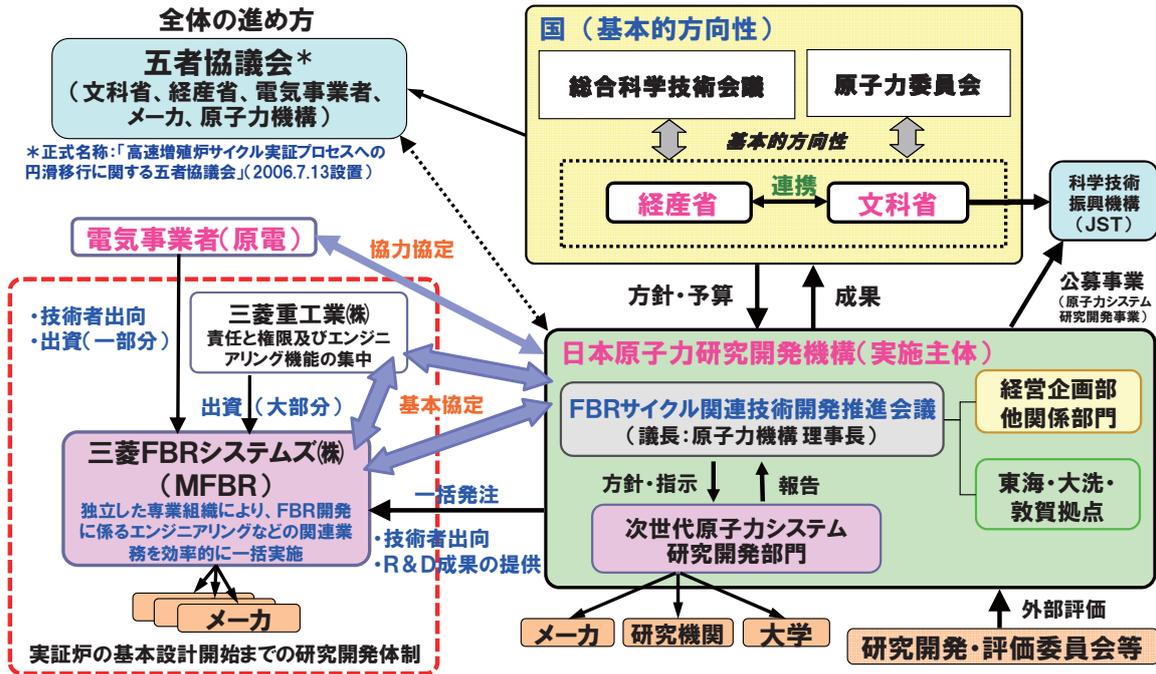


図 1.3-1 FBR サイクル開発の研究開発体制

## 2. 開発目標と設計要求

原子力機構では、FS の開始当初から、世界に先駆けて将来の電源としての FBR サイクルに求められる開発目標と設計要求を明確に掲げ、FBR サイクルの研究開発を進めており、2006 年度から FaCT プロジェクトの段階に移行するにあたっては、FS の研究成果を踏まえるとともに、既に述べた文部科学省の研究開発方針<sup>2-1)</sup>や原子力委員会が示した将来のエネルギー市場において他のエネルギー供給技術と比較して優位性を有するための性能目標<sup>2-2)</sup>等を受け、高速増殖炉サイクルの主概念を対象とした FaCT プロジェクトの開発目標と設計要求を再設定した。

原子力委員会の性能目標と FaCT プロジェクトの開発目標との対比を表 2-1 に示す。FaCT プロジェクトの開発目標は、原子力委員会が提示した「性能目標」等を具体化、細分化したものであり、2050 年頃の本格導入期における高速増殖炉サイクルの技術仕様の目標として設定した。その際、我が国の高速増殖炉サイクル技術が国際標準技術として通用するよう目指すことにも留意した。なお、第 4 世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)等、世界の高速炉開発における目標は、原子力機構の FS の開発目標や設計要求の後に設定されたものであり、FS の開発目標と概ね考え方は一致している。FaCT プロジェクトの開始に際した開発目標の見直しにおいては、国際的なニーズを参照するという観点で GIF 等の目標も参考にした。

FaCT プロジェクトの開発目標は、大きく「安全性及び信頼性」、「経済性」、「持続可能性(環境保全性、廃棄物管理性、資源有効利用性)」、「核不拡散性」から成り、原子力委員会の性能目標にある「軽水炉と高速炉の共生」に相当する内容はいくつかの開発目標の中で関連要求事項として取り込んでいく。FaCT プロジェクトの開発目標では、「環境保全性」、「廃棄物管理性」、「資源有効利用性」の 3 つを「持続可能性」として大きくまとめ、信頼性に関連する事項を安全性と組合せた目標として「安全性及び信頼性」の項目に掲げている。このように細部の構成に関しては、相違点はあるものの、FaCT プロジェクトの開発目標は、原子力委員会の性能目標と対応した形式と内容としている。

FaCT プロジェクトの設計要求は、各開発目標の達成に向け、実用施設の設計の方向性をできるだけ定量的に示したものであり、その多くは現行または次世代の軽水炉サイクルと同等あるいはそれ以上の性能を示す数値である。各設計要求の設定にあたっては最低限守るべき制限値としてではなく、むしろ設計の努力目標として高い目標値を設定した。なお、安全性及び信頼性は大前提となる基準達成型の指標として扱った。

再設定した FaCT プロジェクトフェーズ I の開発目標と設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比の詳細を表 2-2 に示す。高レベル放射性廃棄物発生量や発電原価等、性能目標を上回る設計要求を設定している項目、あるいは環境移行物質の抑制や外部コスト等、性能目標にはない追加的な項目が一部あるものの、大部分の項目において原子力委員会の性能目標と同等の開発目標や設計要求を設定した。

### 参考文献

2-1) 文部科学省研究開発局, “高速増殖炉サイクルの研究開発方針について”(2006)

2-2) 原子力委員会, “国家基幹技術としての高速増殖炉サイクル技術の研究開発のあり方”(2006)

表 2-1 原子力委員会の性能目標と FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求の関係

原子力委員会の性能目標		FaCTの開発目標の概要	
安全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの発生確率が十分低い</li> <li>従業員と公衆の健康リスクが十分小さい</li> </ul>	安全性及び信頼性	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の安全性の確保</li> <li>設計基準事象の範囲内で周辺公衆に著しい放射線被ばくリスクを与えない</li> <li>大量の放射性物質又は放射線の放出事象の発生可能性を十分に抑制</li> <li>炉心損傷等の発生確率の目標設定</li> <li>炉心損傷を想定しても炉内終息</li> <li>軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の信頼性の確保</li> <li>施設の運転・保守・補修性の向上</li> <li>放射線作業従事者の被ばく低減</li> </ul>
経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転期間を通じての発電コストが、他のエネルギー技術と競合できる</li> <li>初期投資や出力規模が過大でないこと、建設期間が短いことも重要であることに留意</li> </ul>	経済性	<ul style="list-style-type: none"> <li>ライフサイクルによる不確定性を考慮し、発電原価が軽水炉等に匹敵</li> <li>軽水炉サイクルと比較し、大きな投資リスクがない</li> <li>軽水炉サイクルと比較し、大きな外部コストがない</li> </ul>
環境影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>気体、液体、固体放射性廃棄物発生量(高レベルを含む)が、軽水炉技術のそれを超えない</li> <li>高レベル廃棄物にマイナーアクチドが含まれないことが、処分場面積を低減することに留意</li> </ul>	環境保全性	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性気体及び液体廃棄物の環境への実効線量が軽水炉サイクルを下回る</li> <li>ライフサイクルを通し環境移行物質の影響を抑制</li> </ul>
		持続可能性 廃棄物管理性	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉サイクルと比較し、ライフサイクルを通した放射性廃棄物の発生量の低減及び質の向上、並びに潜在的有害度の低減(マイナーアクチドのリサイクル)</li> </ul>
資源の利用効率	<ul style="list-style-type: none"> <li>1をある程度超える増殖比の実現</li> <li>倍増時間の短縮(増殖比を大きく、炉外サイクル時間を短く)により、導入速度が大きくなることに留意</li> </ul>	資源有効利用性	<ul style="list-style-type: none"> <li>低増殖から高増殖まで柔軟に対応可能とする(増殖比1.0~1.2)</li> <li>FBR導入開始後は、新規に軽水炉を建設することなく、FBRへ移行できる程度の燃料生産を可能にする</li> <li>エネルギー需給や資源の不確かさ、海外展開も視野に入れる</li> </ul>
核拡散抵抗性	<ul style="list-style-type: none"> <li>Puが、常にマイナーアクチド等と混合された状態にあること</li> <li>我が国が国際燃料供給を行うというビジネスモデルでは、倍増時間短縮が重要となる可能性が高いことに留意</li> </ul>	核不拡散性	<ul style="list-style-type: none"> <li>核拡散抵抗性を高めた技術の採用</li> <li>他の原子力システムと同等以上の核拡散抵抗性を有し、国際的に容認されるものとする</li> <li>Puを単離せず、常にウランもしくはマイナーアクチド等と混合された状態</li> <li>効果的・効率的な保障措置システムの適用</li> <li>核物質等の盗取と施設の妨害破壊行為を抑制できる核物質防護システムを持つ</li> </ul>
軽水炉と高速炉の共生	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉と高速炉を共存させる燃料サイクルシステムの整備が重要であることに留意</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>他の開発目標、設計要求の中で関連要求事項有り</li> <li>軽水炉からFBRへの移行期に想定される増殖比や炉心へのMA含有量を前提とした設計等</li> </ul>

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比 (詳細) (1/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
【安全性】この技術は地震等の自然現象はもとより、人は誤り、機械は故障することや、シビアアクシデントの発生確率が十分に低く、従業員と公衆の健康リスクが十分に小さいものでない。	開発目標 SR-1 【次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の安全性の確保】 公衆の信頼感・安心感の醸成に資する観点から次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の安全性の達成を目標とする。	開発目標 SR-1 【総論】 SR-1 に定める安全性の開発目標を達成するために次の3つの要求事項を定める。第一は【安全設計の基本原則の遵守】であり、設計基準の範囲内で事故の制御を達成するためのIAEAの定める深層防護の第1～第3レベルの防護手段に対する決定論的な要求事項である。第二は【敷地外緊急時対応が發動されるような事態の実質的な回避】であり、設計基準を超える事象へ対応するための深層防護の第4レベルの防護手段に対する決定論的な要求事項である。第三は【リスク目標の達成】であり、確率論的な要求事項である。	設計要求 SR-1.1 【安全設計の基本原則の遵守】 深層防護思想に従って安全対策を講じることにより、設計基準事象の範囲内では周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととする。 (炉システム) 原則として、現行軽水炉に適用される基準、指針及び「もんじゅ」の安全審査で適用された基準、指針類、高速増殖実証炉の設計研究における考え方を参考に、プラント概念の特徴を考慮した設計とする。また、TRU 低除染燃料の輸送のためのキヤスタックについても現行の指針類に則った設計とする。 (燃料サイクルシステム) 原則として、現行燃料サイクル施設 (再処理施設及び燃料加工施設) に適用される基準、指針類を参考に、システム概念の特徴を考慮した設計とする。	同等の要求値	原子力安全委員会が公表している安全目標、現行原子力施設に対する基準・指針類、IAEAの定める基準等と整合を持たせて設定。 「安全設計の基本原則の遵守」、「敷地外緊急時対応が發動されるような事態の実質的な回避」、「リスク目標の達成」に係わる具体的な要求事項を定めている。

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比 (詳細) (2/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
開発目標名	開発目標	設計要求		同等の要求値	
【安全性】 (つづき)	SR-1 【次世代軽水炉及び関連する サイクル施設と同等の安全性 の確保】 (つづき)	SR-1.2 【敷地外緊急時対応が発動されるような事態の実質的な回避防止】 敷地外緊急時対応が発動されるような規模の大量の放射性物質又は放射線の放出事象の発生可能性を十分に抑制することによって敷地外緊急時対応が発動されるような事態を実質的に回避することを目標とし、以下を要件として定める。 (炉システム) 次の3つを達成できる設計とする。 (1)短時間で炉心損傷に至る代表的な事象 (ATWS 事象：スクラム失敗事象) に対して、受動的炉停止機構により炉心損傷を回避するとともに、炉心損傷に至ったとしても再臨界に伴う有意な機械的エネルギーの発生を防止し、かつ損傷炉心物質を炉内保持してその影響の終息を達成できる設計とすること (2)炉心損傷の原因となる代表的な原子炉容器器位喪失(LORL)の起回事象に対して、適切な時間余裕とアクシデントマネジメント策によって LORL の回避を達成できる設計とすること (3)炉心損傷の原因となる代表的な崩壊熱除去失敗(PLOHS)の起回事象に対して、適切な時間余裕とアクシデントマネジメント策によって PLOHS の回避を達成できる設計とすること (燃料サイクルシステム) 設計基準事象を超える事象において、それらが周辺公衆の放射線被ばくの観点から敷地外緊急時対応が発動されるような事態と成りうるかを確認する。成りうる場合には、その事象進展の経過を評価し、敷地外緊急時対応が発動されるような事態を実質的に回避防止するために予想される進展速度に応じた合理的な対策を設けるものとする。	同等の要求値		
		SR-1.3 【リスク目標の達成】 (炉システム) (1)異常事象を起因とする炉心損傷の発生頻度の合計値が 10-5/サイト・年以下とできる見通しを示すこと。 (2)異常事象を起因とする炉心損傷時の格納機能喪失発生頻度の合計値が 10-6/サイト・年以下とできる見通しを示すこと。 (燃料サイクルシステム) (1)設計基準事象を超える事象に伴う放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、敷地外での緊急時対応に期待せずとも 10-6/年以下を達成できる見通しを示すこと。 (2)設計基準事象を超える事象に伴う放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、敷地外での緊急時対応に期待せずとも 10-6/年以下を達成できる見通しを示すこと。	同等の要求値		

表 2-2 FaCT プロジェクトの 開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比 (詳細) (3/10)

原子力委員会の性能目標	開発目標名	開発目標	高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求	性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
【安全性】 (つづき)	安全性及び信頼性 (つづき)	<p>SR-2 【次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の信頼性の確保】</p> <p>施設の運転・保守・補修の向上及び放射線作業従事者の被ばく低減の観点から次世代軽水炉及び関連するサイクル施設と同等の信頼性の達成を目標とする。</p>	<p>設計要求</p> <p>SR-2.1 【信頼性の確保】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>施設の運転停止をもたらす設備の故障及び運転・保守・補修におけるヒューマンエラーが生じ難い設計とする。</li> <li>施設内で働く放射線作業従事者 1 人当たりの年間被ばく線量の平均値及び原子炉 1 基または燃料サイクル施設 1 施設当たりの年間平均集団線量を次世代軽水炉及び関連する燃料サイクル施設と同等以下とする。</li> </ul> <p>なお、信頼性確保の手段としては以下を合理的に組み合わせることとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>運転操作の簡素化や自動化</li> <li>運転制御系の高度化</li> <li>構成要素が少なくシンプルなシステム・設備</li> <li>試験または使用実績に裏付けられた信頼性の高い構成要素</li> <li>保守・補修し易い配置・構造</li> <li>運転員及び保守員による保守作業量の低減</li> </ul> <p>特に、信頼性確保の要となる保守・補修については、以下の課題への対応を要求事項とする。なお、保守・補修による不稼働時間の割合を次世代軽水炉及び関連する燃料サイクル施設と同程度に抑制するために、保守・補修の所要時間を想定頻度に応じて適切化すること。</p> <p>(炉システム)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉システムの設計上の特徴、構造材料への負荷条件などを考慮して適切な保守・補修方針を作成し、これに適合した検査が可能な設計概念であること。</li> <li>検査要求に適合する検査機器の具体化を図ること。</li> </ul> <p>(燃料サイクルシステム)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>プラントの設計上の特徴、遠隔技術の適用を考慮して適切な保守・補修方針を作成し、これに適合した主要設備の適切な配置検討を行うこと。</li> <li>保守・補修を要する機器については、保守・補修区分を明確にし、必要なアクセスルートや保守・補修スペースを確保すること。</li> </ul>	同等の要求値	
			<p>SR-2.2</p> <p>【製品品質の確保】</p> <p>(燃料サイクルシステム)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>製品品質を保証し、かつ製品品質不良による生産効率の低下を防止するため、総合的なプラントシステム制御/管理の概念を構築すること。合わせて合理的なワーク設備を設計すること。</li> </ul>	同等の要求値	

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (4/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		
開発目標名	開発目標	設計要求	性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
持続可能性 (環境保全性)	<p>EP-1 【平常時の放射線の影響】 FBR サイクルの運転にもなう単位発電量当りの放射性気体及び液体廃棄物の環境への実効線量が、国内外の次世代軽水炉サイクルシステムを下回る FBR サイクルとすること。</p> <p>【設定根拠等】 ・ 環境影響は同様のエネルギー生成をもたすシステムを下回るものとする。全体として ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方を基本とする。</p>	<p>EP-1.1 【通常運転時の環境放出放射能】 (炉システム) ・ 通常運転時の環境放出放射能については、単位発電量あたりの実効線量が国内外の次世代軽水炉サイクルとすること。 (燃料サイクルシステム) ・ 通常運転時の環境放出放射能については、単位発電量あたりの実効線量が国内外の次世代軽水炉サイクル施設 (再処理施設及び MOX 燃料製造施設の総和) の評価値を下回る FBR サイクルとすること。</p>	同等の要求値	FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物の発生量を国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して低減できる FBR サイクルとすることを基本思想としている。通常運転時の環境放出放射能、処分形態別の廃棄物発生量等の目標を定めている。設計要求としては、努力目標として ALARA の考え方で高い目標値を定めている。
	<p>EP-2 【環境移行物質の抑制】 ライフサイクルを通じた環境移行物質の影響を安全な範囲に抑制できる FBR サイクルとすること。</p> <p>【設定根拠等】 ・ 新規に地球温暖化ガスや化学物質による人の健康や環境に対する許容レベルを保証するために設定した。</p>	<p>EP-2.1 【地球温暖化ガス及び化学物質の環境への放出】 ・ 発電電力あたりの炭酸ガス放出量等の地球温暖化ガス放出量が国内外の次世代軽水炉サイクルを下回る FBR サイクルとすること。 ・ 廃棄物としての化学物質の環境への放出：法令などに定められた基準値以下の FBR サイクルとすること。</p>	性能目標にほない追加的な要求値	

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (5/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		
原子力委員会の性能目標	開発目標	開発目標	性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
【環境影響】(つづき)	<p>【総論】FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物(軽水炉サイクルからの移行時期を含む)を、適切かつ合理的に処理・処分(あるいは管理)できるFBR サイクルとすること。</p> <p>WM-1</p> <p>【廃棄物の発生量の低減】FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物の発生量を国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して低減できるFBR サイクルとすること。</p> <p>【設定根拠等】ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方を基本とする。</p>	<p>開発目標</p> <p>【総論】FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物(軽水炉サイクルからの移行時期を含む)を、適切かつ合理的に処理・処分(あるいは管理)できるFBR サイクルとすること。</p> <p>WM-1</p> <p>【処分概念別の発生量の低減】(地層処分)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル廃棄物：                     <ul style="list-style-type: none"> <li>FP (Sr, Cs, Mo, 白金族類) の分離回収によるガラス固化の合理化を行い、高レベル廃棄物の発生量を六ヶ所再処理施設の発生量(体積、本数)の1/5 とする。                             <ul style="list-style-type: none"> <li>目安として以下の値を目標として進める。                                     <ul style="list-style-type: none"> <li>発熱 FP (Sr, Cs) 回収率：90%以上</li> <li>Mo 回収率：90%以上</li> <li>白金族 (Ru など) 回収率：90%以上</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>TRU 廃棄物：                             <ul style="list-style-type: none"> <li>施設設計の最適化、あるいは廃棄物の減容処理技術の高度化により、現行の軽水炉サイクル(一部プルサーマルサイクルを含む)の発生量(体積、本数)の1/2 とする。</li> </ul> </li> </ul> <p>(管理型処分)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>余裕深度処分廃棄物：                             <ul style="list-style-type: none"> <li>施設設計の最適化、あるいは廃棄物の減容処理技術の高度化により、現行の軽水炉サイクル(一部プルサーマルサイクルを含む)の発生量(体積、本数)の1/2 とする。</li> </ul> </li> <li>浅地中ピット処分廃棄物： 同上</li> <li>浅地中トレンチ処分廃棄物： 同上</li> </ul> <p>(その他：施設設計)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>管理区域の最小化、管理区域に設置する機器の最小化、有害化学物質や処分時に悪影響を及ぼす物質の使用を合理的に実行可能な範囲で少ないプロセス、機器の設計など操業廃棄物の発生量が少ないFBR サイクル施設の設計を目指すこと。</li> <li>廃止措置の容易性(解体性など)と廃止にともなう廃棄物発生量の少ないFBR サイクル施設の設計を目指すこととする。</li> </ul> </li></ul>	<p>設計要求</p> <p>高レベル廃棄物については、現在の軽水炉サイクル技術の発生量の1/5 としているが、将来の軽水炉技術を超えないようにするという観点からは、やや高い要求値となっている。その他の廃棄物については、将来の軽水炉技術とほぼ同等の要求値</p>	

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (6/10)

原子力委員会の性能目標 【環境影響】 (つづき)		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		開発目標・設計要求設定の考え方
開発目標名	開発目標	設計要求	性能目標との対比	性能目標に 性能目標に はない追加 的な要求値
持続可能性 (廃棄物管理性) (つづき)	<p>WM-2 【廃棄物の質の向上】 FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物の質を国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して同等以上と向上できる FBR サイクルとすること。</p> <p>【設定根拠等】 ・ ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方を基本とする。</p> <p>WM-3 【潜在的有害度の低減】 FBR サイクルの運転・保守及び廃止措置から生じる放射性廃棄物の潜在的有害度を、国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して低減できる FBR サイクルとすること。</p>	<p>WM-2.1 【廃棄物の形態と性状の把握性、可操作性、安全性の向上】 ・ 処理の対象となる廃棄物の種類、及び廃棄物の形態と性状（組成や発熱量、その多様性や不均質性）を把握しやすい FBR サイクルとすること。 ・ 処分以上制限されている物質や有害化学物質の使用を合理的に実行可能な範囲で少ないプロセス設計とし、処分の困難な廃棄物の発生を抑えた FBR サイクルシステムとすること。 ・ 処分の安全性を検討するうえでは、基本的なシナリオに対して 10mSv/(サイト・年)を目安とする。</p>	性能目標に 性能目標に はない追加 的な要求値	開発目標・設計要求設定の考え方
		<p>WM-3.1 【MA 燃焼と回収率】 ・ FBR サイクルからの廃棄物の潜在的有害度を国内外の次世代軽水炉サイクルシステムと比較して大きく低減できる FBR サイクルとすること。</p> <p>【回収率】 ・ U : 99.9%以上 ・ TRU : 99.9%以上 (TRU は、Pu, Np, Am, Cm の総和として考える) 【MA 燃焼関連】 (炉システム) ・ MA 含有率：1～5%程度 (燃料・サイクルシステム) ・ 燃料製造施設においても、MA 含有率 1～5%の発熱を考慮した燃料製造に対応できること。</p>	性能目標で は処分場面 積削減の観 点から MA 回収を要求 している。 潜在的有害 度低減の観 点からは、 より高い MA 回収率 が要求され るため、高 い要求値と なっている。	

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (7/10)

高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求			
原子力委員会の性能目標	開発目標	設計要求	性能目標との対比
<p>【資源の利用効率】 この技術は、資源の利用効率を格段に高くするため、1 をある程度超える増殖比を実現できるべきである。 また、増殖比が大きき使用済燃料を再処理するまでの待ち時間を含む炉外サイクル時間が短いと、燃料の倍増時間が短くなり、この技術システムの原子力発電体系への導入速度を大きくできることに留意するべきである。</p>	<p>UR-1 【増殖比】 ・長期にわたるエネルギーの安定供給を確保するための、高速増殖炉サイクルの導入後は、新規に軽水炉を建設することなく高速増殖炉へ移行可能な性能を備え、かつ、持続的に核燃料生産が可能であること ・エネルギー需給や資源の不確かさに加えて、海外導入も視野に入れ、低増殖から高増殖まで柔軟に対応可能なこと</p>	<p>UR-1.1 【増殖性能】 (炉システム) ・高増殖炉心：増殖比 1.2 程度 (低除染 TRU 燃料、複合システム倍増時間 30 年程度) ・低増殖炉心：増殖比 1.1 程度 (低除染 TRU 燃料、複合システム倍増時間 60~70 年程度) ・低増殖炉心は径フラットの削除などにより増殖比 1.0 程度での運用が可能であること ・低増殖炉心 (増殖比 1.0~1.1 程度) と高増殖炉心 (増殖比 1.2 程度) は、ほぼ同じ原子炉構造のもとで、制御棒配置や炉心上部機構などの一部の設計変更で対応可能であること (燃料サイクルシステム) 上記の増殖性能 (複合システム倍増時間) を達成するため、燃料サイクルシステム側は炉外サイクル時間 5 年程度を達成できること ・再処理施設及び使用済燃料輸送容器は、以下条件の使用済燃料集合体に対応できること ・使用済燃料集合体発熱量：4kW/体 (FBR 炉心燃料加工時の MA 含有率 5%、原子炉取出 4 年冷却後)</p>	<p>同等の要求値</p>
		<p>UR-1.2 【高速増殖炉サイクルへの円滑な移行】 ・代表的な将来シナリオを基に、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行段階及び高速増殖炉サイクル平衡期に適用可能な燃料サイクルプラントを提示。 ・移行期における軽水炉 MOX 使用済燃料及び軽水炉 U 使用済燃料の再処理、燃料製造等に関しては、原子力機構全体で検討を進めるが、プロセスの検討にあたっては、回収 U の保管と再濃縮利用も考慮する。</p>	<p>同等の要求値</p>

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (8/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求		
開発目標名	開発目標	設計要求	性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
<p>【経済性】この技術は経済性の面で他のエネルギー技術と競合できることが重要である。経済性の指標は第一義的には運転期間を通じての発電コストであるが、</p> <p>①経営リスクの観点から初期投資や</p> <p>②出力規模が過大でないことや</p> <p>③建設期間の短いことが重視されることにも留意して定める必要がある。</p>	<p>【総論】我が国及び世界各国において、市場競争原理に基づき基幹電源として導入が可能なる FBR サイクルを開発すること。</p> <p>・多様な技術選択肢の経済性への影響や外部性を検討・評価した上で、FBR サイクル設計を最適化すること。</p> <p>EC-1 【発電原価】ラフサイクルにおける不確実性を考慮して、FBR サイクルによる発電原価が国内外の次世代軽水炉等の競合する電源と匹敵すること。</p> <p>EC-2 【投資リスク】国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して、大きな投資リスクがないこと。</p>	<p>高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求</p>	<p>グローバルスタンダードの観点から、国内外の競合電源を想定し、やや高い要求値となっている。</p> <p>同等の要求値</p>	<p>我が国及び世界各国において、市場競争原理に基づき基幹電源として導入が可能なる FBR サイクルを開発することを目標として設定。</p> <p>炉の建設費・運転費、燃料サイクル単価、建設工期及びそれらを総合した発電原価に係わる数値を定量化目標として設定。</p> <p>設計要求としては、努力目標として高い目標値を定めている。</p>
	<p>EC-1.1 【発電原価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電原価：2 円/kWh</li> <li>・建設費：12 万円/kWe (習熟効果を考慮したオーバーナイトコスト(NOAK))</li> <li>・燃料サイクル単価：34 万円/kg-HM 以下</li> <li>(再処理単価：18 万円/kg-HM、燃料製造単価：16 万円/kg-HM)</li> </ul> <p>EC-2.1 【投資リスクの評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・初期投資負担を減少させるために初期投資額を次世代軽水炉サイクルと同等以下にすること。また、計画外停止が発生した場合も、十分に初期投資を回収できる見通しを得ること。</li> <li>・炉システムと燃料サイクルシステムの計画外停止が発生した場合も、炉の法定減価償却期間 (16 年) 内に初期投資を回収できること。</li> </ul> <p>(炉システム)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント出力 150 万 kWe 程度</li> <li>・建設費関連</li> <li>・建設工期：30 ヶ月台前半</li> <li>・プラント寿命：60 年以上</li> </ul>			

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (9/10)

原子力委員会の性能目標		高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求			
開発目標名	開発目標	設計要求	性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方	
【核拡散抵抗性】 この技術が世界各国で広く利用されるためには、核不拡散、核物質防護の観点から、その核燃料サイクルにおいてプルニウムが常にマイナーアクチノイド等と混合された状態にあることが重要である。なお、再処理施設を有する	EC-3 【外部コスト】 国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して、大きな外部コストがないこと。	EC-3.1 【外部コストの評価】 ・ 操業時及び事故時の公衆への放射線や化学物質による損失やリスク等、コスト評価に組み込まれないと外部性にあたるが、これは主に安全性及び信頼性、環境、廃棄物管理などの分野で評価されるため、それらの結果を活用する予定である。	性能目標に性能目標にはない追加的な要求値	核拡散抵抗性と核物質防護を担保できる FBR サイクルとすることを目標として設定。	
	【総論】 FBR サイクルの核拡散抵抗性と核物質防護を担保できる FBR サイクルとすること。	NP-1 【核拡散抵抗性】 FBR サイクルにおける核拡散抵抗性を高める技術と核不拡散を担保できる制度を適用した FBR サイクルとすること。	NP-1.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核拡散抵抗性】 ・ 核物質の転用及び施設の不正利用に対して、国内外の次世代軽水炉サイクル及び次世代原子力システムと同等あるいはそれ以上の核拡散抵抗性を持ち、国際的に認められる FBR サイクルシステムとすること。 ・ プルトニウムを単離せず、常にウランもしくはマイナーアクチノイド等と混合しているシステムとすること。	同等の要求値	核拡散抵抗性については、INPRO や Gen-IV等の議論と整合させ、技術と制度の両面で対応することを目標として設定。 また、国際的に容認されるシステムとすることを目標として設定。
【核物質防護のシステム設計と技術開発】 FBR サイクルの技術的特徴を踏まえ、核物質等の盗取と施設の妨害破壊行為を抑止できる核物質防護システムを持つ FBR サイクルシステムとすること。	NP-2 【核物質防護のシステム設計と技術開発】 FBR サイクルの技術的特徴を踏まえ、核物質等の盗取と施設の妨害破壊行為を抑止できる核物質防護システムを持つ FBR サイクルシステムとすること。	NP-2.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核物質防護システムの適用】 FBR サイクル固有の特徴を反映した核物質防護システムを適用する FBR サイクルとすること。 (炉システム及び燃料サイクルシステム) ・ 核物質防護に関する法令を満たし、IAEA のガイドライン等を十分踏まえたシステムとなるように、必要な分析や対策等を考慮した FBR サイクルとすること。 ・ 多重防護システムとするなど、施設や設備の設計やレイアウトについて核物質防護上、望ましい工夫を施した FBR サイクルとすること。 ・ FBR サイクルシステムが措置された検知、早期連絡、遅延、対応の核物質防護上の機能についての概念を適用できる FBR サイクルとすること。	同等の要求値		
	【効果的・効率的な保障措置システムの適用】 効果的・効率的な保障措置システムを適用する FBR サイクルとすること。	NP-1.2 【効果的・効率的な保障措置システムの適用】 効果的・効率的な保障措置システムを適用する FBR サイクルとすること。		同等の要求値	

表 2-2 FaCT プロジェクトの開発目標・設計要求及び原子力委員会の性能目標との対比(詳細) (10/10)

原子力委員会の性能目標	高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) の開発目標/設計要求			性能目標との対比	開発目標・設計要求設定の考え方
	開発目標	開発目標	設計要求		
基礎的に研究を進める長期的課題	<p>【長寿命核分裂生成物の分離・核変換】</p> <p>長寿命核分裂生成物の分離・核変換、廃棄物処理等の技術開発により、国内外の次世代軽水炉サイクルと比較して廃棄物管理を容易なFBRとすること。</p>	<p>【長期リスク等の低減】</p> <p>・FBR サイクルにおける処分安全評価等での重要な核種に着目して分離・回収・核変換技術等を適用したFBR サイクルとすること。</p> <p>・当面は、長期リスクへの影響度等が相対的に高い長寿命核種核分裂生成物(F-129、Tc-99)を、元素レベルで分離・回収し、核変換を通して環境への影響のより一層の低減に関連する基礎的な技術開発を行ない、それらを反映したFBR サイクルシステム概念とすること。</p> <p>・分離・核変換による実効的な減量率の低減率目標は 1/10 とすること。</p>	<p>設計要求</p>		

### 3. 革新技術の採否判断結果

#### 3.1 炉システムの革新技術の採否判断

##### 3.1.1 はじめに

FaCT プロジェクトの 2010 年のマイルストーンである革新技術の採否判断を行うため、原子力機構は、MHI、MFBR 及び電気事業者の協力の下、FS で主概念として選定されたナトリウム冷却高速増殖炉の設計研究と革新技術開発を実施してきた。FaCT プロジェクトフェーズ I では、これらの成果を踏まえ、革新技術の評価を実施した。

本章は、炉システムの革新技術の採否判断に資するために実施した評価結果について、代替概念の検討が必要とされた技術についてはその結果も含めてとりまとめたものである。

##### (1) 研究開発の概要

高速増殖炉システムの主概念として選定した先進ループ型ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX 燃料)は、設計要求に掲げた高い安全要求を満たしつつ、建設費を低減するため、プラント物量を大幅に低減できる革新技術を適用している。このナトリウム冷却高速増殖炉、すなわち JSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor) の実用炉のプラント像を図 1.2-1 に示す。

JSFR の特徴としては、システム簡素化(物量低減)のために主冷却システムを 2 ループとした上で、150 万 kWe の大出力プラントを構築し、これに伴いループ当たりの機器・設備の単機容量増大による大口径配管と大型熱交換器(中間熱交換器及び蒸気発生器)、大型ポンプの採用、熱膨張が少なく高温強度に優れる高クロム鋼材料の適用による 1 次系配管の大幅短縮、1 次系ポンプと中間熱交換器を統合することによる 1 次冷却システムの簡素化、炉内燃料取扱方式の工夫や炉壁冷却流路を設けない簡素な炉容器構造(ホットベッセル概念)による原子炉容器のコンパクト化などが挙げられる。

ナトリウムに固有の課題(化学的活性、不透明など)については、配管及び容器のナトリウムバウンダリを 2 重化し、ナトリウム漏えいの影響範囲を限定するとともに、蒸気発生器の伝熱管を 2 重壁構造とすることにより、プラント寿命期間中にナトリウム-水反応の発生可能性を低減させ、プラントの運転信頼性を向上させる設計としている。また、ナトリウムの特徴を踏まえた供用期間中検査の方針を検討するとともに、事故や予期せぬ不具合が発生した場合のアクセス性を含めて、保守・補修性を考慮したプラント設計を追求している。

炉心・燃料設計では、高燃焼度や長期運転サイクル達成による経済性向上を追求し、かつ目標とする増殖比を確保できる炉心を構築することを基本的な設計の狙いとし、太径燃料ピンを採用し燃料体積比を相対的に増加させることにより内部転換比を高めた炉心概念としている。また、本炉心概念では、炉心損傷時の再臨界を回避するため、従来の設計では例のない溶融燃料排出のための内部ダクト付きの燃料集合体概念を構築した。

##### (2) 炉システム技術開発の主要課題

FS において、高速増殖炉システムの主概念である先進ループ型ナトリウム冷却高速増殖炉及び MOX 燃料の主な技術課題として図 1.2-2 に示す課題を抽出した。本図に示すとおり、経済性については、システム簡素化による建設費の低減方策として、高クロム鋼の開発、冷却系 2 ループ化、ポンプ組込型中間熱交換器、原子炉容器のコンパクト化、燃料取扱系の開発、格納容器の SC(鋼板コンクリ

一ト) 造化を、燃料費及び運転費の低減方策として高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発を摘出して技術開発を実施してきた。信頼性向上に関する項目としては、配管 2 重化によるナトリウム漏えい対策、直管 2 重伝熱管蒸気発生器の開発、保守・補修性を考慮したプラント設計と技術開発の 3 項目を、安全性の向上に関する項目としては、受動的炉停止と自然循環による炉心冷却、炉心損傷時の再臨界回避技術、大型炉の炉心耐震技術の 3 項目を主要課題として摘出して技術開発を実施してきた。以下、FaCT プロジェクトフェーズ I における実用炉の概念設計及び革新技術の研究開発成果を踏まえた各革新技術の採否評価結果について述べる。

### 3.1.2 革新技術の採否に関する評価

#### 3.1.2.1 評価の方法

革新技術の採否評価において、「採用可能」な技術とは、これまでの研究開発の進捗と設計評価の結果から工学的に判断して、実用炉に採用できる見通しがあり、かつ、2011 年度以降から開始する実証炉の概念設計で対象とできる技術であると定義した。この採用可能性の評価及び評価結果を受けての採否判断は、3ステップで実施した。各ステップでの評価・判断の内容については、以下に示すとおりである。

##### ステップ1:「R&D の達成度評価」

革新技術を構成する要素技術がそれぞれ設計に適用可能な技術レベルに到達していることを評価するため、13 の革新技術それぞれで FaCT プロジェクトフェーズ I 開発の開始時に設定した「R&D 達成目標」に基づき、目標に到達したかを評価した。

##### ステップ2:「技術評価」

技術の採否を判断するためには、これまでに開発した革新技術を機器・システム設計に組み込んだ上で設計評価を行い、その成立性を評価する必要がある。このため、後述するように 13 の革新技術を 10 種の設備区分に相当する評価対象技術に整理し直して評価を行った。

##### ステップ3:「プロジェクト判断」

「技術評価」の結果を元に、実用炉及び実証炉に採用する技術を採否判断した。

#### (1) 評価の視点

評価・判断のそれぞれのステップでの評価の視点は以下のとおりである。

##### ステップ 1:「R&D 達成度評価」

FaCT プロジェクトフェーズ I 開発の開始時に、設計へ反映するために必要な技術レベルとして設定した「R&D 達成度目標」に基づいて、その到達レベルを評価した。なお、本評価結果については、表 3-1-18 にまとめた。

##### ステップ 2:「技術評価」

革新技術の採否判断評価に当たっては、「設計成立性」、「製作性」、「運転保守性」、「経済性」の 4 つの視点から適合性を評価した。これら 4 つの視点の概要は、以下の通りである。

なお、評価に当たっては、革新技術が有する新しい技術要素のみを取り上げるのではなく、評価

の信頼性を高めるために、対象とする機器・システムに適用されるその他の技術についても幅広く評価項目を抽出して評価したが、「3.1.2.2 評価結果」の項においては、そのうち採否を判断する上で特に重要なものについて記載した。

a. 設計成立性

熱応力、流力振動、地震力等に対する構造健全性、ガス巻き込み防止、除熱性能等の機器への要求機能に対する成立性、系統機能としての成立性、安全設計上の成立性等の内、評価対象技術の内容に応じて必要な事項について機器・システムとしての設計成立性を評価する。

b. 製作性

新材料の採用可能性、大型鍛造品等の構造部材の製作可能性、構造物としての製作性等を評価する。

c. 運転・保守性

想定される規制要求検査、自主検査及び補修への対応可能性、並びにトラブル等に起因する予想外の点検・評価・補修及び保守・補修要求の拡大対応としてのアクセス性の程度について評価する。また、運転インターバルや定期点検期間及び起動日数等、プラントの運転性に係る評価を行う。

d. 経済性

個々の技術毎に従来からの技術、又は代替する技術に比較した経済性のメリットを評価した。

また、採否判断評価に当たり、商業炉のユーザとしての経験を元に、「耐震条件の厳格化等の環境の変化を踏まえた FBR の基本的な成立性見通し」、「プラントシステムとしての運転・保守性」、「設置許可を含む許認可見通し」、「革新技術の実証試験の妥当性」に重きを置いて評価した。

ステップ 3:「プロジェクト判断」

技術評価で「採用可能」とした技術について、その評価結果を基本的には反映して採否判断した。ただし、「代替案」が設定された評価項目に対しては、以下の評価の視点で実用炉・実証炉の採用すべき技術として採否を判断した。

a. 工業的実現性(施設整備に関わる時間や費用)

実証炉に向けて、新材料や、新型伝熱管、大型鍛造品等の構造部材を工業的に生産する際の開発リスクを評価

b. 代替案を採用した場合の経済性への影響

プラント建設費に対する影響を評価

これらの評価・判断で「採用」とされた革新技術は、2011 年以降に実施する技術開発及び実証試験の成果を踏まえて評価し、2015 年度末までに実証炉の設計仕様に採用できるかを最終的に決定する。

## (2) 評価対象技術の整理

FS で摘出した実用炉の開発目標を満たすために必要な革新技術は、前述のとおり、経済性向上のために 7 課題、信頼性及び安全性向上のために各 3 課題、合計 13 であった。これらの課題は革新技術開発に必要な設計的検討とその基盤となる R&D の内、後者を念頭に整理されている。今回の評価では、後述する設計的視点やユーザの視点を踏まえた評価を行う必要があったため、これら 13 課題を表 3.1-1 に示す 10 種の評価対象技術に再整理した。なお、高速炉用免震システムについては、FaCT プロジェクト開始当初は従来技術の水平免震システムの採用を考えていたが、耐震条件の厳格化に対応するため、高速炉機器向けに仕様を最適化した水平免震システムを採用することとし、そのための技術開発が必要となったことから評価対象技術とした。

### 3.1.2.2 評価結果

#### (1) 高燃焼度炉心・燃料

##### ① 革新技術概要

炉心及び燃料には、経済性向上の観点から高燃焼度に対応する革新技術の導入を目指している。即ち、高い耐照射特性と高温強度特性を有する ODS (酸化物分散強化型: Oxide Dispersion Strengthened) 鋼を燃料被覆管に採用することにより、取出平均燃焼度 150GWd/t 程度の達成を可能とする炉心・燃料設計概念の構築を目指す。これらに対応した炉心・燃料設計によって、高燃焼度、高炉心出口温度及び長期サイクル運転を達成し、サイクルコストの低減と熱効率及び稼働率の向上の実現により経済性を高めることが本革新技術開発の狙いである。

併せて、安全性の観点から、炉心には集合体の内部に菱形断面のダクトを付けた「内部ダクト付燃料集合体」が採用されており、炉心損傷事故を想定した場合に溶融した燃料をこの内部ダクトを通して炉心外に導くことにより再臨界の回避を目指している。本燃料集合体は、「常陽」や「もんじゅ」では使用されていない新たな概念の技術である。

上記の高燃焼度炉心・燃料設計概念は、「常陽」や「もんじゅ」の設計範囲を遙かに超える高燃焼度概念であることから、その核熱設計評価により炉心要求性能を満たす見通しであることを示すとともに、燃料健全性評価によりその健全性を確保できる見通しであることを示す必要がある。ODS 鋼被覆管は、これまでには採用された実績が無く、また、これまでにない高い燃焼度(150GWd/t 程度)の達成を目指すことから、その照射健全性を確保できる見通しであることを示す必要があるとともに、湿式再処理工程におけるその溶解性が問題とならない等の再処理システム適合性を確保できる見通しであることを示す必要がある。さらに、「内部ダクト付燃料集合体」は、「常陽」や「もんじゅ」をはじめ、これまでには採用された実績が無い燃料集合体構造概念であることから、その製作性を確保できる見通しであることを示す必要がある。

##### ② 主候補技術を中心とした評価

###### i. 主候補技術を適用した概念の評価

高燃焼度炉心・燃料の採否評価として、被覆管材料に ODS 鋼を適用した主概念の評価を行った。以下に主な評価結果を示す。なお、高燃焼度炉心・燃料に対して実施した評価の全体概要は、表 3.1-7 に示すとおりである。

(a) 設計成立性

**高燃焼度炉心・燃料設計概念の設計成立性:** 高燃焼度炉心・燃料に対する設計検討条件を表 3.1-2<sup>3.1-1)</sup>に示す。経済性や資源有効利用性等の観点から、性能目標等として、1.03～1.2 程度の増殖比、150GWd/t 程度の取出平均燃焼度、24 ヶ月以上の運転サイクル長、823K(550℃)程度の炉心出口冷却材温度等を設定した。これらを受けて、太径燃料ピンを採用して燃料体積比を増加させることにより内部転換比を高め、ブランケットを含む炉心全体の取出平均燃焼度の向上及び運転サイクルの長期化を達成可能な炉心概念を構築し、表 3.1-3 及び図 3.1-1 に示すように、それらを満足する設計が可能という炉心・燃料設計評価結果が得られた<sup>3.1-2)</sup>。

**ODS 鋼被覆管の設計成立性:** 上記の高燃焼度と高温度という厳しい使用条件に耐えることが可能な被覆管材料として、これまでに ODS 鋼被覆管の研究開発が進められてきており、Cr を約 9%含有する 9Cr-ODS 鋼が主たる候補材料となっている。そこで、被覆管に関しては、その主要な課題である照射健全性と再処理システム適合性の観点から 9Cr-ODS 鋼の評価を行った。

照射健全性に関しては、これまでに得られた「常陽」や BOR-60 での照射試験データから、材料強度基準で定めた燃料との共存性と強度特性に及ぼす環境効果を高照射量においても満足する可能性が高いと評価し、採用可能と判断した。しかし、BOR-60 第2期照射試験で、材料の特異な組織変化や燃料ピン 1 本に破損が認められ、その原因究明の結果、照射中の温度の異常に加えて照射に供した材料の製造不良(クロム等の偏在や介在物の存在)に起因していると結論したが、製造条件の最適化や品質管理の徹底により改善できる見通しが得られた。その結果に基づいて、今後、材料の品質安定性確保技術に関して検討評価して高燃焼度被覆管としての採否を再度判断することとした。

再処理システム適合性に関しては、ODS 鋼被覆管の溶解率を評価し、それがガラス固化体の化学的組成として前例の有る範囲内であることから、ODS 鋼被覆管の溶解範囲ではガラス固化体の発生量を増加させないと評価した。また、ODS 鋼被覆管の溶解分が再処理の主要工程(溶解、清澄、晶析、抽出 MA 回収の各工程)の成立性に与える影響を基礎的な模擬試験による検討結果等から評価した結果、その影響がほとんど認められなかったことから、再処理システム適合性を有するものと判断した。しかし、上記の許容される溶解率においても現行のガラス固化体標準組成の変更が必要となる可能性があり、そのための課題の解決が必要である。また、現行のガラス固化体組成の変更をせずに済ませるためには、ODS 鋼の溶解で発生する腐食生成物の分離技術及び処分方法の開発が必要となるが、相応のコスト増はあるものの、プロセス自体は現在開発中の MA 回収プロセスと同様なものになると推定されることからこの実現は可能であると判断している。

(b) 製作性

**内部ダクト付燃料集合体の製作性:** 内部ダクト付き燃料集合体の製作性に関しては、ラップ管と内部ダクトに使用する板厚の異なる PNC-FMS 鋼(高強度フェライト/マルテンサイト鋼)板のスポット溶接の実現、長尺の内部ダクトに対応する溶接装置の開発、集合体下部の内部ダクト/組み枠/エントランスノズルの嵌合構造の実現、PNC-FMS 鋼とオーステナイト鋼の異材接合ラップ管開発等が課題となる。これまでの試作試験により、5mm と 2mm の厚さの異なる板材を用いたスポット溶接を実現するとともに、内部ダクト/組み枠/エントランスノズルの嵌合構造や PNC-FMS 鋼とオーステ

ナイト鋼の異材接合の実現性を確認した。また、長尺の内部ダクトに対応する溶接装置に関しては、具体的な装置概念に対する検討結果を得た。これらの試作実績及び机上検討結果から、内部ダクト付き燃料集合体の製作性があると判断した。

上述のとおり高燃焼度炉心・燃料に関する革新技術採用に伴う開発課題について検討した結果、ODS 鋼被覆管以外については採用可能と評価した。ただし、ODS 鋼被覆管については、安定した品質の製品を得る技術の確保が残された課題である。

## ii. 代替技術の評価

### (a) 代替技術の概要

ODS 鋼被覆管に技術課題が残されていることを受けて、高ニッケル(Ni)鋼を代替候補材として検討することとした。高 Ni 鋼は、耐スエリング性の観点からはフェライト系材料である ODS 鋼に及ばないと考えられるものの、出口温度 550℃を達成する高燃焼度被覆管の代替概念としての可能性を有する材料で、照射による燃料ピンの変形を抑制するため、「もんじゅ」燃料被覆管である PNC316 鋼に比較して Ni 含有率を高めて耐スエリング性の改善をねらったものである。

### (b) 評価

高 Ni 鋼の一例として、炭窒化物析出型高 Ni 鋼は、160dpa 程度までの照射実績が豊富な従来高 Ni 鋼(PE16)に見られてきた組織安定性に関する問題も解決するように組織安定性を工夫した高 Ni 鋼であり、2000 年以前に被覆管試作・端栓試作・端栓溶接試験・材料特性評価などを実施済みである。また、Cu<sup>2+</sup>イオン照射により 440dpa まで照射した結果、優れた組織安定性が確認されている。高 Ni 鋼の耐スエリング性は ODS 鋼には及ばないと考えられているものの、これらのことから、燃料ピンに加工して中性子照射をする場合目標とする 250dpa を達成できる可能性が有ると考えられる。今後中性子照射試験に基づいた達成照射量や高温強度特性を確認する価値を有している。なお、本材料は PNC316 鋼等と同様に溶解鑄造過程にて製造されるものであり、粉末冶金過程で製造される ODS 鋼のような製造時の不均一性の懸念となる要因は無いと考えられる。

## ③ 判断結果

前述のとおり FaCT プロジェクトで開発を進めてきた ODS 鋼被覆管については、海外での照射試験で燃料ピンの破損事象等が確認されたが、これまでの調査により原因が把握され、材料品質安定性確保の懸念に対する再発防止対策の可能性が示されている。また開発リスクへの対応策として、今後、高温強度特性の評価や照射試験に基づいた達成燃焼度の評価が必要ではあるものの、これまでの知見から、高 Ni 鋼が代替材料となる可能性を有していると判断した。

以上を踏まえ、高燃焼度炉心・燃料概念については採用とし、炉心出口温度については、現状どおり高温設計(550℃)を指向するものとする。この2つの条件を満足し得る可能性を有する ODS 鋼被覆管及び高 Ni 鋼被覆管について、今後、ODS 鋼被覆管の品質安定性確保技術の見通しを評価し、高 Ni 鋼被覆管については従来の炉外イオン照射試験の拡張試験評価等を進め、最終的に代替材開発の可否を含めて被覆管材料を選定する。

なお、現時点で照射実績の乏しい新型燃料を実機に用いるためには長期間にわたる照射試験が

必要となる。工程上、上記 2 種類の被覆管材料のいずれも適用できるのは、最速でも 2030 年頃となるため、実証炉の初装荷炉心の燃料に、これらの被覆管を用いた高い燃焼度の燃料を使うことは望めないものの、「常陽」や「もんじゅ」燃料で実績があり開発要素が無いオーステナイト鋼(PNC316)を用いることは可能である。

## (2) 安全性向上技術

### ① 革新技術概要

安全設計においては、深層防護の考え方に基づいて「止める」・「冷やす」・「閉じ込める」の安全機能に対して設計概念を具体化している。設計基準事象(DBE)に対する安全設計は他の革新技術の設計成立性において評価されるため、本革新技術では安全性向上の観点から、設計基準外事象(BDBE)に対する安全設計上の機能である次の革新技術を対象とする。

- ✓ 受動的炉停止系(自己作動型炉停止機構(SASS))
- ✓ 炉心損傷時の再臨界回避技術

#### i. 受動的炉停止系(自己作動型炉停止機構(SASS))

SASS は、炉心損傷を未然に防止するため、異常な過渡時スクラム失敗(ATWS)事象時に冷却材温度が上昇することを利用して、安全保護系信号等に頼らずに制御棒を受動的に落下させて確実に「止める」機能概念である。具体的には、ATWS 事象時の冷却材温度上昇が、後備炉停止系制御棒駆動機構と制御棒の接続部分に設置されている温度感知合金に伝わり、冷却材温度がキュリ一点に達することにより温度感知合金が消磁し、電磁石による保持力を失って制御棒が自由落下する構造である<sup>3.1-3)</sup>。SASS の基本構造を図 3.1-2<sup>3.1-4)</sup>に示す。

SASS の基本技術については 1980 年代後半から電力実証炉用 SASS の開発の中で炉外・炉内試験を通じて確立した<sup>3.1-3)</sup>。したがって、革新技術の課題は、電力実証炉と JSFR の仕様の違い(制御棒重量や反応度係数など)により評価が必要な SASS の制御棒保持力、切離れ温度、応答性及び SASS の受動的炉停止能力の 2 項目である。前者の SASS の制御棒保持力、切離れ温度、応答性については、3 次元熱流動解析による冷却材輸送遅れ時間や温度分布の評価、SASS 実機構造検討、及び SASS 保持力評価を行い SASS の機能を確認する必要がある。また、温度感知合金の仕様変更に伴い「温度感知合金磁気特性」を試験により確認する必要がある。更に、温度上昇時の SASS 切離れ特性を確認する応答性試験を行う必要がある。後者の SASS の受動的炉停止能力については SASS の制御棒保持力、切離れ温度、応答性の検討を踏まえて、SASS の炉停止能力を評価するために、SASS の有効性を評価する解析が必要である。

#### ii. 炉心損傷時の再臨界回避技術

炉心損傷時の再臨界回避技術は、設計基準外事象発生後に炉心損傷が発生した場合を仮定しても、格納容器外への大規模な放射性物質の放出を防止する「閉じ込める」技術である。具体的には、主に炉心損傷の初期段階で熔融燃料を積極的に炉心外に流出させ、その燃料流出を伴う反応度低下によって再臨界を回避する概念と、炉心燃料の全量が熔融してもそれを原子炉容器下部で安定的に冷却・保持する概念から構成される。主要な再臨界回避概念として、図 3.1-3<sup>3.1-5)</sup>に示すような内

部ダクト付燃料集合体の開発を進めている。当初は燃料集合体中央部に燃料流出方向を下向きにしたダクトを設ける方式を検討したが、製作性の観点から現設計では内部ダクトを集合体コーナー部に設置することとし、上向きダクト方式をリファレンス概念としている。図 3.1-4 に再臨界回避技術の全体概念図を示す。各過程で設計対策を施し、炉心損傷事故を原子炉容器内で終息させることを狙っている。したがって、革新技術の課題は、原子炉容器内事象終息達成の見通し、すなわち、炉心損傷事故シナリオの成立性である。

起因過程と早期流出過程を対象とした内部ダクト付燃料集合体の早期燃料流出有効性について、起因過程では、炉心のボイド反応度を制限することにより、冷却材沸騰が生じた場合でも厳しい出力バーストが発生しないことを評価し、早期流出過程では、起因過程で生じた溶融燃料が内部ダクトを通じて炉心外へ流出されることを評価する必要がある。

再配置過程と冷却過程を対象とした原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動及び安定冷却性について、再配置過程では、炉心損傷により炉心の冷却能力が失われると仮定するため未臨界を維持したまま炉心残留燃料の崩壊熱により、残留燃料自身と燃料集合体の構造物が溶融する。これら溶融した大部分が、炉心下部に移行する過程を評価する必要がある。冷却過程では、炉心下部に移行した溶融燃料などが炉心下部で安定に保持され、冷却が維持されることを評価する必要がある。

## ② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、評価の全体概要は、表 3.1-8 に示すとおりである。

### (a) 設計成立性

**受動的炉停止系の設計成立性:** SASS 実機構造検討及び SASS 保持力評価によって得られた結果を基に、3 次元熱流動解析を実施した結果、冷却材輸送時間が長くなると予想される流量喪失時 (LOF 型) の ATWS 事象時でも事象発生後 12 秒以内に炉心中心寄りの 5 体 (17 体中) の制御棒が落下するという結果を得た。解析上炉心中心寄りの 5 体の制御棒が挿入されれば未臨界維持は可能であるため、この条件を用いて SASS の有効性評価を実施した。また、過出力時 (TOP 型) 及び冷却源喪失時 (LOHS 型) の ATWS 事象時も同様に評価し、それぞれ 80 秒以内、270 秒以内に炉心中心寄りの 13 体 (17 体中) の制御棒が落下するという結果を得た。

温度感知合金磁気特性では、SASS の制御棒切り離れ温度を変更したことから確認する必要性が生じたため、2009 年度に試験を実施し磁気特性を確認した。試験の結果、切り離れ温度を変更した場合でも誤落下防止温度、切り離れ温度における保持力条件を満足できることを確認した。

SASS の有効性評価では、LOF 型、TOP 型及び LOHS 型の全ての ATWS 事象において安全解析を実施した結果、いずれの事象も燃料最高温度は融点以下、冷却材最高温度は沸点以下であり、安全性の判断基準を満足する結果が得られ、炉停止能力を有することを確認した。

**再臨界回避技術の設計成立性:** 起因過程については、仏国、独国等との国際協力による CABRI 炉内試験等により妥当性を確認した SAS4A コード (炉心損傷事故起因過程解析コード) を用いた解析の結果、不確かさを考慮した最大ボイド反応度を 6\$ 程度以下とすることによって、即発臨界を超過しないことを確認した。早期流出過程については、カザフスタン共和国との国際協力を実施した

EAGLE 炉内・炉外試験や既存の CABRI 試験等の知見を反映した SIMMER-III コード(炉心損傷事故遷移過程解析コード)を用いた解析から、熔融燃料プール拡大前に全炉心燃料の 15%以上の熔融燃料が内部ダクトを通じて流出することを確認した。以上から内部ダクト付燃料集合体の早期燃料流出有効性評価において、その有効性を確認した<sup>3.1-6)</sup>。

シナリオ通りに事象が進展すると仮定して、再配置過程については、炉心物質の崩落・熔融進展状態や中性子吸収体の落下・混入状態を想定した静的核計算により反応度推移を見極めることで、再配置過程全体を通じて未臨界状態が維持され得ることを確認した。冷却過程では、原子炉容器下部プレナムに移行した損傷炉心物質を多段受け皿で保持することとしている。下部プレナムにおける損傷炉心物質の微粒化については、炉外融体注入試験の知見等を参考に、受け皿までの約 3m の範囲で、微粒化可能であることを確認した。また、燃料デブリのセルフレベリング機能を有する多段受け皿では、詳細な設計検討が必要ではあるが、現状設計の冷却性評価では保守的に炉心燃料の 100%が受け皿上に配置されたとしても自然循環による冷却経路が確保でき、熔融デブリを冷却・保持可能なことを確認した。以上から原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動評価及び安定冷却性評価において、炉心損傷事故の影響が原子炉容器内で終息する見通しがあることを確認した。

### ③ 判断結果

革新技術採用に伴う課題について検討した結果、受動的炉停止系(自己作動型炉停止機構 SASS))及び炉心損傷時の再臨界回避技術は、前述のとおり成立性が見込めるので採用する。

## (3) コンパクト化原子炉構造

### ① 革新技術概要

プラント物量を低減するため、以下の方策を取り入れ、表 3.1-4 及び図 3.1-5 に示すように炉容器をコンパクトにした原子炉構造概念を追求している<sup>3.1-7)</sup>。

- ✓ 切込型の炉心上部機構(UIS)と伸縮アーム式燃料交換機(FHM)を用いることにより燃料交換に必要な空間を小さくすること。
- ✓ 原子炉容器温度が 550°Cであるホットベッセル概念を追求することにより、コールドベッセル概念の場合に必要な炉壁冷却流路を設けない構造とすること。

ホットベッセル概念の採用に伴い相対的に厳しくなる耐熱設計と耐震設計を、許容可能なプラント起動条件の下、炉容器の構造健全性を成立させる必要がある。

また、コンパクト化に伴い、冷却材流量に対する炉容器上部プレナムの容積が「常陽」、「もんじゅ」といった従来炉に比べて相対的に小さくなること、炉心上部機構に切り込みを設けたこと、2ループ化に伴い配管内流速が上昇し、上部プレナムからホットレグ配管に向かう流速が増大することに起因して上部プレナム内の冷却材流動が高速化、複雑化する。このため、これにより予想される自由液面からのガス巻き込みやホットレグ配管吸込部におけるキャビテーションを伴う液中渦の発生など、熱流動に関する課題を解決する必要がある。

なお、高い熱応力が発生する液面変動範囲内に溶接線を有さないリング鍛鋼品構造とすることで原子炉容器のさらなる信頼性確保が可能であり、大口径リング鍛鋼品の製作性を確認することも課題として挙げられる。

② 主候補技術を中心とした評価

i. 主候補技術を適用した概念の評価

主候補技術として上記の革新技术を適用した概念の評価を行った。以下に主な評価結果を示す。なお、コンパクト化原子炉構造に対して実施した評価の全体概要は、表 3.1-9 に示すとおりである。

(a) 設計成立性

**原子炉容器の設計成立性:** 中越沖地震を考慮して設定した地震条件で原子炉容器の耐震性を評価した結果、高速炉用免震の採用と原子炉容器の肉厚を 60mm とすることで、原子炉容器の座屈、燃料の飛び上がり及び反応度投入に係る耐震性が成立した<sup>3.1-8)</sup>。この肉厚 60mm の条件を用いて、最も厳しい熱応力が発生する原子炉起動時の液面近傍部における構造健全性を評価した。当該部位におけるクリープ疲労損傷及びラチェット評価を実施した結果、起動日数 4 日の条件で構造健全性が確保できた<sup>3.1-7)</sup>。なお、本起動日数条件でもプラント稼働率は 93.6%であり、高い稼働率を達成することができる。

**上部プレナムの設計成立性:** UIS 下端部は燃料集合体頂部からの距離が近く、高/低温ナトリウム流により炉心計装取付板付近がサーマルストライピングを受ける。この現象に対しては、第 1 バッフル板直下の主炉停止系制御棒案内管上部側面に孔を設置し、案内管内に高温の下降流を形成すること、燃料集合体頂部と炉心計装取付板間の高さを 50mm から 100mm に広げ、制御棒からの低温流体から遠ざける等の対策構造を立案した上で水流動試験及びそれに基づく解析評価を行った結果、炉心計装取付板付近の構造健全性を確保できると評価した。ナトリウム液面からのガス巻き込み現象に対しては、液面近傍にディッププレートを設置することにより、ガス巻き込みが発生しないことを水流動試験で確認した。ホットレグ配管吸込部における液中渦キャビテーション現象に対しては、UIS 切込部の FHM プラグの設置、UIS バッフル板による局所高速流の抑制やフローガイドの設置による渦の抑制対策等を採用することにより液中渦キャビテーションの判断基準を満足(ホットレグ配管吸込部の初生キャビテーション係数が、実機カバーガス圧、ナトリウム物性を考慮し設定したキャビテーションのクライテリアを満足)する見通しを得た。

(b) 製作性

**大型リング鍛鋼品の製作性:** 炭素分量及び窒素分量の制御と鋳込み時の偏析への対応が課題となる成分制御性、強度確保のための鍛錬性及び素材メーカーの設備能力を評価した。成分制御性については、素材メーカーの実績及び設備容量から 316FR 鋼の成分仕様内に制御が可能であり、偏析への対応も可能と評価した。また、JSFR で使用する 316FR 鋼は、「もんじゅ」で使用している SUS304 鋼より変形抵抗が大きく鍛錬性が低下すると予想されるが、「もんじゅ」建設当時(1985～1991 年)に比べ装置の鍛錬力が向上していることと、鋼塊重量の制限から鍛鋼品高さが「もんじゅ」より低くなり必要なプレス力が得られること等から、「もんじゅ」上部胴と同等レベルに鍛錬が可能であると評価した。素材メーカーの設備能力については、素材の鍛錬及び熱処理に関する工程で既存設備では対応が不可能であり、設備拡張が必要となると評価した。

## (c) 運転・保守性

運転性については、炉容器の構造健全性を考慮して 4 日間でプラント起動が可能であり、本起動日数条件でのプラント稼働率は 93.6%であり、高い稼働率を達成することができる。

想定する検査及び補修に対しては対応可能と評価した。なお、ナトリウムバウンダリの検査については、炉容器にかかる負荷回数を安全側に適切に設定することで、貫通き裂が生じるとしても不安定破壊に至る前に漏えいを検知してプラントを安全に停止することが可能な見通しが得られたことから、連続漏えい監視とした。

上記のとおり革新技術採用に伴う開発課題について検討した結果、本技術について採用可能と評価した。ただし、ホットベッセル概念について、将来的に耐震設計条件が厳しくなる可能性や厳しい地震条件の地点への立地、耐熱健全性の向上(起動日数の短縮)等を考慮し、トレードオフ関係となっている耐震性、耐熱性について設計余裕の拡大を検討することとした。そのうえで、代替概念である炉壁冷却方式(コールドベッセル概念)についても検討を進め、比較の上、採用する技術を決定することとした。

## ii. 代替技術及び追加の検討

ホットベッセル概念の耐震性については、現実的に想定し得る地震動条件と地盤条件の組合せを分析した結果、約 2 倍以上の耐震設計裕度(原子炉容器の座屈)が、確保できていることを確認したため、耐震設計裕度の確保は十分と判断した。ホットベッセル概念の耐熱性については、起動停止時のナトリウム(Na)膨張・収縮に伴う Na 液位変動による液面熱ラチェットの発生が、耐熱設計裕度を小さく(必要起動日数を長く)していたため、図 3.1-6 に示すように、原子炉容器内面にダムプレナム部を有する Na ダム構造付のホットベッセル概念を提案し、耐熱設計裕度を拡大することとした。その結果、原子炉容器内面に接する Na 液面の移動はなくなり液面ラチェットが発生しないため、必要起動日数は、約 1.5 日と改善された。

コールドベッセル概念は、図 3.1-7 に示すように、原子炉容器温度を、非クリープ温度の約 425°C とするため、設計降伏点と許容応力の上昇により、耐震設計裕度と耐熱設計裕度を拡大させた概念である。本概念については、概略評価の結果、起動日数 1.5 日条件で構造健全性が確保でき、同時に、本概念特有の炉壁冷却流路のバップル振動、ガス巻き込み、サーモサイフォンといった熱流動課題についても、熱流動解析結果及び電力実証炉に係る研究の知見から成立の見通しがあると評価した。

## ③ 判断結果

Na ダム付ホットベッセル概念とコールドベッセル概念を、設計裕度(耐震性、耐熱性)の拡大の程度、設計成立性(熱流動課題)、製作性、運転性(起動日数)、長期健全性、運転・保守性、経済性(物量)の観点から比較評価を行った。

ホットベッセル概念については、設計成立性が見込め、想定しうる地震動条件と地盤条件の組合せを分析した結果、現実的に想定し得るサイト条件では約 2 倍以上の耐震設計裕度も確保できることが分かった。さらに炉壁に Na ダム方式を採用することによりコールドベッセル概念と同等の運転性(1.5

日起動)が確保できるとともに、熱流動上有意な課題もなく、コールドベッセル概念に比べて物量も少なくコンパクトな設計が可能である。

一方、コールドベッセル概念は、設計成立性が見込め、ホットベッセル概念より大きい耐震設計裕度が確保できることが分かったが、炉壁冷却機構部におけるバップル振動、ガス巻き込み、サーモサイフォンといった熱流動課題に対し、試験等による確証が必要であり、炉壁冷却構造部の保守・補修性に対して更なる検討が必要であることも分かった。

以上の比較評価の結果、両概念はほぼ互角の性能であるが、ホットベッセル概念の方が経済性(物量が少ない)、運転柔軟性に優れ、今後の開発課題・検討課題も少ないと考えられることから、Na ダム付ホットベッセル概念を JSFR の原子炉容器の型式として採用することとした。

#### (4) 改良 9Cr-1Mo 鋼製大口径配管を用いた 2 ループシステム

##### ① 革新技術概要

JSFR の主冷却系は、物量の大幅な削減が可能な 2 ループシステムを指向している。2 ループシステムは、1 次系ポンプ1台で軸固着が発生した場合、炉心ナトリウム流量の減少幅が大きく燃料被覆管及び冷却材の温度上昇幅も大きくなることから、安全設計の成立性を評価しておくことが必要となる。JSFR では、熱膨張率が低く、高温強度に優れた改良 9Cr-1Mo 鋼の大口径ナトリウム主配管を用いる。同材料は強磁性体であり従来の電磁流量計が使用できないことから、超音波式流量計が必要となる。さらに、安全性向上の観点から、ナトリウム漏えい対策強化として配管は 2 重管構造としている。図 3.1-8 に示すように、2 ループシステムは「改良 9Cr-1Mo 鋼製大口径薄肉配管」、「超音波流量計測システム」及び「2 重配管構造」の 3 つ新技術から成り、それぞれについて以下に概要を示す。

##### i. 9Cr-1Mo 鋼製大口径薄肉配管

ループ数の削減及び熱交換器の熱伝達率向上のため、ナトリウム主配管は大口径薄肉構造とし配管内のナトリウム流速を高めた設計としている。また、改良 9Cr-1Mo 鋼を配管材料に用い、低熱膨張率で高い高温強度を有するという特長を活かすことで、配管の熱膨張対策としての引き回しを最小限とし、配管長さや原子炉建屋容積を削減している。

このナトリウム主配管には、高速ナトリウムの流力振動による繰り返し応力が生じることから、構造健全性を評価するとともに、熱膨張による応力が制限値を満足していることを確認しなければならない。特に、熱膨張応力に対しては改良 9Cr-1Mo 鋼を含む高 Cr フェライト系耐熱鋼溶接継手において懸念される Type-IV 損傷(クリープに伴い溶接熱影響部の細粒域で発生する損傷モード)による強度低下を考慮する必要がある。製作性の観点では改良 9Cr-1Mo 鋼の大口径薄肉の直管及びエルボが製造できる技術が不可欠であり、製造設備を含めた製造方法を検討しなければならない。また、改良 9Cr-1Mo 鋼はオーステナイト系ステンレス鋼に比べて相対的に延性、靱性が低いことから、漏えい先行型破損(LBB)が成立することを確認する必要があり、その評価技術の構築も重要な技術開発課題となっている。

##### ii. 超音波流量計測システム

安全保護系としての配管内のナトリウム流量計測システムは、改良 9Cr-1Mo 鋼が強磁性体である

ことから従来技術である電磁流量計は使用できない。このため、超音波式の流量計を使用する。超音波流量計は1次系コールドレグ配管(CL 配管)に設置されるが、エルボが近傍に存在し直管部が短く、また大口径の配管であることから、流れの乱れが比較的大きい。このような流動環境に対応するために、超音波流量計は多側線方式とすることで、所定の測定精度が得られるようにしている。また、約400°Cの窒素雰囲気環境下において安全保護系としての計測性能が要求されるとともに、高放射線量のためセンサの遠隔交換技術も必要となる。

### iii.2 重配管構造

万一の配管からのナトリウム漏えいに対して、漏えいの影響範囲を限定することで安全性を更に高めるとともに、漏えい時の補修性も向上させるために、ナトリウム主配管の外側には外管またはエンクロージャを設置する2重配管構造としている。内管-外管(エンクロージャ)等の隙間空間には不活性ガスが充填されており、この領域に漏えいしたナトリウムは、微少漏えいから大規模漏えいまでが、開発中の新型検出器であるレーザー励起式検出計(LLD)とナトリウム液位計により連続的にカバーできることが要求事項となっている。

## ② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、2ループシステムに対して実施した評価の全体概要は、表 3.1-10 に示すとおりである。

### i. 9Cr-1Mo 鋼製大口径薄肉配管

#### (a) 設計成立性

##### イ) 2ループシステム

**2ループシステムの安全設計成立性:** 1次系ポンプ軸固着によるナトリウム流量減少事象 LOF (Loss of Coolant Flow)を対象として、炉心安全の解析を行った。この結果、LOFにおける燃料被覆管及び冷却材の温度上昇(被覆管 900°C、冷却材:沸点)はその制限値を超えることはなく、安全性の判断基準を満足できる見通しであることがわかった。

##### ロ) 9Cr-1Mo 鋼製大口径薄肉配管

**配管熱応力評価<sup>3.1-9</sup>:** 最も熱応力が厳しくなる1次系のホットレグL字配管については、シェルモデルによる熱応力解析から、中間熱交換器側の水平配管からの熱変位によって炉内配管のベルマウス直上で最大熱応力が発生することが明らかとなっている。この近傍には配管とベルマウスを接続する溶接部が存在するが、Type-IV 損傷による強度低下を考慮した許容応力を暫定して、熱応力に対する構造健全性を確認しなければならない。Type-IV 損傷については、JSFR 原子炉出口温度である 550°Cより高温域において従来より観察されている強度低下が、550°Cでは、どの程度の時間経過後に顕在化するかを予測する必要がある。このため、現時点で利用可能なあらゆる知見・データを集約し、特に長時間領域におけるデータ不足を補うため、これを包絡してかつ保守性も確保できるように、既存のデータに領域分割解析法(クリープ破断データをクリープ損傷機構の異なる低応力側と高応力側の領域に分割して解析することによりクリープ破断式を得る手法)を適用して許容応

力を暫定した。以上に基づき、ベルマウス近傍溶接部の配管板厚及び溶接位置を調整することによって、構造信頼性を確認することができた。なお、エルボ両端の周方向溶接部についても、許容応力以下であり、構造健全性を確認した。なお、今回暫定した溶接継手の許容応力は、現在実施中の550°C及び温度加速条件での長時間試験データが取得できた段階で、適宜見直す計画としている。

**配管流体力学評価<sup>3.1-10</sup>**: 実機1次系ホットレグ L 字配管を模擬した水流動縮小スケール試験から得られた配管圧力変動パワースペクトル密度 (PSD) を包絡し、設計評価用圧力変動 PSD を設定した。この PSD を用いて相似則に基づいて、実機配管の PSD に換算し構造解析コードを用いて、実機配管に加わる応力を求める手法を開発した。なお、水流動縮小スケール試験は、流速を上げて実機配管流れと同じ超臨界領域で実施しており、この領域では流動圧損や PSD はレイノルズ数依存性がなくなることから、流体力学評価手法は実機配管への適用は可能である。

これによると、1 次系のホットレグ配管では、最大応力は炉内配管のベルマウスで発生するが、制限応力を下回っており構造健全性は確保されることを確認した。一方、1 次系のコールドレグ配管についてはショートエルボを3段有し、かつ 3 次元的に配置されている。1 次系ホットレグ配管と比較して複雑な流動状況になるが低温であるため許容値が大きくなるので裕度が増大する。これまでの検討ではホットレグ配管の単エルボ体系での試験データを用いて、コールドレグ配管の多段エルボにおける圧力変動 PSD を推測して評価した。この結果、最大応力は第 3 エルボ横腹で発生するものの、許容値を満足しており構造健全性は確保できることを確認した。なお、多段エルボ配管の予備試験において、CL 配管入口部 (IHX 出口部) で液中渦によるキャビテーションが観察された。このため、渦の発生を緩和する設計対応を検討し、種々の対策構造 (配管径の拡大、IHX 環状流動部への整流板設置) により液中渦は防止可能と考えている。

**LBB 成立性評価: JSFR 配管における LBB 成立性評価**の目的は、万一、貫通欠陥があってもそれが不安定化する前に、十分な余裕を持ってナトリウム漏えいを検出可能であることを示すことである<sup>3.1-11</sup>。改良 9Cr-1Mo 鋼はオーステナイト系ステンレス鋼に比べて相対的に延性や靱性が低いことから、不安定限界き裂長さは、脆性破壊と塑性崩壊の両方を考慮できる 2 パラメータ法により求めることとした。また、変位制御型応力が支配的な JSFR 配管の特徴を考慮し、き裂の成長による荷重の再配分を考慮できる計算モデルを構築した<sup>3.1-12</sup>。一方、ナトリウム漏えい量は、き裂開口変位と密接に関係する。き裂開口変位評価法としては既存の GE/EPRI 法を改良 9Cr-1Mo 鋼製薄肉大口径管に適用可能なように拡張した<sup>3.1-13</sup>。

以上の技術を用い、1 次系のホットレグ配管及びコールドレグ配管について、高応力部や構造不連続部を評価対象部位として選定して、LBB 成立性を試評価した。その結果、全ての部位について、LBB が成立することを確認した。

#### ハ) 超音波流量計測システム<sup>3.1-14</sup>

**超音波流量計測システムの設計成立性**: 実機 CL 配管を模擬した水流動スケール試験により、超音波流量計は 4 側線方式とすることで所定の測定精度 (直線性、出力信号変動率) や応答時間を達成できる見通しを得た。また、センサ遠隔交換機構全体の構造や配置を検討し、センサの遠隔交換が可能である見通しも得られた。超音波流量計の水流動試験結果から実機ナトリウム配管への外挿性については、配管口径の違いによる音圧減衰や使用温度の違いによる超音波センサの S/N 比の

違いを考慮する必要がある。これについては、既を取得したナトリウム中の超音波の距離減衰特性や超音波センサの温度特性データを用いて、実機への適用見通しを得ている。

## (b) 製作性

### 1) 9Cr-1Mo 鋼製大口徑薄肉配管

**ナトリウム主配管製作技術:改良 9Cr-1Mo 鋼の薄肉大口徑の直管及びエルボを製作できる工法**について検討を行った。熱間押し抜きによるシームレス直管及びこの直管の曲げ加工によるシームレスエルボの製作については、技術的な困難性はなく、製造設備を導入しさえすれば製作は可能と判断した。鍛造削出しによる製作ではシームレスの直管が、長さ寸法の制限はあるものの現有設備で製作可能であることがわかった。以上の方法により、まずは厚肉の直管、エルボを製作し、次に寸法精度を満たしつつ最終寸法・形状に切削加工して薄肉化する必要があるが、切削加工についても現状技術により可能な見通しであることが確認できた。なお、縦溶接を有する直管とエルボは現有設備で製作可能ではあるが、溶接箇所の検査が必要となり、検査機器の開発や検査時間も必要となることから、シームレス配管を指向している。

## (c) 運転・保守性

### 1) 2重配管構造

**連続ナトリウム漏えい監視設備の適用性:**内管・外管(エンクロージャ)等の隙間空間におけるナトリウムの漏えい検出では、微少漏えいに対しては LLD で、中規模以上の漏えいに対してはナトリウム液位計で行う。特に LLD は新型の検出計であるが、これまでの要素試験の結果、検出器単体の検出感度及び信号信頼性(誤信号防止によるナトリウムの選択的検知性の確立)に要求される性能を得るとともに、プラント適用条件(設置雰囲気、耐久性、サイズ等)に適合する漏えい検出システムの基本仕様設定に見通しを得た。この結果から、漏えい率と検出時間の関係を解析評価した結果、微少漏えいから中規模以上の漏えいに対して、LLD とナトリウム液位計の組合せにより連続的にカバーできることがわかった。

**検査と補修:**高応力部である1次系ホットレグ配管のエルボ部は体積検査の対象とする。この部位は外管との隙間が大きくアクセス可能であり、ナトリウムをドレンすることにより検査が可能である。また、外管に設置されているベローズの補修については、取替補修は内管(ナトリウム主配管)の切断が必要なことから、外管ベローズに小規模の欠陥が生じた場合には、部分補修を実施する。即ち、微少な欠陥が生じた場合には局所補修溶接を行う。局所補修溶接では補修が難しい欠陥の場合には、欠陥部近傍のベローズを切断し、この部分に半割円筒リング構造物を取り付ける。このためベローズは山数に余裕を持たせた設計とする。

## ③判断結果

革新技术採用に伴う課題について検討した結果、改良 9Cr-1Mo 鋼大口徑配管を用いた 2 ループシステムは、前述のとおり成立性見通しを有する。

## (5) ポンプ組込型中間熱交換器

### ① 革新技術概要

ポンプ組込型中間熱交換器(IHX)は、図 3.1-9 に示すとおり 1 次主循環ポンプを IHX へ組込むことにより1次系主循環ポンプと IHX をつなぐミドルレグ配管を削除することにより建設費低減を、中心部のポンプを引き抜き可能構造とすることにより機器内部へのアクセスルートを確保し保守・補修性の向上を図る技術である。設計成立性として、機器内でのガス巻き込み防止等の流動に係る課題、長尺ポンプの耐震性及び回転安定性、ケーシング・ポンプ軸等の熱変形に係る課題、ポンプからの振動による伝熱管摩耗等を、製作成立性として改良 9Cr 鋼製伝熱管等の製作性、ポンプ組込型 IHX の製作性等を、運転・保守性として、運転回転数の制御性、保守・補修性等を、各々課題として取上げ、それらについて以下に示すとおり評価を行った。

### ② 主候補技術を中心とした評価

#### i. 主候補技術を適用した概念の評価

主候補技術としてポンプ組込型 IHX の評価を行った。以下に主な評価結果を示す。なお、ポンプ組込型 IHX に対して実施した評価の全体概要は、表 3.1-11 に示すとおりである。

#### (a) 設計成立性

**ポンプ内液面部のガス巻き込み・ガス抜き特性:**軸接液部のガス巻き込み防止及び容器内でガス分離性能を向上させる対策設計について、気液 2 相流の流動解析による評価から、1 次冷却系コールドレグのボイド率を目標値( $1 \times 10^{-4}$  以下)以下に制御できると判断した。

**ポンプ内液面部液位安定性:**静圧軸受部からのリークフローを主循環流路に回流させるリークフロー回路の流動解析により、ポンプ内液位の安定性が確保できると判断した。

**耐震性:**定格運転状態における容器の座屈評価結果からバウンダリ形成部の構造健全性を確保できる見通しがあることを確認した。ただし、下部静圧軸受に対してより厳しい条件となる低速回転数においては、軸と軸受が接触するものの発生応力は許容応力の数%程度で、且つ瞬間的な事象であることからポンプ主軸/下部静圧軸受間の焼付きは生じないと判断した。

**ポンプ軸系の回転安定性:**ポンプのケーシング、軸、静圧軸受け構造の振動解析の結果、高減衰型静圧軸受を採用することにより、軸系の振動減衰比の目標を満足し、安定性は確保できると判断した。また、同じ設計対策により、軸長延伸に対しても回転安定性確保でき、その裕度が 1.4m まである見通しを解析により得た。

**回転安定性監視手法:**回転安定性を確保した状態で、高減衰型静圧軸受の支持棒が 1 本損傷した時点での異常を上部軸受部の振動監視により検知できることを解析と試験で確認した。

**ポンプ熱設計(内部温度分布及び上部冷却性):**機器内の周方向温度分布防止のための対流防止板、輻射防止板等による最適化設計を行った上でガスの多次元流動解析を実施し、主軸周方向温度差、及び上部フランジの据付部温度が目標値を満足し、機器健全性が確保可能な見通しを得た。

**IHX 伝熱管健全性(ポンプ振動による伝熱管摩耗防止):**IHX 構造とポンプ構造の構造分離や振動成分を低減可能なベーンレスディフューザ採用等により、振動による伝熱管摩耗量がその余裕肉厚内に収まることを解析で確認した。

## (b) 製作性

**改良 9Cr 鋼による各部位 (IHX 伝熱管, 管板) 用部材の製作性:** IHX 伝熱管は蒸気発生器の 2 重伝熱管向け素管試作データから製作可能と判断した。IHX 管板はエレクトロスラグ再溶解 (ESR) の適用により偏析を防止可能であること、高速増殖実証炉高温構造設計方針 (DDS: Demonstration Reactor Structural Design Standard) の基準値と同等の材料強度が得られる見通しが蒸気発生器管板の研究開発により得られていることから、製作可能と判断した。

**ポンプ主軸、IHX 上部プレナム部及び改良 9Cr 鋼による各部位 (IHX 伝熱管、管板、熱伸び差吸収構造 (CSEJ) 等) の製作性:** 軸バランス調整可否、製作手順、検査可能性等を検討し製作可能と判断した。なお、製作時の溶接に関し、予熱、後熱、応力除去焼鈍の容易化、他の溶接部等への熱影響の緩和の観点で構造の見直しを検討した。この結果、上部プレナム部は、内部での溶接作業性を向上させるために拡幅した。1 次系共用型補助炉心冷却系熱交換器 (PHX) の伝熱管はヘッダとの溶接のためにピッチを上げると共に、ピッチ増加による上部プレナムの拡幅を抑えるために、本数を減らして長さを延ばすこととした。またカバーガス CSEJ の上部溶接部へのアクセス性を確保するため、上方に移動し、これに伴いポンプ軸長を延長した。ポンプ軸長の延長は 0.1m であり、回転安定性を確保できる許容範囲内である。

## (c) 運転・保守性

ポンプ運転回転数に関しては、定格回転数の設計対応等により連続運転領域 (回転数 15%, 36%, 100%) を各固有振動数と離らせることで、共振を回避した運転が可能となり、運転成立性を有すると判断した。想定規制要求検査、想定自主検査及び想定補修については対応可能である。トラブル対応等のためのアクセス性に関しては、一部アクセスできない部位が残ることから引き続きアクセス性改善の検討を実施する。

以上のとおり革新技術採用に伴う開発課題について検討した結果、本技術について採用可能と評価した。

## ii. 代替技術及び追加の検討

コールドレグ配管での液中渦防止対策のため、ポンプ組込型 IHX はポンプ軸が延伸する可能性を有する。現設計では、ポンプ軸の延伸に関して適切な裕度を有するが、裕度を超える軸長延伸にも対応した機器設計概念を設定することが開発リスクを低減する観点で求められる。それに対応して、ポンプと IHX を分離した構造について概念検討を実施し、「代替案」として検討する必要性について評価した。検討結果より、ポンプ、IHX 分離構造に関してミドルレグを低所に引き回す方式が候補概念として選定されたが、ポンプ組込型 IHX と比較して、原子炉容器物量約 1.1 倍、冷却系物量 1.3 倍、格納容器体積 1.5 倍、の結果となり、経済性の観点でポンプ組込型 IHX が大きなメリットを有することが分かった。この結果より、ポンプ、IHX 分離構造を採用するプラント概念は、技術的成立性は有するものの、製作性を確保するための設計変更を施したポンプ組込型 IHX に比較しても物量は有意に大きく、経済性の観点でメリットは無い。

また、ポンプ組込型 IHX のポンプ軸延伸については、製作性向上及びコールドレグの液中渦防

止対策を含めて 500mm 程度であることが明らかとなっており、その際の回転安定性は高減衰軸受の軽微な設計変更によって確保可能なことが分かった。

### ③ 判断結果

前述のとおり、ポンプ組込型 IHX の成立性が確認されていること、及びポンプ、IHX 分離構造を採用した場合の建設費が有意にポンプ組込型 IHX より高くなることから、ポンプ、IHX 分離構造は採用せず、ポンプ組込型 IHX を採用すると判断した。

## (6) 直管 2 重伝熱管蒸気発生器

### ① 革新技術概要

JSFR の蒸気発生器(SG)は、2 ループ化とスケールメリットによる経済性向上の観点から、単基出力の大容量化を指向する。大容量化にあたっての課題は、大型機器の製作性とナトリウムインベントリの増加に伴う水リーク検出の遅れによる資産保護性(水リーク事故経験後の再使用性)の低下である。本技術開発では、水リーク事故経験後の再使用の観点から、破損伝播の回避及び Na-水反応の局限化が設計目標である。

このため、JSFR の SG は、図 3.1-10 に示すように直管型を採用し、伝熱管を密着 2 重管とする方針である。直管 2 重伝熱管 SG の開発コンセプトを以下に示す。

- ✓ 単純構造で検査性が良く、大型化が可能な直管型を採用し、高流速化による伝熱性能向上や水側流動安定性確保のため有効伝熱長 29m に長尺化する。→「大出力長尺直管 SG」
- ✓ 破損伝播の回避及び Na-水反応の局限化の資産保護シナリオとしては、冶金的に接合されていない 2 重管内外管の同位置の貫通き裂の防止機能による 2 重バウンダリと内外管ギャップの流動抵抗による水リーク率の制限効果を期待し、破損伝播を回避するとともに Na-水反応の局限化により要プラグ本数を 2 本以下に抑制する。→「密着 2 重伝熱管」

「大出力長尺直管 SG」については、伝熱管本数の増加によって単基出力を大容量化することから、SG は径方向に拡大するため、大径の管板が必要となった。さらに、構造健全性の観点から管板厚は厚肉となった。大径・厚肉管板に必要な高 Cr 鋼製極厚鍛鋼品は従来製造範囲を超えることから、製作性を見通す必要がある。

直管型 SG には、伝熱管と胴の熱伸び差を吸収する構造が必要である。新技術として、高 Cr 鋼リング鍛鋼品の切削加工による熱伸び差吸収構造(CSEJ : Convolute Shell Expansion Joint)を採用する。

伝熱管は、長尺化(有効伝熱長 29m)による蒸気・Na 流速の高速化と高温高压化(497.2°C、19.2MPa)を指向し、熱伝達効率を向上させる。また、水・蒸気側の流動安定性確保のためのオリフィスを設置しない単純構造とする。直管型 SG では、伝熱管束と胴部の熱膨張差は CSEJ で吸収するが、伝熱管相互に温度差が発生した場合は座屈が懸念されるため、Na 側温度分布の均一化を指向する。よって、Na 入口プレナム構造の設計最適化と流動評価が必要である。さらに、オリフィスを設置しない直管型 SG の水側流動安定性評価が必要である。

大径・厚肉管板には、手動トリップ等によりホットショック、コールドショック双方の熱過渡が発生することから、給水管板及び蒸気管板について、設計最適化(形状、運用)と構造健全性を評価する必要

がある。

密着 2 重伝熱管は、内外管の冷間引き抜き加工により密着させ、内外管は冶金的に接合せず、ギャップを介して分離している。本構造の採用により、ギャップ部においてき裂の進展が止まることが期待でき、き裂の貫通防止による 2 重バウンダリの信頼性に寄与するとともに、内外管ギャップ部の流動抵抗により、水リーク率を制限する。これらの 2 重管の破損伝播防止シナリオの妥当性を評価する必要がある。

2 重管の内外管を構成する高 Cr 鋼製長尺・薄肉管の実機長さは 35m であり、従来の製造実績及び現有の設備能力を超える。このため、管-管溶接継手によらない長尺管の小径薄肉化が必要である。さらに 2 重管加工について、冷間加工による工業的製造手法を開発する必要がある。

管-管板継手は、供用期間中検査 (ISI) が可能なスタブ部の突き合せ溶接と水リーク率を制限するための管板貫通部の拡管からなる構造を採用した。

直管 2 重管 SG の伝熱管及び管-管板継手の検査については、超音波探傷法 (UT 法)、ガイドウェーブ法、渦電流探傷法 (RF-ECT 法) の適用性を評価し、手法を確立する必要がある。

## ② 主候補技術を中心とした評価

### i. 主候補技術を適用した概念の評価

主候補技術として伝熱管に直管密着 2 重伝熱管を適用した概念の評価を行った。以下に主な評価結果を示す。なお、直管 2 重伝熱管蒸気発生器に対して実施した評価の全体概要は、表 3.1-12 に示すとおりである。

#### (a) 設計成立性

**2 重管の破損伝播防止シナリオの成立性:** 大容量 SG に必要な安全性と資産保護性を確保するため、水リーク事象に対して破損伝播を防止する設計とした。

##### イ) 共通要因破損による破損伝播防止性能評価

伝熱管の破損要因について破損に到るまでの時間を解析し、ISI での検出可否について評価した。「フレットング摩耗」は、摩耗速度は十分に遅く、外管肉厚に摩耗代を取ることで設計対応可能と評価した。また、「核沸騰離脱 (DNB) 温度振動」及び「流力振動」は、き裂進展解析を実施し、定検間隔の期間内に初期欠陥が貫通しない肉厚とすることで検出可能であると評価した。さらに、片側管がき裂により破損した場合、そのき裂が「内外管の界面で停止する」ことを、き裂停留試験 (放電加工により外管外面及び内管内面に付与した周方向及び軸方向き裂に対する疲労試験) 結果を用いて確認した。以上より、伝熱管の共通要因破損による内外管貫通リークを防止するシナリオは成立すると評価した。

##### ロ) 従属破損による破損伝播防止性能評価

従属破損については、内外管が、単独で水・蒸気圧力に耐えられる肉厚を保持していることを ISI により検査することにより防止する。クリープ損傷評価により、内外管が、単独で定検間隔以上の期間、水・蒸気圧力に耐えられることを確認したことから、従属破損に関する破損伝播防止シナリオは成立すると評価した。

##### ハ) 独立事象の重ね合わせによる内外管同時破損時の破損伝播防止性能評価

独立事象の重ね合せによる破損については、同一管での内外管同時破損を想定し事象推移を評価した。これは、内管と外管が、独立した要因で同時に近接して破損することは確率的に非常に低いことため事故条件として考慮しないという考え方であり、この条件により、水リーク率が大きくなることはなく破損伝播も防止できる。内外管同時破損を確率的に評価し、設計基準内事象の範囲である 10<sup>6</sup>/炉年を目安とした場合、内外管それぞれの破損部位の間隔は水リークを抑制するのに十分な距離が確保され、内外管ギャップを介した水リーク事象では鉄酸化物又は Na-水反応生成物による閉塞が発生し水リークは継続しない見通しを得た。ただし、このように管の破損確率を、水リーク率を制限できる内管と外管の破損間隔(距離)へ適用して破損伝播への影響を評価することの妥当性については、これまでに前例がなく、外部有識者の意見も踏まえた許認可性に関する見通しを得ることが課題として残っている。

以上のとおり、破損伝播防止シナリオについては、検証データの拡充と独立事象の重ね合せに対する破損伝播防止シナリオの許認可性が見通しが課題である。

**伝熱流動性能の成立性:**SG での伝熱流動設計に関しては、伝熱性能向上及び保守性向上のために有効伝熱長 29m の直管伝熱管とすること、水・蒸気側の流動安定性確保は高圧化を指向し、オリフィスを設置しないことが特徴である。

伝熱性能については、伝熱流動解析により 2 次元の空間分布を評価した。その結果、伝熱部中央部から外周部に交換熱量の分布が見られるが、定格出力時の交換熱量を確保できると評価した。水・蒸気側流動安定性については、「もんじゅ」等の SG 評価でも実績を有する周波数応答法による流動安定性解析を行い、定格時及び部分負荷時ともに水・蒸気側安定性を有すると評価した。

**管板の構造健全性:**SG の管板は厚肉の構造であり、中央部には温度変化が大きい伝熱管束が挿入されていることから、プラント過渡時には、中央部と外縁部の顕著な温度差による大きな熱応力の発生が懸念される。熱応力を低減する設計対応としては、管束挿入部と外縁部の境界で大きな熱応力が発生することから、境界部をなめらかにつなぐことにより応力を低減する管板形状とした。管板構造の熱過渡条件下での健全性に関して評価した。

管板の構造健全性に影響を与える熱過渡事象を幅広くサーベイし、その中で入口放出弁誤開が最も厳しい熱過渡であることから、同事象について構造健全性評価を実施した。蒸気管板に関しては、長時間の温度変動がないため、厳しいたが締め応力は発生しない見通しが得られたことから、構造健全性は確保可能と評価した。給水管板に関しては、厳しいコールドショックによるたが締め応力が生じるが、許容繰返し数は類似事象も含めた想定回数よりも十分多いことから、構造健全性は確保可能と評価した。

## (b) 製作性

**長尺 2 重伝熱管の製作性:**2 重伝熱管に関しては、その素管製作性、2 重管加工の実績が無いことため試作試験により製作性を確認した。<sup>3.1-15)</sup>

素管の試作試験では、外径及び肉厚要求を満足する 17m 長の素管を歩留まり 95%以上で製作できたことから、脱スケール処理及び潤滑処理、並びに内外面研磨に関する実機長を製作する設備設計時に考慮すべき事項は存在するが、素管の製作性は有すると評価した。2 重管加工試験では、2 重管の加工が可能で冷間加工時の縮管ダイスと伝熱管の焼付きの有無を課題と設定した。試

作試験の結果、目標とする寸法・内外管面圧の 2 重管を製作可能であると評価した。この結果から、曲がり矯正、面圧要求及び検査に関する確認事項と検討課題が存在するが、35m 長尺伝熱管についても、同様の加工条件で目標仕様を満足できると評価した。冷間加工時の焼付きについては、工業的加工速度の試作試験及び解析評価で発生しないことが確認された。これらのデータを基に、35m 長 2 重管は製作性を有すると評価した。2 重管製作のための製造設備としては、既存設備最長の 17m 級素管を 35m へ抽伸し、2 重管加工する設備及び原子力級品質の検査設備、その他インフラ設備への投資と立地検討が必要であり、ユーザの視点からは、2 重伝熱管の面圧とギャップの加工条件による保証及び 60 年のリラクゼーションを考慮した面圧設定の困難さに対する懸念がある。

**厚肉管板の製作性:** 厚肉大型の改良 9Cr 鋼製大型鍛鋼品(実用炉 250ton)の製作性に関し、鋼塊の製作過程での微量成分偏析による強度低下と、厚肉鍛鋼品の強度確保を課題と設定し、試作試験及び ESR 凝固シミュレーションによる製作性評価を実施した。製作性評価の結果、実用炉 SG 管板には、ESR 技術を適用することで、200 から 250ton の鋼塊を適用できると評価した。材料強度については、熱履歴解析とこれまでの試作データをもとに適用可能な強度を評価し、成立性を有すると判断した。以上により、鋼塊が 200ton に制限されたとしても、伝熱管長を 5m 程度長尺化する等の設計変更で対応できることから、厚肉管板は製作性を有すると評価した。ただし、国内ミルメーカーの現有設備で ESR の最大容量は  $\phi 1800\text{mm}$ 、100ton であることから、200~250ton 鋼塊の製作には製作設備の開発・投資が必要である。

#### (c) 運転・保守性

**想定規制要求検査への対応性:** 蒸気発生器において構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡することで、ナトリウムバウンダリに貫通が生じるとしても不安定破壊に至ることはなく、漏えいの形態をとり、それを検知してプラントを安全に停止することが可能であると考えられることから、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視により健全性維持可能と評価した。

伝熱管、管-管板接合部については、毎定検、体積検査を実施することにより健全性を維持する。内外管の欠陥、バッフル板の存在及び管-管板継手部の欠陥が毎定検での検査項目、内外管ギャップの検査が標準外定検で実施する検査項目である。伝熱管の体積検査手法である RF-ECT(マルチ式)については、き裂状欠陥の検出性が未検証であり、実環境下での運用も考慮すると比較的高い技術ハードルを有することが課題であるが、点検期間は定検工程内で実施できる。RF-ECT(マルチ式)の検出性が検証途上にあることを踏まえ、内外管のき裂検出等を UT とする場合は、プラント定検工程のクリティカルパスとなることから、定検工程が長くなる。UT 点検期間短縮の方策として、2 種の欠陥を同時検出可能とする等の技術開発が必要である。以上により、伝熱管の体積検査手法に関しては、RF-ECT(マルチ式)が比較的高い技術ハードルを有することが課題である。また、RF-ECT(マルチ式)の検出性に見通しが無い場合には、定検工程が長くなることから、UT の点検期間を短縮するために検査速度を向上させる方策についての開発課題を有する。その他の検査については対応可能と評価した。

以上のことから密着 2 重管 SG については、技術的には採用可能と評価するが、破損伝播防止シナリオの許認可性見通し、実機長さ(35m)の 2 重管と実用炉の管板用厚肉鍛鋼品の製造設備建設

に大規模な投資が必要なこと、及び 2 重管の検査技術に開発課題が残されていることから、比較的高い開発リスクを有していると考えられた。

## ii. 代替技術の検討

長尺密着 2 重伝熱管と管板用厚肉鍛鋼品の製作リスク、及び 2 重管の検査技術の開発リスクを低減するため、代替技術を検討した。

### (a) 長尺密着 2 重伝熱管の製作リスク及び検査技術開発リスク低減のための代替技術

長尺密着 2 重伝熱管の代替技術として、改良 9Cr 鋼伝熱管(単管)の外周に別構造のオーステナイト系鋼(SUS321)のウェステージ防護管を設置する防護管付伝熱管を検討した。<sup>3.1-16)</sup>

防護管付伝熱管は、伝熱管の外側に、ナトリウムで満たされた間隙部を挟んで耐ウェステージ性が高い材料で構成した防護管を設置し、破損伝播防止、水リークの影響範囲限定化を狙った概念である。伝熱管の外周に Na で満たされたギャップを挟み防護管を設置することから、伝熱特性が複雑化する。伝熱特性について、今後確認が必要であるが、ギャップ部の Na は微量流量で流れる層流の熱伝達となり、2 重伝熱管内外管界面の接触熱抵抗と比較して良好な伝熱性能が期待される。ただし、防護管が改良 9Cr 鋼より伝熱性能が劣るオーステナイト系鋼であることから、SG としての全体の伝熱面積としては若干増加する。伝熱管と防護管の製造設備について、防護管は現有設備で対応可能であり、伝熱管は 17m 級の改良 9Cr 鋼単管を管-管溶接により長尺化することから、現有設備に対し検査設備等の一部改造により対応可能である。また、組立性の課題はほぼない。伝熱管の検査については単管であることから、2 重管のような困難性はない。一方、破損伝播防止の観点で防護管の検査技術開発、リーク時の事象推移の確認に課題があるが、防護管の存在を安全評価上は想定しない、等の保守的な想定をしても安全ロジックは成立することから、設計成立性は有すると評価した。その上で、実質的には防護管により破損伝播防止可能で、適切な資産保護性能を持つ概念と評価できる。

以上の評価結果より、防護管付伝熱管は成立性が見込めること、目標とする資産保護性を有することから採用可能であると評価した。

### (b) 実用炉規模の管板用厚肉鍛鋼品の製作リスク低減のための代替技術

管板用厚肉鍛鋼品の製作リスク低減のための代替技術としては、2 分割 SG により管板用鋼塊重量を低減する方策を検討した。2 分割 SG を導入する上での技術的課題は軽微であり技術的成立性は見通せること、国内の現有設備で管板用厚肉鍛鋼品の製作が可能であることが分かった。しかしながら、1 基/ループに比較して物量は約 10%増加し、建屋容積は約 7%増大することから建設コストは増大する。

以上の評価結果より、技術的成立性を有し、経済性に優れる 1 基/ループを主概念として採用する。2 分割 SG に関しては、将来の大型鍛鋼品製造設備への投資リスクに対応し、技術的課題が軽微で追加の研究開発が不要であることからフォールバックオプションとする。

### ③判断結果

技術評価では伝熱管に関して、長尺密着2重管と防護管付伝熱管がともに技術的には採用可能と評価された。これらの技術に関しては実証炉への適用技術としてはともに成立性を有するものの、2025年に運転開始を計画している実証炉を適用対象と考える場合、その実現性には差異がある。そこで、これらの技術に関しては、以下のプロジェクト運営上の評価視点で比較した。

#### (a) 工業的実現性(施設整備に関わる時間や費用)

実証炉に向けて、新材料や、新型伝熱管、大型鍛造品等の構造部材を工業的に生産する際の開発リスクを評価

#### (b) 代替案を採用した場合の経済性への影響

プラント建設費に対する影響を評価

#### i. 伝熱管選定の判断

密着2重伝熱管については、上記(a)の視点では伝熱管を製作する新規設備に大規模な初期投資が必要であり、実証炉のために設備投資することは困難であること、更に、2重管の破損伝播防止シナリオにおいて、内外管同時破損の排除に対する許認可上の見通しを得る段階に至っていないこと、及び定検工程を短縮できるRF-ECT(マルチ式)のき裂検査性が見通せていないことから、採用上の懸念があると評価した。一方、代替技術である防護管付伝熱管では、伝熱管は現存設備に対し検査設備等の一部追加・改造により製作可能で、防護管は現存設備で製作可能であり、工業的実現性は高いと評価した。

(b)の視点から、防護管付伝熱管の建設コストに与える影響を評価した結果、SG製作コストは同程度であると評価された。

以上の評価の結果、現時点では実証炉段階での工業的実現性が見込まれる防護管付伝熱管を選定した。一方、検査性に不確かさが残り、実証炉段階での工業的実現性に課題が残る密着2重伝熱管は代替技術とした。

## (7) 自然循環除熱式崩壊熱除去システム

### ① 革新技術概要

JSFRの崩壊熱除去系は、完全自然循環方式の採用を志向している。これは、ポニーモータ等の動的機器へ依存しない崩壊熱除去系とすることによって、安全性・信頼性を確保するとともに、さらには、非常用電源設備の合理化により、経済性を高めることを狙いとしている。

本技術の課題は、自然循環除熱による安全性・信頼性の確保、及びJSFRに適用予定の具体的な除熱システムとして直接炉心冷却系(DRACS)×1システムと1次系共用型補助炉心冷却系(PRACS)×2システム(図3.1-11<sup>3.1-17</sup>参照)による自然循環除熱に適した系統構成の設計成立性である。

自然循環除熱による安全性・信頼性の確保では、新技術である自然循環除熱によって、事故時や崩壊熱除去系の故障を含めた種々の運転状態において除熱性が確保される必要があり、安全上の要求を満たす見通しがあることを示す必要がある。また、多様性・多重性を考慮したシステムとし、崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)の発生頻度を $10^{-7}$ /炉年以下であることを確率論的安全評価(PSA)結果に基づき示す必要がある。

自然循環除熱に適した系統構成では、PRACS と DRACS の組合せによる 1 次系内の流動が安定した過渡挙動を示すことを確認する必要がある。また、自然循環時においても 2 次的な流れの影響が小さく、安定した流動が確保されることを確認する必要がある。さらに、個別の機器性能として、DHX・PHX の自然循環時の除熱性能を評価し、安全評価の妥当性(崩壊熱除去系のシステム成立性)を確認する必要がある。

## ② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、評価の全体概要は、表 3.1-13 に示すとおりである。

### (a) 設計成立性

**崩壊熱除去特性評価の成立性:**原子炉トリップ後の崩壊熱除去の観点から、炉心冷却に対して厳しくなると考えられる設計基準事象での異常事象の安全解析評価を実施した<sup>3.1-18)</sup>。評価の結果、摘出したすべての異常・事故事象に対して、安全性の判断基準を満たすことを確認できたので、問題ないと判断した。

上記の評価手法として、1 次元の解析手法及び 3 次元で扱う詳細な自然循環解析手法開発を進めている。1/10 システム水試験と比較した結果、現状の安全評価で用いられている 1 次元評価手法は、1 次系内で発生する自然循環流量及び炉容器出入口温度の過渡挙動を良好に予測可能であることが検証された。また、3 次元評価手法についても、極めて良好に予測可能であることが確認された。

**崩壊熱除去系の信頼性:**JSFR の安全性設計要求においては、炉心損傷頻度は  $10^{-6}$ /炉年未満及び格納容器機能喪失頻度は  $10^{-7}$ /炉年未満の両者について満足することが求められており、そのため、PLOHS 事象の発生頻度を  $10^{-7}$ /炉年以下を目標として JSFR に対して PSA を実施した<sup>3.1-19)</sup>。その結果、PLOHS 発生頻度は目標値に対して 1 桁低いと評価されたので、問題ないと判断した。

**DRACS 用熱交換器(DHX)の除熱性能の成立性:**DHX の自然循環時の除熱性能について、外部電源喪失時の 3 次ピークを対象とした 1 次側圧力損失及び伝熱面積を評価した結果、圧力損失及び伝熱面積は、10%以上の余裕を有しており、所定の除熱性能を確保できることから、問題ないと判断した。

**PRACS 用熱交換器(PHX)の除熱性能の成立性:**PRACS 熱交換器部分は、外部電源喪失時の 3 次ピークを対象とした 1 次側圧力損失及び伝熱面積計算を評価した結果、圧力損失及び設計伝熱面積は裕度を有しており、所定の性能を確保できることから、問題ないと判断した。

### (b) 製作性

**改良 9Cr 鋼薄肉管(DHX、PHX 伝熱管)の製作性:**DHX 及び PHX の薄肉伝熱管について、これまでの SG 伝熱管の試作結果から、製作性を評価した。外径と肉厚の比は、PHX 及び DHX 伝熱管の方が SG 伝熱管よりも厳しいため、製作工程について机上検討を実施した結果、SG 伝熱管で実績のある加工度で目標外径・肉厚を達成可能と判断した。

(c) 運転・保守性

**全ループサイフォンブレイク時の崩壊熱除去の成立性:** 炉心安全性の裕度を確認するため、炉停止後の1次系配管全数サイフォンブレイク時の崩壊熱除去特性を解析した。外部電源喪失後約 24 時間での1次系配管全数サイフォンブレイクに対して、冷却材最高温度は定格運転温度(550℃)以下で炉心冷却が十分可能であることを確認できたので、問題ないと判断した。

**想定規制要求検査への対応性:** ISI は、崩壊熱除去系を構成するナトリウムバウンダリ及びカバーガスバウンダリについては連続漏えい監視、エンクロージャについては漏えい試験とした。検査部位の多いナトリウムバウンダリの検査については、崩壊熱除去系にかかる負荷回数を安全側に適切に設定することで、貫通き裂が生じるとしても不安定破壊に至る前に漏えいを検知して必要な措置を実施することが可能な見通しが得られたことから、連続漏えい監視で検査に対応可能である。ISI 以外(定期事業者検査、保安規定)の検査としては、主に動的機器(ダンパ)の機能試験を実施するが、これらの検査は検査可能である。

③ 判断結果

革新技術採用に伴う課題について検討した結果、崩壊熱除去に関する安全設計や熱交換器の除熱性能の成立が見込まれ、9Cr 鋼製熱交換器の製作性及び運転・保守性が確保できるので採用する。

(8) 簡素化燃料取扱いシステム 3.1-20, 21 22, 23)

① 革新技術概要

燃料取扱いシステムは、新燃料受入・貯蔵、使用済燃料取扱・貯蔵、破損燃料取扱・貯蔵を行う設備である。実用化戦略調査研究(FS)における検討で水プール直接貯蔵方式と炉外燃料貯蔵方式の比較評価を実施した上で、従来方式を踏襲し炉外燃料貯蔵槽(EVST)を設置して高発熱使用済燃料の崩壊熱冷却、破損燃料貯蔵、燃料交換時の新燃料貯蔵設備として活用する構成としている(図 3.1-12 参照)。「もんじゅ」及び電力実証炉と比較すると実用炉は集合体寸法、燃焼度が増加し、それらに起因して使用済燃料発熱量が増加している。また、取扱集合体数も多いため貯蔵施設の容量も大幅に増加する。MA 含有燃料の取扱いの観点からは、使用済燃料だけでなく、新燃料も発熱量や放出放射線量が従来のウラン - プルトニウム燃料以上に大きくなるため、新しい新燃料取扱及び輸送の概念を検討している。燃料取扱いシステムの設計ではこれらの検討条件を踏まえた上で、建設費低減、システム簡素化、廃棄物低減、稼働率向上の観点から革新技術を取り入れ簡素なシステムを目指している。基本的には従来炉の機器構成をベースとしているため従来技術の延長で成立性を見通すことができる部分も多く存在するため、採否評価としては従来技術の延長に無い技術の課題解決見通し及び革新技術が採用できない場合の全体システムへの影響の大きさの観点から成立性を評価すべき下記の対象機器を選定して検討を行っている。

- ・ 新型燃料交換機: 新型燃料交換機は「(3)コンパクト化原子炉構造」のところでも述べたようにコンパクトな原子炉容器を成立させるために必須の技術となっている。新型燃料交換機は炉上部機構の切込部において動作するため(図 3.1-12 参照)、地震時の炉上部機構との干渉回避、位置決め精度、固着時の対応について成立性を見通す必要がある。
- ・ 燃料移送系(2 集合体移送ポット): 2 集合体移送ポットは燃料交換時間短縮による炉停止期間短

縮(稼働率向上)を成立させるために必要な技術である。また、移送ポットの寸法及び冷却方式は原子炉構造にも影響を及ぼす。実用炉の使用済燃料集合体の発熱量は大きくなるため事故時の移送ポットの除熱性を確認する必要がある。

- ・ 燃料洗浄システム: 乾式洗浄は電力実証炉で採用されているが、燃料集合体の構造を変更(内部ダクト付き)しているため、洗浄後の残存ナトリウム量を早期に試験で確認する必要がある。

また、大きな技術課題はないが下記観点で新燃料輸送キャスク及び EVST について補足的な評価を実施している。

- ・ EVST: 基本的な成立性に問題はないが実用炉では大型化及び地震条件が厳しくなったことにより耐震性を評価する必要があると考えられる。また、EVST の故障は炉停止期間を伸延させるため保守補修対応を評価する必要があると考えられる。
- ・ 新燃料輸送キャスク: 基本的な技術については軽水炉の乾式キャスクから見通すことができると考えられる。ただし、基本的な除熱性能を評価する必要があると考えられる。

## ② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、評価の全体概要は、表 3.1-14 に示すとおりである。

### (a) 設計成立性

簡素化燃料取扱システムは、従来炉の燃料取扱システムと比較して革新技術を取り入れ合理化を図っているため、安全上の問題がないか燃料取扱システム全体として確認するために代表事象を選定し、従来システムと安全性の相違点を評価した。起因事象の摘出及び事象分類を行った結果、簡素化燃料取扱システムの安全評価の代表事象として選定された事象は従来炉で検討されている延長の範囲のため大きな課題はないと判断した。

新型燃料交換機については、設計基準地震動において切込型の炉心上部機構との干渉回避が可能と評価した。また、位置決め精度及び炉内燃料交換速度については実規模気中モックアップ試験により評価した結果、設計要求を満足していることを確認した。また、可動部等の固着が発生する可能性がある部位を抽出し、それらの部位が固着した場合の対応を検討した結果、万が一の固着対応時においても新型燃料交換機はパンタグラフ型を採用しているため設計対応により強制的なアーム開閉が可能であり、復旧のため炉外からのアクセスが必要になるケースは限定される。グリッパが燃料をつかんで固着した場合は炉上部から収納ケースにアクセスして強制的に燃料集合体を切り離す操作が必要になるが、強制切り離しは「もんじゅ」及び電力実証炉において強制切り離し装置の具体化が行われており、対応が可能であると考えられる。

燃料移送系故障時における2集合体ポットの冷却は、同ポット表面からの熱輻射を利用した間接冷却に期待していたが、ポット表面に付着したナトリウムが間接冷却面に付着し、熱輻射を予想以上に低下させる可能性があることがナトリウムポット除熱性能試験により判明した。2 集合体ポットの除熱性については保守的な輻射率により評価した間接冷却と乾式洗浄設備に用いるアルゴンガス系を活用した直接冷却方式を組み合わせることで、同事象時の冷却性を確保できると判断した。

水プールに使用済燃料を裸で貯蔵するための燃料洗浄(水浸漬)システムについては、模擬集合体乾式洗浄試験結果から洗浄後のナトリウム残留量は 400g 以下と評価され、運用上必要な1日2体の使用済燃料受入を考慮しても、水プールの pH 及び電気伝導度を制限値以内で管理が可能な範囲であることを確認し、十分なナトリウム除去を行うことが可能と判断した。試験結果においてドレンのみの場合とアルゴンガスブロー後のナトリウム残留量に有意な差が出ていないが、これは試験に用いたナトリウムの純度が実機条件と同様に高い条件では、ブロー前のドレン(重力落下)によって十分な量のナトリウムが除去されたためと推定しており、乾式洗浄により十分なナトリウム除去を行うことが可能と判断できる。乾式洗浄後は、燃料集合体に蒸気を吹きかけ表面を不活性化し、水プールに直接浸漬させることが可能と判断した。

また、EVST については耐震評価を行い、集合体浮上り、主要部位の応力、スロッシングが許容範囲であることを確認した。新燃料輸送キャスクについてはヘリウムガスキャスクの除熱性能を数値解析により確認し FaCT プロジェクトの検討範囲の MA 含有燃料について対応可能であることを確認した。

#### (b) 運転・保守性

想定規制要求検査、想定自主検査及び想定補修内容については、対応可能であると判断した。なお、ナトリウムバウンダリの検査については、EVST にかかる負荷回数を安全側に適切に設定することで、貫通き裂が生じるとしても不安定破壊に至る前に漏えいを検知して必要な措置を実施することが可能な見通しが得られたことから、連続漏えい監視とした。また、EVST 冷却系については、従来案の EVST 内に冷却コイルを設置する方式でも予備系統を設置することにより想定補修については対応可能ではあったが、各系統独立した補修を可能とするため外置中間熱交換器方式を採用して補修性を改善した。

### ③ 判断結果

革新技術採用に伴う課題について検討した結果、前述のとおり、新型燃料交換機、2 集合体移送ポット、燃料洗浄システムについて成立性が見込めるので採用する。また、EVST 及び新燃料輸送キャスクについて補足評価を行った結果、成立性が見込めるので採用する。

## (9) SC 造格納容器

### ① 革新技術概要

本技術は、鋼板コンクリート造(SC 造:Steel plate reinforced Concrete 造)を格納容器に適用するものである(図 3.1-13 参照)。SC 造は、2 枚の鋼板の間にコンクリートを充填する構造で、鋼板とコンクリートはスタッド鋼材等で結合され、必要に応じて隔壁鋼板やタイバー(鋼棒)で補強される。SC 造は、鋼製部分を予め工場で作成した後に現地へ搬入しコンクリートを流し込むため、従来の鉄筋コンクリート構造で必要であった配筋や型枠作業が要らず、建設工期を大幅に短縮できるので、経済性向上に効果があるとともに、工場製作により品質の向上が期待できる。建設に際しては、鋼製部分を大型の SC ユニットで製作し、現地搬入することにより建設工期の短縮をねらう大型ユニット工法を想定し、経済性を追求している<sup>3.1-24)</sup>。SC 造は、「もんじゅ」の生体遮へい壁や軽水炉の一部の建屋構造に採用

されている実績があるものの、これを高速炉の格納容器として採用する際には、建設工期短縮のキーとなる大型ユニット工法の成立性に加え、格納容器への適用に伴う高温条件下での主機器の支持及び自立機能の確保、ならびに、バウンダリ機能の確保を評価することが必要である<sup>3.1-25)</sup>。また、格納容器への SC 造適用については、規格基準が整備されていないので、整備の見通しを評価する必要がある。

## ② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、評価の全体概要は、表 3.1-15 に示すとおりである。

### (a) 設計成立性

設計成立性では、支持及び自立機能の確保、バウンダリ機能の確保、及び、技術規格(案)の整備について評価した。

設計基準事象に対し設定した評価条件(200°C100 時間継続)での健全性を解析評価した結果、SC 躯体のひずみや応力、鋼板のひずみは許容値を下回っており、格納容器の健全性(支持機能、バウンダリ機能)は確保できることを確認した。設計基準外事象(炉心損傷や 1 次冷却系配管大口径破損事象等)については、再臨界回避技術の採用や外管等の二重バウンダリ構造の採用により、格納容器の評価条件とならないことを確認した。しかしながら、本原子炉はナトリウム冷却高速増殖炉であり、また、格納容器が放射性物質閉じ込めの最終障壁であることを考慮して、設計者の判断として、格納容器の裕度を確認することとし、格納容器内での仮想的なナトリウム燃焼に対し設定した評価条件(700°C20 分継続後緩やかに冷却)を想定し、評価を実施したところ、格納容器の健全性(支持機能、バウンダリ機能)は確保できることを確認した。

技術規格(案)については、規格策定のロードマップを作成し SC 造格納容器規格骨子案を整備することにより整備の見通しを得た。

### (b) 製作性

製作性については、大型ユニット工法の成立性を評価した。大型ユニット工法として、一体化ユニット案(現地の岩盤レベルが浅く、特殊車両により大型 SC ユニットの搬入可能な場合)と分割ユニット案(現地の岩盤レベルが深く、特殊車両による大型 SC ユニットの搬入が不可能な場合で、ユニットをさらに分割クレーンで吊り込む工法)について、建設手順を整理した結果、既存技術レベルで対応可能であり、技術的問題がないと評価した。また、試験期間を含めた建設工期は、従来工法の約 46 ヶ月に対し、一体化ユニット案では約 37 ヶ月、分割ユニット案では、約 40 ヶ月に短縮されると評価した。

### (c) 運転・保守性

想定される各種検査及び補修には対応可能であり、アクセス性も問題ないと評価した。

③ 判断結果

SC 造格納容器の採用に伴う課題について検討した結果、前述のとおり、設計成立性、製作性及び運転・保守性の観点から成立性が見込めるので採用する。

(10) 高速炉用免震システム

① 革新技術概要<sup>3.1-8)</sup>

高速炉の原子炉容器は、低圧・高温のため薄肉構造となっており、耐震性向上のための板厚の増大は熱応力の増加を招く。そのため、免震システムを採用して作用する地震荷重を低減させることとした。

一方、地震条件は、図 3.1-14 に示すように中越沖地震等を考慮して、検討当初から大幅に増大し、既往の上下周波数が 14Hz の免震システムでは原子炉容器の耐震評価が成立しなくなった。そこで、既往の免震システムの技術の延長線上で性能を更に向上させた「高速炉用免震システム」を検討した。この高速炉用免震システムは、単層厚さ約 30mm の厚肉積層ゴム及びオイルダンパを採用することにより、水平免震周期及び上下周期を長周期化(14Hz→8Hz)する。特に上下方向の入力地震荷重の低減を狙ったシステムである。この高速炉用免震システムを採用したときの原子炉容器据付位置の床応答スペクトルは、図 3.1-15 に示すようになり、既往の免震システムと比較し、原子炉容器の固有周期帯で水平方向が 75%、上下方向が 40%と大きな低減を見せた。

② 主候補技術を中心とした評価

上記の革新技術に対して実施した主な評価結果を以下に示す。なお、評価の全体概要は、表 3.1-16 に示すとおりである。

(a) 設計成立性

**免震性能:** JSFR 設計用地震条件に基づき、原子炉構造据え付け位置の床応答曲線を作成した結果、水平方向の加速度が  $4\text{m/s}^2$ 、上下方向の加速度が  $30\text{m/s}^2$  となり、設計要求である水平方向の加速度が  $4.5\text{m/s}^2$  以下(原子炉容器の座屈評価の裕度を 1.3 倍程度確保できる加速度の目安)、上下方向の加速度が  $35\text{m/s}^2$  以下(燃料集合体の飛び上がりの評価を満足する目安)を満足することから、耐震評価上厳しい原子炉構造について耐震性が成立することを確認した。

**配置性:** 原子炉建屋総重量と免震建屋及び耐震建屋間の渡り配管の変形量の制限から積層ゴムとオイルダンパの必要数量を検討し、これらの配置性を評価した。その結果、積層ゴムとオイルダンパの配置は、免震指針適合性及び保守性を確保していることを確認した。

**積層ゴム・オイルダンパの適用性及び指針・基準類の適用見通し:** 積層ゴムは、目標とする免震周期を満足する設計が可能であり、オイルダンパは、設計要求を満たす仕様の製品が実現可能である。現状の指針類は、本システムを想定したものでないので、適用するためには、今後改訂が必要であるが大きな問題はないと考える。以上から設計成立性が見込めると判断した。

(b) 製作性

積層ゴム及びオイルダンパは、従来の製造実績から判断して製作は可能であると判断した。

(c) 運転・保守性

想定規制要求検査、想定自主検査、想定補修内容への対応性及びアクセス性は確保されており、運転・保守性は得られていると判断した。

③ 判断結果

革新技術採用に伴う課題について検討した結果、高速炉用免震システムは、前述のとおり成立性が見込めるので採用する。

### 3.1.2.3 プラントの経済性について

(1) 建設費評価

上述した判断結果を反映した実用炉の概念設計結果(リファレンスプラントという)を対象にプラント建設費を算定した。評価では、米国で整備された軽水炉の経済性評価データベースや評価手法を基に開発した SCALLE コード<sup>3.1-26)</sup>を用い、JSFR 特有の機器については、その製作方法を基に単価設定を見直すなどした。評価の結果、習熟後の建設中利子を含まない建設単価(NOAK オーバーナイトコスト)は約 18 万円/kWe となり、経済性の目標(12 万円/kWe:NOAK オーバーナイトコスト)を上回った。また、FOAK の建設中利子込の建設単価は、約 25 万円/kWe となった。(表 3.1-5) NOAK オーバーナイトコストは、開発目標に比べ 5 割程度高くなったものの、最新の国内軽水炉約 25 ~29 万円/kWe(建中利子含む NOAK コスト相当)に比べ 3~4 割程度低くなっており、今後の軽水炉の更なるコストダウンを考慮しても、将来における基幹電源として競合できる経済性を有するものと判断した。

また、革新技術採用による経済性向上効果について評価した結果を表 3.1-6 に示す。

(2) 判断結果

本評価に使用した手法と、電力実証炉で使用した CCC コード<sup>3.1-27)</sup>を比較評価し、建設費で±10% 程度以下の差異しか生じないことを確認しており、上記評価結果については、現在の設計進捗の程度を前提とすると、現時点においては概ね妥当なレベルであると判断した。

### 3.1.3 全システム試験の要否に関する評価

(1) 論点の概要

全システム試験とは、原子炉の全系統(原子炉容器~配管~ポンプ組込型熱交換器~配管~SG~水・蒸気系)の縮尺モデルを試作・接続し、熱流動、特に機器間相互の影響を見る大型ナトリウム試験であり、熱出力については 5~10 万 kW 程度が想定された。

FaCT プロジェクト開始時点の関係五者における議論においては、実証炉の信頼性確保の観点から、全システム試験の実施が必要であり、可能な限り大きな熱出力で実施すべき、との意見と、実証炉の信頼性が機器開発試験、システム試験及びシミュレーションの組合せで確保でき、開発期間や費用の観点から全システム試験実施が不要となる可能性がある、との意見が出された。

本論点の判断には、要素技術開発や機器開発試験(ナトリウム試験、水試験)において得られるコード(シミュレーション)検証データならびに機器や構造相互の熱的な干渉の可能性を判断するデータが

必要とされた。一方で、全システム試験を実施する場合、本データを基本設計に反映することとなるが、設計及び施設建設に 3 年程度、有効な試験データの取得には最低 1～2 年を要することから、予算要求等のタイミングを考慮して、2010 年頃までに判断することが必要と判断された。

## (2) 評価結果

### ① 機器・システムに関する技術実証方針と試験計画の妥当性

JSFR の各機器・システムについて、技術実証項目を抽出し、各項目の実証方策を検討した。それにより、2010 年以降の技術実証(設計成立性の実証、性能実証)のための試験計画の設定根拠の妥当性を評価した。その結果、試験計画は、各機器及びシステムに関する試験項目を網羅的に抽出したものであり、これらの試験計画は試験項目として適切と判断した。今後、その試験の規模について、実機への外挿性を考えた時の充分性については検討が必要である。

### ② 「もんじゅ」建設時の R&D 経験を踏まえた試験計画の妥当性

「もんじゅ」建設時には、実験炉「常陽」からのスケールアップ等の観点から種々の試験が実施されており、それらとの比較から、JSFR 試験計画の妥当性を評価した。その結果、JSFR の試験計画は、「常陽」からのスケールアップ等に関する「もんじゅ」開発経緯と比較しても十分な規模の試験を計画しており、計画は妥当と判断した。

## (3) 判断結果

2015 年の実証炉及び実用炉の仕様決定、技術体系の整備に向けて、革新機器や構造部位での熱流動挙動(自然循環熱流動を含む)、流力振動問題、革新機器の性能確認と技術実証のために、様々なスケールの水流動試験やナトリウム試験が必要である。実証炉の基本設計に入るまでには、実寸長のポンプ軸や SG 伝熱管を組み込んだ大型ナトリウム試験装置を用いたシステム試験が計画されている。

しかしながら、これらの試験によって、評価手法等に関する検証性が確保されるか、また、許認可に必要な情報やデータが十分に蓄積できるか否かについては、現時点で確定することが困難である。

一方、全システム試験を実施する場合、試験計画の策定には実証炉の概念設計がほぼ取り纏められていることが必要である。これらを踏まえ試験結果により見通しが得られ、実証炉概念設計がほぼ終了する頃に、同試験の要否を判断することが適切である。

それまでの解析コードの整備状況、それまでの試験及び設計結果に基づき、全システム試験の要否、実施する場合の規模、及び追加実証試験の必要性について判断することとする。

### 3.1.4 実証炉の出力／基数に関する評価

#### (1) 論点の概要

2007 年に行った五者による論点整理の際には、商業炉に向けた実証ステップについて、

- ① 75 万 kW クラス炉→商業炉(150 万 kW クラス)  
(炉を 1 基建設する案)

② 50～60 万 kW クラス炉→100 万 kW クラス炉→商業炉(150 万 kW クラス)

(炉を 2 基建設し段階的に大型化する案)

の 2 つの選択肢が提示された。

上記の議論においては、ナトリウム試験やシミュレーションで 75 万 kW 程度の実証炉の信頼性は確保できるため、開発期間や費用の観点から①案とすべき、という意見と、軽水炉導入期の大型化ステップを参考にすれば、信頼性確保のためにはループ熱容量で 3 倍程度、電気出力で 1.5～2 倍程度の範囲とすることが望ましい、として②案を支持する意見が出された。また、150 万 kW 程度の商業炉に向けて経済性・信頼性を実証するためには、実証炉は 70 万 kW 程度以上の規模が必要、との意見も出された。

(2) 評価結果

以下の評価の結果、実証炉の出力については、「技術実証性の視点」から 75 万 kWe に優位性が見出せること、更に他の技術的視点については、クリティカルな事項はないと評価されたことから、75 万 kWe に暫定することが、適当であると考えられる。

また、実用炉(150 万 kWe)に至るまでの基数の暫定については、技術的視点からはクリティカルとなる事項はなく、開発費用、技術伝承性、国際協力、リスク分担といった「その他の観点」から総合的な判断を行うことが適当であると評価した。

① 実証炉出力と革新技术の実証性

実証炉出力が 50 万 kWe 及び 75 万 kWe の各々において、実用炉(150 万 kWe)へ採用する革新技术の技術実証性に差異があるかどうかについて、13 の革新技术毎に比較評価した。

その結果、150 万 kWe 大型炉(実用炉)に対する「各革新技术の実証性」に関しては、出力の大きい 75 万 kWe の方が出力の小さい 50 万 kWe に比べ、優位性があると考えられる項目があることが現時点で判明しつつあることから、「技術実証性の観点からは、75 万 kWe の方に優位性がある」と評価した。

② 大型化に伴う実証炉機器・構造の製作性及び大型化に伴うリスク分析

i. 機器・構造の製作性に関するリスク

「もんじゅ」出力から実証炉の出力に依存して主要機器が大型化することに関するリスクに関して製作性の観点から検討、評価を行った結果、現時点では、50 万 kWe と 75 万 kWe との間では明確な差異は見出せておらず、商業炉に至るまでの炉の基数の考え方に対しても、直接的には影響を与えないものと評価した。

ii. 大型化に伴うプラント設計に関するリスク

大型化に伴う顕著なリスクが内在するか否か、さらに内在する場合、実証炉出力(50 万 kWe 及び 75 万 kWe)の相違による差異があるか否かについて比較評価した結果、現時点では、特筆すべきものは見出せなかった。

### ③ 「もんじゅ」及び実証炉の運転・保守に関する知見等の反映

「もんじゅ」の知見を実用炉へ反映する観点から、「炉を 1 基建設する案」と「炉を 2 基建設し段階的に大型化する案」を比較・評価した結果、「もんじゅ」成果は、現状の計画において、実証炉に反映が可能あり、かつ、それらは、出力・基数に影響を与えるものではないことが評価された。また、両案ともに、先行する軽水炉の運転経験の反映が可能であり、これらの事項は、実証炉の出力・基数の判断の観点からクリティカルとはならないと評価した。

### (3) 判断結果

実証炉出力と革新技術の実証性の関係性、大型化に伴う機器・構造の製作性、及び大型化に伴うリスク分析、「もんじゅ」の運転・保守・補修性に関する知見の反映可能性について整理した。また、開発費用の概略見通し、設計・製作・建設技術の維持・伝承性、国際協力、及びその他のリスクについても検討を加えた結果、実証性について、ポンプの水力部特性、炉内のプレナム部の流動特性及び制御棒のバンク運用方式の観点からは、50 万 kWe に比べ 75 万 kWe の方が実証性の点で優位と評価された。また、その他評価事項については、有意な差はなかった。

以上の評価結果から、実証炉の出力は 75 万 kWe が適切であり、商業炉までの基数は 1 基とすることが合理的であるとの暫定的な判断を行った。実証炉に続く商業炉の導入時期については、「原子力立国計画」に提示されているように、技術動向、ウラン需給動向や国際情勢等原子力を取り巻く環境等の変化を踏まえて対応できるよう柔軟性をもたせることとし、これらにも対応できるよう研究開発等必要な対応を進めておくべきであり、その際、技術・ノウハウの次世代への継承を確実に行うとの視点も重要である。

#### 3.1.5 まとめ

これまでの研究開発成果を踏まえて革新技術課題の評価を行うとともに、開発リスク等の観点から代替技術の検討も併せて実施し、採否を評価した。その結果、「安全性向上技術」、「9Cr 鋼製大口径配管を用いた 2 ループシステム」、「自然循環除熱式崩壊熱除去システム」、「簡素化燃料取扱いシステム」、「SC 造格納容器」、「高速炉用免震システム」については、採用と判断した。また、「コンパクト化原子炉構造」については、当初検討していた炉容器内面にサーマルライナのみを設けたホットベッセル概念に対して、炉容器に接するナトリウム液位を一定に保つことのできるナトリウムダム付ホットベッセル概念を採用した。「ポンプ組込型中間熱交換器」については、採用と判断した。「直管 2 重伝熱管蒸気発生器」については、現時点では伝熱管として防護管付伝熱管を採用し、長尺密着 2 重伝熱管を代替技術とした(管板用厚肉鍛鋼品製作設備に対する投資リスク低減策として 2 分割 SG をフォールバックオプション(R&D 不要)とした)。「高燃焼度炉心・燃料」の被覆管材料については、段階的に検討評価を行い、最終的に代替材の要否を含め被覆管材料を選定することとした。全システム試験の要否については、実証炉概念設計がほぼ終了する頃にそれまでの開発成果を踏まえて判断することとした。実証炉の出力／基数については、実証炉の出力は 75 万 kWe が適切であり、商業炉までの基数は 1 基とするのが合理的な計画であるとの暫定的な判断を行った。実証炉に続く商業炉の導入時期については、「原子力立国計画」に提示されているように、技術動向、ウラン需給動向や国際情勢等原子力を取り巻く環境等の変化を踏まえて対応できるよう柔軟性をもたせることとし、これらにも対応できるよう研

究開発等必要な対応を進めておくべきであり、その際、技術・ノウハウの次世代への継承を確実に行うとの視点も重要である。

参考文献

- 3.1-1) 大久保努 他: “高速増殖実証炉に向けた炉心概念検討 –(1) 全体概要–”, 日本原子力学会「2010 年秋の大会」予稿集, p.30 (2010).
- 3.1-2) 皆藤威二 他: “JSFR 実用炉の概念設計 –(3) 高燃焼度炉心・燃料–”, 日本原子力学会「2010 年秋の大会」予稿集, p.09 (2010).
- 3.1-3) S. Nakanishi, et al.: “Development of Passive Shutdown System for JSFR,” Nucl. Technol., 170, 1, pp.181-188 (2010).
- 3.1-4) 日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 技術検討書 –(1)原子炉プラントシステム–” JAEA-Research 2006-042.
- 3.1-5) 日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究開発” 「FaCT セミナー 国家基幹技術としての開発」開催結果及び資料集」 JAEA-Review 2008-009.
- 3.1-6) I. Sato, et al.: “Elimination of Severe Recriticality Events in the Core Disruptive Accident of JSFR aiming at In-Vessel Retention of the Core Materials,” Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09), IAEA-CN-176-03-23P, Kyoto, Japan (2009).
- 3.1-7) Eto, et al.: “Conceptual Design Study of JSFR (2) – Reactor System –,” Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09), Kyoto, Japan, No. IAEA-CN-176-08-11P (2009).
- 3.1-8) Okamura, et al.: “Seismic Isolation Design for JSFR,” Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09), Kyoto, Japan, No. IAEA-CN-176-08-28P(2009).
- 3.1-9) Takashi Wakai, Yuji Nagae, Takashi Onizawa, Satoshi Obara, Yang Xu, Tomomi Ohtani, Shingo Date, Tai Asayama: "Creep Strength Evaluation of Welded Joint Made of Modified 9Cr-1Mo Steel for Japanese Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR)," ASME PVP2010-26014, Bellevue, WA, USA(2010).
- 3.1-10) H. Yamano, S. Kubo, K. Kurisaka, Y. Shimakawa, H. Sago: “Technological Feasibility of Two-Loop Cooling System in JSFR,” Nuclear Technology, 170,1, pp. 159-169 (2010).
- 3.1-11) Takashi Wakai, Hideo Machida, Yasuhiro Enuma, Tai Asayama, :“Development of LBB Assessment Method for Japanese Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR) Pipes: Part 1--Study on the Premise for the Standardization of Assessment Procedure,” ASME PVP2010-25243, Bellevue, WA, USA (2010).
- 3.1-12) Takashi Wakai, Hideo Machida, Shinji Yoshida, Yasuhiro Enuma, Tai Asayama: “Development of LBB Assessment Method for Japanese Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR) Pipes: Part 3--Fracture Assessment Methods Considering

- Compliance at a Crack Part, " ASME PVP2010-25244, Bellevue, WA, USA (2010).
- 3.1-13) Takashi Wakai, Hideo Machida, Manabu Arakawa, Yasuhiro Enuma, Tai Asayama, "Development of LBB Assessment Method for Japanese Sodium Cooled Fast Reactor (JSFR) Pipes: Part 2--Crack Opening Displacement Assessment of Thin Wall Pipes Made of Modified 9Cr-1Mo Steel," ASME PVP2010-25249, Bellevue, WA, USA (2010)
- 3.1-14) Hiramatsu. T., et al., "Ultrasonic Flowmeter for JSFR," IAEA-CN-176-02-11P, FR-09, Kyoto, Japan (2009).
- 3.1-15) Kurome, et al., "DEVELOPMENT OF THE MAIN COMPONENTS FOR JSFR," 2010 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '10), San Diego, USA, Paper 10247(2010).
- 3.1-16) Futagami, et al., "A Study on LMFBR Steam Generator Design without Tube Failure Propagation in Water Leak Events," 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '09), Tokyo, Japan, Paper 9169( 2009).
- 3.1-17) 日本原子力研究開発機構: "高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)ーフェーズ I 中間取りまとめー" JAEA-Evaluation 2009-003.
- 3.1-18) H. Yamano, et al., "Technological Feasibility of Two-Loop Cooling System in JSFR" Nucl. Technol. 170, 1, pp.159-169 (2010).
- 3.1-19) Kurisaka, K., "Probabilistic Safety Assessment of Japanese Sodium-cooled Fast Reactor in Conceptual Design Stage," *Proc. 15th Pacific Basin Nuclear Conf.*, No.326, Sydney, Australia (2006).
- 3.1-20) 日本原子力発電株式会社, "平成 18 年度, 文部科学省 原子力システム研究開発事業 燃料取扱い系システムの開発 成果報告書", 平成 19 年 3 月 (2007)
- 3.1-21) 日本原子力発電株式会社, "平成 19 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 燃料取扱い系システムの開発 成果報告書", 平成 20 年 3 月 (2008)
- 3.1-22) 日本原子力発電株式会社, "平成 20 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 燃料取扱い系システムの開発 成果報告書", 平成 21 年 3 月 (2009)
- 3.1-23) 日本原子力発電株式会社, "平成 21 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 燃料取扱い系システムの開発 成果報告書", 平成 22 年 3 月 (2010)
- 3.1-24) Hosoya, et al., "Conceptual Design for Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (4): Developmental Study of Steel Plate Reinforced Concrete Containment Vessel for JSFR", Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plant 2009 (ICAPP09), Tokyo, Japan, Paper 9418(2009).
- 3.1-25) 加藤 他, "Na 冷却高速炉における格納容器設計", 第 15 回動力・エネルギー技術シンポジウム, 東京, F113 (2010).
- 3.1-26) A.Katoh et al., "Development of FR construction cost estimation method in FaCT project", Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09), Kyoto, Japan, No.IAEA-CN-176-01-24P (2009).

- 3.1-27) T. Saito; "Evaluation study on construction cost of FBR", Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, No.18-2, Kyoto Japan(1991).

表 3.1-1 評価対象技術

評価対象技術	反映した研究開発課題
1. 高燃焼度炉心・燃料 (ODS鋼被覆管、内部ダクト付燃料集合体、高性能遮蔽体)	⑦高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発
2. 安全性向上技術 (SASS、再臨界回避技術)	⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却 ⑫炉心損傷時の再臨界回避技術
3. コンパクト化原子炉構造	④原子炉容器のコンパクト化 ⑩保守・補修性を考慮したプラント設計と技術開発 ⑬大型炉の炉心耐震
4. 9Cr鋼製大口徑配管を用いた2ループシステム	①配管短縮のための高Cr鋼の開発 ②システム簡素化のための冷却系2ループ化 ⑧配管2重化によるナトリウム漏えい対策と技術開発
5. ポンプ組込型中間熱交換器	③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発
6. 直管2重伝熱管蒸気発生器	①配管短縮のための高Cr鋼の開発 ⑨直管2重伝熱管蒸気発生器の開発 ⑩保守・補修性を考慮したプラント設計と技術開発
7. 自然循環除熱式崩壊熱除去システム	⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却
8. 簡素化燃料取扱いシステム (新型燃料交換機、2集合体移送ポット、乾式洗浄システム)	⑤システム簡素化のための燃料取扱い系の開発
9. SC造格納容器	⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化
10. 高速炉用免震システム	—

表 3.1-2 炉心・燃料設計検討条件 3.1-1)

項 目		設定内容	
炉心・燃料基本仕様	電気出力/熱出力	1,500 MWe / 3,530 MWt	
	原子炉出口/入口温度	550 °C / 395 °C	
	炉心燃料集合体	改良内部ダクト型集合体	
	炉心材料 [被覆管/ラッパ管]	ODS鋼 / PNC-FMS鋼	
	燃料組成	高速炉多重サイクル TRU [基準] 軽水炉使用済燃料回収 TRU	
炉心性能目標	低増殖炉心	増殖比*1	1.1 程度 [基準] 1.0 程度 [径ブランケットなし]
		取出平均燃焼度 [炉心/全炉心*2]	150 GWd/t程度 / 80 GWd/t程度以上
	高増殖炉心	増殖比*1	1.2 程度
		取出平均燃焼度 [炉心/全炉心*2]	150 GWd/t程度 / 60 GWd/t程度以上
	運転サイクル長さ*1	24ヶ月 以上	
設計目安	最大線出力	430 W/cm 程度以下	
	高速中性子照射量[E>0.1MeV]	5×10 <sup>23</sup> n/cm <sup>2</sup> 程度以下	
	ナトリウムボイド反応度	6 \$ 程度以下	
	被覆管最高温度 [肉厚中心]	700 °C 以下	
	被覆管CDF [通常運転時]	0.5 以下	
	燃料バンドル部圧損	0.2 MPa 程度以下	

\*1 基準燃料組成時

\*2 ブランケット燃料を含む取出平均燃焼度

表 3.1-3 炉心・燃料設計評価結果 3.1-2)

項 目		低増殖炉心	高増殖炉心
炉心仕様	炉心熱出力 (MWt)	3,530	←
	炉心高さ (cm)	100	75
	軸ブラケット厚さ[上部/下部] (cm)	20 / 20	40 / 50
	炉心燃料ピン径 (mm)	10.4	9.3
	炉心燃料集合体ピン本数	255	315
	燃料集合体数 [炉心/径ブラケット]	562 / 96	←
炉心特性 <sup>*1</sup>	運転サイクル長さ(ヶ月)	26	21
	燃料交換バッチ数 [炉心/径ブラケット]	4 / 4	←
	Pu富化度[内側炉心/外側炉心] (wt%)	18 / 21	22 / 24
	MA含有率[炉心平均] (wt%)	1.1	1.2
	燃焼反応度 (%Δk/kk')	2.5	3.5
	最大線出力 (W/cm)	403	419
	最大高速中性子照射量 <sup>*2</sup> (n/cm <sup>2</sup> )	5E+23	5E+23
	増殖比	1.1	1.2
	取出平均燃焼度[炉心/全炉心 <sup>*3</sup> ] (GWd/t)	145 / 89	149 / 60
	ナトリウムボイド反応度[EOEC] (\$)	5.2	4.2
ドップラ係数[EOEC] (Tdk/dT)	-6E-03	-5E-03	

<sup>\*1</sup> 高速炉多重サイクルTRU組成時 <sup>\*2</sup> E>0.1MeV <sup>\*3</sup> ブラケット燃料を含む取出平均燃焼度

表 3.1-4 JSFR 原子炉構造仕様 3.1-7)

項目	仕様
ホットレグ配管	2本(1本/ループ)
コールドレグ配管	4本(2本/ループ)
原子炉入口温度	395℃
原子炉出口温度	550℃
1次冷却系流量	3.24×10 <sup>4</sup> t/h/ループ
原子炉外径	10.7m
原子炉高さ	21.2m
原子炉容器材料	316 FR
燃料交換システム	単回転プラグ式、切込み型コラム式炉心上部機構、伸縮アーム式燃料交換機

表 3.1-5 JSFR のプラント建設単価

	NOAK コスト 〔・建中利子不含〕	FOAK コスト 〔・建中利子含む〕
建設単価	約 18 万円/kWe	約 25 万円/kWe
FaCT 開発目標	12 万円/kWe	—

表 3.1-6 革新技術の建設費低減効果(代替技術採用プラントとの比較)

	今回評価結果 (%)	当初想定 (%)
2ループ化(4ループ→2ループ)	11	7
ポンプ組込型IHX (分離配置→機器合体)	5	3
高Cr鋼(316FR→高Cr鋼)	7	5
コンパクト化炉構造 (コールドベッセル(壁冷却) →ダム付きホットベッセル)	4	7
大型蒸気発生器 (SG2基/ループ→1基/ループ)	3	3
ODS鋼被覆燃料 (PNC/FMS鋼→ODS鋼)	9	5

表 3.1-7 革新技术採否判断評価結果一覧(高燃焼度炉心・燃料)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項				採否	
		評価の視点	評価項目		評価結果		
			分類	評価項目			
炉心・燃料	高燃焼度炉心・燃料	設計	高燃焼度炉心核熱設計・燃料健全性評価	内容	3	採用	
			ODS 鋼被覆管照射健全性	内容	2		
		機器設計	ODS 鋼被覆管再処理システム適合性	内容	2	採用	
			水素化ジルコニウム遮蔽体照射健全性	内容	3		
		機器の製作性	機器の製作性	内部ダクト付燃料集合体製作性	内容	3	採用
				厚さの異なる 5mm と 2mm の PNC-FMS 鋼のスポット溶接の実現、長尺の内部ダクトに対応した専用の溶接装置の開発、内部ダクト組み枠/エントランス/スズルの嵌合構造の実現及び PNC-FMS 鋼フラップ管の両端にオーステナイト鋼を接合した異材接合フラップ管の開発が必要で、これらの達成が評価のクライテリアである。それらをこれまでに実施した試作試験結果に基づいて評価した。その結果、これまでの試作実績及び机上検討から、クライテリアを概ね満足しており、製作性が有ると判断した。	内容	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-8 革新技術採否判断評価結果(安全性向上技術)(1/2)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項				採否	
		評価項目	評価項目	評価結果	*1 結果		
							視点
炉心燃料	安全性向上技術	設計成立性	安全設計の成立性	SASSの制御棒保持力、切離れ温度、応答性	<p>SASSの基本構造は長期にわたる電力実証炉用SASSの開発実績を基に確立されている。ただし、実用炉用にSASSの仕様を設定する必要があり、その成立性を次のように評価した。</p> <p>(1) 制御棒保持力と切離れ温度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS時の制御棒保持力と切離れ温度を、それぞれ、1000N以下、660℃と設定した。切離れ温度は、温度感知合金の磁気特性試験を実施し、電力実証炉用材料の成分を微調整した温度感知合金を用いることで実現できると判断した。制御棒保持力については、磁気特性試験結果を反映した実機SASS構造における実機構造による評価した結果、1000N以下を満たしていることから、成立性を確認した。</li> <li>通常運転時の制御棒保持力と誤落下防止温度を、それぞれ、2600N以上、620℃と設定した。誤落下防止温度は、炉心設計上の炉心出口温度の不確かさを考慮しても誤落下が防止でき、かつ、ATWS時の切離れ温度との差を電力実証炉と同じ40℃にできる温度であることから実現できると判断した。制御棒保持力については、流体力や地震力等を考慮しても、誤落下を起こさない保持力として設定した。磁気特性試験結果を反映した実機SASS構造における実機構造による評価した結果、2600N以上を満たしていることから、成立性を確認した。</li> </ul> <p>(2) 応答性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>受動的炉停止に寄与するSASSの冷却材温度応答遅れ時間(炉心燃料集合体出口からSASS温度感知合金部まで冷却材が移動するに要する冷却材輸送遅れ時間、及び冷却材の混合により温度上昇が緩やかになることで生じる遅れ時間を足し合わせたもの)の目安は定格流量時で1秒程度とした。冷却材温度応答遅れ時間は、炉心出口部の熱流動挙動に依存することから、3次元過渡熱流動解析による評価を行った。この結果、LOF型ATWS事象においては、炉心外周部の低温冷却材が炉心内側へ流入する現象が見られ、炉心外周部に位置するSASSほど応答が悪くなる傾向はあるが、確実に落下すると考えられる炉心中心部5体のSASSの温度応答遅れ時間は1秒程度となる結果を得た。なお、「SASSによる受動的炉停止能力」のATWS事象解析では、炉心中心部5体のSASSが限定して落下するものとして評価し、その成立性を確認した。</li> <li>受動的炉停止に寄与するSASSの温度感知合金の温度応答時定数(温度感知合金周囲の冷却材温度が制御棒切離れ温度に達してから、感知合金が設置されているアーマチュア外周部の冷却材温度上昇を経て温度感知合金の温度が制御棒切離れ温度まで上昇するまでの時定数)は1秒程度に設定した。温度感知合金の温度感知合金の温度感知合金の熱流動挙動に依存することから、3次元過渡熱流動解析による評価を行った。この結果、LOF型ATWS事象においては、フローコリクターを設置しない炉心中心部は応答が悪くなる傾向はあるが、フローコリクターを設置するその他の4体については応答が良く、温度応答遅れ時間は1秒以下の結果を得た。なお、「SASSによる受動的炉停止能力」のATWS事象解析では、熱流動解析を反映して炉心中心部5体のSASSの温度感知合金の時定数を設定して評価し、その成立性を確認した。</li> </ul> <p>以上より、実用炉用のSASSの制御棒保持力、切離れ温度、応答性に関する設計条件の充足性を確認し、SASSは採用可能と判断した。</p>	*1 結果	採用
		評価項目	受動的炉停止系(自己作動型炉停止機構(SASS))	SASSによる受動的炉停止能力		3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な問題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-8 革新技術採否判断評価結果 (安全性向上技術) (2/2)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否
		評価の視点	評価項目	評価結果	
		分類	評価項目	内容	*1 結果
炉心燃料	安全性向上技術	安全設計の成立性	炉心損傷時の再臨界回避技術 炉心損傷事故シナリオ成立性 (原子炉容器内事故終息達成見通し)	<p>ULOF 事象を代表事象として炉心損傷事故シナリオを検討し原子炉容器内での事故終息達成シナリオを検討した。事象進展に応じた起因過程、早期流出過程、再配置過程、冷却過程の 4 つに分けて、外部専門家を交えて次のように評価した。</p> <p><b>達成目標</b> 検討にあたって、再臨界による厳しい機械的エネルギーの発生を回避すること、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持できることを達成目標とした。</p> <p><b>達成条件</b> 目標達成を判断する条件を以下のとおり明確化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・起因過程：冷却材ボイド化による正の反応度起因する厳しい出力上昇を回避すること(最大反応度：1\$未満)。</li> <li>・早期流出過程：再臨界による機械的エネルギー発生を回避するため、全炉心規模の溶融燃料プールが形成される前に溶融燃料を炉心外へ流出させること(早期流出量：全炉心の 15%以上)。</li> <li>・再配置過程：炉心物質を冷却可能な状態へ再配置するまで未臨界状態を維持すること、炉心物質を冷却しやすいようにクエンチ・微粒化が可能なこと(再配置時反応度：0\$未満)。</li> <li>・冷却過程：損傷炉心物質を長期的に原子炉容器内で安定に保持・冷却するため、受け皿で保持した燃料デブリを冷却できること。</li> </ul> <p><b>評価結果</b></p> <p>(1) 起因過程 最大ボイド反応度が 6\$以下の理設計の炉心においては、SAS4A 解析コードによる評価の結果、最大でも 0.99\$であり発臨界(1\$)を超えることがないことを確認した。この評価の妥当性は、CABRI 炉内試験及び TREAT 炉内試験から得られた情報により裏付けられている。</p> <p>(2) 早期流出過程 再臨界を回避するため、溶融燃料プールが拡大する前に溶融燃料を炉心外へ流出させることを目的として内部ダクト付き燃料集合体(改良 FAIDUS)を導入している。SIMMER-III 解析コードに基づき、内部ダクト破損直後に溶融燃料は早期(数秒程度)に炉心外に流出することを確認した。また、後続の再配置過程において再臨界が起こらないようにするには、内部ダクトを通じて全炉心の 15%程度以上が炉心外に流出する必要があるが、SIMMER-III 解析コードによる評価に基づき、現設計では全炉心の 19%の燃料が炉心外へ流出する結果を得た。この評価の妥当性は、CABRI 炉内試験及び EAGLE 炉内・炉外試験等から得られた情報により裏付けられている。また、溶融燃料領域の昇圧による内部ダクトの機械的破損の可能性は低いことを確認した。</p> <p>(3) 再配置過程 早期流出過程での後備炉停止系の中性子吸収体の落下を適切に考慮した上で炉心物質や上部構造物の崩落や溶融進展に伴う反応度推移について静的移計算を行い、再配置過程全般を通じて最大でも 3\$程度であり未臨界が維持されることが確認された。現状の評価では反応度上昇要因の不確かさを見込んで保守的想定をおいた部分も含まれている。また、下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、<math>UO_2</math>-Na 系を含む炉外融体注入試験の知見等を参考にしてクエンチ・微粒化できると判断した。</p> <p>(4) 冷却過程 受け皿や炉心上部に燃料デブリが堆積した状態での燃料保持冷却性を解析した結果、炉心燃料の全量(100%)が受け皿に落下したとしても冷却材沸騰がなく除熱可能であることを確認した。現状では、冷却材沸騰がないことで冷却可能と判断しているが、燃料がドライアウトに至らなければ除熱可能であることから、本評価は裕度を有する。</p> <p>以上より、早期燃料流出有効性及び原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動評価及び安定冷却性を含む炉心損傷事故シナリオ成立性を確認し、炉心損傷時の再臨界回避技術が採用可能と判断した。</p>	3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(1/6)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否結果
		評価の視点	評価項目		
			分類	評価項目	
原子炉構造 (ホットベツセル)	コンパクト化原子炉構造 (ホットベツセル)	設計成立性	炉上部配置の成立性	炉上部搭載機器の配置が可能な見通しを得た。	3
			燃料交換機	「簡素化燃料取扱システム」の評価書を参照	
			高温構造設計評価 技術の整備	現在、高速炉用の規格として、日本機械学会の発電用原子力設備規格 第II編 高速炉規格 2009 年版が発行されている。FBR 実証施設の設計には、これに最新知見を反映させた高速炉規格を適用する計画である。	
原子炉構造	機器・システム設計	設計成立性	必要肉厚、裕度	原子炉容器にリング鍛鋼品を用いる事を想定し、原子炉容器の液面近傍部、ホットレグ配管吸込みレベル近傍の温度成層界面部、炉心支持スカート接合部について、「高速増殖実証炉高温構造設計方針(案)」(以下「DDS」という。)に基づいた構造健全性評価を実施した。炉容器に用いるリング鍛鋼品の許容値については、結晶粒成長により結晶粒度が低下する可能性があり、450℃以上の Ss については結晶粒度の低下による強度低下を考慮した値とする。この結果、液面近傍部では、クリープ疲労損傷評価(クリープ損傷値 0.3 以下)を満足し、ラチェット評価については、板厚 60mm の条件で、DDS 基準値の場合は起動日数 3.5 日、リング鍛鋼品暫定値(降伏応力の低下を想定)の場合は起動日数 4 日以上で進行性のひずみが発生しないとの評価結果となり、構造健全性を満足することを確認した(液面移動式のホットベツセルの場合)。温度成層界面部では、ラチェット評価で進行性のひずみが生じないこと及びクリープ疲労損傷評価で制限(クリープ損傷値 0.3 以下、弾性挙動範囲内)を満足することを確認した。炉心支持スカート接合部では、ラチェット評価で進行性のひずみが生じないこと及び疲労損傷評価で制限(疲労損傷値 1 以下)を満足することを確認した。	3
			原子炉容器	更に、本概念の耐熱裕度を高めるために検討した、液面移動のない Na ダム付ホットベツセルの場合、約 1.5 日起動の条件で、クリープ疲労損傷評価、ラチェット評価とも満足することを確認した。また Na ダムの効果により、起動停止間に発生する液面近傍の最大熱応力が約 280MPa であることから、リング鍛鋼品の他に圧延材による板継ぎ構造も採用可能であることを確認した。	
			必要肉厚、裕度	高速炉用水平免震システムを採用した場合の原子炉容器据付位置における Ss 地震時の床応力曲線を用い、さらに DDS 基準値の降伏応力と大型リング鍛鋼品の降伏応力の暫定値を用いた評価を実施し、耐震成立性を見込める原子炉容器の板厚を検討した。中越沖地震も考慮して設定した地震条件で原子炉容器の耐震性を評価した結果、原子炉容器の板厚を 60mm 以上にすれば、リング鍛鋼品の適用に伴う降伏応力の低下を考慮しても、原子炉容器の座屈評価クライテリア(評価裕度 1.5 以上)を満足した。また、板厚 60mm 以上の条件では、集合体飛び上がり(0.58m/s 以下)及び反応度投入の評価クライテリア(18以下)についても満足した。	
原子炉構造	設計成立性	設計成立性	必要肉厚、裕度	原子炉容器材料 316FR 鋼の溶接部に対して、550℃、50 万時間の熱時効を考慮しても、DDS を用いた評価が非保守的にならないことを確認する必要がある。溶接部の強度に対しては、一次応力制限、ラチェット評価、座屈評価に関連するクリープ疲労評価については、評価に必要な 550℃、50 万時間相当までの試験結果から DDS の値を下回らないと考えられる。クリープ疲労評価法はこれら結果に依り親査されており、熱時効の影響が考慮された評価法となっている。今後、合金系の長時間クリープ試験、クリープ疲労試験を実施して溶接継手強度評価を整備するとともに、合金系のバックアップの位置付けで 16-8-2 系の溶接材料の長時間試験を実施し、2015 年度までに得られたデータを基に実機への適用性を判断する。	3
			溶接部の長期健全性	原子炉容器材料 316FR 鋼の溶接部に対して、550℃、50 万時間の熱時効を考慮しても、DDS を用いた評価が非保守的にならないことを確認する必要がある。溶接部の強度に対しては、一次応力制限、ラチェット評価、座屈評価に関連するクリープ疲労評価については、評価に必要な 550℃、50 万時間相当までの試験結果から DDS の値を下回らないと考えられる。クリープ疲労評価法はこれら結果に依り親査されており、熱時効の影響が考慮された評価法となっている。今後、合金系の長時間クリープ試験、クリープ疲労試験を実施して溶接継手強度評価を整備するとともに、合金系のバックアップの位置付けで 16-8-2 系の溶接材料の長時間試験を実施し、2015 年度までに得られたデータを基に実機への適用性を判断する。	
			溶接部の長期健全性	原子炉容器材料 316FR 鋼の溶接部に対して、550℃、50 万時間の熱時効を考慮しても、DDS を用いた評価が非保守的にならないことを確認する必要がある。溶接部の強度に対しては、一次応力制限、ラチェット評価、座屈評価に関連するクリープ疲労評価については、評価に必要な 550℃、50 万時間相当までの試験結果から DDS の値を下回らないと考えられる。クリープ疲労評価法はこれら結果に依り親査されており、熱時効の影響が考慮された評価法となっている。今後、合金系の長時間クリープ試験、クリープ疲労試験を実施して溶接継手強度評価を整備するとともに、合金系のバックアップの位置付けで 16-8-2 系の溶接材料の長時間試験を実施し、2015 年度までに得られたデータを基に実機への適用性を判断する。	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(2/6)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項				採否結果
		評価の視点	評価項目		内容	
			分類	評価項目		
原子炉構造 (ホットベッセル)	設計成立性	機器・システム設計	UJS	構造健全性	UJSの性能要求として、地震による変形が生じても制御棒挿入性を確保する必要がある。このため、UJSの構造健全性評価としてSs地震時の制御棒挿入性を評価した。原子炉容器据付位置におけるSs地震時の応答曲線を用い、汎用FEM解析コードFINASにより地震時の主炉停止系制御棒案内管上端と同CRD案内管下端の水平方向の相対変位量を算出したところ制限値以下であることから、地震時に制御棒は挿入可能であることを確認した。制限値の算出に当たっては、概念検討段階として比較的保守的な設定をしているため、今後、設定方法などを検討し、適切に設定することで、裕度が向上すると考えられる。	3
			DHX		「自然循環式崩壊熱除去システム」の評価書を参照	
			サーマルストレージング対策	UJS 下部部は燃料集合体頂部からの距離が近く、燃料集合体から流出する高温ナトリウムと制御棒集合体から流出する低温ナトリウムが混合するため、炉心計装取付板(CIP)周りがサーマルストレージング(高サイクル熱疲労)を受けると考えられる。炉心出口部のサーマルストレージング対策を検討し、構造健全性を評価した。評価に当たっては、炉心出口部のサーマルストレージング対策を検討し、この結果を反映したUJS下部高サイクル熱疲労水流動試験を行い、CIP下面の温度ゆらぎデータを取得した。さらに試験結果に基づきCIPの外縁付近の温度乱れについては、水流動試験により対策構造が乱れ強度の大きい領域を大きく削減でき、有効であることを確認した。	3	
			ガス巻き込み対策	FBR実用炉では、原子炉容器のコンパクト化により上部プレナム容積に比べて流量が大きく、液面からのガス巻き込みが起きやすい条件になっている。そのため、液面におけるガス巻き込み対策を検討し、その効果を流動解析と水流動試験で確認した。	3	
		上部プレナム	液の中渦対策	FBR実用炉では、原子炉容器のコンパクト化に伴い発生する熱流動課題の一つとして、ホットレグ(HL)配管吸込部におけるキャビテーションを伴う液中渦が誘起される。エロージョンを防止して実機を成立させるためには、この液中渦を弱めるべく液中渦対策構造を検討し、その効果を流動解析と水流動試験で確認した。そこでフロースプリッタの設置やハッフル板の拡大等の液中渦対策構造を検討し、その効果を流動解析と水流動試験で確認した。HL配管ともに初生キャビテーション係数は実機定格運転条件のキャビテーション係数(8.2)に物性の影響を考慮して設定したクワテリア(2.2)を満足したことから、キャビテーションの発生を防止できることと判断した。なお、これらの対策構造の入り性について検討した結果、制御棒の挿入性に影響しないことを確認した。	3	
			温度成層化影響への対策	手動トリップ後のプラント運用を水・蒸気系除熱から崩壊熱除去系運用とすることにより温度成層条件が大きく緩和され、原子炉容器のホットレグ配管吸込みレベル近傍部の構造健全性を見直すことができた。	3	
			地震時スロッシング評価	DPから上部の原子炉容器を対象に、配管等の主要な内部構造を考慮した解析モデルを用いてSs地震時の時刻歴応答解析を実施し、地震防止のための評価を行った。その結果、最大液面変動は設計要求変位である1.4m以下(ルーフデッキへの衝突防止のため)を満足することを確認した。	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な問題点がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(3/6)

採否判断に係る評価事項					
設備区分	評価対象技術	評価の視点		採否	
		評価項目	評価項目		
		分類	内容	*1 結果	
原子炉構造 (ホットベッセ ル)	コンパクト化原 子炉構造 (ホットベッセ ル)	設計成立性	炉心支持構造 Y ピース部(炉心側)のプラント熱通過渡時に発生する応力に対する構造健全性を評価した結果、疲労損傷は許容値を満足しており、ラッチェットが発生しないことを確認した。	3	
			炉心支持構造	原子炉構造各部位に対して、プラント寿命 60 年、稼働率 93% における高速中性子及び熱中性子照射量を算出し、DDS に基づき長期健全性への影響を確認した。その結果、高速中性子に対しては、上部炉心支持板と連結管の照射量を算出したが、DDS で示されている限界値以下であり、補正なしで DDS 基準値を使用可能である。また、熱中性子に対してはクレープ強度に影響を及ぼすことから、高熱応力発生部位である原子炉容器の液面近傍部と HL 吸い込みレベル位置を対象とした評価を行った。その結果、中性子照射量によるクレープ損傷への補正を与えてもクレープ疲労損傷評価を満足することを確認した。	3
		機器・システム 設計	炉心支持構造	燃料集合体の飛び上がり量評価について、設計成立性「必要肉厚、裕度」で記載のとおりクライテリアを満足しているが、さらに現状の設計で用いている水平 1 方向上下方向の評価手法に代わり、現在、新型炉耐震性評価技術の開発が期を待たない。また、試験によりダメージボット効果が飛び上がり量の抑制に有効であることが確認された。今後、群体系試験、列体系試験の結果を反映し、その他の抑制効果も取り込んでさらに飛び上がり量を適切に評価できると考えられる。このため、更なる飛び上がり量の低減が期待できる。	3
			炉内計装設備	実用炉はスリット付き UIS を採用しており、スリット内に FFDL サンプリング管を設置することはできない。したがって、スリット部の燃料集合体の破損検知をするために、UIS 内の適切な位置にサンプリング管を配置する必要がある。スリット部を外してサンプリング管を配置し、水試験及び解析によりスリット部の破損燃料集合体位置検出について、数体に絞って温度計を配置しても安全上及び炉心監視上問題ないことを確認した。	3
		設計成立性	炉内計装設備	燃料集合体出口温度計装は UIS や炉上部の機器配置や施工性に影響することから、安全保護系に加え監視用温度計装の必要性について検討した。安全性の観点からは制御棒駆引抜き等に対して安全保護系の燃料集合体出口温度計装(4, 8 箇所)の設置を計画している。炉心監視の観点からは、炉心の各流量領域の出口温度が得られるように、8 箇所程度に監視用温度計を追加設置する。監視用温度計装の設置箇所、数量は今後、制御棒のパンク運用採用に伴い検討中の安全保護系温度計に合わせて検討していく。	3
			炉内計装設備	初回起動系の炉内中性子検出器(NIS)の案内管について、使用後炉外へ取り出すことができるよう直管化構造(炉心からの距離増加)を検討した。炉内設置の検出器として耐温度性能から核分裂生成物から検出器の Y 線計数値以下とするため案内管に遮へいを設置することとした。中性子検出器の計数率を評価した結果、外部中性子源を設置することにより、1.5cps 以上の計数率が得られ、NIS 案内管の直管化が成立することを確認した。	3
		設計成立性	炉内計装設備	実用炉はコラム型 UIS を採用しており、UIS 内の計装配管は流れの中に設置されるため、流力振動評価を行う。FFDL サンプリング管等の計装配管は、保護管で囲み直接的に流れを受けない構造としている。流れにさらされる保護管について、1 本の保護管のみの単純化したモデルにて流力振動評価を満足することは、確認した。ただし、コラム型 UIS の流力振動など周囲の構造物の振動等による健全性への影響は、今後の検討課題として残る。施工性については施工が可能であることを確認した。	2

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(4/6)

設備区分	評価対象技術	評価の視点	採否判断に係る評価事項			採否	
			分類	評価項目	評価結果		
				評価項目	内容		
原子炉構造 (ホットベッセル)	コンパクト化原子炉構造	製作性	材料の製作性	大型リング鍛鋼品 (高温厚肉部)	316FR 鋼のリング鍛鋼品の製作性(成分制御性及び鍛錬性)を検討した。成分制御性については、成分調整上の主要な課題となる炭素成分及び窒素成分に対して、ミルメーカーの製造実績及び設備容量から、316FR 鋼の成分仕様内に制御可能であると判断した。 鍛錬性については、実験室溶接材を用いた試験結果より 316FR 鋼の方が SUS304 鋼より変形抵抗が高いが、鍛錬装置の鍛錬力が向上し必要な加工量が得られること、粒成長は SUS304 鋼と同等であることから、穴広げ鍛錬工程に適合する温度維持技術を用いることで、強度特性に影響を与える結晶粒度・粒度分布はむしろ上部胴等と同等に制御可能である。 また、1 チャージ 100 トン規模の試製作(機内鍛錬)により、成分制御性、鍛錬性が確保できることを確認した。実機相当の鍛鋼品に関しては、2 チャージの機外鍛造で製作するため、鍛造工程中の加熱回数、加熱時間が増加する。そのため、実機相当鍛鋼品の製作性に関しては、機外鍛錬となる径 6m 程度の鍛鋼品を試作し確認する必要があるが、この点が課題として残っている。	2	
				設計許容値(文献調査、既存知見の整理結果)	316FR 鋼の鍛鋼品について公開試験データを基に算出した許容応力を設定した。550℃の降伏応力は約 5%程度 DDS 基準値より低下する。 上記のように、実際に 316FR 鋼リング鍛鋼品を製作した上での確認・評価が課題として残る。	2	
			製作性	大型リング鍛鋼品 (低温厚肉部)	製品寸法(内径 10.7m、板厚 60mm、軸長 1400mm)のリング鍛鋼品の製作に必要な鋼塊重量は 2000ton 程度になると推定される。この重量の鋼塊は既存設備にて対応可能であると考えられる。また、機械加工についても既存設備にて対応可能であると考えられる。しかしそれ以外の工程(鍛錬及び熱処理)は既存設備では対応できず、設備拡張が必要となる。設備拡張の規模は、今後の技術開発状況を勘案して決定する必要がある。	2	
				炉心支持構造(取付台)、炉容器支持フランジ部の設計許容値と製作性検討結果	大型リング鍛鋼品(低温厚肉部)の設計許容値については次のとおりとすることを確認した。炉心槽側 Y ピース等については適切な鍛錬条件を選定することで SUS304 鋼と同等の結晶粒度を得ることが可能であると考え、「DDS 案」に記載されている応力値を使用する。炉容器側 Y ピースについては、大型厚肉リング鍛鋼品の場合と同様に結晶粒度の低下による強度低下が考えられるため、大型厚肉リング鍛鋼品の値を使用する。 製作性については、鍛錬性に関する課題は高温厚肉部と同じであり、実際に 316FR 鋼のリング鍛鋼品を試作した上での確認・評価が課題として残る。また、リング形状にない場合は偏析が軸芯部にあるため、品質に影響を与える可能性があるが、鋼塊規模により偏析の程度は異なるため、偏析の程度に応じた、その後の熱処理で消滅させるか、濃化部位を除去するかなど、製作方法を調整することで対応可能と考えられる。	2	
			機器の製作性	ルーフデツキ	狭隘部での配置を成立させる炉上部製作性	ルーフデツキの製作手順を明らかにし、製作可能であることを確認する。 溶接作業性については、狭隘部での作業が可能ないようにルーフデツキ側板とスリーブの間に隙間を空けた。また、下部接続板はカバーガスバウンダリであり、下部接続板とルーフデツキ側板の溶接に、クラス 2 溶接に準じる溶接継手を適用すると、両側溶接が必要となる。製作手順を検討し、両側溶接が可能であることを確認した。	3
				燃料交換機	「簡素化燃料取扱システム」の評価書を参照		
			原子炉容器の 1 次バウンダリとなるルーフデツキ以下の部分に着目し、素材の設定と板割りをを行い、原子炉容器が製作可能であることを確認する。 素材の制限と NSL から FS� の液面移動範囲を考慮し、リング鍛鋼品及びび圧延材による板継ぎ構造とする部分の製作性を評価した。その結果、入手可能と考えられる素材を用いて原子炉容器を製作できる見込みである。リング鍛鋼品を使用する場合は、NSL から FS� の液面移動範囲に溶接線を設けない構造で製作可能である。	3			

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(5/6)

設備区分	採否判断に係る評価事項				採否結果		
	評価の視点	評価項目		評価結果			
		分類	評価項目				
原子炉構造 (コンパクト化原子炉構造 (ホットベッセル))	製作性	機器の製作性	UIS	炉内計装設置性	UIS及びUIS内の計装配管の製作手順を検討し、製作可能であることを確認した。	3	
			上部プレナム	ディッププレート構造	外側ディッププレートとL字ラピドレンスは設置位置が近接しており製作手順が複雑になると考えられることから、外側ディッププレートの製作手順に着眼し製作性を評価した結果、外側ディッププレートは製作可能であることを確認した。	3	
	製作性	機器の製作性	炉心支持構造	支持スカート部(炉容器側、炉心側)の製作性	炉心支持構造物の製作に当たっては、溶接後の非破壊検査の際に内側に炉心支持構造本体がある状態で行うことになり、検査性に課題があることから、溶接後の非破壊検査の実施可否について評価を行った。 RT時の照射角度を工夫することで、溶接欠陥を検出可能な見通しを得たため、RTは施工可能と判断する。	3	
			炉内計装設備	FFDL セレクタバルブ、サンプリング配管施工性	FBR 実用炉に適合する実規模のセレクタバルブを製作し、製作性に係る寸法検査を行った結果、各部位の寸法が基準値以内で製作可能であり、現構造において製作性に問題はないことを確認した。また、製作した実規模のセレクタバルブを用いて、プラント設計寿命60年を基に動作回数を設定したナトリウム中耐久試験を実施し、セレクタバルブ駆動部の耐久性の見通しを得た。サンプリング配管については、施工可能であることを確認した。(UIS 炉内計装設置性を参照)	3	
	運転・保守性	運転性	起動日数の評価	UIS	炉内計装設置性	UIS及びUIS内の計装配管の製作手順を検討し、製作可能であることを確認した。	3
				上部プレナム	ディッププレート構造	外側ディッププレートとL字ラピドレンスは設置位置が近接しており製作手順が複雑になると考えられることから、外側ディッププレートの製作手順に着眼し製作性を評価した結果、外側ディッププレートは製作可能であることを確認した。	3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な問題点がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-9 革新技術採否判断評価結果一覧(コンパクト化原子炉構造)(6/6)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否
		評価の視点	評価項目	評価結果	
			分類	内容	
原子炉構造 (ホットベッセル)	コンパクト化原子炉構造	評価の視点	評価項目	内容	*1 結果
			分類	想定規制要求検査への対応性	3
			評価項目	保守・補修性 (机上検討による)	3
		経済性	物量	3	
			建設コスト等	—	
			設備投資(素材メーカーの鍛造設備)	2	

ISIは安全性確保を目的として、ナトリウムバウンダリ、カバーガスバウンダリの連続漏えい監視、ガードベッセルの漏えい試験、炉心支持構造物の目視検査(VT-3)等を想定した。なお、炉容器において負荷回数を適切に設定する(構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡すること、炉容器において貫通が生じるとしても不安定破壊に至ることなく漏えいの形態をとり、それを検知してアラームを安全に停止することが可能であると考えること)から、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視とする。

いずれの検査項目についても検査可能と評価した。ナトリウムバウンダリに対する連続漏えい監視には従来に比べて高性能が要求されているが、検出器感度を向上させたLJD(レーザ励起式Na漏えい検出器)を開発中であり、これにより対応可能と評価した。ガードベッセルの漏えい試験については、ガードベッセルと炉容器空間は密閉構造であることから、漏洩試験は可能である。また、ナトリウム中のVT-3に対しては、ナトリウム中の目視検査装置及び搬送装置を開発中であり、これにより対応可能と評価した。

主な自主検査として、炉容器の体積検査、炉内機器に対するナトリウム中VT-3及び回転プラグ駆動部等の分解点検を行う。またナトリウムダム部については、液位計を設置し、起動前・運転中のダム機能の監視を行う。

炉容器の体積検査については炉容器の外表面からの検査装置の開発計画があることから、また、UISの計装配管等、炉内機器のナトリウム中VT-3については、狭いスペースでもアクセス可能な燃料交換機型検査装置を開発することとしており、これらの装置の成立を前提条件として検査可能と評価した。その他の項目については検査可能と評価した。

補修対応レベル①(使用期間中に複数回破損する可能性がある部位)に分類したものの(CRDM)シール機能喪失、燃料交換機動作不良等)については、分解補修・交換により対応が可能であると評価した。補修対応レベル②(使用期間中に破損する可能性が低い部位)に分類したものの(中央イナコ小規模破損等)については、未貫通き裂または小規模破損に対してき裂評価手法の整備や補修装置の開発の計画があり、これにより対応可能と判断した。UIS内計装配管については、炉内での補修は難しく、回転プラグを引抜いて補修する。EVSTの容量増加を伴うが、この際に必要となる炉心退避も早期に実施できるようにすることから対応可能と評価した。

目視のためのアクセス性については、検査装置の開発及び構造変更によりアクセス性を改善するが、受血内及び炉心支持構造部の支持柱(内部)がアクセスできない部位として残る。受血は底部へのアクセスは可能とするためルーサーパースパーツの確認が可能である。また炉心支持構造の支持柱については支持柱空間の外周部にアクセスができ、この部位に滞留し易いルーサーパーツの確認が可能であることから大きな問題は無いと評価した。炉心支持構造物は、取替可能な構造とすると物量の増大、ボルト止め構造による信頼性低下を招く恐れがあること、また、十分裕度のある設計をし破損が生じる可能性を低くすることから取替可能な構造とし、このため、補修のためのアクセス性は確保できない(取替できない)部位として残る。

経済性評価に必要な物量及び機器設計データを提示した。

切込みUISと伸縮アーム式FHMの採用及びホットベッセルを採用したコンパクトな原子炉容器の物量は、1520トンとなった。ナトリウムダム付ホットベッセルとする場合、物量は、約1600トンとなる。

プラント全体としての評価を別途実施する。

316FR 鋼の大形リング鍛鋼品を製作するためには、鍛錬及び熱処理(熟処理)の工程については素材メーカーの既存設備では対応できず、設備拡張が必要となる。設備拡張の規模は、今後の技術開発状況を勘案して決定する必要がある。

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-10 革新技術採否判断評価結果一覧(9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム) (1/3)

設備区分	評価対象技術	評価項目		採否			
		評価項目	評価結果				
冷却系	9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム	評価の視点	分類	内容	*1 結果		
			評価項目	内容	採否		
		安全設計	代表事象の成立性	LOF(流量減少)型事象評価	2 ループシステムにおいては、3 ループあるいは 4 ループのシステムと比較して、1 次系ポンプ 1 台にて軸固着が発生した場合の炉心流量の減少幅が相対的に大きく炉心の被覆管温度及び冷却材温度の上昇幅が大きくなることから、2 ループプラントの安全設計の成立性の観点から、炉心冷却上最も厳しくなる 1 次系ポンプ軸固着をはじめとする「LOF 型事象の評価」について評価し、安全設計要求(被覆管肉厚中心温度 900℃以下等)を満たすことを確認した。	3	採用
				冷却材漏えい事故評価	2 ループシステムの場合は、ギロチン破断のような「冷却材漏えい事故評価」についても、安全評価上厳しくなくとも考えられることから、補足評価した。この結果、1 次系配管からの大漏えいにより炉心流量は低下し、炉心の被覆管及び冷却材の温度は上昇するが、冷却材最高温度は約 692℃に留まっており、冷却材温度制限「1020℃以下」に対して十分な余裕があることから、安全性は確保される見通しである。	3	
		機器・システム設計	ホットレグ配管の成立性	配管流量計測の実現性	強磁性体の高クロム鋼製配管では、従来の電磁流量計の使用が困難であり、適合する流量計として開発を進める超音波流量計について安全信頼性としての実現性を評価する。MEXT 公費研究にて実施している「超音波流量計」について評価した結果、主に冷却系流量計の性能目標(直線性:計測範囲の±2%、出力変動率:中央値の±5%、応答性:0.3s)を達成できると判断した。	3	
				構造健全性	フレイト系耐熱銅溶接継手では高温長時間領域のクリープ強度が母材に比べて著しく低下する「Type-IV 損傷」が懸念されたため、溶接継手を含む改良 9Cr-1Mo 鋼の許容応力を暫定し、改良 9Cr-1Mo 鋼製配管の設計評価を可能とした。それによって、実機使用温度(550℃)、60 年寿命に対する設計評価が可能となった。	3	
		流動及び振動特性	機器・システム設計	流動及び振動特性	「1次系ホットレグ(HL:Hot Leg)配管設計の成立性」について、HL 配管は外径 1.27m の薄肉・大口径管を採用し、原子炉容器と中間熱交換器間を逆 L 字形の引き回しをしているため、熱膨張応力が大きくない傾向を有する。また、配管材料の改良 9Cr 鋼の溶接部におけるタイプIV損傷による寿命低下現象が懸念されるため、これを考慮した許容応力に対してホットレグ配管の構造健全性を評価した。熱膨張による配管溶接部の発生応力の構造解析を行った結果、発生応力は上記暫定許容応力以下であり、構造健全性は確保できると判断した。今後、長時間データの補充等による暫定値の見直しを実施する。	3	
				流動及び振動特性	1 次系 HL 配管は、薄肉・大口径管を採用し、管内ナトリウムの平均流速が 9m/s 台に達することから、流体の乱れに起因する流動励振動による配管の健全性が懸念され、大口径 HL 配管の流動励振動の設計成立性を評価した。ランダム振動評価に用いる実機定常状態での圧力変動特性を R&D により構築した手法で設定し、HL 配管の発生応力を求めて健全性を評価した。その結果、最大発生応力は 28MPa で、高サイクル疲労に対する制限応力 49MPa を十分に満足することを確認した。	3	
		耐震性	機器・システム設計	流動及び振動特性	「配管の流動振動評価手法の構築」について、エルボ部にて発生する剥離渦によるランダム励振を対象として、配管を 1/3 縮尺にて模擬した大規模な水流動試験装置によって、実機の流速(9m/s)条件での試験を実施することにより、評価手法の構築を進めてきた。これまで、レイノルズ数(Re)数条件で実機(4×10 <sup>7</sup> )の約 1/5 の Re 数(8×10 <sup>6</sup> )までの試験を実施し、試験結果の圧力変動パワースペクトル密度(PSD)を含む PSD によるランダム励振評価手法を構築した。圧力損失係数及び圧力変動 PSD は安定しており、無次元評価による PSD 卓越周波数の傾向も物性及び配管径の影響を受けていないことを確認した。	3	
				耐震性	1 次系ホットレグ配管について、中越沖地震を反映した FBR 実用炉の地震条件を用いて耐震性を評価する。その結果、想定される地震条件に対して、最大応力は 18.4MPa で、制限応力の 232MPa を十分に満足でき、耐震の成立性はあると判断した。	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-10 革新技術採否判断評価結果一覧(9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム) (2/3)

設備区分	評価対象技術	評価項目		採否判断に係る評価事項		評価結果		
		評価の視点	分類	評価項目	内容	*1 結果	採否	
冷却系	9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム	設計成立性	機器・システム設計	管の成立性	流動及び振動特性	CL 配管では流速は 10m/s 近くに達し、CL 配管の形状はショートエルボを 3 段有して配管内に旋回流を生じる状況となることから、これらを考慮した流体力学評価による配管健全性を評価する必要がある。まずは、暫定的な評価として、HL 配管の単エルボ部を対象としてランダム動振設計手法を、多段エルボ CL 配管に適用し、流体力学評価による配管応力を求めた。その結果、最大応力は 40MPa で、高サイクル疲労に対する制限応力 75MPa を十分に満足し、成立する見通しを得た。また、影響が懸念されたポンプ脈動については、応力評価の結果、配管の流動への影響は問題にならないと判断した。	3	
					管の成立性	このため、水試験に基づき液中キャビテーション防止対策として CL 配管口径を大きくしてナトリウム流速を低下させ、IHX 胴内部に整流網や整流板を設置して(共に多孔形状)IHX 出口での旋回流を抑制することによりキャビテーションを防止する方策を検討した。また、多次元流動解析を実施し、これらの対策の効果を把握し、キャビテーションを防止できる見通しを得た。今後、水流動試験による評価を実施予定としている。なお、配管口径を大きくしてナトリウム流速を低下させると圧力変動は小さくなる方向に働くため、流体力学評価の観点での 2 ループ成立性には影響しない。		
		設計成立性	機器・システム設計	管の成立性	耐震性	1 次系コールドドレグ配管について、中越沖地震を反映した FBR 実用炉の地震条件を用いて耐震性を評価する。その結果、想定される地震条件に対して、最大応力は 61MPa で、制限応力の 32MPa を十分に満足でき、耐震の成立性はありと判断した。	3	
					管の成立性	ナトリウム漏えい時に、高温ナトリウムの流出に起因する熱過渡荷重が外管に負荷されることから、外管の耐熱性について補足的に評価した。HL 配管の炉内掘削部について、ナトリウム漏えいによる耐熱性を評価した結果、支持管掘削部の最大相当ひずみは最大約 1.5% で、制限値である 2% を下回っており、健全性を確保できることを確認した。		
		製作性	機器の製作性	管の成立性	外管健全性(耐熱性)	仮想的に BDBE として 1 次系配管にギロチン破断を想定した場合の外管の健全性について評価した。外管にペロローズがない場合については、内管及び外管を 3 次シールドでモデル化し、内管の破断面にステップ状のスタックカを与えた場合の動的弾塑性解析を行い、外管の発生ひずみを評価した。また、外管にペロローズがある場合、内管ギロチン破断時、内管の変位によりペロローズが回転変形を受けることから健全性を評価した。その結果、いずれも判断条件を満たしており、外管の機能維持に関する健全性は得られると判断した。	3	
					管の成立性	改良 9Cr-1Mo 鋼製ナトリウム冷却高速増殖炉配管の LBB 成立性評価法は、材料特性ならびに配管の構造上の特徴を考慮した手法とする必要がある。あわせて、評価に必要となる改良 9Cr-1Mo 鋼の破壊力学的特性データを取得する必要がある。これらで LBB 成立性評価法として、破損防止を主体としたシナリオを設定し、不安定破壊評価法の整備、及び破壊動特性データを取得した。さらに、配管への適用を可能とするため漏えい評価法の検討を実施した。これらにより、改良 9Cr-1Mo 鋼製ナトリウム冷却高速増殖炉配管の LBB 成立性評価の実施が可能となるとともに、配管に対する状態評価を実施した結果、すべての評価対象箇所について十分な余裕をもって LBB が成立する結果が得られたことから、成立性に関する見通しを得られた。		
		製作性	機器の製作性	管の成立性	機器の製作性	JISFR の配管は、シーメンス管・エルボが第一候補となるが、実証炉で想定される配管寸法は、国内の鉄鋼メーカーで製作実績のある最大直径を超え、かつ現有設備で製作可能な最小肉厚を大きく下回るため、鉄鋼メーカーが有する設備や技術を調査し製作性を検討した。また、代替概念である溶接製の直管・エルボの製作性についても検討した。薄肉大口径管・エルボの製作を実現できる可能性のある候補工法とそれらの課題について検討した結果、現有設備では溶接管であれば成立し、鉄鋼メーカー設備及び切削加工設備の増強をすれば、シーメンス管も成立することから、クリティカルな課題はないと判断した。	3	
					管の成立性	薄肉大口径配管(直管)の製作性		
		運転・保守性	運転・保守性	管の成立性	運転性	微小漏えいから大漏えいまでが LLD 及び液位計により連続的にカバーできることを確認した。また、LLD(レーザ一筋起式 Na 漏えい検出器)の要素技術開発について、クワリアで要求される 100g/h の漏えいを 24 時間以内(暫定)に検知可能な感度であることを確認した。さらに、信号信頼性(誤信号防止)ナトリウムの選択的検知性、ナトリウム温度等の感度影響因子の影響の確認、並びに、検出系の感度要求及びアラート適用条件(雰囲気、耐久性、サイズ)を満たす漏えい検出システムの基本仕様を設定できたことから、適用性はありと判断した。	3	
					管の成立性	連続漏えい監視設備の適用性		

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-10 革新技術採否判断評価結果一覧(9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム) (3/3)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否
		評価項目	評価結果	*1 結果	
冷却系	9Cr 鋼大口径配管を用いた 2 ループシステム	評価の視点	評価項目	内容	
		分類	評価項目	内容	
		運転・保守性	保守・補修性	<p>ISI は安全性確保を目的として、ナトリウムバウンダリ、カバナーガスバウンダリ、連続漏えい監視、外管の漏えい試験を想定した。なお、連続漏えい監視は LBB が成立することが条件であるが、配管については LBB の成立性が見込めることから ISI として連続漏えい監視を実施する。連続漏えい監視には従来に比べて高性能が要求されているが、検出器感度を向上させた LLD(レーザ励起式 Na 漏えい検出器)を開発中であり、これにより対応可能と評価した。外管・エンクロージャに対する漏えい試験は、要求精度の明確化、方法の具体化等が必要であるが、完全に二重化されており対応可能と評価した。それ以外の項目は検査可能と判断した。</p> <p>自主検査として配管代表継手(高応力部等)の体積検査を行う。内管の高応力部はエルボの端部溶接部にあるため、そこを代表部位として体積検査の対象とする。この部位は外管との隙間が大きアクセス可能であり、ナトリウムをドレンすることにより検査が可能である。以上のことから自主検査は可能と判断した。ただし、ナトリウムをドレンせず高温状態で体積検査する場合、高温での体積検査装置の開発が必要である。</p> <p>1 次系配管は、外側の未貫通き裂等軽度な場合はインプレーズ補修(欠陥部を除去し肉盛り溶接、等)も考えられるが、それ以外には引抜補修・交換により対応する。これらの作業は、高線量率下の作業で溶接後の熱処理も必要であるが、現場の作業スペースも考慮した上で具体的な工法、作業手順の検討を行い、また必要な対策を講じることにより、補修対応が可能と評価した。</p>	3
		経済性	建設コスト	<p>目視(検査)のためのアクセスについては、外管・エンクロージャに設置した検査孔から内管表面にアクセスし検査が可能である。内管内面には直接アクセスできないが、外面からの体積検査により検査が可能である。</p> <p>実用炉 1 次系ホットレグ配管の内配管部での内外管ギャップは、溶接線検査装置の開発目標を確保できないため、今後、材料強度基準データの見直された場合に内外管ギャップを広げられるか検討すると共に、現状の内外管ギャップで溶接線検査を行う検査装置の検討を行う。また、炉内配管炉内支持部は保温材があるためアクセスできない。このため保温材を取り外し可能な構造にする等の検討が必要である。このように実用炉の 1 次系ホットレグ配管のアクセス性(検査性)については課題が残ることから、今後設計検討及び機器開発によりアクセス性を確保する。</p> <p>補修は外管・エンクロージャを切断すれば実施可能である。炉内配管の取替はホットレグ、コールドレグともに具体的な工法検討、補修スペースの確保が課題として残る。</p> <p>現状の設計条件でも 2 ループ化による物量削減効果が期待できる。</p>	3
経済性	建設コスト	<p>物量</p> <p>経済性評価</p>	2		
					採用

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-11 技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器) (1/5)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否	
		評価の視点	評価項目	評価データ		
		分類	評価項目	内容	*1 結果	
1 次冷却系	ポンプ組込型中間熱交換器	設計成 立性 機器・シ ステム設計	システム全 般	ポンプ内液面部の ガス巻き込み・ガス抜 き特性	ポンプ主軸の接液部では強い旋回流によりガスが冷却材中に巻き込む可能性がある。また、JSFR では冷却材中の気泡・溶存ガスを唯一のコーレルドレグ自由液面であるポンプケーシング外周部の液面より分離しカバークラス中に放出する計画である。これらのガス巻き込み防止とガス分離促進対策構造についてその1次系統内ガス量をボイド率で $1 \times 10^{-4}$ 以下に制御が可能なることを評価する。 ガス巻き込みに関しては軸接液部に設置するリングプレート効果も 1/4 スケール試験体により確認し、巻き込み防止に有効なることを確認した。ガス分離に関してはポンプケーシング外周部に設置した傾斜多孔板による分離性能について流動解析により評価した。その結果、ポンプからのガス巻き込みを含めた 1 次系統内のボイド率は $1 \times 10^{-4}$ 程度となったこと、ガス分離の設計対応については性能強化のための裕度を持つことから、設計成立性を有すると判断した。	3
				ポンプ内液面部液 位安定性	本ポンプの液位制御はもともと採用したポンプ内液位制御(オーバーフロー)とは異なり、ポンプ内のリークフローとリークフロー回収管路の流量を等しくすることとするシステムである。本システムでの設計課題は、ポンプ回転数により変化するリークフロー量に対し、回収管路中のリークフロー処理弁の開度を一定としたままでも回収流量が等しくなる液位変動可能範囲内(NsL~EsL、EsLはNsL+2250mm)に収まることである。 評価では小口径配管の流動解析手法として一般産業でも十分に実績を有する 1 次元フローネットワーク解析手法を適用し、ポンプ内の液位変動を解析評価した。解析結果より、定格運転時にポンプ内液位がNsLで一定となる弁抵抗設定のまま、低温待機運転～定格運転の全ての運転範囲でポンプ内液位は液位変動可能範囲内に収まること明らかとなった。過渡時の液位変動等確認すべき条件はあるが、システムの特性としては設計成立性を有すると判断した。 なお、回収管路中のリークフロー処理弁の抵抗の設定値が弁開度設定範囲に収まることも必要条件となるが、過去の弁体設計の経験及び 1/1 スケールの試験弁を用いた弁特性試験の結果から設計成立性に影響する懸念は発生しないことを確認している。	3
				IHX 上部ブレナム 部の流 力振 動	IHX 上部ブレナムには PRACS 伝熱管が設置され、冷却材主流中に管群が設置される構造であり、流 力振 動防止が設計の必須条件である。 評価では流 力振 動が発生しないことを解析的に評価した。その結果、PRACS 管群を通 過する冷却材流 速は流 力振 動発生限界流 速を超えないこと、流 力振 動評価指針の Lock-in 回避条件を満足することが評価された。この結果から、設計成立性を有すると判断する。	3
				ポン プ耐 震性	ポン プの回 転機 器とし ての耐 震性を 評価す る。地 震条件 として は新地 震条件 とし、 設計成 立性の 判断条 件とし ては先 行炉と 同様に 下部軸 受(静 圧軸受) で接触 が生じ ても破 損に至 らない ことを 条件と した。 ポン プの運 転条件 として は、下 部軸受 での軸 保持力 が最も 小さく なるフ ロコー ゴース トダン 時に おいて は破 損管健 全性を 維持可 能な最 大回転 数であ る 30% 回転時 とした。 評価の 結果、 軸は軸 受との 接触を 生じる ものの 、その 発生応 力は許 容応力 より十 分小さい ことから、 設計成 立性を 有すると 判断す る。	3
				事故時のバウ ンダ リ健全性	回 転機 器とし て回 転部 の破 損事 故時の 1 次系 バウ ンダ リ健全 性評価 として、 ポン プ主 軸中 空部 全体が 衝突す るとい う保 守的 な想定 におい て、こ れら が回 転速 を伴 って 1 次・2 次バ ウ ンダ リに 衝突す ること を想定 し評価 した。こ の結果、 内側 シユ アラ ウド は十分 な裕 度を持 つて貫 通破 損す ること は無い ことが わか った。本 評価 では、 保守 的に 1 次・2 次バ ウ ンダ リに 直接衝 突す ること を想定 したが、 実機 設計 ではそ の間に ポン プケー シング 、フ ロコー シユ アラ ウド 等の 構造物 があり、 内シユ アラ ウド に直接 衝突す ること は無 いと考 えら れる。 以上の 評価 結果 及び機 器設計 を考慮 し、 ポン プ回 転破 損時 にも 1 次冷 却材 バウ ンダ リの健 全性は 維持可 能と判 断す る。	3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-11 技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器) (2/5)

採否判断に係る評価事項						
設備区分	評価対象技術	評価の視点	評価項目			
		分類	内容			
1 次冷却系	ポンプ組込型中間熱交換器	機器・システム設計	評価項目 軸系の回転安定性	本ポンプ設計では、IHX のケーシング内に上部から挿入するため細径のケーシングとすること、Eslへコールドレグ配管の高低差を軸で結ぶ設計のため長軸であること、が特徴であり、ポンプ構造の弾性体としての運動も考慮した回転安定性を確保する設計が必要である。そこで評価では、軸系の回転安定化対応が十分であるかを確認した。 機器設計では軸系の十分な振動減衰を得るため下部軸受を併設した高減衰型静圧軸受を開発している。評価では回転安定性の評価手法として、一般産業で回転機器設計に用いられている解析手法を適用し評価を実施した。設計要求としては、回転機器の軸安定性確保に対する一般的な要求条件となっている軸系の振動減衰比を確保すること、軸受での軸保持力を確保可能であることとする。 評価に必要な軸受特性及び水力部が発生する振動源としての半径方向推力は、1/1 スケール・同一流体粘性条件での試験データ、及び水力部のスケール水試験データを取得し反映した。 設計評価の結果、製作公差、運転条件等を保守的に設定した条件で、全ての運転領域において振動減衰比は設計要求を満足することが明らかとなった。また、軸保持力についても試験により十分に確保されていることを確認した。 これら評価の結果より、軸系の回転安定性は確保可能であると判断する。	*1 結果 3	採否
			評価項目 回転安定性監視手法	上項で開発した高減衰型静圧軸受は 8 本の支持棒(鋼棒)をバネ要素として軸受を懸架する機構であり、支持棒の欠損は振動減衰機能の低下につながる。そのため、常時監視による予兆検出が可能なことを設計の考え方とし、支持棒 1 本の欠損でも回転安定性確保機能は確保したうえで機能低下を検出可能なことを設計条件とした。また、その検出方法としてはもみじゅでも実績を有する上部軸受部(気中)での軸変位計による振動監視とした。 評価では、振動応答解析を実施し鋼棒の欠損前後で上部軸受部の応答の差異を定量評価し、検出可能性を判断する。評価結果としては支持棒 1 本相当の欠損では、主軸の回転安定性は確保され主軸-静圧軸受の接触は発生せず、かつ上部軸受部での軸変位は十分に検出可能なことがわかった。 補足データとして 1/4 スケール水試験体での軸変位計測定データを分析したところ、予兆監視の対象となる振動モードは他の振動から十分に独立しており、軸振動モードと振動量を監視することにより実効的に予兆監視が可能なることが示すデータが得られた。	3	採用
			評価項目 内部温度分布及び上部冷却特性	縦型 Na ポンプの熱設計に関する従来知見から、軸及びケーシング構造の熱変形による軸・軸受間の接触を防止するために、カバークラス空間の自然対流と輻射伝熱を制御しポンプ構造の周方向温度分布を防止することが求められる。また、ポンプ組込型 IHX に適用するポンプはコールドレグ流路が外周に設置され構造の温度が高いため、上部軸受及びコングリット構造との取り合い点の温度を制限するためには上部構造の強制冷却が必要となる。本課題に対して機器設計では、対流防止板、輻射防止板の配置及び上部構造の冷却機構の最適化設計を実施した。機器設計の成立性について多次元熱流動解析を用いて評価する。 まず、構造健全性維持の条件を検討し、ポンプ構造の周方向温度分布については下部軸受で主軸と軸受の接触が生じないことを条件とし「各構造材の周方向温度差が 20℃以下であること」と設定、上部軸受温度については電動機への熱影響を避けるため「ポンプ主軸上において、温度が 50℃以下となること」と設定、コングリット支持構造の温度を制限するため「上部フランジの据付部温度が 60℃以下であること」と設定した。ポンプ構造の温度分布解析では、解析条件を保守的とするため、通常の運転条件には無い高温でのポンプ停止条件を設定して評価し、設計要求を満足した。上部軸受部及びコングリット温度の評価では最も厳しい熱的条件となる定格運転時を評価し、全て設計要求を満足した。 これらの解析結果は設計要求と比較した裕度は小さいが、対流防止板・輻射防止板の追加設置の自由度を有すること、設計要求値にも裕度を含むこと、から詳細な機器設計の段階で最適化による構造健全性を維持する設計を成立させることは可能と判断する。	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な問題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-11 技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器) (3/5)

採否判断に係る評価事項				
設備区分	評価対象技術	評価項目		採否
		評価項目	内容	
1 次冷却系	ポンプ組込型中間熱交換器	設計成立性	機器・システム設計	*1 結果 3
		ポンプ振動による伝熱管摩擦防止	ポンプ振動による伝熱管摩擦防止	
		材料の製作性	改良 9Cr 鋼による各部位(伝熱管、管板)用部材の製作性	3

採否判断に係る評価事項

評価データ

内容

ポンプ組込型 IHX は振動・摩擦が発生しやすい薄肉の伝熱管と、振動源となる機械式ポンプを同一容器に配置する設計であり、伝熱管のフレットイング摩擦を防止する機器設計が必要である。機器設計では、IHX 構造とポンプ構造の構造分離及び構造間へのガス層の配置、流体中を伝わる振動成分を低減可能なベンレンスデザイン構造の採用、伝熱管への有害な振動伝達を防止するための各部固有値の調整設計、を適用し伝熱管摩擦量の低減を図った。評価では、これらの設計対応を含んで炉寿命中の伝熱管摩擦量を評価し、伝熱管摩擦代が伝熱管の余裕肉厚内に収まるかを判断条件とした。

摩擦量評価では、機器内の振動伝達の周波数を±10%以内で評価可能なことを試験により検証済の振動伝達解析手法、摩擦量が最も大きく評価される伝熱管・パツフル板間の支持条件に基づく伝熱管摩擦量評価への適用実績を有する摩擦評価手法、及び改良 9Cr 鋼の比摩擦率データの代替として 2・1/4Cr 鋼のデータを用いた条件で評価した。また、伝熱管振動・摩擦の要因としては、ポンプの回転周波数振動成分(N 成分)、ポンプの翼通過周波数振動成分(NZ 成分)及び 2 次ナトリウムの管外流れに起因する流れ振動成分とした。

評価の結果、NZ 成分による摩擦は 0 と評価された上、N 成分についてはポンプと伝熱管が共振する条件(部分負荷運転条件)、管外流れによる流れ振動に関しては最大の振動を与える条件(定格運転)を 60 年間重量した条件でも、伝熱管摩擦量は伝熱管肉厚余裕の設定値に収まる。

評価結果より、ポンプ振動の伝熱管摩擦に対する影響は小さく、かつ部分負荷運転時に発生する最大摩擦量を想定していること、パツフル板による伝熱管支持条件に保守的な想定をすること、からポンプ振動が伝熱管の摩擦に大きく寄与することは無いと推定できる。また、伝熱管摩擦への寄与が大きさい、2 次ナトリウム流れによる伝熱管の流体力振動については、電力実証炉の開発段階で同様の伝熱管・パツフル板ピッチで試験を実施した成果を反映した評価であり、評価の精度は高いと考えられる。よって、ポンプ振動による伝熱管摩擦防止に対する設計は成立性を有すると判断する。

IHX 伝熱管は機器コンパクト化を指して肉厚が薄い(t1.1)ことと径が細い(φ25.4)が特徴であり、改良 9Cr 鋼を素材とした伝熱管としては実績がない寸法である。これまでの研究開発により、2 重管 SG 伝熱管向けの素管(内管用:t1.4-φ15.7、外管用:t1.7-φ20.4)の試作が進められており、目標寸法の伝熱管が高い歩留まりで製作可能な技術が得られている。IHX 用伝熱管の製作でも同様の製作方法を適用し、目標寸法の伝熱管を製作可能と評価する。評価より、IHX 伝熱管の製作は可能と判断する。

IHX 管板は改良 9Cr 鋼製の厚肉鍛工品であり板厚 480mm である。これについても、2 重管 SG 向けの蒸気管板(板厚約 800mm)の製作性を見通すための研究開発が進められており、強度に影響を及ぼす偏析が生じず規格の強度が得られる熔解・鍛造方法が見通されている。これら 2 重管 SG 向けに研究開発中の試作データから、IHX の伝熱管及び管板に関しては SG 管板と同様に製作は可能と判断する。

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-11 技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器) (4/5)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否		
		評価の視点	評価項目	評価データ			
						分類	内容
1 次冷却系	ポンプ組込型中間熱交換器	製性の観点	機器の製作用性	溶接構造となるポンプ主軸の製作用性	3	採用	
			製作用性	IHX 上部プレナム部構造の製作用性	IHX の上部プレナムは狭隘かつ閉鎖空間を構成しており、内部に PRACS 伝熱管等の構造物を有する構造である。そのため、作業員が内部に入って製作作業をすることが出来ないため製作用性として工夫が必要な構造となる。改良 9Cr 鋼特有の熱処理、検査作業を考慮した製作用性の設計検討を行う。製作用性について評価する。 上部プレナム部を大きな概念変更を伴わないこと、現状の技術で製作用性が見通せることを条件として概念を検討した結果、上部プレナム径の拡張、ポンプ軸長の延伸に伴う概念を抽出した。本概念について、ポンプ軸の回転安定性、自然循環膜熱除去特性を含む安全性、配管・機器の構造健全性への影響をそれぞれ評価した結果、成立性を有すると評価した。 検討の結果、IHX 上部プレナムの製作用性は、現状の製作用性範囲でも概念変更を伴わずに製作可能であることから、製作は可能と判断する。		3
		運転性の観点	運転性	運動回数の制御性	IHX 伝熱管 (薄肉・小口径伝熱管) の IHX 本体への組み付けでは、伝熱管ピッチが小さいこと、バツフル板とのクリアランスが小さいことから組立及び管板との接合作業ではその組立手順の成立性が課題となる。また、1 次・2 次 Na バウンダリを構成する CSEJ は製作実績の無い判りだし構造をとることから、その製作用性が課題となる。これらの課題に関して改良 9Cr 鋼特有の熱処理、検査作業を考慮した製作用性の設計検討を行う。製作用性について評価する。 検討の結果、IHX 伝熱管部の製作フロー図の作成及び作業性の評価を行い、製作用性に関する規格に沿った製作・検査が可能である見通しが得られた。また、CSEJ に関しては部分構造試作で試作による製作手順の確立を図る必要があるが、製作可能と判断した。		3
			保守・補修性	保守・補修性 (机上検討による(装置開発は 2011 以降))	本機器設計では、IHX の伝熱管健全性維持のために設定した運用条件(伝熱管固有値との共振回避設定)を設定するため、それが系統圧力損失等の設計諸差を含めて実際の回転数抑制として成立可能かについて評価する。評価の結果ポンプの定格回転数を 545rpm と設計の暫定値より 1%程度低下させることにより全ての運用条件を満たす評価となった。ポンプ設計として 1%の定格回転数設定変更は技術的に可能であり、回転数の制御性に関する設計成立性を有すると判断する。		3
			運転性	運転回数の制御性	ISI は、安全性確保を目的として、ナトリウムバウンダリ及びピカバナーガスバウンダリの連続漏えい監視 1 次/2 次ナトリウムバウンダリの耐圧漏えい試験、エンクロージャの漏えい試験、支持構造物に対して VT-3 を想定した。なお、IHX において負荷回数を適切に設定する(構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡すること、ナトリウムバウンダリに貫通が生じるとも不安定破壊に至ることはなく漏えいの形態をとり、それを検出してアラートを安全に停止することが可能であると考えられることから、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視とする。ナトリウムバウンダリに対する連続漏えい監視には従来に比べて高性能が要求されているが、検査回数を向上させた LLD(レーザ励起式 Na 漏えい検出器)を開発中であり、これにより対応可能と評価した。その他の検査項目についても検査可能と評価した。 なお、1 次/2 次バウンダリへの安全上の要求は「漏えいが被ばくし問題ないこと」及び「SGTR(Steam Generator Tube Rupture)で炉心に影響が及ぶ開口が無いこと」であり、運転中の漏えい監視を行いインテークを 30 日以上維持できる破損孔の段階で検知し原子炉を停止すること及び定検中に最高使用圧力(SGTR 相当)の耐圧漏えい試験を行い炉心に影響が及ぶ開口が無いことを確認することで安全上の要求に対応可能であるとした。		3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-11 技術採否判断評価結果一覧(ポンプ組込型中間熱交換器) (5/5)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否
		評価項目	評価データ	*1 結果	
1 次ポンプ組込型中間熱交換器	運転・保守性	保守・補修性 (机上検討による装置開発は2011以降)	評価項目	内容	
			分類	内容	
			評価項目	内容	
			評価項目	内容	
			想定自主検査内容への対応性	自主検査として1次ナトリウムバウンダリのVT-2、カバードガスバウンダリのVT-3、ポンプやモータの分解点検等を実施する。いずれの検査項目も検査可能と評価した。1次ナトリウムバウンダリのVT-2については外面からアクセス可能であり、外面から検査可能なCCDの開発計画があることから、カバードガスバウンダリのVT-3については外面から検査可能であることから、また、ポンプ及びモータは引き抜き、点検が可能であることから対応可能と評価した。	3
			想定補修内容への対応性	ナトリウムバウンダリは、基本的には引抜補修又は交換にて対応するが、IHX 伝熱管、バウンダリ CSEJ 等はナトリウムドレン、ポンプ引抜きによりアクセス可能であり、可能な限りインプレース(現地)補修する。 伝熱管に貫通破損(伝熱管破損、もしくはシール溶接部の損傷)が生じた場合のリーク場所同定については、ポンプ引き抜き後の2次ナトリウムリークを目視同定することにより可能な見通しであり、その後の破損箇所の詳細同定についても検査装置(開発予定)により実施することが可能となることと評価した。伝熱管の施修を実施する場合には、下部管板についてはポンプ引き抜きによりアクセス可能であり、上部管板についても検査孔を設置してアクセス性を高める構造変更を行っており、今後の研究開発により補修対応が可能と評価した。 ポンプ、モータ類は分解点検、交換が可能である。	3
			トラブル対応等のためのアクセス性の程度	1次/2次ナトリウムバウンダリ(IHX 伝熱管、バウンダリ CSEJ 等)はポンプ本体を引抜いてアクセス可能である。その他の上部プレナム部や2次ナトリウム中の管束部等はベント配管の利用及び検査孔の設置によりアクセス性を改善可能である。しかし、検査孔の設置により溶接線が増加してナトリウム漏えいのリスクが高くなることから設置数に限度があり、さらにアクセス性を確保するためには大幅な構造変更が必要なので、アクセスできない部位が残ることが課題である。 補修性については、IHX 伝熱管はポンプ本体を引抜き、プラグ補修することとしており、これは上記(想定補修内容への対応性)の記載のとおり可能と判断した。その他の部位の補修対応レベル③(発生する可能性がほとんどなく設計段階で補修性を考慮しない)に相当する補修は機器構造上困難であり、IHX の取替補修が必要となるので工事が大規模となることが課題である。 更なるアクセス性の改善方策の検討を引き続き行う。	2
			経済性	経済性評価に必要な物量及び機器設計データを提示した。 ポンプ組込型 IHX の物量削減効果は、IHX とポンプの分離配置と比較して1次冷却系(IHX, ポンプ, 1次系配管, 等)の物量比較の場合には約22%低減効果を有する。また、機器物量低減の他に格納容器容積の約35%の減容が挙げられる。 ポンプ組込型 IHX の採用により経済性向上に寄与した点としては、ポンプガードベットの削除、ミドルレグ配管の削除、1次冷却系設備コンパクト化による建屋容積削減・空調等 BOP 設備削減、及び保守作業の削減、である。 これらの評価結果は経済性の総合評価へ反映されるが、加工費用を考慮したとしてもポンプ組込型 IHX の経済性が有意であることは変わらないと予測されることから経済性に関する成立性を有すると判断する。	3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-12 革新技術採否判断評価結果一覧(直管 2 重伝熱管蒸気発生器)(1/5)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否	
		評価項目	評価結果	内容		
						分類
2 次冷却系	直管 2 重伝熱管蒸気発生器	設計成立性	水リーク時安全性及び資産保護性	安全設計	*1 結果	
		評価項目	2 重管の破損伝播防止シナリオの成立性	破損伝播防止シナリオの成立性		
				<p>大交換熱容量 SG に必要な安全性と資産保護性を確保するため、水リーク事象に対して破損伝播を防止する設計とした。</p> <p>① 共通要因破損による破損伝播防止性能評価 伝熱管の破損要因について破損に要する期間を解析し、ISI での検出可否について評価した。「フレッティング摩耗」については、フレッティング摩耗速度は十分に遅く、外管肉厚に摩耗代を取ること設計対応可能と評価した。また、「DNB 温度振動」及び「流体力振動」については、き裂進展解析を実施し、想定すべき初期欠陥が肉厚を貫通する前に ISI により検出可能であると評価した。さらに、片側管がき裂により破損した場合、そのき裂が「内外管の界面で停止すること」を、き裂停留試験結果を用いて確認した。以上の結果より、伝熱管の共通要因破損による内外管貫通水リークを防止するシナリオは成立すると評価する。</p> <p>② 従属破損による破損伝播防止性能評価 従属破損については、内外管が、単独で水・蒸気圧力に耐えられる肉厚を保持していることを ISI により検査することにより防止する。クリープ損傷評価により、内外管が、単独で定検間隔以上の期間、水・蒸気圧力に耐えられることを確認したことから、従属破損に関する破損伝播防止シナリオは成立すると評価する。</p> <p>③ 独立事象の重ね合わせによる内外管同時破損時の破損伝播防止性能評価 独立事象の重ね合わせによる破損については、同一管での内外管同時破損を想定し事象推移を評価した。評価対象とすべき破損事象は、内外管それぞれの破損部位の間隔が 3.5m 以上ある内外管同時破損モードであり、内外管ギヤップを介した水リーク事象では、軟酸化物又は Na-水反応生成物による閉塞が発生し水リークは継続しないと評価された。独立事象の重ね合わせによる破損に関して破損伝播防止シナリオは成立すると評価するが、内外管同時破損発生確率から内管及び外管の破損孔の距離を想定することの妥当性については、これまでに前例がなく、外部有識者の意見も踏まえた許認可性に関する見直しを得ることが課題である。さらに、独立事象の重ね合わせに対する破損伝播防止シナリオの検証データの拡充と許認可性を確認する必要がある。</p> <p>④ 管・管板継ぎ手の破損による水リークに起因する破損伝播防止性能評価 給水管板の継手溶接部からの水リーク事象については、2 重管と同様に管穴と伝熱管の間のギヤップで閉塞が生じる可能性が高いこと、さらに拡張施工による流出流量が制限(1g/sec 以下)され外管で破損拡大が生じる前に Ni 酸水素計による検出・事象終息が可能であることが評価された。評価より、管・管板継ぎ手の破損による水リーク事象に関して、破損伝播防止シナリオは成立すると評価する。</p>	2	採用
				<p>2 重管 SG では資産保護性向上のための設計対応により水リークの局限化が可能であり、それを設計基準水リークと設定することを指向する。一方、水リーク事象は原子炉冷却材バウンダリ(IHX の 1 次/2 次バウンダリ部)及び 2 次系各部への圧力上昇を与える事象であることから、設計基準を上回る水リーク事象に対してクローズアップが求められる。設計基準外事象として伝熱管 1 本ギョロチン破断相当(1DEG)までの水リーク率範囲で原子炉冷却材バウンダリ等の健全性が確保できるような設計に対応した。伝熱管大規模破断時の原子炉冷却材バウンダリ等の健全性について評価する。</p> <p>起回事象として、微小～1DEG 相当の水リークを想定し、伝熱管の高温フラッシュを含む破損伝播解析を実施した結果、最大リーク率は約 5DEG となった。最大リーク率は 5DEG として大リーク解析を実施した結果、ナトリウム-水反応により顕著に圧力が上昇するが、ナトリウム-水反応生成物収納設備の動作により、2 次主冷却系内の圧力上昇は抑制され、原子炉冷却材バウンダリ等の健全性は維持されると評価した。</p> <p>以上に、設計基準外事象として微小～1DEG 相当までの水リークを想定しても、格納バウンダリの健全性に影響することなく事故は安全に収束可能と評価した。</p>	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-12 革新技術採否判断評価結果一覧(直管 2 重伝熱管蒸気発生器) (2/5)

設備区分	評価対象技術	評価の視点	評価項目		採否判断に係る評価事項	採否	
			分類	評価項目			
2 次冷却系	直管 2 重伝熱管蒸気発生器	設計成立性	機器・システム設計	伝熱流動性能	<p>SG での伝熱流動設計に関しては、伝熱性能向上及び保守性向上のために有効伝熱長 29m の直管伝熱管とすること、水・蒸気側の流動安定性確保のためのオリフィスを設置しないことが特徴である。本伝熱流動設計について、伝熱性能と水・蒸気側の流動安定性を評価した。</p> <p>伝熱性能については、ナトリウム入口部を対象とした縮尺水流動試験により流速均一化の見通しであり、2 次元の空間分布解析を行い、伝熱性能を評価した。その結果、伝熱部中央部から外周部に交換熱量の分布が見られるが、定格出力時の交換熱量を確保できると評価した。</p> <p>水・蒸気側流動安定性については、もんじゅ等の SG 評価でも実績を有する周波数応答法 (DALMA コード) による流動安定性解析を行い、定格時及び部分負荷時ともに水・蒸気側安定性を有すると評価した。また、MSG コードの水側モデルの高精度化等により、本評価結果が保守側であることを確認した。</p>	*1 結果	3
				管板	<p>SG の管板は厚肉の構造であり、中央部には温度変化が大きい伝熱管束が挿入されていることから、プラント過渡時には、中央部と外縁部の顕著な温度差による大きな熱応力の発生が懸念される。熱応力を低減する設計対応としては、管束挿入部と外縁部の境界で大きな熱応力が発生することから、境界部をなめらかにつなぐことにより応力を低減する管板形状とした。また、SG 内部で水・蒸気の逆流が発生する事象が給水管板に過大なホットショックを与えることから、事象シーケンスを蒸気の逆流極知と出口放出口の開閉に變更し、ホットショックを防止する運用とした。その上で管板構造の熱過渡条件下での健全性に関して評価した。</p> <p>管板の構造健全性に影響を与える熱過渡事象を幅広くサーベイし、代表する事象として入口放出口誤開事象を選定し、蒸気管板と給水管板の構造健全性評価を実施した。評価の結果、蒸気管板に関しては、運用見直しにより、厳しいが締め応力が発生しない見通しが得られたことから、成立性を有すると判断し、蒸気管板の構造健全性は確保可能と評価した。給水管板に関しては、厳しいコーロドショックによる締め応力が生じるが、この事象に対する構造健全性を確保できる見通しが得られた。</p>	3	採用
				高 Cr 鋼製熱膨張差吸収機構 (CSEJ)	<p>2 重管 SG では胴と伝熱管の熱膨張差を吸収する構造として、改良 9Cr 鋼の切削加工による CSEJ を採用する。改良 9Cr 鋼製の CSEJ の構造健全性評価にあたっては、従来のステンレス製ベローズと同様の手法の適用性を評価する必要がある。実証施設において、軸方向の想定変位を吸収できるような CSEJ 構造を EJMA 規格に基づき設定し、その構造に対して、定格時に想定される負荷として、軸方向の変位 (伝熱管と胴の熱膨張差) に加えてナトリウム配管の反力を考慮した場合の構造健全性評価を行い、CSEJ 上下にステー板とロッドを設けるような構造対応を行うことにより、最大応力を降伏応力以下まで低減でき、健全性を確保できる見通しを得た。実用炉 CSEJ の構造については、軸方向の胴と伝熱管の熱伸び差は、実証施設の場合とほぼ同じである。実証施設 CSEJ の構造と同じように、想定される変位を吸収できるように設定することにより構造健全性を確保できる。水平方向の荷重に対しては、設計裕度は大きく、配管反力による回転曲げを抑制した構造対策を実施することにより、最大応力を降伏応力以下まで低減できることから、構造健全性を確保できると評価した。</p> <p>補足データとして、鍛鋼品からの削りだし CSEJ 形状に対して、従来の健全性評価手法である DDS が適用性を確認するために、φ250mm の切削加工 CSEJ を試作し疲労試験を実施した。その結果、疲労損傷に至る繰返し回数は、丸棒等による基礎試験で得られた S-N 曲線と解析により得られたひずみ範囲から予測できることを確認し、DDS に基づく健全性評価が妥当であると評価した。</p>	3	

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な問題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-12 革新技術採否判断評価結果一覧(直管 2 重伝熱管蒸気発生器) (3/5)

設備区分		採否判断に係る評価事項			評価結果		
		評価の視点	評価項目	内容	*1 結果	採否	
2 次 冷 却 系	直管 2 重 伝熱管蒸 気発生器	設計成 立性	機器・システ ム設計	伝熱管 座屈に対する構 造健全性	<p>伝熱管間の温度差に起因する熱膨張差を吸収する構造を持たない直管型 SG では、過大な温度分布が発生した場合に伝熱管の座屈が発生する懸念がある。座屈要因と想定される事象、及びそれらに対する伝熱管相互温度差を評価した。定格運転時、部分負荷時及び過渡時に有意な伝熱管相互の温度差は生じず、伝熱管の座屈は生じないと評価した。また、伝熱管表面の酸化・流路狭窄等による伝熱特性変化による温度差発生に関しては、適切な水質の維持管理及びオリフィスレスの設計により座屈の発生要因とはならないと評価した。検討の結果、伝熱管の相互温度差が生じる要因で最も大きなものは伝熱管プラグ補修に伴うナトリウム側の温度分布であると評価した。プラグ施設時の伝熱流動を 2 次元の SG 設計コードを用いて、SG 中心部で複数管の伝熱管プラグを想定した熱流動解析を実施した。その結果、伝熱管相互の最大温度差を許容値である 20℃と設定した場合のプラグ本数の上限は 21 本相当(3 層)となった。SG におけるプラグ伝熱管が集中する要因となる水リークに起因する破損伝播は設計対応により防止されており、2 重管 SG では多くの伝熱管が集中してプラグ補修される事象は無い。また、伝熱管最外層における、胴と伝熱管の距離の遠い影響については、バツフル板の間隔には設計自由度を有し許容最大温度差を拡大する設計対応も可能であることから、構造健全性は維持可能と評価する。</p>	3	採用
			伝熱管				

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な問題点がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-12 革新技術採否判断評価結果一覧(直管 2 重伝熱管蒸気発生器) (4/5)

設備区分	採否判断に係る評価事項				採否
	評価対象技術	評価項目		*1 結果	
		評価の視点	評価項目		
2 次冷却系	直管 2 重伝熱管蒸気発生器	材料の製索性	長尺 2 重伝熱管の製索性	<p>設計目標 (改良 9Cr 鋼製、φ19mm、外径 t1.7mm、内管 t1.4mm、冷間加工、狭径ギャップ(10μm 程度)、L35mm) の 2 重伝熱管に関しては、その素管製索性、2 重管加工の美観性無いため試作試験により製索性を確認した。</p> <p>素管の試作試験では、外径及び肉厚要求を満足する L17mm の素管を製作できたことから、実機長 (L35mm) を対象とした脱スケール処理、潤滑処理、及び内外面研磨も施行可能な製造設備を設計することで、素管の製索性は有すると評価した。</p> <p>2 重管加工試験では、設計目標の 2 重管を製作するための加工が可能なことと加工時の焼付きの有無を課題と設定し、2m ～ 15m の 2 重伝熱管を段階的に試作した。2 重管加工条件については、試作試験の結果、目標とする寸法・内外管面圧の 2 重管を製作可能であると評価した。この結果から、曲がり矯正の確認や面圧制御の評価を行うことにより、35mm 長尺伝熱管についても、同様の加工条件で目標仕様に満足できると評価した。冷間加工時の焼付きについては、工業的加工速度での加工界面部の温度に着目した 5m 長試作試験及び解析評価で発生しないことが確認された。これらのデータを基に、35mm 長さの 2 重管に製索性については成立すると評価した。但し、現在の伝熱管製造設備では最長で 17m 級の素管であり、35mm 長さの 2 重管には対応していない。このため既存の製造設備を 35m へ抽出し、さらに 2 重管加工する設備及び原子力級品質の検査設備、その他インフラ設備への投資と立地検討は必要である。</p>	2
			機器の製索性	厚肉 (実証炉約 800mm、実用炉約 1000mm) 大型 (実証炉 100ton、実用炉 250ton) の改良 9Cr 鋼製大型鍛鋼品の製索性に関し、鋼塊の製作過程での微量成分偏析による強度低下と、厚肉鍛鋼品の強度確保を課題と設定し、試作試験を実施した。 <p>実証炉の SG 管板 (100ton) と同等の径を有する改良 9Cr 鋼の鋼塊 (50ton) を試作し、分析を行った。技術的な課題と考えていた微量成分の偏析による強度の低下に関して、ESR 溶解 (二次溶解) を適用することにより材料強度に影響する偏析は無かった。また、厚肉大型鍛鋼品の熱履歴を模擬した 50kg 試験片による強度試験を実施したところ、DDS の規格を満たす強度が得られた。これらの試作結果より、実証炉向けの 100ton 規模の管板材料の製索性は有すると評価する。</p> <p>実用炉の管板用鍛鋼品 (250ton) に関しては、ESR 凝固シミュレーションを実施し、偏析の可能性について検討した結果、200ton 鋼塊規模までは製作可能と評価した。それを上回る 250ton については、偏析を防止する ESR 鋼塊製作技術の開発が必要となるが、一方で管板サイズを縮小し、200ton 管板での SG 設計は可能であり、これらのことから製索性を有すると判断した。なお、現行の製造設備の最大容量は国内では 100ton 級であるが、海外 (独国) は 200ton まで製造可能である。</p> <p>材料強度については、実証炉及び実用炉の厚肉大型鍛鋼品の熱履歴を模擬した 50kg 試験片による強度試験結果及び 50ton ESR 鍛鋼品の材料試験結果により、DDS の規格を満たすことを確認した。また、熱履歴解析により LMP を求め、これまでの試作データをもとに適用可能な強度を評価し、成立性を有すると判断した。</p>	3
管・管板継手	管・管板継手に関しては、狭径伝熱管ピッチでの、スタブ及び管穴の機械加工精度、端合せ溶接の施工性及び継手強度の確保、管の拡加工の継手強度の確保を課題と設定し試作試験を実施した。 <p>スタブ及び管穴の機械加工精度に関しては、NC 加工機によるスタブの切削加工及び BTA 加工機による管穴切削加工の試作試験により、必要公差内で加工可能と評価した。端合せ溶接の施工性に関しては自動溶接機を試作した上で溶接試験を実施し、狭径部での溶接が可能であると評価した。拡管施工性に関しては、既存拡管技術の範囲内で施工可能であると評価した。管・管板継手部の健全性については、想定する荷重条件の算定においては、自重、内圧及び伝熱管相互の温度差等の荷重を考慮し、定格時及び過渡時に最大となる荷重を評価し、溶接部、拡管部ともに継手強度を確保可能と評価した。また、構造健全性については、溶接部の疲労及びクリープ試験により健全性が確保可能と評価した。拡管部の面圧のリラクゼーションについては、解析評価により、寿命末期 (60 年相当) で設計要求を満たす見通しである。これらの試作試験結果より、管・管板継手の加工性を有し、構造健全性は確保可能と評価する。</p>	3			

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-12 革新技術採否判断評価結果一覧(直管 2 重伝熱管蒸気発生器) (5/5)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否		
		評価項目		評価結果			
		視点	分類				
		視点	内容	*1 結果			
2 次冷却系	直管 2 重伝熱管蒸気発生器	運転・保守性	保守・補修性 (机上検討による(装置開発は 2011 以降))	<p>ISI は安全性確保を目的として設定し、ナトリウムバウンダリ、カバークラスバウンダリの連続漏えい監視、ナトリウム・水バウンダリ(伝熱管)の体積検査及び連続漏えい監視、エンクロージャの漏えい試験、支持構造物(スカート)の目視検査(VT-3)等を実施する。なお、蒸気発生器において負荷回数を適切に設定する(構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡する)ことで、ナトリウムバウンダリに貫通が生じても不安定破壊に至ることはなく漏えいの形態をとり、それを検知してプラントを安全に停止することが可能であると考えられることから、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視とする。</p> <p>伝熱管の体積検査手法である RF-ECT(マルチ式)については、減肉及びスリット等機械欠陥の検出性は有するものの、より狭いき裂状欠陥の検出性が未検証であり、閉口したき裂形状の検出性等、実環境下での運用も考慮すると比較的高い技術ハードルを有することが課題である。RF-ECT(マルチ式)が比較的高い技術ハードルを有することを踏まえ、内外管のき裂検出等を UT とする場合は、プラント定検工程のクリティカルパスとなることから、定検工程が長くなる。UT 点検期間短縮の方策として、2 種の欠陥を同時検出可能とする等の技術開発が必要である。以上により、伝熱管の体積検査手法に関しては、RF-ECT(マルチ式)が比較的高い技術ハードルを有することが課題である。また、RF-ECT(マルチ式)の検出性に見通しがない場合には、定検工程が長くなることから、UT の点検期間を短縮するために検査速度を向上させる方策についての開発課題を有する。その他については、各設備が設定した規制要求検査には対応可能な見通しである。</p>	2		
		運動・保守性	想定自主検査内容への対応性	<p>自主検査はラプチャードライクに対する目視検査(VT-3)、CSEJ、蒸気及び給水室マンホールの目視検査(VT-1)等を実施する。</p> <p>いずれの部位もアクセスでき検査可能と評価した。</p>	3	採用	
		経済性	建設コスト	想定補修内容への対応性	<p>ナトリウムバウンダリ、カバークラスバウンダリについては、引抜補修又は交換により対応する。伝熱管については、水室内に補修装置を搬入して伝熱管プラグを実施する。</p> <p>いずれの部位も保守・補修対応が可能又は装置開発に関する技術的課題の難度は低いと判断し、対応可能と評価した。</p>	3	
		経済性	建設コスト	トータル対応等のためのアクセス性の程度	<p>目視性については、管束部中間部へはアクセスできないが、管束部上・下部にアクセスすることで、大半のルースパーツ等の異物確認は可能であること、またバップル板は管束部中間部を含めモーターフィールド ECT により存在確認が可能であることから問題ないと評価した。</p> <p>補修性については、伝熱管の破損や管板溶接部での損傷は、当該伝熱管のプラグ補修や管板外側からの補修が可能である。しかし、補修対応レベル③(発生する可能性がほとんどなく設計段階で補修性を考慮しない)に相当するバップル板の損傷等の 2 次ナトリウム中の構造物の補修は機器構造上困難であり、蒸気発生器の取替補修となる。</p>	2	
		経済性	建設コスト	物量	<p>直管 2 重伝熱管 SG の物量は、1070ton/基と評価される。最新のプラント設計に対して、プラント全体としての評価を別途提示する。</p>	-	
		経済性	経済性評価	<p>長尺密着 2 重伝熱管の製作及び実用炉規模の管板用厚肉鍛鋼品の製作に関して大規模な製作設備の整備が必要である。</p>	-		

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-13 革新技術採否判断評価結果一覧(完全自然循環方式崩壊熱除去系)(1/2)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否	
		評価の視点	分類	評価項目		
崩壊熱除去系	完全自然循環式崩壊熱除去システム	設計成立性	機器・システム設計	評価項目	評価結果	*1 結果
				評価項目	内容	
				崩壊熱除去特性評価の成立性 (完全自然循環方式による炉心冷却の考え方)	原子炉トリップ後の崩壊熱除去の観点から炉心冷却に対して厳しくなると考えられる設計基準事象での異常事象の安全解析評価を実施した。抽出したすべての異常な過渡変化・事故事象に対して、被覆管肉厚中心最高温度は同事象とも最高で 732℃であり、安全性の判断基準(異常な過渡変化及び事故における被覆管肉厚中心最高温度はそれぞれ 830℃以下、900℃以下)を満たすことを確認できたので、問題ないと判断した。	3
				安全性	上記の評価手法として、MEXT 公募研究として、自然循環評価手法について、1 次元の解析手法及び 3 次元で扱う詳細な解析手法開発を進めている。1/10 システム水試験と比較した結果、現状の安全評価で用いられている 1 次元評価手法は、1 次元内で発生する自然循環流量及び炉容器出入口温度の過渡挙動を良好に予測可能であることを検証した。また、3 次元評価手法についても、極めて良好に予測可能であることを確認したので、評価手法の自然循環に対する適用性は問題ないと判断した。	3
				崩壊熱除去系の信頼性	崩壊熱除去機能喪失事象 (PLOHS; Protected Loss Of Heat Sink) は、炉心損傷をもたらすとともに格納容器機能喪失に至る可能性がある。JSFR の安全性設計要求においては「炉心損傷頻度は 10%/炉年未満」及び「格納容器機能喪失頻度は 10%/炉年未満」の両者について満足することが求められており、そのため、PLOHS 事象の発生頻度を 10%/炉年オーダー程度に抑制する必要がある。JSFR に対して PSA 評価を実施した結果、PLOHS 発生頻度は約 9×10 <sup>-9</sup> /炉年と評価されたので、問題ないと判断した。	3
				DRACS 用熱交換器 (DHX) の除熱性能の成立性	DHX の自然循環時の除熱性能について、機器サイジング条件の 1 次側圧力損失及び伝熱面積を評価した結果、機器設計で求められた 1 次側圧力損失は除熱に必要な自然循環流量を下回り、設計伝熱面積は除熱に必要な伝熱面積を上回ることを確認した。よって、所定の除熱性能を確保できることから、問題ないと判断した。	3
				PRACS 用熱交換器 (PHX) の除熱性能の成立性	熱交換設計手法の妥当性について、MEXT 公募研究でのシステム水試験装置の DHX の性能を評価したところ、設計伝熱式からの熱伝達率に対し、試験結果からの熱伝達率が大きくなくっており、流路面積の設定など設計手法は裕度をもって評価することが確認できた。	3
				PRACS 熱交換器部分は、比較的流路幅の広い IHX の上部プレナム部に設置されていることから、流動するナトリウムに対し、PHX 部をバイパスして流れるナトリウムの影響に関して詳細に評価した。機器サイジング条件の 1 次側圧力損失及び伝熱面積計算を評価した結果、機器設計で求められた 1 次側圧力損失は除熱に必要な自然循環流量を下回り、設計伝熱面積は除熱に必要な伝熱面積を上回ることを確認した。よって、所定の性能を確保できることを確認した。また、PHX の管束部分とバイパス部分の熱流動を解析できる 3 次元熱流動解析での除熱量を評価した結果、原子炉トリップ後約 300 秒で、設計で設定したサイジング条件の除熱量を有し、所定の除熱性能が確保されることを確認した。以上より、PHX 除熱性能の成立性は、問題ないと判断した。	3	
PHX のナトリウム条件での熱伝達特性について、MEXT 公募研究にて PHX に関するナトリウム試験を実施した。その結果、設計での自然循環除熱時の熱伝達率は適切な裕度をもつことを確認したので、問題ないと判断した。	3					
漏えい対策と整合の取れた AC 除熱特性の成立性	JSFR の冷却材バウンダリは 2 重化しているが、特に、空気冷却器の伝熱管は、外部へのナトリウムエアロゾルの放出を抑制するため、適切な漏えい対策を施す必要がある。設計検討の結果、空気冷却器の伝熱管外側にフィン管を設置した 2 重管構造とし、漏えい検出を可能とするともに、定期的な目視検査を可能とすることで、配置設計に影響を与えることなく、除熱性能が得られることから問題ないと判断した。	3				
自然循環除熱による熱過渡に対する構造健全性	崩壊熱除去系を使用した崩壊熱除去に際し、原子炉トリップ後の主冷却系ポンプの運用方法によって、原子炉容器や IHX などへ厳しい熱過渡が発生する可能性がある。熱過渡に対する構造健全性については、機器ごとに熱過渡条件に基づいて評価されるが、ここでは自然循環時の冷却材温度の過渡特性について評価した。原子炉トリップ後のポンプの低速回転数をパラメータにした熱過渡解析を行った結果、1 次元系及び 2 次元系とも自然循環運転を行う運用とすることで、冷却材温度の過渡挙動を緩やかにでき、構造健全性上有利であることを確認したので、問題ないと判断した。	3				

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-13 革新技術採否判断評価結果一覧(完全自然循環方式崩壊熱除去系)(2/2)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項			採否	
		評価項目	評価結果	内容		
崩壊熱除去系	完全自然循環式崩壊熱除去システム	製作用の観点	分類	評価項目	*1 結果	
		製作用性	機器の製作性	改良 9Cr 鋼薄肉管 (DHX、PHX 伝熱管) の製作性	DHX(外径 21.7mm×肉厚 1.1mm×長さ 4,000mm)及び PHX(外径 31.8mm×肉厚 1.4mm×長さ 4,000mm)の薄肉伝熱管について、これまでの SG 伝熱管の試作結果から、製作性を評価する。外径と肉厚の比は、PHX 及び DHX 伝熱管の方が SG 伝熱管よりも厳しいため、製作工程について机上検討を実施した結果、SG 伝熱管で実績のある加工度で目標外径・肉厚を達成可能と判断した。	3
		運動性	運転・保守性	1 ループメンテナンス時の崩壊熱除去の成立性	メンテナナンス時には、低温停止状態にて PRACS 又は DRACS を点検しながら、炉心崩壊熱を除去する必要がある。低温停止時の崩壊熱除去系の運用が現在計画している定検工程に適合していることを評価した結果、定検期間中に DRACS 又は PRACS を 1 系統点検しているときにも、他の 2 系統の崩壊熱除去系を運転することに炉心崩壊熱よりも多くの除熱量を確保可能であることから、問題ないと判断した。	3
				全ループサイフォンブレイク時の崩壊熱除去の成立性	炉心安全性の裕度を確保するため、炉停止後の 1 次系配管全数サイフォンブレイク時の崩壊熱除去特性を解析した。外部電源喪失後約 24 時間での 1 次系配管全数サイフォンブレイクに対して、冷却材最高温度は定格運転温度 (550℃) 以下で炉心冷却が十分可能であることを確認した。1 次系配管全数サイフォンブレイクが生じる可能性があるのは、1 ループをドレンするメンテナンス時に全ループのガス抜き弁を誤開する場合が想定され、プラント運用上、炉停止後測オーダーの期間後となる。このため、1 次系配管が全数サイフォンブレイクした場合でも、崩壊熱は DRACS で十分除熱可能であり、炉心安全性の裕度を有することを確認できた。以上より、問題ないと判断した。	3
		保守・補修性	想定規制要求検査への対応性	想定規制要求検査への対応性	ISI は安全性確保を目的として、ナトリウムバウンダリ及びカバーガスバウンダリの連続漏えい監視、エンクロージャの漏えい試験を想定した。なお、負荷回数を適切に設定する(構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡すること、ナトリウムバウンダリに貫通が生じるとしても不安定破壊に至ることはなく漏えいの形態をとり、それを検知してプラントを安全に停止することが可能であると考えられることから、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視とする。いずれの検査項目についても検査可能と評価した。ナトリウムバウンダリに対する連続漏えい監視には従来に比べて高性能が要求されているが、検出器感度を向上させた LLD(レーザ励起式 Na 漏えい検出器)を開発中であり、これにより対応可能と評価した。	3
				想定自主検査内容への対応性	自主検査は各機器の分解点検や開放点検、計測器の交換及び DHX 取り付け部フランジに対する VT-3 を行う。いずれの想定自主検査項目もアクセス可能であり検査可能であると評価した。	3
		経済性	建設コスト	想定補修内容への対応性	ナトリウムバウンダリは部分的にはインプレース補修が可能であるが、基本的には引抜き補修または交換にて対応する。また、ナトリウム機器以外には分解点検、交換が可能であることから想定補修内容への対応性があると評価した。	3
				トラブル対応等のためのアクセス性の程度	PRACS 伝熱管 (PHX) 及び上下ヘッダ以外は、アクセス性の確保が可能である。PHX の上下ヘッダに検査孔を設置して、伝熱管内部にプローブを挿入可能なように構造変更することによりアクセス性は確保できると評価した。DRACS については 2 次系配管を切断し引抜くことによりアクセス性は確保できると評価した。	3
		経済性	経済性	物量	従来からの評価として、完全自然循環方式の崩壊熱除去系は、非常用電源の容量を削減可能であり、①非常用 DG 設備の削減②非常用母線の削減③原子炉建屋体積の削減等が見込まれる。物量の削減効果として、非常用電源容量:約 80%削減、原子炉建屋体積:約 5%削減が可能であり、経済性上のメリットも有することから、問題ないと判断した。	3
		経済性	経済性	経済性評価	プラント全体としての評価を別途実施する。	—

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-14 革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱システム)(1/5)

採否判断に係る評価事項				
評価対象技術	評価の視点	評価項目		採否
		分類	内容	
簡素化燃料取扱システム ・燃料交換機 ・燃料移送系 ・燃料沈降システム	設計成立性	安全設計	代表事象の選定と評価 代表事象の選定と評価	3
		機器・システム設計	燃料交換機	3
				採用

簡素化燃料取扱システムは従来炉の燃料取扱システムと比較して革新技術を取入れ合理化を図っているため、安全上問題がないことを燃料取扱システム全体として確認するため代表事象の選定を実施し、従来システムと安全性の相違点を評価した。各設備の安全設計方針を設定し、これに基づき事故事象の抽出を行った。また、機器区分、耐震区分を基とした故障確率から事故事象の発生頻度を評価して安全評価における代表事象を設定した。その結果、簡素化燃料取扱システムの安全評価の代表事象として選定された事象は、従来炉で検討されている範囲内であり、システムとして安全性の観点から大きな問題点がないことを確認した。また、選定された設計基準事象のうち代表的なものに対して評価を実施し問題がないことを確認した。

(備考)  
 従来炉からの大きな変更点として、「移送ポットのナトリウム全漏えい」及び「集合体ガス中落下」については、発生頻度が  $10^{-6}$ /炉年未満となるため、評価対象外とした。ナトリウムポット漏えいについてはもんじゅでも被ばく評価のための過度な事象という位置づけであり、使用前検査と荷重による漏えい検知で想定外とすることで健全性を維持する方針としている。集合体落下についてはグリッパや吊下げ機構の多重化、集合体つかみや吊下げ位置検知の多重化により設計基準事象としては想定外とした。ただし、仮に落下した場合の大規模破損を防ぐための緩衝装置等の検討を行う。また、2011年度以降に試験により落下時にも燃料冷却体系を維持できることを確認する計画である。

燃料交換機アームの耐震性向上案について設計地震条件(地震動 Sd)における解析を行い水平方向の変位の設計要求であるアーム先端のUIS との干渉回避、上下方向の変位の設計要求であるアーム先端の炉心構成要素頂部との干渉回避の観点から下記条件を満足する結果を得た。従って耐震性に関しては問題ないと判断する。  
 (評価項目)  
 ① 水平方向変位 < 20.0mm  
 ② 上下方向変位 < 15.0mm

MEXT 公募の研究開発で実施した「気中実規模動作試験」により、水平方向位置決め精度の設計要求及び取扱中の炉心構成とグリッパの収納ケース間の空間確保の観点から求めらる上下方向位置決め精度要求を満たす以下の試験結果を得た。  
 (評価結果)  
 ①アーム伸縮方向変位  $\leq 4.0\text{mm}$   
 ②アーム旋回方向変位  $\leq 3.0\text{mm}$   
 以上のとおり、「気中実規模動作試験」により、設計要求を満足することが確認出来た。実機においても、製作時に試験体製作時と同様の製作精度管理を行う事により、設計要求を満足できると考えられる。従って、位置決め精度の確保には問題ないと判断する。

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な問題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-14 革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱システム)(2/5)

評価対象技術	評価の視点	評価項目		採否判断に係る評価事項	評価結果	*1 結果	採否
		分類	評価項目				
簡素化燃料取扱システム ・燃料交換機 ・燃料移送系 ・燃料洗浄システム	設計成立性	機器・システム設計	炉内燃料交換速度の確保	MBXT 公募の研究開発で実施した「炉中実規模動作試験」においてアーム開閉動作速度、グリッパ昇降動作速度、グリッパ開閉動作時間が燃料集合体交換速度 30 分/体を満たすための設計要求を満たすことを確認した。実機においてはナトリウムの影響(浮力、流体抵抗等)を考慮して設計することにより、設計要求を満たすことができると考えられる。従って、燃料交換速度の確保に問題ない判断する。  燃料交換機の可動部の設計寿命に対する耐久性は、既往実績及び類似試験結果から成立性を見通すことができる。本評価では、可変アーム式パンタグラフ型燃料交換機を採用したことによる、従来実績のない可動部の抽出及び試験の優先度の整理を行った。機械要素の抽出にあたっては、使用条件及び環境の特殊性、過去の電力実証炉開発の成果及び採用実績、異常時対応性を総合的に考慮し、試験対象とすべき機械要素の抽出を行っている。以下のとおり選定した。  ナトリウム中要素試験の機械要素選定結果	3	採用	
			耐久性	駆動機構 アーム開閉機構 ガイドローラ グリッパ昇降機構 ボールねじ 台形ねじ ニニバーサルジョイント LM ガイド	機械要素 アーム軸受 ガイドローラ ボールねじ 台形ねじ ニニバーサルジョイント LM ガイド		3
		燃料交換機	可動部固着等の異常時対応方策	なお 60 年間のプラント寿命中における燃料交換機の実動時間は1年以下(317 日)であり、燃料交換機要素部品の耐久性は、本評価で抽出した部品を対象として 2011 年度以降実施予定の作動性・耐久性試験で確認することができるかと判断される。  可動部固着防止対策を施した場合にも拘らず可動部が固着した場合でも燃料交換機の炉内からの取出しが不可能な状態にならないための対応方策を示す必要がある。燃料交換機の可動部の固着防止対策及び固着した場合の異常時対応について検討した。結果は以下のとおり。	3		

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-14 革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱いシステム)(3/5)

評価対象技術	評価項目		採否判断に係る評価事項		採否											
	視点	分類	評価項目	内容												
簡素化燃料取扱いシステム ・燃料交換機 ・燃料移送系 ・燃料洗浄システム	設計成立性	機器・システム設計	2 集全体移送ポット除熱性能	集全体移送ポットでの移送中の異常時(移送停止時)に最大発熱量の燃料集合体(22.4kW×2 体=45kW)を間接冷却により燃料被覆管温度を 600°C 以下にできる除熱能力を有することを示す必要がある。現状では間接冷却のみでは 2 集全体移送ポット成立性を見通すことは困難である。ただし、直接冷却または直接冷却+間接冷却により成立性が確保可能であり、成立性は問題ないと考えられる。	3											
				<table border="1"> <tr> <td>平成 20 年度設計</td> <td>直接冷却(kW)</td> <td>空気冷却(kW)</td> <td>系統数(プロ数/系統)</td> </tr> <tr> <td>直 冷却のみ</td> <td>10</td> <td>45(間接分 45)</td> <td>1(2)</td> </tr> <tr> <td>直接+間接冷却</td> <td>45</td> <td>4</td> <td>3(3)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>25</td> <td>45(間接分 20)</td> <td>2(2)</td> </tr> </table> 燃料出入機の間接冷却のための空気冷却系は直接冷却のためのアルゴンガスを最終的に冷却する系統を兼ねている。このため直接冷却に変更したとしても空気冷却系の物量には変更はない。このため、「直接冷却のみ」と「直接冷却+間接冷却」では「直接冷却+間接冷却」の方が直接冷却の物量が小さい分物量増加を低減できる可能性があり有望であることが明らかになった。 (備考) 評価を実施する際の間接冷却評価に用いた案内管側の輻射率は保守的に設定した。ナトリウム蒸着の効果を考慮した場合の輻射率をより合理的に評価することにより直接冷却系の除熱容量を低減することが可能であると考えられる。		平成 20 年度設計	直接冷却(kW)	空気冷却(kW)	系統数(プロ数/系統)	直 冷却のみ	10	45(間接分 45)	1(2)	直接+間接冷却	45	4
平成 20 年度設計	直接冷却(kW)	空気冷却(kW)	系統数(プロ数/系統)													
直 冷却のみ	10	45(間接分 45)	1(2)													
直接+間接冷却	45	4	3(3)													
	25	45(間接分 20)	2(2)													
			Na ポット除熱性能試験及び解析結果	2 集全体移送ポットでの移送中の異常時(移送停止時)に最大発熱量の燃料集合体(22.4kW×2 体=45kW)を間接冷却により燃料被覆管温度を 600°C 以下にできる除熱能力を有することを示す必要がある。MEXTR 公費で実施したポット除熱試験及び解析では、現状ではナトリウム蒸着により輻射率が低下する下限が確認されていないため、設計上は極端なケースとして案内管がナトリウムに覆われている状態を想定する他はよく間接冷却のみで移送ポットの除熱を確保することを現状の試験結果から判断することは困難であることが明らかになった。(移送ポットの成立性については評価項目「2 集全体移送ポット除熱性能」参照)	1											
			Na 付着の除熱影響評価試験結果	試験結果から Na が案内管側に蒸着して除熱性能が低下することが確認された。また、Na 蒸着が試験条件より増加した場合さらなる輻射率低下が発生する可能性が否定できない。このため設計上は極端なケースとして案内管がナトリウムに覆われている状態を想定する他はなく、設計上確保可能な除熱能力は間接冷却のみでは要求条件を満たさない可能性がある。(移送ポットの成立性については評価項目「2 集全体移送ポット除熱性能」参照)	1											

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-14 革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱いシステム)(4/5)

評価対象技術	評価の視点	評価項目		採否判断に係る評価事項	評価結果	*1 結果	採否
		分類	評価項目				
簡素化燃料取扱いシステム ・燃料交換機 ・燃料移送系 ・燃料洗浄システム	設計立性	機器・システム設計	燃料洗浄(水浸漬)システム	乾式洗浄の洗浄能力の要求条件は、(湿式洗浄を用いること無し)に使用済燃料に付着した残存ナトリウム量が水プール貯蔵設備の冷却浄化系で取り扱える範囲内であることである。 (試験結果、Ar ガスプロロー効果) ・模擬集合体(内部ダクトを含む)を用いた乾式試験(MEXT 公衆)を実施し Ar ガスプロローによる洗浄能力を確認した。ドレンのみのケースと比較した場合、ガスプロローのケースはナトリウム付着量が若干増加すると評価された。原因としてはガスプロローを行った場合には Ar ガス中に含まれる微量な酸素によりナトリウムの滴下を阻害する等の効果が考えられる。この結果から Ar ガスプロローはドレンのみと比較して洗浄効果があるわけではないことが明らかになった。 ・本試験では試験体の表面状態及びナトリウム残留量がナトリウム残留量が十分低減できることが確認された。実機のようにナトリウム純度がよく管理された状況ではドレンのみによりナトリウム残留量が十分低減できることが明らかになった。 (洗浄方式の選定、設計) 試験の結果から Ar ガスプロローにより洗浄を促進する効果はないことが明らかになったが、ナトリウムドレンのみにより洗浄能力の要求条件を満たすことが可能であることが明らかになった。実際の燃料取扱いではガス中の微細循環冷却が必要なため洗浄効果とは無関係にガスプロローを実施する。試験結果ではガスプロローの方が残留ナトリウム量が多い結果が得られているため、試験の結果の中で最も付着量の多かった残存量をもとに実機集合体のナトリウム残存量を評価し、洗浄能力の要求条件である 442g を十分下回り乾式洗浄の成立性が示された。 試験結果よりガスプロローを行わない場合でもナトリウム残存量が十分小さい可能性が示された。従来洗浄のために想定していたガス流量は冷却に必要なガス流量より大きい。そのため、ガス循環流量の低減による合理化が可能である。	3	採用	
			新燃料	新燃料キヤスク除熱性能	新燃料輸送キヤスクは軽水炉使用済燃料用の乾式キヤスクを参考に設計されており基本的な成立性については問題がないと考えられる。ただし、新燃料の場合は被覆層制限温度が炉心装荷前のクリープ疲労を防止する観点から、395℃以下となり、使用済燃料の条件と比較して厳しく、乾式キヤスクではガスの熱伝導が主な熱伝達経路であるため除熱能力に限界がある。このためヘリウムガスキヤスクの除熱性能を 5 体収納キヤスクと 10 体収納キヤスクについて評価した。 この解析の結果、5 体及び 10 体収納キヤスクに完全に装荷した場合保守性を考慮してもそれぞれ 2.2、1.9kW/体の MA 含有新燃料を輸送できる可能性があることが明らかになり、高速炉多重リサイクル組成 0.9kW/体を含む大部分の燃料組成は完全に装荷した状態で輸送可能であると考えられる。MA 含有新燃料の発熱量は再処理の想定シナリオ等により影響を受けるが、保守的な想定をした場合、時期や体数は限定的なものの上昇する可能性があり現状は最大 2.6kW/体まで想定して検討を行っている。保守性を考慮しても 2.6kW/体の新燃料の場合、5 体収納キヤスクにより 2 体まで輸送可能であり、これら限定的な高発熱の燃料については輸送体数の低減等の運用により対応が可能であると考えられる。		3
			炉外燃料貯蔵槽(EVS T)	耐震性	設計地震条件に対して耐震解析を行い、評価項目である炉心構成要素の浮き上がり量、主要部位の構造健全性、スロウジニング高さが設計要求を満たすことを確認した。		3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-14 革新技術採否判断評価結果(簡素化燃料取扱いシステム) (5/5)

評価対象技術	採否判断に係る評価事項		評価結果		採否
	評価項目	評価項目	内容	*1 結果	
簡素化燃料取扱いシステム ・燃料交換機 ・燃料移送系 ・燃料洗浄システム	評価の視点	分類	評価項目	内容	3
		保守・補修性 (机上検討による)	想定規制要求検査への対応性	ISI は安全性確保を目的としてナトリウムバウンダリ、カバーストックの連続漏えい監視、ガードベッセルの漏えい試験、EVST 回転ラック支持構造物の目視検査(VT-3)等を想定した。定期事業者検査、保安規定に定める検査として主に動的機器(EVST 回転ラック・回転プラグ、燃料出入機グリッパ・ドリアバルブ等)の機能検査を行う。なお、EVST において負荷回数を適切に設定する(構造設計で考慮する負荷回数を安全側に包絡すること)で、ナトリウムバウンダリに貫通が生じることも不安定破壊に至ることはなく漏えいの形態をとり、それを検知してプラントを安全に停止することが可能であると考えられることから、ナトリウムバウンダリの検査については連続漏えい監視とする方針とした。本方針に基づき想定規制要求検査項目及び検査方法を整理し、全ての項目に対して対応可能であることを確認した。	
		運転・保守性	想定自主検査内容への対応性	ナトリウムバウンダリに対する連続漏えい監視には従来に比べて高性能が要求されているが、検出器感度を向上させた LLD(レーザ励起式 Na 漏えい検出器)を開発中であり、これにより対応可能と評価した。支持フランジ及び回転ラック支持部については、具体的構造については今後検討が必要だが比較的アクセス容易なため問題はないと評価した。	
		建設コスト	想定補修内容への対応性	自主検査として、機器の分解点検や開放点検、EVST 貯蔵容器に VT-2 及び EVST の回転ラック本体に対するナトリウム中 VT-3 を行う、EVST 回転ラック本体の VT-3 については、ナトリウム中目視センサーのための検査孔を設置することにより対応可能である。また、EVST 貯蔵槽の VT-2 については開発中の炉容器の外からの検査装置により対応可能になると考えられる。その他の動的機器の分解点検等は対象部分が多量とアクセス可能な位置に設置されているため対応可能と評価した。	
		経済性	経済性評価	破損・故障の生じ易さから補修対応レベルをカテゴリ分けし 3 段階の補修対応レベルと補修方法を設定した。各部において補修レベルに応じた補修の対応が可能であることを確認した。また EVST 冷却系については従来案の EVST 内に冷却コイルを設置する方式でも予備系統を設置することにより想定補修については対応可能ではあったが、外置中間熱交換器方式を採用することにより補修性を改善した。	
			トラブル対応のためのアクセス性の程度	EVST 内以外には目視性(状況確認のための目視)、接近性(補修のためのアクセス)ともに問題なくアクセス可能である。EVST 冷却系については補修性の観点から外置中間熱交換器方式を採用した。変更後の構造はアクセス性に問題はないと評価した。	3
			物量	経済性評価に必要な物量及び機器設計データを提示した。	-
			経済性評価	切込みUISに適合した伸縮アーム式燃料交換機の採用により、炉心径に対し炉容器径をコンパクトにでき、プラント物量の低減が可能である。	-

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-15 革新技术採否判断評価結果一覧 (SC 造格納容器) (1/2)

設備区分	評価対象技術	評価の視点	評価項目		採否
			分類	内容	
建設屋	SC 造格納容器 (SCCV)	設計成 立性	機器・システム 設計	評価項目	評価結果
				設計基準事象 (DBE) 時の健全性 (空調停止時)	3
		主機器支持及び自立機能の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリートの圧縮ひずみ 0.30% (許容値)</li> <li>・鋼板引張りのひずみ 0.50%</li> <li>・面内せん断応力 7.7N/mm<sup>2</sup></li> <li>・面外せん断応力 4.6N/mm<sup>2</sup></li> </ul> 評価の結果、いずれの評価項目においても発生値は許容値を下回ることを確認した。以上ことから、DBE 条件下でも、SCCV は主要機器の支持機能及び自立機能を確保できると評価した。		
		設計成 立性	格納容器の「裕度の確認」の条件では、仮想的な CV 内へのナトリウム漏洩による火災を想定した。この条件下では、SCCV 内側の鋼板が急激に 700℃ まで加熱・20 分間保持された後に緩やかに冷却される。このため、コンクリートにはひび割れが発生し、SC 部材強度の劣化が考えられる。この条件下における SCCV の支持・自立性を、上記 DBE 事象と同じ手法で評価した。 評価では、解析によりコンクリートの圧縮ひずみ、鋼板の引張りひずみ、SC 躯体の面内せん断応力及び面外せん断変形角を求め、これらを各項目に設定した許容値と比較することで評価した。各項目の許容値については、今回実施した材料試験結果や既往指針の許容値を基に設定した。	3	
				採用	
				設計基準事象 (DBE) 時の健全性 (空調停止時)	設計基準事象 (DBE) では、1 次アルゴンガス等の漏洩に伴う空調停止事象を想定した。この条件下では、格納容器内の雰囲気温度が緩やかに上昇した後、200℃ で 100 時間まで保持され、コンクリート表面付近は長時間高温にさらされ強度の劣化が生じる。この条件下における SCCV の支持・自立性を、非線形有限要素法解析コードにより SCCV 及び周辺建屋をモデル化した時刻歴非線形応力解析を実施することで評価した。 評価では、解析によりコンクリートの圧縮ひずみ、鋼板の引張りひずみ、SC 躯体の面内せん断応力及び面外せん断変形角の発生値を求め、これらを各項目に設定した許容値と比較することで評価した。各項目の許容値については、既往の CCV 規格や SC 耐震指針等における許容値に準拠して、以下のように設定した。
				設計基準事象 (DBE) 時の健全性 (空調停止時)	設計基準事象 (DBE) では、1 次アルゴンガス等の漏洩に伴う空調停止事象を想定した。この条件下では、格納容器内の雰囲気温度が緩やかに上昇した後、200℃ で 100 時間まで保持され、鋼板は長時間高温にさらされ変形が生じる。この条件下における SCCV の支持・自立性を、非線形有限要素法解析コードにより SCCV の支持・自立性を、上記 DBE 事象と同じ手法で評価した。 評価に当たっては、空調停止事象による温度上昇により内側鋼板にき裂が生じないことを評価クライテリアとした。空調停止事象での内側鋼板温度は緩やかに上昇するため、温度上昇速度がより大きい「裕度の確認」条件時の鋼板解析結果の 200℃ 到達時点の弾塑性ひずみをを用いて評価を行った。 き裂発生有無の評価は、塑性ひずみとクリープひずみについて、それぞれの破断ひずみとの比を加算した延性消耗則を用いた。 鋼板の塑性ひずみ/鋼板のクリープひずみ/鋼板の限界クリープひずみ < 1 その結果、クリープひずみは発生せず、発生した塑性ひずみと延性破断ひずみの比は 1 以下となり、き裂が生じないことを確認したため、DBE 条件下で SCCV のパワングリ機能確保できると評価した。
				設計基準事象 (DBE) 時の健全性 (空調停止時)	設計基準事象 (DBE) では、1 次アルゴンガス等の漏洩に伴う空調停止事象を想定した。この条件下では、格納容器内の雰囲気温度が緩やかに上昇した後、200℃ で 100 時間まで保持され、鋼板は長時間高温にさらされ変形が生じる。この条件下における、CV パワングリを構成する内側表面鋼板のパワングリ機能の健全性を評価検討した。 評価に当たっては、空調停止事象による温度上昇により内側鋼板にき裂が生じないことを評価クライテリアとした。空調停止事象での内側鋼板温度は緩やかに上昇するため、温度上昇速度がより大きい「裕度の確認」条件時の鋼板解析結果の 200℃ 到達時点の弾塑性ひずみをを用いて評価を行った。 き裂発生有無の評価は、塑性ひずみとクリープひずみについて、それぞれの破断ひずみとの比を加算した延性消耗則を用いた。 鋼板の塑性ひずみ/鋼板のクリープひずみ/鋼板の限界クリープひずみ < 1 その結果、クリープひずみは発生せず、発生した塑性ひずみと延性破断ひずみの比は 1 以下となり、き裂が生じないことを確認したため、DBE 条件下で SCCV のパワングリ機能確保できると評価した。
				設計基準事象 (DBE) 時の健全性 (空調停止時)	格納容器の「裕度の確認」条件では、仮想的な CV 内へのナトリウム漏洩による火災を想定した。この条件下では、内側鋼板が急激に 700℃ まで加熱されるため、内側鋼板はスタット間で面外に熱変形する。このため、コンクリートの圧縮ひずみ又は鋼板の引張りひずみの大きい領域の鋼板をモデル化した鋼板解析を実施し、その結果から、鋼板のスタット付根部に着目した時刻歴弾塑性クリープ解析による局所解析を実施した。鋼板材料の弾塑性構成式、クリープ式は別途実施した材料試験結果を用い、スタッドは周辺コンクリートの温度分布を考慮したバネモデルとした。 CV パワングリの確保として、貫通き裂が入らないことを確認することとし、き裂深さの許容値を 6mm とした。局所解析結果から DBE 事象と同様に延性消耗則により鋼板深さ方向にき裂の有無を評価し、き裂深さを求め、DBE 条件下で SCCV のパワングリ機能確保できると評価した。

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な問題がある (詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-15 革新技術採否判断評価結果一覧 (SC 造格納容器) (2/2)

設備区分	評価対象技術	採否判断に係る評価事項				採否	
		評価の視点	評価項目		評価結果		
			分類	評価項目			
建屋	SC 造格納容器 (SCCV)	設計成立性	機器・システム設計	骨子案整備	CCV 規格をベースとし、鋼製格納容器としての MC 規格と SC 耐震指針の反映を行い SCCV 規格の骨子(案)を整備するとともに、各項目に対して技術的課題の分類を行い、対応方針を明確にした。以上のことから、技術基準は整備可能と判断した。	3	
				技術基準の整備			整備方法
		製作性	機器の製作性	大型ユニット工法 (輸送、現地組立・製作) の成立性		JSFR の設置場所が未定のため岩盤レベルが定まっていない。そのため、岩盤レベルが浅い場合には岩盤までスロープによる進入路を利用してトローリ(輸送台車)で大型ユニットを据付ける「一体化ユニット工法」、また、岩盤レベルが深い場合にはユニットを超大型クレーンで据付ける「分割ユニット工法」を設定した。	3
						RC 構造の「従来工法」、「一体化ユニット工法」及び「分割ユニット工法」の建設手順を整理した結果、大型ユニット工法の同工法は、新設するインプラ設備はあるものの新たに開発すべき技術課題はなく現状の技術レベルで対応が可能であるため、大型ユニット工法は成立性を有するものと判断した。	
		運転・保守性	保守・補修性	想定規制要求検査への対応性		ISI は圧力保持範囲(格納容器耐圧バウンダリ)に対して全体漏えい率試験または局部漏えい率試験、VT-4 を行う。その他、定期事業者検査として主に可動部(自動隔離弁、エアロック、機器搬入口)の機能検査、分解点検などを行う。これらは軽水炉と同等の検査内容であり、いずれの項目についても検査可能と評価した。	3
						想定自主検査内容への対応性	
		経済性	建設コスト	物量	経済性評価	エアロック、自動隔離弁などの動的機器の駆動部、シールド部などは軽水炉の設備補修と同等であり、分解補修・交換が可能と評価した。	3
						アクセシビリティの程度	
						SCCV 構成部材の物量を算出し、SCCV 躯体容積: 約 33,400m <sup>3</sup> 、うち自由空間容積: 約 22,100m <sup>3</sup> 、鋼板量: 約 3,700ton、コンクリート量: 約 15,900m <sup>3</sup> となった。	
						従来工法と大型ユニット工法の工期を比較検討した。検討においては、サイト条件や主要機器の製作期間、設置許可申請状況や SCCV 製作期間等の不確定事項は本建設工程に考慮しない条件とした。 検討の結果、大型ユニット工法では工場製作による現地施工(鉄筋、型枠工事)の削減により、一体化ユニット案及び分割ユニット案において従来工法に比べて建設工期の短縮に効果があることを確認し、経済性の観点から優位性を有すると判断した。	3

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1-16 革新技術採否判断評価結果一覧(高速炉用免震システム)

設備区分	採否判断に係る評価事項				採否	
	評価の視点	分類	評価項目			*1 結果
			評価項目	内容		
高速炉 建屋	設計の 成 立 性	機器・システム 設計	高速炉用免震システム適用による建 屋・機器成 立 性	厚肉積層ゴムとオイルダンパの必要数量を検討した結果、厚肉積層ゴムは、原子力建屋総重量が 3,200MN あることから、150 万 kWe×2 基のプラントで、積層ゴムが約 330 基必要である。またオイルダンパは、約 530 基必要である。これらの配置性については、保 守・補修性も考慮して検討を行った結果、「JEA4614 原子力発電所免震構造設計指針」(以下、「免震指針」という)等の設計要求を満 足する配置設計が可能である。 また、建屋・機器の成 立 性については、JSFR 設計用地震条件に基づき、原子炉構造据え付け位置の床芯答曲線を作成した結果、設 計要求である水平方向の加速度が 4.5m/s <sup>2</sup> 以下(原子炉容器の座屈評価の裕度を確保できる加速度の目安)、上下方向の加速度が 35m/s <sup>2</sup> 以下(燃料集合体の飛び上がりに評価を満足する目安)を満足することから、耐震評価上厳しい原子炉構造について耐震性が成 立することを確認した。	3	
			適用性見通し	1/8 縮尺試験体等の試験データにて確認した設計式を用いて実機の厚肉積層ゴムの設計を行った結果、基本仕様(水平方向)の周期 3.4 秒、上下方向の振動数 8Hz を満足する設計が可能である。	3	
	設計 成 立 性	機器・システム 設計	指針・基準類の適 用性見通し	高速炉用免震システムに用いる積層ゴムは、「免震指針」記載の設計例に同形状のものも記載されているが、今後、実用炉に向けて、 実大/準実大(1/2 程度)の力学特性試験等から力学特性、設計に用いる定数を把握し、設計例として整備することが課題として残る。	2	
			適用性見通し	メーカーの設計製作可能範囲内であることから、現状技術で設計要求を満足するオイルダンパは実現可能であり、適用性の見通しがあ る。	3	
	製作性	機器の製作性	オイルダンパ	オイルダンパは、近年、一般建築における免震・制震建物の減衰装置として多くの適用実績があり、その設計手法は同等に確立されて いることから、実機規模のオイルダンパの設計・製作・試験を実施し、力学特性等を把握することで設計例の整備は可能である。「免震指 針」では減衰装置の形式は特定していないが、設計例として鋼棒ダンパ、鉛プラグ入り積層ゴムが紹介されており、今後、オイルダンパの 実機適用に向けて設計例を整備することが課題として残る。	2	
			厚肉積層ゴム	厚肉積層ゴムは、メーカーカタログ確認結果及びゴムメーカーへの問い合わせの結果、製作可能である。	3	
	運転・ 保守性	機器の製作性	オイルダンパ	オイルダンパは、ダンパメーカーへの問い合わせの結果、製作可能である。	3	
			想定規制要求検査への対応性	全ての免震装置(積層ゴム、オイルダンパ)にアクセス可能であり、想定した検査(目視検査等)を実施可能である。	3	
			想定自主検査内容への対応性	免震装置はプラント寿命中(60 年)の使用が可能であるが、万が一の場合には交換可能であることから想定補修内容への対応性があ る。	3	
	保守性	機器の製作性	想定補修内容への対応性	全ての免震装置(積層ゴム、オイルダンパ)にアクセス可能であり、想定した検査を実施するためにすべての免震装置にアクセスルー トが確保されていることからトラブル対応は可能である。	3	
トラブル対応等のためのアクセス性 の程度			全ての免震装置に対して想定した検査を実施することが可能であり、想定した検査を実施するためにすべての免震装置にアクセスルー トが確保されていることからトラブル対応は可能である。	3		

\*1: 「3」…採否判断上、現時点では明確な問題点がない、「2」…採否判断上、解決可能な残された課題がある、「1」…解決困難な課題がある(詳細は、表 3.1-17 及び図 3.1-16 参照のこと)。

表 3.1- 17 評価結果の分類

評価	評価分類の定義(上段)と解釈(下段)
3	<p>定義:採否判断上、現時点では明確な問題点がない。</p> <p>a. 技術的成立性に関わる課題はなく、かつ、革新技術の導入目的(安全性向上、経済性向上、信頼性向上)に関わる開発目標や設計要求に対して達成度が充足している場合。</p>
2	<p>定義:採否判断上、解決可能な残された課題がある。</p> <p>下記に該当する場合。</p> <p>a. 技術的成立性に関わる課題が新たに抽出されたが、解決は困難でないと判断され解決見通しがある。</p> <p>b. 革新技術の導入目的(安全性向上、経済性向上、信頼性向上)に関わる開発目標や設計要求に対して一部達成していないが許容できる。</p>
1	<p>定義:解決困難な問題がある。</p> <p>下記の一つ以上に該当する場合</p> <p>a. 技術的成立性に関わる課題が抽出され、解決見通しが得られていない。</p> <p>b. 革新技術の導入目的(安全性向上、経済性向上、信頼性向上)に関わる開発目標や設計要求がほぼ達成できておらず許容できない。</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標 (クワイアリア) の達成状況と見直しについて (1/12)

革新技術の採否評価を行う上で、その基盤となっている研究開発については、課題毎に成果目標を設定している。以下に目標の達成状況及び今後の見直しを示す。	2010 年度未時点の達成見直し
<p>開発課題</p> <p>①配管短縮のための高クロム鋼の開発</p>	<p>2010 年度達成</p>
<p>2010 年成果目標 (クワイアリア)</p> <p>【改良 9Cr 鋼の材料強度基準整備】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>材料強度基準における製品形状ごとの許容値策定の要否判断に基づき、設計評価に適用可能な材料特性が提示されること。</li> </ul>	<p>達成状況 (2011 年 3 月)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>材料強度基準における製品形状ごとの許容値策定の要否を判断したうえで、「高速実証炉高温構造設計方針材料強度基準等案」(DDS) に従って設計評価に適用可能な材料特性を提示した。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>極厚鋼品 (<math>\phi 3m \times t 0.8m</math>)、薄肉小径管及び 2 重管 (最長 17m)、SG 主要構造 (管-管板接合、改良 9Cr 鋼 CSEJ) の試作を以って、これらの製作性見通しが得られること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>極厚鋼品は <math>\phi 1.8m \times t 0.8m</math> の鍛造・熱処理試験及び要素試験の結果に基づいて、左記寸法の極厚鋼品の製作性見通しを得た。薄肉小径管は長さ 17m まで、2 重管は長さ 15m まで、それぞれ工業規模での製作性を確認。管-管板接合の継手強度、管保持力が設計要求を満足することを確認。切削加工で製作した改良 9Cr 鋼 CSEJ の疲労強度が DDS の最適疲労線図と同等であること、クリープ強度が DDS により保守側に評価できることを確認。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接継手クリープ疲労強度評価法が提案されること。また、改良 9Cr 鋼-ステンレス鋼異材溶接施工法が提案されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Type-IV 損傷を考慮した改良 9Cr 鋼溶接継手のクリープ強度評価法を提示。改良 9Cr 鋼溶接継手のクリープ疲労強度評価法の案を提示し、既存の材料試験データをを用いて妥当性を確認。異材溶接に関しては、施工法を絞り込み提案。</li> </ul>
<p>【高温構造設計指針の整備】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉で採用予定の改良 9Cr 鋼容器・管及び特殊構造の設計評価法が提示されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良 9Cr 鋼容器・管及び特殊構造 (管板) の設計評価法の案を、日本機械学会の発電用設備規格委員会における審議に供するために提示した。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>改良 9Cr 鋼製配管の LBB 評価に適用可能な評価手法が提示されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良 9Cr 鋼製 SFR 配管の LBB 成立性評価指針の案を提示し、それに従って 1 次系配管に対する試評価を実施。熱時効後の材料特性を考慮しても、余裕を持って LBB 成立性が見込めることを確認した。</li> </ul>

表 3.1-18 2010 年における成果目標 (クライテリア) の達成状況と見直しについて (2/12)

開発課題	2010 年成果目標 (クライテリア)	達成状況 (2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見直し
<p>②システム簡素化のための冷却系 2 ループ化</p> <p>②-1 流力振動評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機条件での流力振動特性の評価を可能とする解析的評価手法 (流動特性及び振動特性) を確立するとともに、冷却系 2 ループシステムの成立性を判断 (構造健全性を確認) することが可能な技術的根拠 (実機外挿性、解析的評価手法の適用性、設計裕度など) を提示すること。</li> </ul> <p>( 2010 年段階の知見によっては、大規模な水試験で検証する可能性あり。 )</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>HL 配管を対象にした実験をベースにした振動評価手法 (実験で得られた圧力変動パワースペクトル密度、相関長、及び減衰比を入力) は整流及び旋回流・偏流条件下の試験データを用いて検証され数倍の安全率 (設計裕度) をもって確立された。この手法を実機条件に適用して実機設計が成立する結果を得た。一方、解析をベースにした振動評価手法 (数値流動解析で得られた配管へ与える圧力変動を入力) は検証を行いほぼ確立された。また、実機外挿性については無次元化すればレイノルズ数に対して依存性はないとの実験的根拠を得た上で、実機条件の数値解析を進め、予備的段階ではあるものの実機評価へ適用できる見通しを得た。また、基礎実験と解析によりエルボ後流に形成される 2 次流れの非定常特性など流動構造を明らかにし、技術的根拠を提示した。</li> <li>以上により、解析的評価手法を確立するとともに、技術的根拠を整備し、クライテリアを達成した。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>
<p>②-3 超音波流量計の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検出器設置環境に係わる条件 (直管部長さ: 配管口径の約 5 倍、定格温度: 395℃、温度変化範囲: 約 200～530℃など) 及び機能要求 (安全保護系、センサ遠隔交換可能など)、性能要求 (直線性・再現性: ±2%FS、出力変動: ±5%、応答性: 0.3s など) を満足する 1 次主冷却系流量計測システムの仕様が明らかになること。</li> <li>システムの有効性が試験及び評価により示されること。</li> <li>安全保護系に適用できることを実証するための開発課題が明確にされ、解決の見通しが示されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計測要素であるセンサ、遠隔交換機構、信号処理の仕様を提示した (MEXT 公募 H21 年度成果報告書)。</li> <li>センサ、遠隔交換機構の単体の高温試験を実施し、左記の設置環境に係わる条件並びに機能要求を満足する見通しを得た。信号処理は、実機状況を模擬した水流動試験を実施し、左記の性能要求を満足する見通しを得た。</li> <li>安全保護系への適用に向けた次期開発課題は、上記の流量計測システムを試作し、Na 実流試験により性能を確認することである。センサの高温特性及び信号処理の有効性はすでに確認しており、Na 実流においても性能要求を満足できる見通しである。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標 (クライテリア) の達成状況と見直しについて (3/12)

開発課題	2010 年成果目標 (クライテリア)	達成状況 (2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見直し
<p>③1 次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発</p> <p>③-1 振動伝達を制御する設計手法の確立</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器内の振動発生及び振動伝達を評価し、固有値を±10%以内で評価可能な解析モデルを構築・検証すること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1/4 試験体を用いた振動伝達試験による振動伝達解析モデルの開発・検証を実施し、モード解析による固有値評価精度が最大でも 9% であることを確認し、成果目標を達成した。</li> </ul>	<p>2008 年度達成</p>
<p>③-2 伝熱管摩擦特性評価</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>振動伝達解析モデル、及び伝熱管摩擦特性試験の結果と併せて、炉寿命中の伝熱管摩擦量を評価可能で、かつその摩擦量が現実的な値となること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>軽水炉の SG 伝熱管の振動・摩擦評価コードで評価し、炉寿命中の摩擦量は許容肉厚以下であり、摩擦量が現実的な値となることを確認した。</li> </ul> <p>また、ポンプ振動及び冷却材流力振動に起因する伝熱管のフレッキング摩擦に関する評価モデル構築・検証用のデータ取得を目的とした以下の試験を完了した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>IHX 伝熱管のワークレート評価モデル構築のため 1/1 伝熱管水中振動試験</li> <li>伝熱管群連動モデル評価用の伝熱管群水中振動試験</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>
<p>③-3 長軸柔構造ポンプの成立性確認</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>軸受水試験で得られた振動減衰データを用いて、軸の振動安定性が確保できるポンプの設計が可能となること。</li> <li>下部軸受けが損傷した場合、損傷が拡大する前にポンプ停止が可能な軸振動モニタリング手法を開発し、機器開発試験でのポンプ試験体に適用できること。</li> </ul>	<p>高減衰軸受けの設計データ取得のため、以下の試験を完了し、試験で得られた軸受の振動減衰特性データ、及び軸受けに印加されるラジアルスラスト力データから軸回転安定性を有する設計が可能と判断した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム粘性を模擬するために 80℃の温水を用いた 1/1 軸受開発水試験</li> <li>軸受けに印加される水力部のラジアルスラスト力取得のための (1/4.75 縮尺) ポンプ水力試験</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>軸振動モニタリング手法開発に関しては、1/4 試験体を用いた試験を実施し、下部軸受けの健全性をモニタリング可能なことを実験的に確認し、成果目標を達成した。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標（クライテリア）の達成状況と見直しについて（4/12）

開発課題	2010 年成果目標（クライテリア）	達成状況（2011 年 3 月）	2010 年度末時点の達成見通し
<p>③-4 冷却材流動の最適化</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ入口でガス巻き込みが発生しないことを実験的に確認すること</li> <li>ポンプ内自由液面からのガス巻き込み防止性能及びガス放出量が予測可能なデータを得ること</li> <li>リークフロワー戻りラインの機能が確保される見直しを得ること</li> </ul>	<p>流動現象の確認及び設計データ取得のため、以下の試験及び解析を実施し、左記 3 項目の成果目標を達成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1/4 試験体での下部プレナムガス巻き込み試験</li> <li>1/4.75 水力部水流動試験によるキャビテーション設計の確認</li> <li>リークフロワー処理水試験による機能確認試験</li> <li>ポンプ内液面からのガス巻き込みを評価可能な水流動試験</li> <li>流動解析を実施し、上記データと合わせて設計成立性を有すると判断した。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<p>④原子炉容器のコンパクト化</p> <p>④-1 炉内熱流動の適正化</p>	<p>【ガス巻き込み及び液中渦対策の具体化】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ガス巻き込み抑制機構、液中渦抑制機構を提示し、炉心反応度外乱等のブラント運転、構造物健全性に支障を来たさないことを示すこと。</li> </ul>	<p>【ガス巻き込み及び液中渦対策の具体化】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ガス巻き込み抑制機構、液中渦抑制機構を策定し、縮尺水試験によりこれらが発生しないことを確認した。ガス巻き込みでは、要素試験により水と Na の比較評価を行い、水試験による評価の妥当性を確認した。液中渦によるキャビテーションについては、Na と水の物性の違いによる影響温度をパラメータとした水試験により評価し、動粘性係数を考慮したクライテリアを設定して、評価に反映した。また、乱れや渦の発達と動粘性係数がキャビテーションの発生条件に与える影響の関係を基礎的な試験により確認した。ガス抜き機構をポンプ内の自由液面に設ける方式の構造を具体化し、数値解析によりガスを分離できる見直しを得た。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
	<p>【温度成層化、サーマルストライピングに対する影響緩和対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>温度成層界面、起動時液面近傍の温度勾配緩和対策、サーマルストライピング抑制機構を提示し、構造物健全性に支障を及ぼさないことを示すこと。</li> </ul>	<p>【温度成層化、サーマルストライピングに対する影響緩和対策】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>スクラム後の温度成層化現象について、系統設計見直しによりスクラム後に自然循環運転とすることで、温度勾配を大きく緩和し、構造健全性の見直しを得た。サーマルストライピングの抑制構造を具体化し、水試験により温度変動を大きく低減できる事を示した。これらについて設計評価の結果、構造健全性に支障を及ぼす熱荷重とならない結果を得た。ブランケット集合体出口についても、構造対策案による温度変動の低下を確認し、構造健全性を確保できる見直しが得られた。</li> <li>起動時液面近傍の温度勾配緩和対策については、炉容器内面に温度勾配を緩和する構造を設ける案を提示した</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見通しについて (5/12)

開発課題	2010 年成果目標(クライテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
④-2 ホットベッセル(壁冷構造無し)化に伴う高温構造設計基準の整備	<p>【ホットベッセルの成立性を見通すための高温構造設計評価技術の開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実証炉のホットベッセル概念の成立性を見通すための、熱荷重設定法と非弾性解析法を含む高温構造設計評価技術を提示できること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・熱荷重設定法については、実験計画法に基づく熱荷重設定法を開発し、実証炉用の合理的熱荷重設定法として提示した。非弾性解析法について、繰返し硬化挙動のモデル化を実施し、実証炉用の非弾性解析法として提示した。以上の成果を取り入れ、原子炉容器の高温構造設計評価技術を整備し、設計研究に資する設計評価用ガイドライン(暫定案)を作成した。</li> </ul>	2010 年度達成
④-3 破損燃料位置検出計の開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉構造の主要部に対する供用期間中検査要求を、構造信頼性評価結果に基づき提示できること。</li> <li>・炉容器用 316FR リング鍛鋼品製作技術を提示し、材料強度基準整備に必要な仕様及び許容値を設定できること。</li> </ul>	<p>原子炉構造の主要部に対する供用期間中検査要求を、構造信頼性評価結果に基づき提示した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 316FR リング鍛鋼品製作について①C 及び N 量の制御が可能であること、②鍛錬可能性を有することを示した。また、316FR リング鍛鋼品許容応力暫定値を提示した。</li> </ul>	2010 年度達成
④-6 炉内計装流体力振動評価の検討	<ul style="list-style-type: none"> <li>・UIS スリット部の破損燃料の同定が数集全体のレベルで可能であることを模擬試験と解析評価により示すこと。</li> <li>・セレクトタババルブのプラント寿命中の耐久性を示すデータが試験結果により得られること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 実機環境は検出精度に大きな影響を与えないことがわかった。水試験及び流動解析によって、スリット部の破損燃料の同定が数集全体レベルで可能であることを確認していることから、実機環境でも破損燃料の同定が数集全体レベルで可能である。</li> <li>・ 大型炉のセレクトタババルブ構造を実規模で模擬した試験装置を用いて、プラント設計寿命 60 年に相当するナトリウム中耐久試験を実施し、セレクトタババルブ摺動部の耐久性を確認した。</li> </ul>	2009 年度達成
④-6 炉内計装流体力振動評価の検討	<ul style="list-style-type: none"> <li>・要素試験結果をベースとした概略評価を実施して計装配管の健全性を見通しを示すこと。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計装配管が冷却材流れに対して、すでに流体力振動評価手法の存在する垂直な条件に加え、傾斜した条件における評価手法を要素試験結果を踏まえて考案した。上記評価方法を用いて実機設計の計装配管の保護管に対する流体力振動評価を実施し、1 本の保護管のみの単純化したモデルにおいて流体力振動評価を満足することを確認し、構造健全性確保が可能であると確認した。</li> </ul>	2010 年度達成

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見直しについて (6/12)

開発課題	2010 年成果目標(クライテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見直し
④・8 原子炉計装システムの開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子計装: 検出器交換に適合する案内管の仕様及び取付け仕様が明確にされ、構造健全性について見通しが得られること。また、交換性について見通しが得られること。</li> <li>・ 燃料集合体出口温度計装: 機能、性能要求が明確にされ、それへの適合性について見通しが得られること。検出器及び案内管の仕様及び取付け仕様が明確にされ、配置について見通しが得られること。制御棒運用計画、制御棒誤引技事象に対する炉心保護シナリオとの整合について見通しが得られること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉内中性子検出器の案内管及び取付け仕様を明確にし、案内管の構造健全性について評価の結果、問題ないことを確認した。また検出器の仕様及び取付け・装荷方法を検討し検出器の交換性について見直しを得た。さらに案内管を直管化するこにより、中性子検出器だけでなく案内管の交換・撤去が可能となる見直しを得た。</li> <li>・ 安全保護系用及び炉心監視用の温度計装について機能、性能要求を明確化し、その要求を満足できることを確認した。温度計装配置及び炉心上部構造(UIS)の製作手順を検討し、製作・据付が可能であることを確認した。流力振動の観点からは検出器及び案内管について予備評価を実施し問題ないことを確認した。また、制御棒運用計画、制御棒誤引技事象に対して有効な安全保護系を構築できる見直しを得た。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na 透視技術: 要素技術(検出器、画像再構成技術)の成立性、及び、状態監視システムの有効性、適用性が明らかになっていること。</li> </ul> <p>(状態監視システムの有効性、適用性については、開発計画の見直しにより基礎研究として 2011 年以降に実施予定)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 要素技術(検出器、画像再構成手法)の試験及び解析を実施して、要素レベルでの有効性、適用性を明らかにした。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>	

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クワイテリア)の達成状況と見通しについて (7/12)

開発課題	2010 年成果目標(クワイテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
<p>⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発</p>	<p><b>【新型燃料交換機】</b>: 位置決め精度、スリット UIS (スリット幅 450mm) との干渉回避、グリップパ作動性、異常時の復旧方策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉に求められる基本仕様を提示できること、すなわち地震時のスリット付 UIS との干渉回避、位置決め精度確保、引抜き・挿入荷重 2.5t、燃料交換速度(1 集合体当りの交換時間: 約 30 分)が気中モックアップ試験などにより確認されること。</li> </ul> <p><b>【燃料移送系】</b>: 使用済燃料集合体の複数移送方式の成立性確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・Na ポットによる複数移送中の事故時の間接冷却性能など、主要な除熱性能が確保できること(1 集合体発熱量の最大値 22.4kW(暫定)に対して燃料温度制限: 24hr 以内: 630°C、24hr 以上: 600°C)の技術的根拠が試験・解析により提示されること</li> </ul> <p><b>【燃料水浸漬システム】</b>: 乾式洗浄方式、使用済燃料の水プール直接浸漬方式などの成立性確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルゴンガス乾式洗浄による残存 Na 除去能力が試験により確認されること。</li> </ul> <p><b>【新燃料輸送キヤスク】</b>: 低除染燃料による発熱量の増加に対応した輸送キヤスクの開発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現行原子力発電所の荷役設備条件(125t以下)に合致して船舶輸送が可能で、代表的な TRU 含有新燃料を 5 体以上装荷できるキヤスク設計の成立性(遮へい特性(表面 2mSv/hr、表面から 1m で 0.1mSv/hr)、温度制限(被覆管材: 300°C(暫定)、遮へい材: 150°C))が解析により確認できること。</li> </ul>	<p><b>【新型燃料交換機】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・気中モックアップ試験及び試験取得データに基づく設計検討により、実用炉に求められる基本仕様(地震時のスリット付き UIS との干渉回避、位置決め精度、燃料交換速度、グリップパ作動性、異常時の復旧方策等)を確保できることを確認した。</li> </ul> <p><b>【燃料移送系】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実機環境におけるナトリウム付着の除熱量への影響を試験にて評価した。試験結果に基づき整備した解析モデルを実機ナトリウムポット除熱解析に適用した。解析の結果、ナトリウム付着の影響を考慮しても、間接冷却不足分を直接冷却で補完することにより、2 集合体ポット移送方式の成立性を示すデータを提示することができた。</li> </ul> <p><b>【燃料水浸漬システム】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルゴンガス乾式洗浄試験結果に基づき、既往試験結果も考慮して、本洗浄方式による内部ダクトを有する実用炉用燃料集合体の残存 Na 量は設計許容範囲内であることを確認した。</li> </ul> <p><b>【新燃料輸送キヤスク】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最新の燃料条件を反映し、ヘリウムガスキヤスク及び水キヤスクの概念を見直し構築した。除熱解析により構築したキヤスク概念の熱的健全性を満足する範囲を把握し、キヤスク概念の成立性を確認した。</li> </ul>	<p><b>【新型燃料交換機】</b> 2009 年度達成</p> <p><b>【燃料移送系】</b> 2009 年度達成</p> <p><b>【燃料水浸漬システム】</b> 2009 年度達成</p> <p><b>【新燃料輸送キヤスク】</b> 2009 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見通しについて (8/12)

開発課題	2010 年成果目標(クライテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
⑥ 物量削減と工期短縮のための格納容器の SC 造化	<ul style="list-style-type: none"> <li>面外曲げ試験、開口部・貫通部試験を実施し、SCCV のパウンダリ機能及び支持機能の健全性評価に必要なデータを取得し、部材特性を把握する。</li> <li>平成 22 年度に実施するものを含むこれまでに実施した試験及び解析の成果を反映し、SCCV の鋼板挙動及び SC 構造挙動の解析評価手法を構築する。構築した解析評価手法により、SCCV の成立の見通しについて評価する。</li> <li>これまでの検討及び高速増殖炉特有の検討条件に基づき、既存の CCV 規格等を参考として高速炉用の SCCV 規格の概要部分及び規格化の整備方法を提示する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>面外曲げ試験、開口部・貫通部試験を実施し、計画通りにデータを取得し、部材特性を把握した。</li> <li>これまでの成果を反映し、SCCV の鋼板挙動及び SC 構造挙動の解析評価手法を整備し、整備した手法に基づき設定した条件下での実証施設の SCCV の成立の見通しを得た。</li> <li>高速炉用の SCCV 規格の概要部分及び規格化の整備方法を立案するとともに、今後の課題を明らかにした。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
⑦ 高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発 ⑦-1 高燃焼度燃料・材料研究開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>ピーク燃焼度 150GWd/t における被覆管の内面腐食深さが従来のオーステナイト鋼被覆管と同等であること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>BOR-60 においてピーク燃焼度約 110GWd/t の燃料棒照射及び PIE を終了し、腐食の最も激しい炉心上端部で、ピーク燃焼度 150GWd/t に相当する炉心上端部燃焼度を達成し、被覆管の内面腐食深さが従来のオーステナイト鋼被覆管と同等であることを確認。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>
⑦-2 低除染 TRU 酸化燃料の照射特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射初期 Am 再分布挙動の見込み(濃度増加=製造時 x1.3 程度)、40GWd/t までの Am 含有燃料ピン健全性データ取得。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>照射初期 Am 再分布挙動データを取得(濃度増加=製造時 x1.5 程度)。常陽の停止のため、40GWd/t までの Am 含有燃料ピン健全性データ取得は未達成。</li> </ul>	<p>常陽の停止のため未達成</p>
⑦-3 長寿命制御棒の開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>ピーク燃焼度 200E20 cap/cc を越えるまで ACMI(吸収材-被覆管機械的相互作用)が発生しない制御棒の設計・製造ができること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ピーク燃焼度 200E20 cap/cc を越えるまで ACMI(吸収材-被覆管機械的相互作用)が発生しない制御棒の設計・製造が可能であることを確認。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p>
⑦-4 高性能遮へい体の開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速中性子照射で過剰な膨れが生じないこと、過剰な水素解離が生じないこと。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>高速中性子照射で過剰な膨れが生じないこと、過剰な水素解離が生じないことを、常陽の停止のため、海外照射データにより確認。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p>
⑦-5 再臨界回避集合体研究開発	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良内部ダクト付集合体ラップ管構造の試作完了。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>改良内部ダクト付集合体ラップ管の構造に係る試作目標を完了。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見通しについて (9/12)

開発課題	2010 年成果目標(クライテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
<p><b>⑧配管 2 重化によるナトリウム漏洩対策と技術開発</b></p>	<p>・要素成立性に必要な検出系感度(100g/h)の漏えいを 24 時間以内に検知)、信号信頼性(誤信号防止=Na の選択的検知性、Na 温度等の感度影響因子の影響)を確認できていること。</p> <p>・検出系の感度要求及びプラント適用条件(雰囲気、耐久性、サイズ)を満たす漏えい検出システムの基本仕様が示されること。</p>	<p>・ Na 漏洩検出系要素の試作・試験を実施し、要素成立性に必要な検出要素としての感度(100g/h 級の漏えいを検出)を確認した。信号信頼性については、試験により Na の選択的検知性を確認し、誤信号防止が可能なることを示すとともに、種々の感度影響因子の影響を確認した。</p> <p>・ 上記の結果を基に、プラント適用条件(雰囲気、耐久性、サイズ)を満たすレーザブレイクダウン蛍光発光法による漏えい検出システムの基本仕様を提示。</p>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<p><b>⑨直管 2 重伝熱管蒸気発生器の開発</b></p>	<p>【伝熱流動評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧条件での伝熱評価式及び水側流動安定性の評価精度を向上させ、実機が安定して運転可能なることを確認できること。</li> <li>・ Na 側の温度・流速分布については、水流動試験と解析評価により均一となり、伝熱管の歪屈が無い見通しを得られていること。</li> <li>・ 内部熱過渡に対する管東部構造健全性の見通しを得られていること。</li> </ul> <p>【SG 漏えい検出系の開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 新型検出計センサの開発が完了していること。</li> </ul> <p>【水リーク挙動試験・評価技術開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na/水反応現象や伝熱管への影響が把握可能な機構論的解析評価システム(「SERAPHIM」「伝熱管熱移行解析手法」等)を開発し、SG 水リーク時の 2 次破損(ウエスタージ、高温ラプチャによる)の有無を評価できること。</li> </ul>	<p>【伝熱流動評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧条件での伝熱評価式は、必要な試験データを取得し、評価精度向上により達成。MSG コードによる水側流動不安定の予測精度は、混相流モデルの改良により達成。以上により、実機が安定して運転可能なることを確認できていることにより達成。</li> <li>・ 流動均一化について、管東部は水流動試験と流動解析評価により均一化を達成。上部ブレナム部は水流動試験と流動解析評価により均一化を達成。さらに、MSG 伝熱流動評価により伝熱管の歪屈は無い見通しを得たことにより達成。</li> <li>・ MSG による内部熱過渡解析の結果、管東部構造健全性は達成。</li> </ul> <p>【SG 漏えい検出系の開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Ni 拡散膜水素計を改良し、ガス中応答性試験により応答性向上の見通しを得、新型検出計センサの開発が完了した。</li> </ul> <p>【水リーク挙動試験・評価技術開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 解析評価システムを構成する「SERAPHIM」「伝熱管熱移行解析手法」等の開発を達成し、SG 水リーク時の 2 次破損の有無を評価可能。</li> </ul>	<p>【伝熱流動評価】</p> <p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p> <p>2009 年度達成</p> <p>【SG 漏えい検出系の開発】</p> <p>2010 年度達成</p> <p>【水リーク挙動試験・評価技術開発】</p> <p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標 (クライテリア) の達成状況と見通しについて (10/12)

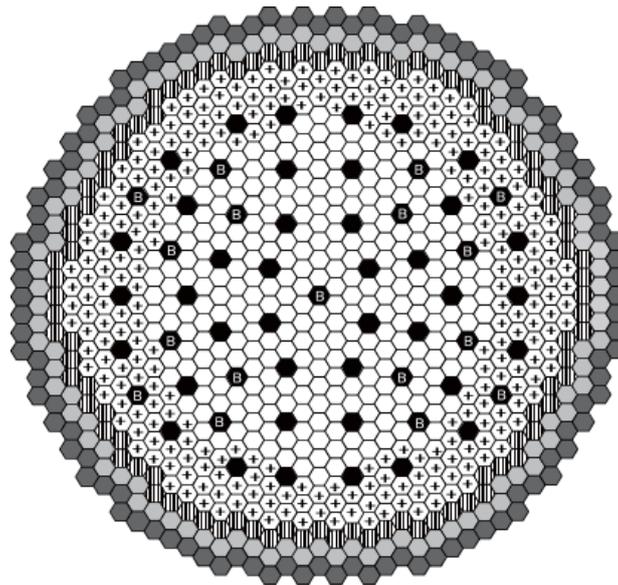
開発課題	2010 年成果目標 (クライテリア)	達成状況 (2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
<p>⑩-1 保守・補修性を考慮したプラント設計と技術開発</p> <p>⑩-1 ナトリウム中検査・補修技術の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム中での可視化装置の解像度 0.3mm、体積検査装置の最小検出深さ 5.0mm を要素試験条件下で達成できる見通しを得ること。</li> <li>水中での自動制御により、±10mm の精度で位置検出ができ、所定の検査位置をセンサ視野(200mm 角)の中に収められるように移動できること。また、ナトリウム中でも同等の位置検出性、制御性を確保できることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム中の可視化装置の解像度 0.3mm については、平成 2008 年度に終了した JST 公募研究「ナトリウム中の目視検査装置の開発」で達成した。体積検査装置については、送信 9ch、受信 2500ch から構成される実機仕様センサを製作し、Na 中要素試験により深さ 5.0 mm の EDM スリットが検出できる見通しを得た (達成)。</li> <li>ピークルの位置検出用のセンサの単体水中試験により、±10mm 以内の検出精度を得た。軽水炉のモックアップ水槽を用いたピークルの水中試験により、センサ視野 (200mm 角) 内に位置制御できることを確認した。また、ナトリウム試験槽を用いた試験により、ナトリウム中で同等の位置検出性を有することを確認し、制御性を見通しを得た。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<p>⑩-2 2重管蒸気発生器伝熱管検査・補修装置の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>UT検査速度の向上、ガイドウェーブ法センサの 2重伝熱管検査への適用性を確認する。</li> <li>RF-ECT センサで伝熱管支持板部外管の 20%深さの減肉、または強度上許容できる深さの減肉を検出できることを確認する。UT センサ及び RT センサの性能試験によりスタブ溶接部の検査に適用できることを確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機仕様のマルチ方式 UT プロブを試作し、20mm/sec の探傷速度で、20%深さの減肉、周方向及び軸方向スリットの検出性を確認した (達成)。また、高温仕様のガイドウェーブプロブを用いた欠陥検出性試験により、20%深さの減肉が検出できることを確認した (達成)。</li> <li>ステンレス鋼と炭素鋼の支持板を用いて、RF-ECT により 20% 深さの全周減肉欠陥が検出可能なことを確認した。また、スタブ溶接部検査用の UT 及び RT センサの欠陥検出性試験により検査に適用できることを確認した。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<p>⑩-3 建造物の欠陥検査技術の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2重伝熱管に対する、マルチコイル RF-ECT と磁気センサの適用見通しを示す。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フルチャネル仕様マルチコイル型 RF-ECT 及び磁気方式センサの 2重管試験片を用いた欠陥検出性試験により 2重伝熱管の検査に対する適用見通しを得た。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標（クライテリア）の達成状況と見通しについて（11/12）

開発課題	2010 年成果目標（クライテリア）	達成状況（2011 年 3 月）	2010 年度末時点の達成見通し
<p>① 受動的炉停止と自然循環による炉心冷却</p> <p>①-1 自己作動型炉停止機構(SASS)の開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉及び実証炉の炉心条件、安全条件、炉心・原子炉構造取合条件等に適合した SASS の仕様が、2009 年度に設定されていること。</li> <li>設計仕様の根拠となる感知合金データ、及び磁界解析により SASS の保持力が要求条件を満足することを 2009 年度に示すこと。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉、実証炉の設計が決定しなければ SASS 仕様は確定できないが、2007 年度の実用炉設計条件で構造取合条件を満足する SASS に対して熱流動解析、有効性解析を実施し、炉心条件及び安全条件を満足することを確認することで、実用炉用 SASS の仕様の設定は完了した。2009 年度に実証炉用 SASS も同様に検討し、仕様設定を完了して、クライテリアを達成した。</li> <li>2009 年度中に温度感知合金候補材の磁気特性試験及び磁界解析を完了し、SASS の保持力が要求条件を満足することを確認し、クライテリアを達成した。</li> </ul>	<p>2009 年度達成</p> <p>2009 年度達成</p>
<p>①-2 自然循環による崩壊熱除去システムの開発</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>自然循環評価手法を整備し、水流動試験及び部分 Na 試験による検証結果を提示すること。</li> <li>開発した手法により実機での自然循環除熱が確実に機能することを 2010 年に示すこと。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水流動試験及び部分 Na 試験を実施し、2 次系 Na 漏洩などの非対称事象を含む自然循環時の現象、PRACS 熱交換器の伝熱特性を把握して、高い自然循環除熱能力を確認するとともに検証データを取得した。現象の3次元性を考慮できる 3 次元解析評価手法、配管内温度成層化を考慮できる 1 次元ネットワークコードを開発/整備し、水流動試験、Na 試験データにより高い予測能力を有することを確認、検証した。さらに、自然循環時の炉心の最高温度を評価するための手法を構築するとともに 1 次元コードに適合した簡易評価手法を開発した。これらの結果について、学会発表を通じて熱流動の専門家に広く理解を求めた。</li> <li>以上より自然循環評価手法を整備し、試験データを用いて手法を検証し、クライテリアを達成した。</li> <li>3次元解析手法に基づき実機解析を行い、スクラムから1時間程度の過渡現象が現実的な時間で評価可能であることを確認した。水試験データで検証した 1 次元コードによる評価を全電源喪失事象に対して行い、自然循環除熱が可能であることを確認した。</li> <li>以上より、開発・検証した手法による実機評価によって自然循環除熱が機能することを確認し、クライテリアを達成した。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>

表 3.1-18 2010 年における成果目標(クライテリア)の達成状況と見通しについて (12/12)

開発課題	2010 年成果目標(クライテリア)	達成状況(2011 年 3 月)	2010 年度末時点の達成見通し
<p>⑫ 炉心損傷時の再臨界回避技術</p>	<p>【炉心損傷事故時の溶融燃料の流出挙動の確認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>内部ダクト付き燃料集合体(改良型 FAIDUS)の溶融燃料の流出促進機能を確認できる試験データを取得すること。また、検証された解析コードにより実機設計の有効性を示すこと。</li> </ul> <p>【溶融燃料の原子炉容器内での安定冷却性の確認】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>流出した溶融燃料が原子炉容器内で安定に保持されることを、基礎試験によって検証された評価手法により提示すること。</li> </ul>	<p>・ 模擬物質(ウツズメタル/水)による上方流出体系試験を実施し、基本メカニズムを把握するとともに、上方流出時の気液カップリングに係わる既存の実験的知見を整理した。これらの知見を踏まえ、CABRI 試験や EAGLE-1 試験(下方流出体系)等により妥当性が検証された解析評価手法を適用し、実機条件では燃料インベントリの約 20%の流出が生じることを示し、厳しい再臨界を防止する実機設計の有効性を明らかにした。また、上方流出体系での重力の影響を実機に相当する条件で把握し、結論の妥当性を強固なものとするための EAGLE-2 炉内・炉外試験を完了した。燃料流出挙動に関する試験データを用いて解析評価手法の検証を実施した上で、実機設計の有効性を確認し、クライテリアを達成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>上記の早期流出挙動の評価結果をもとに残留炉心物質の崩壊熱による溶融と流出経路となる構造材壁の破損タイミングを計算することによって、炉心残留燃料が徐々に炉心下部へと流出してゆくことを確認した(一度に大量の溶融物質が流出することはない)。また、下方流出物質の受け皿構造への分散配置とデブリ化を促すための有望概念を検討し、実証のための試験計画を策定するとともに、米国 Sandia 研の ACRR 炉内試験等で検証された評価手法により、多層受け皿構造に 100%の炉心燃料が時間とともに堆積した場合にも自然循環による冷却経路が確保でき、原子炉容器内でデブリを安定に冷却保持できることを示した。これにより炉容器内安定冷却性を確認し、クライテリアを達成した。</li> <li>上記の技術的内容については、FBR の CDA に係わる専門家 10 名(うち 4 名は機構/MFBR 以外の外部委員)からなる CDA シナリオ WG を組織し、10 回の委員会における審議を通じて基本的な妥当性に合意を得た。また、海外専門家を含めた CDA ワークショップを開催し、基本的には妥当と結論づけられた。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p> <p>2010 年度達成</p>
<p>⑬ 大型炉の炉心耐震技術</p> <p>⑬-1 炉心耐震性評価手法の開発(水平免震条件)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水平応答(変位、衝突荷重)、上下応答(飛上り量)の解析評価手法を開発・整備し、3 次元群振動解析評価方針案を策定。(実証炉の炉心安全性を評価)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料集合体を約 1/2.5 に縮小した縮尺体を群体系(約 300 体)に配置した炉心体系モデルによる群振動試験を実施し、これまでに整備してきた評価手法が妥当であることを確認した。これまでの成果をとりまとめ、3 次元群振動解析評価方針案を策定した。</li> </ul>	<p>2010 年度達成</p>



○	内側炉心燃料集合体	288体
+	外側炉心燃料集合体	274体
	径方向ブランケット燃料集合体	96体
●	主炉停止系制御棒	40体
⊖	後備炉停止系制御棒	17体
○	ステンレス鋼遮へい体	102体
●	Zr-H遮へい体	108体
合 計		925体

図 3.1-1 実用炉の炉心構成<sup>3.1-2)</sup>

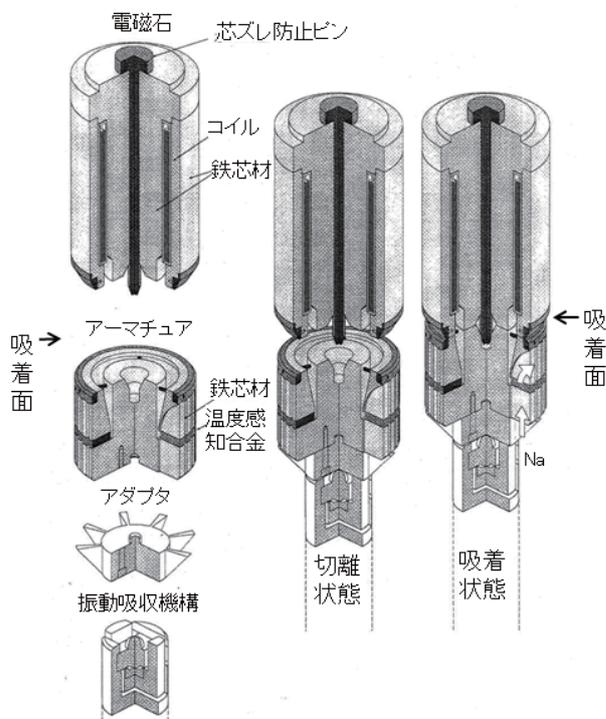


図 3.1-2 SASS の基本構造 3.1-4)

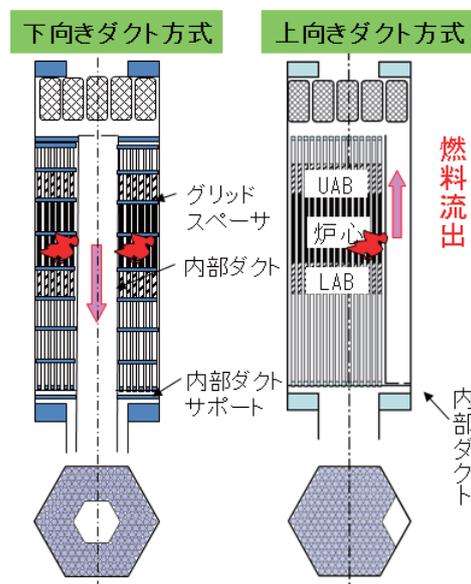


図 3.1-3 内部ダクト型燃料集合体の概念 3.1-5)

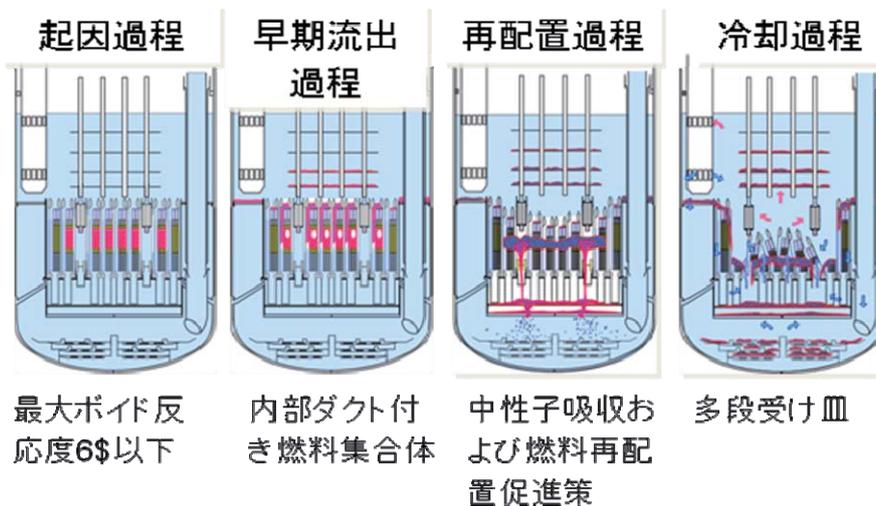


図 3.1-4 再臨界回避技術の全体概念図

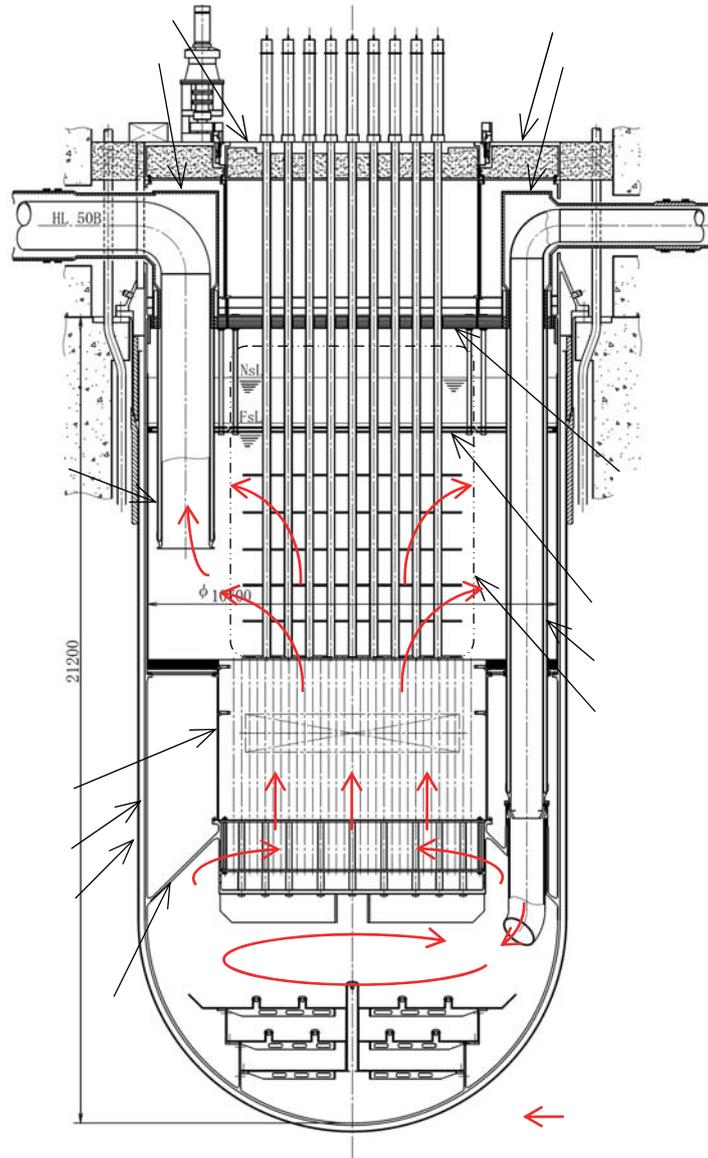


图 3.1-5 JSFR 原子炉构造概念图 3.1-7)

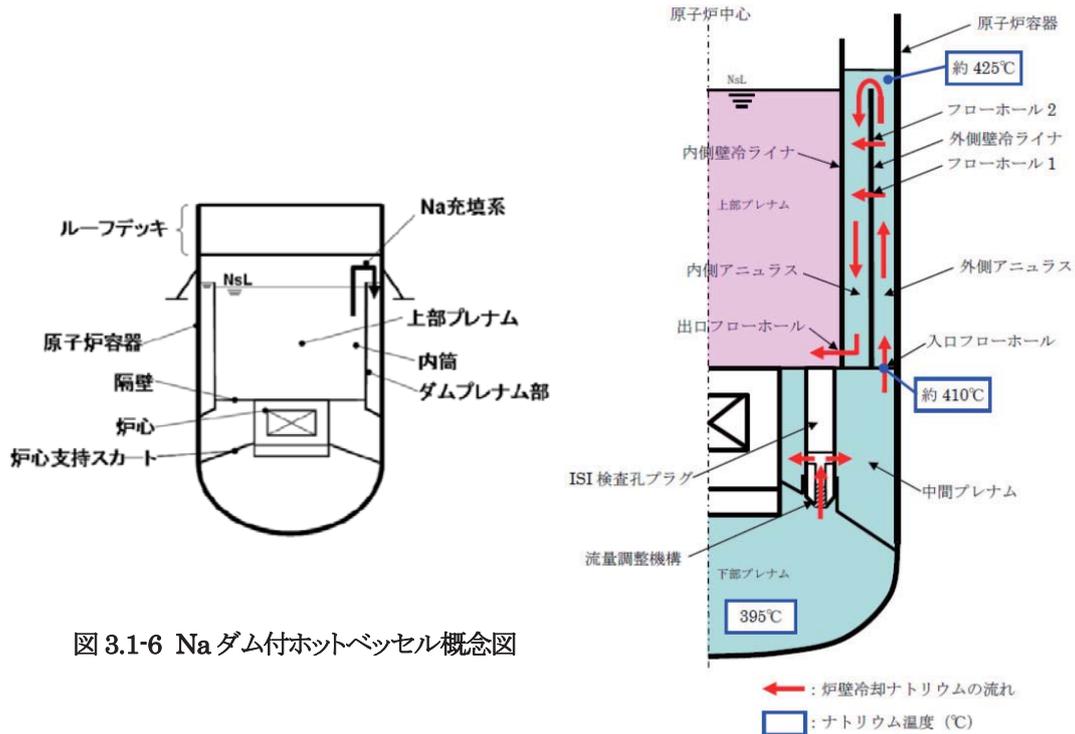


図 3.1-6 Naダム付ホットベッセル概念図

図 3.1-7 コールドベッセル概念図  
(2層オーバーフロー方式)

**革新技術: 改良9Cr-1Mo鋼大口徑配管**

[技術の概要]

- 大口徑・高流速配管を用いて2ループ化し、プラントをコンパクト化
- 熱膨張率が低く、高温強度の高い改良9Cr-1Mo鋼の採用により、配管短縮→原子炉建屋容積削減

[評価課題]

- 高流速配管の流力振動に対する構造健全性
- 配管熱膨張に対する構造健全性
- 溶接継手を含む改良9Cr-1Mo鋼の強度評価
- 改良9Cr-1Mo鋼配管のLBB (Leak Before Break: 漏えい先行型破損) 成立性評価
- 改良9Cr-1Mo鋼を採用した大口徑薄肉直管、エルボの製造

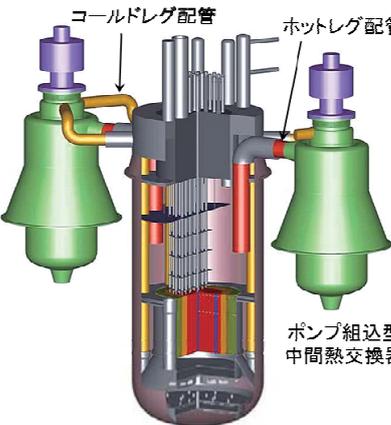
**革新技術: 超音波式ナトリウム流量計測システム**

[技術の概要]

- 大口徑の磁性材配管、且つ短い直管部長さに適合する安全保護系流量計測システム

[評価課題]

- 検出感度(直線性、出力信号変動率)及び応答特性
- センサーの遠隔交換技術の開発



**革新技術: 配管2重構造**

[技術の概要]

- ナトリウム漏えい対策の強化

[評価課題]

- 連続漏えい監視設備(レーザ励起式Na検出計、Na液位計)の2重配管構造への適用性

原子炉容器

図 3.1-8 改良 9Cr-1Mo 鋼大口徑薄肉配管を用いた2ループシステム

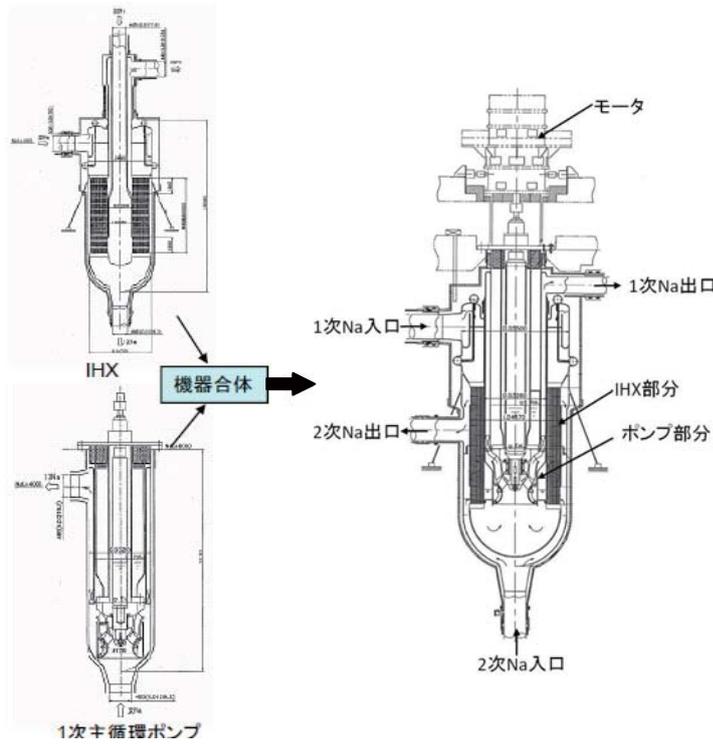


図 3.1-9 機器合体のコンセプト

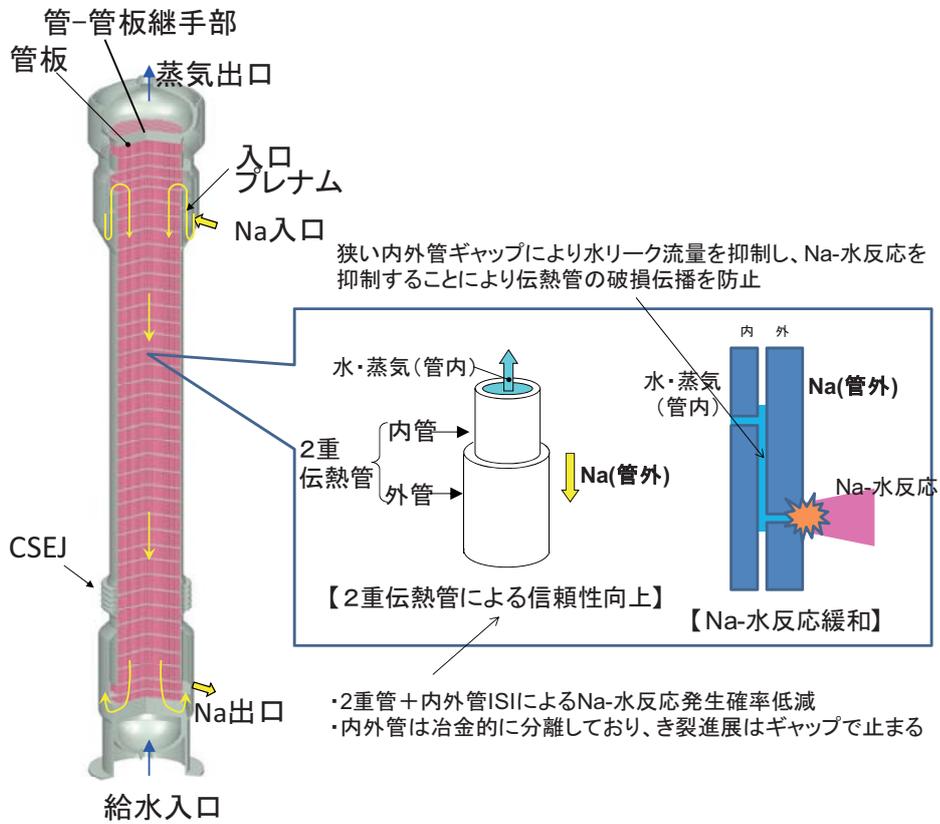


図 3.1-10 直管2重伝熱管蒸気発生器 概念図



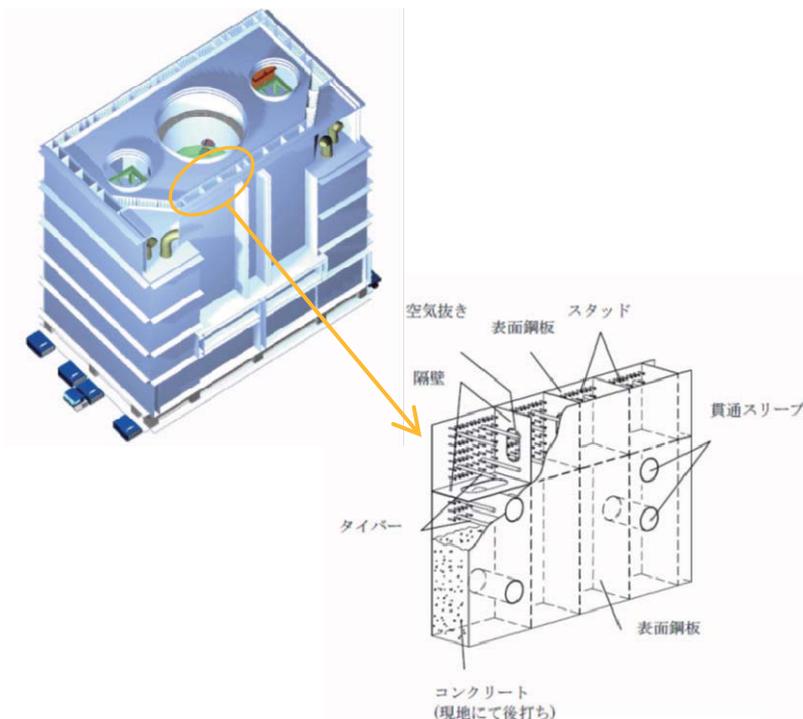


図 3.1-13 SC 造格納容器概念図

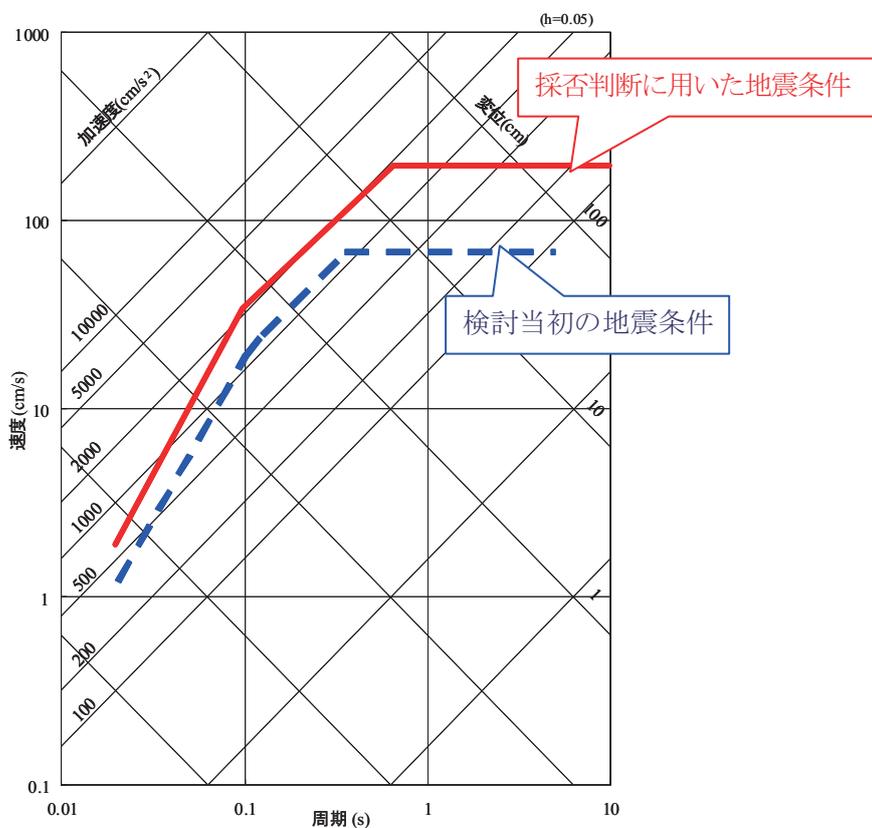


図 3.1-14 採否判断に用いた地震条件 3.1-8)

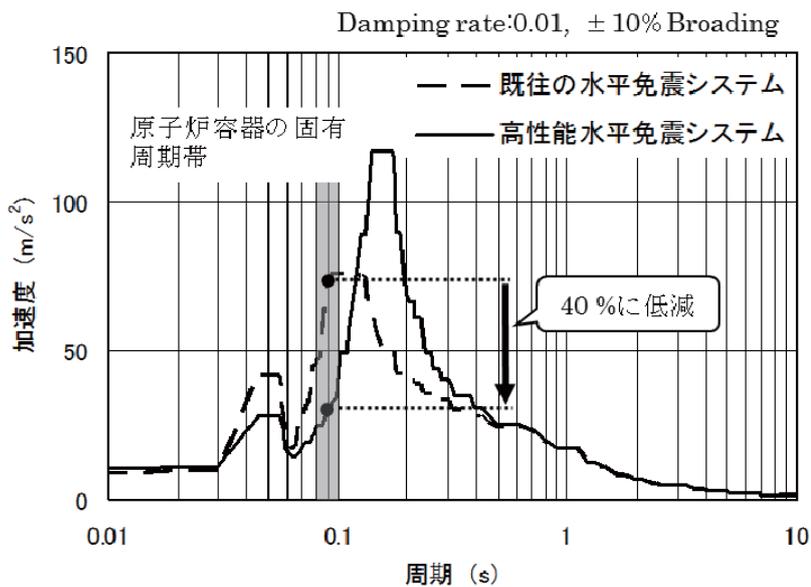
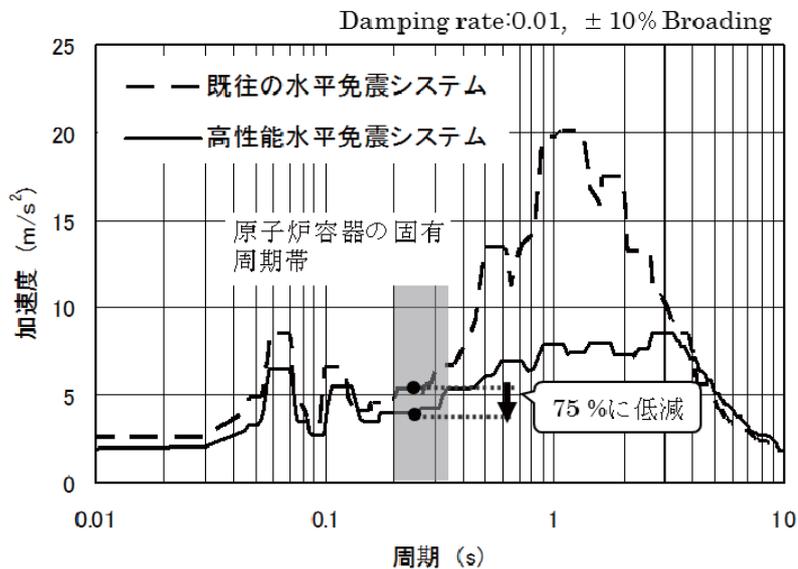


図 3.1-15 高速炉用水平免震システム採用による床応答の低減<sup>3.1-8)</sup>

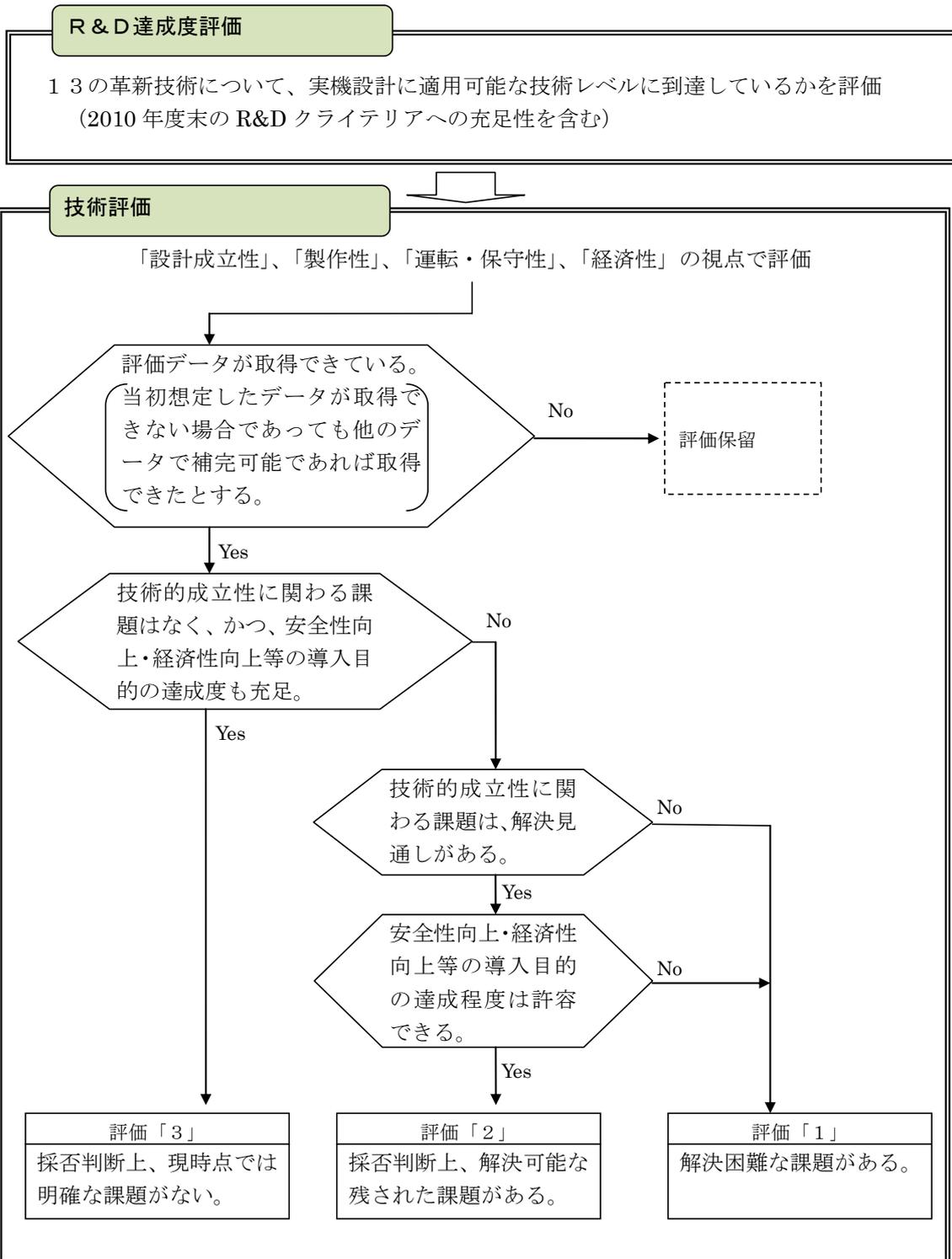


図 3.1-16 評価結果分類フロー

## 3.2 先進湿式法再処理の革新技術の採否判断

### 3.2.1 はじめに

先進湿式法は、軽水炉燃料再処理技術として既に実用化されている Purex 法の技術基盤を継承しつつ、従来技術と同等あるいはそれ以上の FaCT プロジェクトの開発目標(経済性向上、核不拡散性、持続可能性 等)を達成するために重要な 6 つの革新技術(図 3.2-1)を取り入れた FBR 平衡期を念頭においた FBR 燃料の再処理システムである。

従来の Purex 法に対し、新たに取り入れた技術としては、溶媒抽出プロセスの設備物量及び溶媒使用量の低減を図ることを目的とした、溶解液からウランを粗分離する晶析技術と、FBR サイクル全体の環境安全性、核不拡散性向上を目的とした、高レベル放射性廃液(HLLW)からアメリシウム及びキュリウムといったマイナーアクチノイド(以下、MA)を抽出クロマトグラフィにより回収する技術がある。また、晶析技術に適した高濃度の溶解液を得るための高効率溶解技術、コンパクトな容量で処理が可能な遠心抽出器を使用したウラン-プルトニウム-ネプツニウムを一括回収する抽出技術、FBR 燃料再処理特有な技術としてラップ管を除去する解体技術及びブスペーサワイヤを有する燃料ピンを短尺でせん断する技術、再処理工程から発生する廃液を低減化する技術を用いることとしている。

3.2 節では、先進湿式法を構成する技術要素の中の 6 つの革新技術の採否について、原子力機構の行った評価とそれを受けて行った二者(原子力機構、電気事業者)の評価を踏まえた判断結果について述べる。また、6 つの革新技術は FBR 平衡期を念頭においた FBR 燃料再処理のための技術であるものの、FBR 平衡期の前に 60 年以上の「LWR から FBR への移行期」(以下、「L/F 移行期」)が存在すること<sup>3.2-1)</sup>を踏まえ実施した L/F 移行期における 6 つの革新技術の適用性検討についても述べることとする。

### 3.2.2 革新技術の採否に関する評価

#### 3.2.2.1 評価の方法

##### (1) 評価の視点

炉システムにおける革新技術とサイクルシステムにおける革新技術は開発の進展度が異なるため、先進湿式法再処理の革新技術の採否評価の視点としては、「実用施設に採用できる見通しがある」という判断をする上で、まず、革新技術に技術的成立性が見通しが得られていることを第一の視点とし、革新技術毎に予め設定された「成果目標」(表 3.2-1)に対する達成度としての評価を行った。さらに、2050 年頃の本格導入時に FBR サイクルシステムが備えるべき技術仕様の目標理念として定めた「開発目標・設計要求」の達成という視点から、革新技術導入による貢献の程度(「開発目標・設計要求」への影響)が採否判断を行う場合の目安となり得ると考え、これを第二の視点とした。また、第三の視点として、第一及び第二の視点からの評価結果の確認及び技術の信頼性の評価を行うとともに、各革新技術間の関連性・依存性を考慮し開発にあたって留意すべき事項を抽出した。

##### ① 第一の視点－技術的な成立性評価－

6 つの革新技術毎に実用化に向けて予め設定された成果目標への達成度を評価することで、その革新技術の技術的な成立性を見通しを判断する。表 3.2-1 に 6 つの革新技術毎の成果目標とその成

果目標の達成度を評価するにあたり具体的に評価した事項を説明として記載した。

② 第二の視点－「開発目標・設計要求」への影響評価－

最新の研究開発成果を反映した実用施設の設計検討を行い、開発目標・設計要求に対する達成度と革新技術導入による貢献の程度を評価する。具体的には、安全性及び信頼性の観点からは製品（新燃料）中の核分裂生成物（FP）随伴率、経済性の観点からは物量評価やコスト評価を、持続可能性（環境保全性、廃棄物管理性、資源有効利用性）の観点からは液体廃棄物・固体廃棄物の発生量やウラン、超ウラン元素（TRU）の回収率の評価等を行い、革新技術を採用し開発することの意義・必要性を確認する。

③ 第三の視点－革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性－

第一及び第二の視点からの評価結果を確認するとともに、施設の停止リスク等技術の信頼性の視点を重視して採否について検討・評価した。また、各革新技術間の関連性・依存性を考慮し、開発の整合性に留意すべき事項を抽出した。なお、「技術的な成立性」を見通すことが困難あるいは「開発目標・設計要求への影響」がないとの評価を確認したものは、信頼性・関連性の検討・評価は行わない。

**(2) 評価の区分**

今回の評価では以上の考え方にに基づき、原子力機構で第一の視点である革新技術の「技術的な成立性」を評価し、成立性を有すると判断したもの、及び「技術的な成立性」を見通すための課題と改善方法を示したのに対し、第二の視点である「開発目標・設計要求への影響」の視点での評価を行った。さらに、二者（原子力機構、電気事業者）でこれらの結果を確認するとともに、第三の視点について検討・評価し、革新技術を以下に示す「採用」、「検討継続」、「不採用」の3つに区分した。

採 用： これまでに得られた研究開発成果に基づいて「技術的な成立性」の見通しを示すことができるもの（「成果目標」を達成できているか、または今後の研究開発により達成できる見通しがあるもの）であり、かつ「開発目標・設計要求」の達成度評価に関して貢献が期待できると判断し、「技術の信頼性」について大きな課題のないものは採用と判断する。

検討継続： 「技術的な成立性」の見通しを判断するために設定した成果目標の一部が現時点で未達成であるもの、あるいは「開発目標・設計要求」の達成度評価への貢献の程度が低いもしくは見極めが難しいもの、「技術の信頼性」を向上するために開発の継続が必要なものは、採否を正確に判断するために、改善方策の提示及びその改善方策を確認するための追加的な研究開発あるいは代替技術との比較検討等が必要であることから、検討を継続する。

不 採 用： これまでに得られた研究開発成果に基づけば「技術的な成立性」を見通すことは困難と判断したもの。あるいは「開発目標・設計要求」の達成度評価に関して貢献が期待できないと判断したもの。

### 3.2.2.2 評価結果

#### (1) 解体・せん断技術<sup>3.2-2)</sup>

##### ① 革新技術概要

FBR 使用済燃料はラップ管を有する。これを解体して燃料ピンを取り出した上で、後段の晶析工程に適した溶解液を調整するため、1cm 程度の長さ(短尺)にせん断を行う必要がある。このため、解体・せん断技術は、燃料集合体に内包される燃料ピンを、ラップ管切断による損傷を可能な限り抑えて分離し、せん断工程に引き渡すまでの一連の解体システム(図 3.2-2<sup>3.2-3)</sup>、及び後工程の高濃度溶解システムへの対応性に優れた短尺せん断システム(図 3.2-3<sup>3.2-4)</sup>)から成る。成果目標としては、燃料ピン損傷確率を抑えた安定した解体(切断)制御技術、ハンドリング技術、所定の燃料粉化率(50%)が得られるせん断技術及び燃料ピン束のハンドリング技術について成立性を提示することが挙げられ、これらについて評価を行った。

##### ② 革新技術の評価

###### i. 技術的な成立性

###### ・ 燃料ピン損傷確率を抑えた安定した解体(切断)制御技術

燃料ピンの損傷を可能な限り抑えた信頼性の高い解体(切断)制御技術を開発するため、原型炉(もんじゅ)の模擬燃料集合体等を用いた工学規模試験により、燃料ピンの破損が数本/集合体以下に抑えられること、機械式切断工具を交換せずに 1 集合体以上を解体できること、1 体当たりの解体時間は 2 時間以内となることの見通しを示し、また、これらの結果を反映して実用炉燃料集合体の解体システム概念を具体化することを目的とした。

原型炉の模擬燃料集合体がハンドリング可能な工学規模試験設備を整備し、切断工具として耐久性及び切断性能に優れる CBN 砥石を用いた機械式切断技術を適用した。工学規模試験の結果、1 集合体当たりの燃料ピンの破損が 2~3 本以下に抑えられること、切断工具の破損を抑えた条件下で切断工具を交換せずに 2 集合体程度の解体が可能であること、燃料集合体 1 体当たりの解体時間は 2 時間程度となることの見通しを得た。以上の結果をもとに、実用炉燃料集合体の解体システム概念を具体化した。

その一方で、解体時に切断砥石が破損する事象が複数回発生したため、切断速度、砥粒厚、砥石回転数、把持方法等について、砥石破損の原因究明を実施し、切断条件の最適化、燃料ピン束部等把持の追加等の対応策を策定した上で、検証試験を実施し、その有効性を確認した。

###### ・ 模擬燃料集合体のハンドリング技術

原型炉の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、燃料集合体の受け入れから燃料ピンの払い出しまでの一連の解体操作が支障なく実施できることを目的とした。

原型炉の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験の結果、燃料のスウェリングを考慮してもラップ管の引き抜きが十分可能である見通しを得るとともに、工学規模試験設備を用いて模擬燃料集合体の一連の解体操作が可能であることを確認した。

- ・ 所定の燃料粉化率(50%)が得られる短尺せん断開発

高濃度溶解システムの溶解条件に対応するため、原型炉の模擬燃料ピンを用いた工学規模試験により、せん断長さに対して高い均一性(1 cm±0.5 cm、信頼度 95%)が得られること、使用済み燃料の粉化率(せん断された燃料ペレットの全重量に対する粒径 2mm 以下に破碎された燃料ペレットの重量比)が 50%以上となること、さらに 1 体あたりのせん断処理時間が 2 時間以内となることの見通しを示し、これらの結果を反映して実用炉燃料ピン束のせん断システム概念を具体化することを目的とした。

原型炉の模擬燃料ピンを用いた工学規模試験の結果、信頼度 95%以上でせん断長さ(1cm±0.5cm)の均一性を確認した。また、「常陽」照射済み燃料ピンの破碎荷重や燃料の粒径分布から物性を模擬した燃料ペレットを製作し、これを装荷した模擬燃料ピンのせん断試験を行った結果、粉化率は燃料ピン径に大きく依存し、原型炉の模擬炉心燃料ピン(φ6.5mm)では 23%であったものの、模擬ブランケット燃料ピン(φ10.4mm)では 50%以上が得られた。実用炉燃料ピン(φ10.4mm)は、上記ブランケット燃料ピンと同形状であることから、高効率溶解上の影響は少ないと判断した。また、1 体あたりのせん断処理時間が 2 時間以内となる見通しを得た。これらの結果を反映し、実用炉燃料ピン束のせん断システム概念を具体化した。

- ・ 燃料ピン束のハンドリング技術

原型炉の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、集合体から分離された燃料ピン束を対象に、解体機からせん断機マガジンまでの搬送、並びにせん断までの一連の操作を可能とすることを目的とした。

原型炉の模擬燃料ピン束を用いた工学規模試験により、解体機から搬送台車を介したせん断機への移送に際し、燃料ピンの飛び出しや落下等がなく正常に移送できること、及びせん断までの操作の連続性を考慮したハンドリングが円滑に行えることを確認した。

- ii. 開発目標・設計要求への影響

特に付加的な設備(粉化处理設備等)を必要とせずに高効率溶解工程に適した燃料せん断片を得ることが可能となるため、経済性向上について寄与がある。

- iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

解体時に切断砥石が破損する事象が複数回発生したため、対応策の策定及びその有効性確認のための検証試験が必要である。また、他の革新技術との関連性はなく、本技術独立で判断できる。

### ③ 判断結果

以上により、本技術については、性能目標達成の見通し及び開発目標・設計要求への貢献が確認できたことから、採用とする。

## (2) 高効率溶解技術

### ① 革新技術概要

高効率溶解技術は、次節で述べる晶析工程の供給液に適した高濃度溶解液を得るために、回転ドラム型連続溶解槽を用いて短尺せん断片操作による粉化率の高いせん断燃料を 20kgHM/h の処理速度で安定して溶解させる技術である。向流接触による溶解効率の高い連続溶解槽を採用することで

設備のコンパクト化も可能である。回転ドラム型連続溶解槽の概念図を図 3.2-4 に示す。

本技術の成果目標としては、高濃度溶解液が得られる安定したプロセス条件の把握及び高濃度溶解液に対応した溶解槽内部構造を確立することが挙げられ、これらについて評価を行った。

## ② 革新技術の評価

### i. 技術的な成立性

#### ・ 高濃度溶解液が得られる安定したプロセス条件の把握

プロセス条件の把握としては、照射済燃料等を用いた試験及び計算により、回転ドラム型連続溶解槽を用いて重金属濃度 500g/L の溶解液を 20kg/h で得る溶解条件(燃料性状、硝酸濃度、溶液温度、攪拌)を示すことを目的とした。

重金属濃度については照射済燃料等を用いたバッチ試験により、重金属濃度 500gHM/L の達成を確認できた<sup>3.2-5)</sup>。また、各濃度溶解条件(120～510gHM/L)における不溶解残渣へのプルトニウム移行量を分析した結果、不溶解残渣に含まれるプルトニウム量は微量であることを確認したため、高濃度溶解条件に対しても安定した溶解性が見込めると判断した。

また、照射済燃料を用いた試験により重金属濃度 500g/L が得られることの確認及び高レベル放射性物質研究施設における溶解試験結果を基に作成した溶解シミュレーションコードの解析により、回転ドラム型連続溶解槽を用いて重金属濃度 500gHM/L の溶解液を 20kg/h で得る溶解条件(燃料性状、硝酸濃度、溶解温度、段数、等)を提示した。

#### ・ 高濃度溶解液に対応した溶解槽内部構造の確立

溶解槽内部構造の確立としては、小型連続溶解槽(回転ドラム型)を用いたコールド試験等により、固体廃棄物成分(被覆管(ハル)、ワイヤ)の排出及び粉体燃料成分の保持を考慮した溶解槽の内部構造を示すこと、並びにドラムステージ幅、水溶液(オーバーフロー)高さ、段数、攪拌条件、及び臨界に係る核的制限値を含めた 20kg/h/基の処理能力を持つ溶解槽の装置概念を示すことを目的とした。

ハル、ワイヤ等の固体成分の排出性及び粉体燃料の保持性については、高濃度溶解液条件を想定した処理速度 10kg/h 規模のコールドモックアップ試験により、ハル及びワイヤのほぼ全量がハル排出口から排出され、ドラム内への顕著な蓄積がないこと、及び投入燃料の一部が未溶解のまま溶解液に同伴してドラムから排出される量は僅かであることを確認した<sup>3.2-6)</sup>。

また、回転ドラム連続溶解槽の運転時に想定される回転ドラムとシュラウドの隙間へのせん断片の噛み込みやシュラウド内側部への堆積を防止する対策として、回転ドラムとシュラウドの隙間の拡張、燃料投入口、溶解液排出口及びハル排出口でのシュラウド形状を適切に確保することにより、せん断片の噛み込みや堆積が生じないことを 10 kg/h 規模モックアップ装置を用いて確認した。この結果、20kg/h 規模についても同様の構造とすることで安定運転ができると判断した。

また、20kg/h 規模の溶解槽について、ドラム中心軸内に中性子吸収材を挿入して全濃度安全臨界形状を想定した臨界安全計算を行った結果、ドラム口径を装置規模に合わせて大きくしても螺旋部のオーガ幅を 13cm 以上とすることで実効増倍率が 0.95 以下を満足することが確認できた。

以上のように、連続溶解槽の内部構造が高濃度溶解液に対応した構造であることを確認した。一方、回転ドラムのドラムステージ幅、水溶液(オーバーフロー)高さ、段数、攪拌条件については、こ

これらのパラメータが溶解性能に与える影響の検討を進めており、内部構造に与える影響について見通しを得た。

#### ii. 開発目標・設計要求への影響

特に付加的な設備(濃縮設備等)を必要とせずに晶析工程に適した供給液を得ることが可能となるため、経済性向上について寄与が大きい。

#### iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

信頼性については、大きな課題はない。また、本技術は晶析技術に必要な技術であることから、晶析技術と整合した開発となるよう留意する。

### ③ 判断結果

以上より、本技術については、性能目標達成の見通し及び開発目標・設計要求への貢献が確認できたことから、採用とする。なお、本技術については、晶析技術に必要な技術であることから、晶析技術と整合した開発となるよう留意する。

## (3) 晶析技術

### ① 革新技術概要

晶析技術は経済性向上を図るため、溶媒抽出工程で取り扱う溶液量及び発生する廃液量を削減し、新たな試薬を用いずに溶液温度の操作のみでウラン回収率を制御する技術である。晶析技術の概念図を図 3.2-5 に、キルン式円環型晶析装置の概念図を図 3.2-6<sup>3.2-7)</sup>に示す。

本技術の成果目標としては、ウラン回収率 70%、100 以上の除染係数が得られる連続晶析プロセス条件と周辺技術(結晶分離技術及び高濃度溶解液移送技術)の成立性の提示及び臨界安全性評価結果を提示することが上げられ、これらについて評価を行った。

### ② 革新技術の評価

#### i. 技術的な成立性

##### ・ウラン回収率 70%、100 以上の除染係数が得られる連続晶析プロセス条件の成立性提示

小型工学規模試験装置によるウラン試験及びホット基礎試験により、ウラン回収率 70%を得る条件において、100 以上の除染係数(除染係数は、脱水・洗浄による除染効果を含む)が得られる連続晶析プロセス条件の成立性を示すことを目的とした。なお、除染係数が達成できない場合は、その理由と対策案を示すこととした。

小規模ホット試験及びウラン試験により、ウラン回収率 70%以上の晶析条件において、液体不純物の除染係数は目標とする除染係数 100 程度を達成する見通しが得られたが<sup>3.2-7)</sup>、固体不純物に対する除染係数は 1 程度であった。これに対して、除染係数を向上させる方策として結晶精製技術を用いた除染係数の向上策を検討し、ウラン試験等の結果より、固体不純物であるセシウムについて除染係数 100 程度、バリウムについては 10 程度の見通しが得られた<sup>注1)</sup>。また、炉心設計及び燃料製造から必要となる除染係数が、セシウムを含む他の元素の除染係数を 100 とした場合、バリウムの除染係数は 10 程度であること<sup>注2)</sup>を考え合わせると、晶析プロセス条件の成立性が提示可能と判断した。

注1: 晶析工程で成果目標に設定されている除染係数=100まで達していない硝酸ウラニル結晶中の固体不純物(バリウム、プルトニウム-セシウム複塩<sup>3.2-8</sup>)については、クレハ連続結晶精製装置を用いて、結晶精製性能と固体不純物の粒径、密度の関係評価、及びバリウム硝酸塩を模擬不純物とした精製試験結果から、結晶精製性能は比重にはほとんど影響を受けない半面、粒径依存性が大きく、微粒径(<20 $\mu\text{m}$ )の場合には、除染係数は100程度が得られた。これまでの小規模ホット試験結果より、プルトニウム-セシウム複塩の粒径については0.5 $\mu\text{m}$ 程度であることが分かっているため、プルトニウム-セシウム複塩については、クレハ連続結晶精製装置の適用により除染係数100程度が見込めると判断した。

一方、バリウムについてはバリウム硝酸塩(粒径:10~50 $\mu\text{m}$ )を用いた試験により除染係数は5程度(ただし、粒径=1~5 $\mu\text{m}$ の除染係数は100程度)となることが分かった<sup>3.2-9</sup>。ウラン試験の結果から、晶析操作により析出するバリウム硝酸塩は10~数十 $\mu\text{m}$ 程度の粒度分布を持つことが分かっている。よって、晶析装置(除染係数=3)及びクレハ連続結晶精製装置(除染係数=5)の性能を考慮すると、除染係数=15程度の見通しがあるものと判断した。

注2: FaCTプロジェクト実用サイクル施設設計における基準燃料条件増殖比1.1炉心(内側炉心燃料:外側炉心燃料:径方向ブランケット燃料=3:3:1混合処理)、ウラン回収率(約65%)において、製造する新燃料ペレットのFP含有率要求値(0.2vol%以下)を満足するための条件を計算した結果(ただし、抽出工程におけるテクネチウム及びジルコニウムの除染係数はそれぞれ10、100を設定)、晶析工程における必要除染係数はセシウムを含む他の元素の除染係数を100とした場合に、バリウムの除染係数は10で要求値を満足しようと試算された。

・ 小型工学規模晶析装置及び晶析システムの成立性提示

小型工学規模晶析装置を用いたウラン試験等により、低温域での晶析試験による晶析装置の性能や非定常事象検知方法の有効性を確認すること、及び漏えい防止を考慮した晶析装置の軸受構造を示すことにより、小型工学規模晶析装置及び晶析システムとしての成立性を示すことを目的とした。

小型工学規模晶析装置を用いたウラン試験により、必要冷却温度(0 $^{\circ}\text{C}$ 近傍)での安定運転が可能であることを確認すると共に、非定常事象検知、解除方法の検討を行い、それぞれの有効性を確認した。<sup>3.2-9</sup>

晶析装置の軸受構造については、漏えい防止に優れたピボット軸受(炭化ケイ素)を選定し、実規模要素試験装置(40kgHM/h 規模)を用いたコールド環境での耐久性試験により、約3年間(14,400時間)の耐久性に関する基礎データを得た。今後、実際の溶解液を想定した溶液組成及び操作条件等による長期耐久性に関する評価が課題として挙げられる。

以上のことから、小型工学規模晶析装置及び晶析システムの成立性は、提示可能と判断した。

・ 結晶分離技術及び高濃度溶解液移送技術の成立性提示

要素試験装置等を用いたコールド及びウラン試験により、結晶分離技術、及び高濃度溶液移送技術の成立性を提示することを目的とした。

結晶分離機は、大型結晶分離機を用いたウラン試験により硝酸ウラニル結晶からの母液の分離性能の評価を行い、技術的成立性を見通しを得た<sup>3.2-10</sup>。また、主要装置寸法が核的制限値を満たす工学規模装置を用いたコールド試験により、臨界寸法を考慮した結晶排出部において良好な結晶排出性を確認した。

また、高濃度溶解液移送技術については、エアリフトとサイフォンから成る移送システムを用いた高濃度硝酸ウラニル溶液(400、500gU/L)を用いた移送試験を行い、ウラン溶液の移送性、及び硝

酸ウラン結晶による閉塞事象からの解除性について評価した結果、システムとしての成立性の見通しを得た。

以上のことから、結晶分離技術及び高濃度溶解液移送技術の成立性があると判断した。

・ 適正な解析条件による臨界安全性評価結果の提示

晶析装置及び結晶分離機を模擬した解析モデルでの臨界安全解析により、単一ユニットの核的制限値を設定することを目的とした。

燃料形態を均質な硝酸プルトニウム水和物( $\text{PuO}_2(\text{NO}_3) \cdot 6\text{H}_2\text{O} \cdot \text{H}_2\text{O}$ )系として実規模の晶析装置及び結晶分離機を模擬した解析モデルによる臨界安全解析を実施し、単一ユニットでの核的制限値を設定した<sup>3.2-11)</sup>。なお、上記寸法に基づく装置の工学的な成立性について、結晶分離機では結晶排出性、晶析装置では結晶の生成状況や移送性の検討を行い、良好な性能を示していることから成立性があると判断した。

ii. 開発目標・設計要求への影響

抽出工程の物量低減による経済性向上への寄与及び施設全体を通じてプルトニウムを容易に単離できる工程が存在しなくなることによる核不拡散性向上に寄与が大きい。

iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

ウラン回収率の制御に係る再現性、固体不純物に対する除染係数向上、結晶精製工程に係る技術的成立性及び経済性の両面からの適用性について、さらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上する必要がある。また、本技術はウランを低除染で回収するため燃料製造の「セル内遠隔技術」の成立が前提となり、この視点を踏まえた判断が必要である。

### ③ 判断結果

本技術はウラン回収率と除染係数の向上のためにさらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上すること等が必要であるとともに、ウランを低除染で回収するため燃料製造の「セル内遠隔技術」の成立が前提となり、この視点を踏まえた判断が必要であることから、技術的成立性を見通すために必要となる重要な課題を中心に検討を継続する。具体的には、開発を継続し、ウラン回収率の制御に係る再現性・信頼性、結晶精製を含む晶析工程の固体不純物の除染係数、結晶精製工程に係る技術的成立性及び経済性の両面からの適用性に関する見通しを得た上で、2015年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。

## (4) ウラン、プルトニウム、ネプツニウムの一括回収技術

### ① 革新技術概要

ウラン、プルトニウム、ネプツニウム一括抽出技術は、晶析工程にてプルトニウム富化度を調整した母液に対して、FPの分離とウラン・プルトニウム・ネプツニウムの一括回収を行うためのプロセス概念を図3.2-7に、抽出装置(遠心抽出器)概念を図3.2-8<sup>3.2-12)</sup>に示す。

本技術の成立性を判断する上で、所定の性能(回収率、除染係数等)を達成可能なプロセス条件の確立、処理能力、安定運転、耐久性の観点から遠心抽出器の抽出システムへの適用性の評価が課題として挙げられ、これらについて評価を行った。

② 革新技術の評価

i. 技術的な成立性

- ・ ウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収プロセス条件の確立

ウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収プロセスについて、所定の性能を達成し、かつ最適化された実用施設向けフローシートを提示することを成果目標とした。照射済燃料を用いた小規模ホット試験を行うことによって、回収率等に影響を与えるプロセス条件を把握し、所定の性能(ウラン、プルトニウム回収率:99.9%、ネプツニウム回収率:99%、除染係数  $10^4$ (一部 FP を除く))を達成可能なフローシートを示すことができる見通しを得た<sup>3.2-13</sup>)。このことより、今後、これまでに得られた小規模ホット試験による知見と計算コード MIXSET-X を用いることによって、最適化(段数、流量、硝酸量の最小化)を行った実用施設向けフローシートを確立できる見通しがあり、技術的成立性があると判断した。

- ・ 遠心抽出器の処理能力、安定運転、耐久性の成立性

遠心抽出器の処理能力、安定運転、耐久性を評価することによって、高効率抽出システムへの適用性を評価することを成果目標とした。

処理能力に関して、処理量 300L/h、段効率 0.95 以上であることを目標に設定して運転範囲測定試験及び抽出性能試験を行った。その結果、処理量は約 400L/h 程度まで運転可能であることを確認し<sup>3.2-14</sup>)、段効率が 0.97~0.98 であることを確認した<sup>3.2-15</sup>)。これにより、処理能力について技術的成立性があることを確認した。

安定運転に関して、複数段の遠心抽出器からなるシステム試験装置を用いたウラン試験を行い、混合部液位の安定性や有機相排出液への水相混入が無いこと等から、安定に運転できることを確認した<sup>3.2-15</sup>)。また、保守方式の検討を行い、遠隔保守方式と直接保守方式のそれぞれについて成立性の評価を行った。その結果、遠隔保守方式については保守時間測定結果より成立性の見通しが得られ、直接保守方式についても直接保守を行う上で必要となる遠心抽出器のローターの長尺化が可能な評価が得られ、成立性の見通しが得られた。今後、それぞれについて利点・欠点を整理し、実用に適すると考えられる保守概念を選定し、保守要領の検討を行うが、どちらの方式でも保守は可能であると考えられるため、現時点で技術的成立性の見通しはあると判断した。

耐久性に関して、遠心抽出器の長寿命化を目的として磁気軸受を採用し、機械的耐久性と耐放射線性の観点から耐久性の評価を行っている。現状においては、機械的耐久性について連続運転<sup>3.2-16</sup>)で 3 年分、耐放射線性について照射試験<sup>3.2-17</sup>)にて約 4 年分の耐久性があることを確認した。これにより、遠心抽出器については最低 3 年分の耐久性があると考えられる。今後、連続運転の継続と耐放射線性を改良した遠心抽出器を用いた照射試験を実施し耐久性データを取得するとともに、一般産業界で使われている磁気軸受の寿命調査を行い、更なる長寿命化を評価する。以上より、遠心抽出器については、適切な保守構造と定期的(現状データでは 3 年毎)な保守点検・部品交換を行うことで 10 年以上の安定運転が可能な見通しが得られた。

ii. 開発目標・設計要求への影響

ウラン、プルトニウム、ネプツニウムの回収率要求値を達成したことから廃棄物管理性へ寄与し、かつ、晶析技術との組み合わせにより施設全体を通じてプルトニウムを容易に単離できる工程が存在しなくなるとともに、回収されるプルトニウムにはウランとネプツニウムが必ず同伴するプロセスとな

ることから核不拡散性向上に寄与する。

iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

信頼性については、遠心抽出器の長期安定運転性の見通しが得られた。革新技術間の関連性については、本技術が、晶析工程を経た後の Pu 富化度を調整した母液を対象にしていることから、晶析技術と整合した開発となるよう留意する。

③ 判断結果

以上より、本技術については、性能目標達成の見通し及び開発目標・設計要求への貢献が確認できたことから、採用とする。なお、本技術は、晶析工程を経た後の Pu 富化度を調整した母液を対象にしていることから、晶析技術と整合した開発となるよう留意する。

(5) 抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術

① 革新技術概要

抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術は、FBR 使用済燃料再処理で発生する HLLW から MA(アメリシウム、キュリウム)を回収する革新技術として、溶媒抽出法と比較して廃液発生量の低減化及び経済性の向上が期待できる技術である。抽出クロマトグラフィプロセスの基本フローを図 3.2-9 3.2-18)に、及び抽出クロマトグラフィ機器(分離塔)を図 3.2-10 に示す。

本技術の成立性を判断する上で、所定の回収率、除染係数が達成できるフローシートを提示すること及び工学規模試験装置のコールド試験により、装置安全性、所定の処理能力、安定運転成立性を提示することが課題であり、これらについて評価を行った。

② 革新技術の評価

i. 技術的な成立性

- ・ 所定の処理能力(分離性能等)を達成できるフローシートの提示

複数の抽出剤(CMPO、TODGA、HDEHP、TRPEN、R-BTP)を候補として、アメリシウムとキュリウムの回収率 99.9%、FP の除染係数 100 を達成するために最適な抽出剤を選択し、MA 回収フローシートを構築することを成果目標とした研究開発を行った。

最適な抽出剤の選択に関しては、吸着・分離特性に関するビーカースケールでの試験を実施し、除染係数や使用液量の観点から、TODGA(MA、希土類元素回収)と R-BTP(MA/希土類元素分離)を選択することとした<sup>3.2-18)</sup>。

フローシート構築に関しては、TODGA 吸着材と R-BTP 吸着材との組み合わせによるフローシートを提示し、実験によって MA 回収率は 95%以上、主要 FP の除染係数については 100 以上(ただしテクネチウムについては 60 以上)の分離性能を得た<sup>3.2-18)</sup>。回収率、除染係数とも試験データは成果目標に及ばない値であったが、この分離性能データから、工学規模装置による性能を試算し、吸着帯移動速度の制御や理論段数の増加・構造の最適化等を行い回収率及び除染係数を向上させれば、成果目標を達成できる見込みがある。なお、R-BTP については硝酸に対する耐久性が低いという特徴があり<sup>3.2-19)、3.2-20)、3.2-21)</sup>、回収率、除染係数を改善するための基礎的研究を注意して進める。一方、実用化戦略調査研究での評価に比べて試薬使用量が増加(廃液発生量が増加)し、設

備コスト低減に向けた分離条件の最適化に関する研究開発の継続が必要である。

・ 工学規模での安全性、処理能力、安定運転成立性の提示

分離塔について工学規模試験装置のコールド試験により、装置安全性、所定の処理能力、安定運転成立性を提示することを成果目標としたコールド試験を実施し、以下の結果を得た。

装置安全性については、抽出クロマトグラフィシステムでの火災・爆発に関する安全性に注目し、分離塔が何らかの理由により閉塞した場合について検討した。その結果、アメリシウム、キュリウム等が保持された状態で分離塔の閉塞が生じると、分離塔内の温度はゆるやかに昇温、蓄熱(～100℃)することがわかった<sup>3.2-22)</sup>、<sup>3.2-23)</sup>。この事象に対し、非常系統での通水による熱の塔外への排除(発熱源である吸着物質の溶離による塔外への排除も期待)、吸着材拔出による塔外への発熱源排除などの方策を提案し、これらの操作を実施可能であることをコールド模擬試験により確認した<sup>3.2-18)</sup>。また、分離塔の閉塞に伴い水素ガスが分離塔内に蓄積する恐れがあり、対策として吸着材拔出により塔外へ排出する方策を提示した。

所定の処理能力(給液量として 750L/d)については、ビーカースケールからのスケールアップに関して、ビーカースケールでの分離性能を維持したままで所定の処理能力を達成する見通しについて検討した。その結果、所定の処理能力達成に必要な寸法の分離塔において、適切な流量でほぼ均一な流れが得られることを確認した<sup>3.2-19)</sup>、<sup>3.2-24)</sup>。また、同条件での理論段高さを測定し、ビーカースケールの分離塔と同等の値であることを確認した<sup>3.2-18)</sup>。以上のことから、ビーカースケールでの分離性能を確保しつつ、所定の処理能力を達成する見通しを得た。セル内ポンプ、切替バルブ、分離塔出口のモニタリング装置等、分離性能に影響を及ぼす周辺システムまで考慮した試験は未実施であり、実用化レベルまでは課題が多いものの、主要機器の通水性を確認できたことから、所期の目的は達成したものと判断した。

安定運転成立性については、安定した運転の実現に向けて重要な課題の一つである、セル内機器であることを考慮した吸着材交換方法について、吸着材をスラリー化(吸着剤と水を混合)して移送する試験を行い、本法で遠隔操作での充填・拔出操作の技術的成立性を見通すことができた<sup>3.2-18)</sup>。また運転制御方法の検討に資するため、CMPO 吸着材及び HDEHP 吸着材を用いた繰り返し運転試験を実施し、分離性能の変化を調べた。CMPO 吸着材については、繰り返し運転を通して安定した分離性能を示し、一方、HDEHP 吸着剤については、サイクル数の増加と共に劣化の兆候がみられた<sup>3.2-18)</sup>。これらより、抽出剤の溶出の観点で安定した吸着材を用いることにより、繰り返し運転において安定した分離性能が得られ、時間や液量管理による運転制御方法が適用できる見通しを得た。今後、フローシート構築により選定した吸着材について、最終的に決定したフローシート条件での繰り返し運転での耐久性を評価し、運転制御方法を検討する必要がある。

なお、周辺システムまで考慮した詳細な検討や繰り返し運転等に対するシステムの耐久性などの機器開発については、検討の前提条件としてプロセス条件が影響するものと考えられるため、プロセス開発の進捗を見極めた上で、具体的な開発を進めることが妥当である。

また、抽出クロマトグラフィシステムと比較するべき対象として溶媒抽出法があり、抽出クロマトグラフィ法の優位性に関して代替技術としての溶媒抽出法と比較して評価する必要がある。

ii. 開発目標・設計要求への影響

アメリシウム及びキュリウムを回収し燃料に含有させることが可能となることから核不拡散性向上に

寄与するが、設計要求で求められている分離性能については未達であったこと、廃液発生量が増加したため設備コストが増加することから廃棄物管理・経済性への寄与はない。

iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

本技術は、分離性能及び廃液発生量の点で課題があり、改善できる見込みはあるものの、現時点では検証されていないため、研究開発を進め、改善効果の見通しを得るとともに、MA 回収における溶媒抽出法との比較による抽出クロマトグラフィ法の優位性を再確認することで、技術的根拠の信頼性を向上する必要がある。また、本技術は MA を含む MOX燃料をリサイクルするシステムの一環として燃料製造システムにおける「セル内遠隔製造技術」及び「TRU 燃料取扱い技術」の成立が前提であり、この視点を踏まえた判断が必要である。

③ 判断結果

本技術は、技術的成立性において分離性能及び廃液発生量の点で課題が明らかであるとともに、廃液発生量増加に伴う設備コストが増加のため、開発目標・設計要求への貢献が一部得られなかった。改善できる見込みはあるものの、現時点では検証されていないため、基礎的研究による検討を継続する。具体的には、本技術の開発を継続し、廃液量が設備コストに大きな影響を与えないフローシート条件の構築、フィード条件／カラム長さ／供給液の線速度等の最適化による分離性能の向上、代替技術(溶媒抽出法)との比較による抽出クロマトグラフィ法の優位性の再確認に関する見通しを得た上で、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。なお、本技術は MA を含む MOX燃料をリサイクルするシステムの一環として燃料製造システムにおける「セル内遠隔製造技術」及び「TRU 燃料取扱い技術」の成立が前提であり、この視点を踏まえた判断が必要である。

(6) 廃棄物低減化(廃液の二極化)技術

① 革新技術概要

廃棄物低減化(廃液の二極化)技術は、放射性廃液の発生量を低減するために、現在の高・中・低・極低レベルの放射性廃液の分類を見直し、高レベルと極低レベルへ二極化することを目的とし、その中でも安定した廃液濃縮運転操作やより大きな濃縮比を確保するために、溶媒洗浄で発生するナトリウム廃液を低減(ソルトフリー化)する技術である。ソルトフリー技術としてナトリウム系試薬の替りに炭酸ヒドラジン及びシュウ酸ヒドラジンを採用した溶媒洗浄フローの概要を図 3.2-11 に示す。

本技術の成果目標としては、周辺工程におけるソルトフリー化プロセスの基本的成立性(ルテニウム、ジルコニウム、プルトニウムの洗浄効率)の提示及びソルトフリー試薬分解技術の基本的成立性の提示(分解効率、安全性確認)が挙げられ、これらについて評価を行った。

② 革新技術の評価

i. 技術的な成立性

・ 周辺工程におけるソルトフリー化プロセスの基本的成立性の提示

ソルトフリー試薬による溶媒洗浄性能を評価するため、ソルトフリー試薬(炭酸ヒドラジン、シュウ酸ヒドラジン)のルテニウム、ジルコニウム、プルトニウムの洗浄性能が炭酸ナトリウム洗浄と同等であることを示すことを成果目標として研究開発を行った。

y 線照射溶媒及び実劣化溶媒を用いたバッチ条件での洗浄試験結果から、ソルトフリー試薬によ

ルテニウム、ジルコニウムの洗浄効率は炭酸ナトリウムと比較して同等以上であった。一方、プルトニウムの洗浄効率については、両洗浄法ともに洗浄後の有機相中プルトニウム濃度が分析下限値以下であったため比較可能なデータが得られていない。

以上の基礎試験結果から、プルトニウムの洗浄効率に関する課題はあるものの、成果目標を満足するための技術的見通しを得た。ただし、実プロセスへの適用にあたっては、遠心抽出器系でソルトフリー試薬と炭酸ナトリウムの洗浄性能を比較するためのデータ取得が課題である。

・ ソルトフリー試薬分解技術の基本的成立性の提示

ソルトフリー試薬の分解性評価、電解槽設計に与える洗浄廃液中不純物の影響、ヒドラジン分解物の安全性評価の観点から、洗浄液中に不純物(劣化溶媒、ルテニウム、ジルコニウム)が共存する系で、分解率 99%を達成するための電解条件、従来の電解槽設計と比べて著しい性能低下が無いこと及び気相への分解生成物(アジ化水素、アンモニア)移行率が低いことを成果目標として研究開発を行った。

分解率については、コールド条件での分解試験結果から、ヒドラジンは要求される分解率が得られることを確認した。また、シュウ酸は同条件で分解率 95%まで得られることを確認するとともに、電解時間を 2 倍程度確保することで、要求される分解率を達成できる可能性を示した。今後は、これらのコールド試験で得られた知見をもとに分解条件を検討し、実洗浄廃液の分解試験により、シュウ酸、ヒドラジンともに分解率 99%が得られる電解条件を確認することが課題となる。

また、耐食性の観点から電解槽設計変更の必要性を検討するため、電解槽装置材料(チタン材)の耐食性に対する洗浄廃液中不純物(劣化溶媒、ルテニウム、ジルコニウム)の影響を浸漬腐食試験で確認した。その結果、電解条件では不純物の有無に関係なく、チタン材の腐食速度はほぼ一定であり、不純物による耐食性の低下はないことを確認した。以上、耐食性の観点からは不純物の影響による設計変更の必要はないと判断した。今後は、分解性能の観点から設計変更の必要性について検討することが課題となる。

分解生成物の気相への移行率については、コールド模擬溶液による分解試験結果から、気相移行率(ヒドラジンの分解生成物の全体量に対する気相中のアジ化水素またはアンモニア量の割合)を評価した結果、アジ化水素は 0.04%、アンモニアは 0.1%程度であった。これらは、プラント安全性に影響する化学種であるため、今後は以上の気相存在割合を想定したオフガス系での挙動評価が課題となる。

ii. 開発目標・設計要求への影響

設計に反映できる試験データが得られていないため、開発目標・設計要求への評価は実用化戦略調査研究フェーズⅡからの変更はない。

iii. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

本技術については、コールド条件によりソルトフリー試薬による洗浄性能やソルトフリー試薬の分解性能が目標値を満足する見通しが得られたことから、技術的成立性は概ね見通せるものの、判断の根拠とした試験データについては十分でなく、開発目標・設計要求への影響を評価するデータが得られていない。技術的根拠の信頼性を向上するためには、試験データの拡充が必要となる。なお、本技術は FBR 燃料再処理に限定せず、合理的な燃料サイクル技術とするために必要な技術である。

### ③ 判断結果

以上により、ソルトフリー試薬による洗浄性能やソルトフリー試薬の分解性能が目標値を満足する見通しが得られたことから、本技術の技術的成立性は概ね見通せるものの、判断の根拠としたデータについては、遠心抽出器系での洗浄性能の比較データや実洗浄廃液の分解性能データ等が十分でなく、開発目標・設計要求への影響を評価するデータが得られていない。また、本技術は、合理的な燃料サイクル技術とするために必要な技術ではあるものの、主工程ではなく周辺技術であり共通的な工程技術として長期的に取り組むべきものである。よって、当面はヒドラジン系の洗浄試薬の採否も含め、投資対効果を考慮しつつ検討を継続し、2015年に廃液二極化プロセスの成立性に関する技術的根拠を提示するために、まず原子力機構にて廃棄物低減化技術に係る研究開発プログラムを再構築した上で、今後のサイクル技術全体の開発計画の中で検討することとする。

### 3.2.3 経済性評価結果

FaCT プロジェクトフェーズ I の設計検討に基づき全ての革新技术を採用した場合の実用の再処理施設建設費を評価した結果は、FS フェーズ II において評価した建設費から約 58%の増加となった。これは、FaCT プロジェクトフェーズ I 検討では先行軽水炉再処理施設を参考に機能別建屋方式にしたことに伴い建築・電気・換気設備の総和が増額したことと、全体的な設計詳細化に伴うものである。図 3.2-12 に FaCT プロジェクトフェーズ I の検討で得られた再処理施設建設費の内訳を示しておく。

建設費評価結果に基づき、FS フェーズ II 時と同じ評価方法で再処理単価を試算した結果は約 26 万円/kgHM となり、FBR 実用炉の設計条件であるブランケットを含む全平均燃焼度約 9 万 MWd/t、熱効率 42.5%とした場合で試算した発電原価は約 0.28 円/kWh となった。但し、この評価結果は、想定している年間稼働日数(200 日)を維持できること、燃料の高燃焼度が達成できること等、炉とサイクル施設の安定・高性能の運転信頼性を前提としていることに留意する必要がある。

革新技术のうち特に「抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術」の経済性について、建・電・換を含めた当該設備の建設費は FS フェーズ II 比で 450%増加という評価となった。この主たる要因は R&D の進捗に基づきフローシートを再検討した結果、試薬使用量(即ち廃液発生量)が 6 倍程度に増加し、必要な貯槽類や廃液電解槽の規模が増大したことによるものである。ただし、6 つの革新技术に関係する主工程設備費用を合計した額の増加割合は FS フェーズ II に対して 8.5%である。

また、FS において評価した従来湿式法(ウラン及びプルトニウムの精製設備を備えた高除染の Purex 法ベースで、MA 回収設備を持たない 200tHM/y 規模の実用 FBR 燃料再処理プラント)と比較すると、先進湿式法の前処理・化学処理設備費は従来湿式法の同設備費の約 47%であることから、従来湿式法に対する優位性は維持している。

上記評価結果に対し、経済性評価に大きな影響を与える可能性がある項目について影響検討も実施した。具体的には、革新技术のうち、①MA 回収工程で取扱う溶媒を、除染係数及び回収率の観点から最適と選定された TODGA+R-BTP としてフローシートを変更、②晶析工程の結晶精製技術を用いた除染係数向上策、③解体・せん断の研究進捗、を設計検討に取り入れた場合の検討を実施した。また、④上記を反映した建屋配置の見直し(機能別建屋方式と一体型建屋方式の比較を含む)、⑤その

他設備の仕様見直しに係る検討、も実施した。

その結果、最も影響があるのは上記①であり、上記建設費に対して約 12%増加する。これは MA 回収及びその廃液処理設備及びユーティリティ設備の物量が増加するためである。上記②、③については、上記建設費に対する影響は小さく、各々約 0.4%、約 0.8%である。上記④については、機能別建屋方式の場合、上記建設費に対して約 10%増加する。その主要因は上記①と同様である。なお、一体型建屋方式の場合の建設費は、機能別建屋方式の場合に比べて約 6%程度減少する。上記⑤については、上記建設費に対して約 5%増加する。

上記も含め経済性への影響が大きく、今後検討すべきと考えられる項目としては、目標とする MA 回収率の最適化、産業規模での MA 回収用試薬のコスト評価及びその低減化(溶媒再生プロセスの検討を含む)である。さらに、ODS 鋼被覆管の溶解性について課題が指摘されており(硝酸への溶解性及びガラス固化体への影響、被覆管成分の回収技術の成立性)、再処理システムへの適合性についても検討しておく必要がある。

なお、コプロセッシング法(低除染プロセス)により、先進湿式法の晶析技術及びウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収技術に相当する機能を代替した場合の影響を試算した。コプロセッシング法は、ウランの一部をプルトニウムに同伴させることにより再処理工程内でプルトニウムを単体で抽出した状態が存在しないよう Purex 法を改良し核不拡散性を向上させた技術<sup>3.2-25)</sup>であり、先進湿式法に競合しうると考えられる。試算の結果、上記影響検討結果を全て反映させた場合の先進湿式法による建設費と比べて、コプロセッシング法の建設費は約 3%増加することがわかった。

### 3.2.4 L/F 移行期における先進湿式法の革新技術についての適用性の検討

これまで述べてきたように FaCT プロジェクトにおいては、FBR 平衡期の再処理技術の主概念として先進湿式法を採用し、先進湿式法の革新技術(主要 6 課題)の開発を実施している。一方、2007 年 4 月の五者協議会の合意により、2010 年頃から開始する六ヶカ所再処理工場に続く第二再処理工場に係る検討に向けた準備が開始され、その中で「高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会」において FBR サイクル技術の実証プロセスの進め方に係る検討が着手された。その検討の過程で、FBR 平衡期の前に 60 年以上の L/F 移行期が存在することが強く認識され、今後の燃料サイクル技術開発においては LWR 燃料の再処理(以下、L 再)と FBR 燃料の再処理(以下、F 再)が行われる L/F 移行期も念頭に置きつつ技術開発を進めていくことの重要性等が認識された<sup>3.2-1)</sup>。

上記を踏まえて、原子力機構では L/F 移行期における再処理技術の在り方に関する予備的調査・検討の一環として、①L再(L-UO<sub>2</sub>+L-MOX)+F再、②L再(L-UO<sub>2</sub>)+F再(L-MOX+F-MOX)、③L再/F再共用の3ケースを移行期のプラントバリエーションと想定し、先進湿式法の革新技術の各ケースへの適用性を検討した。その検討結果の詳細を表3.2-2に示す。

同表に示したように、プラントバリエーション①のF再専用部分については、3.2.2節で述べたような条件が付される場合もあるが、全ての革新技術が適用可能である。①のL再部分や②、③のプラントバリエーションに対しては抽出工程に遠心抽出器が適用可能であり、F再部分には専用前処理技術(解体、溶解)が必須である。また、MAリサイクルを行う場合には抽出クロマトグラフィ法が適用可能であるとともに、廃棄物低減化技術については、全てのプラントバリエーションに適用可能である。

以上により、FBR平衡期を念頭においた先進湿式法の革新技術は、L/F移行期においても適用性があり、L/F移行期を考慮しても当該技術の採否判断結果は大きな影響を受けないものと考えられる。

### 3.2.5 まとめ

以下に先進湿式法再処理の革新技術の採否評価結果をまとめるとともに、表 3.2-3 に採否評価の概要を示しておく。

#### (1) 解体・せん断技術

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性が見通しが得られたこと、技術固有の特質が開発目標・設計要求(経済性向上)に寄与すると判断できたことから採用と判断する。

今後は、高速炉使用済み燃料集合体をさらに高い信頼性で、確実に解体できるシステムの技術見通しを提示することを目標に技術開発を進める。

#### (2) 高効率溶解技術

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性が見通しが得られたこと、開発目標・設計要求(経済性)への貢献があったことから採用と判断する。

今後は、将来の再処理施設の処理規模を想定した連続溶解槽の大型化を目標に当該技術の研究を進める。なお、高濃度溶解技術については、晶析技術に必要な技術であることから、晶析技術と整合した研究開発となるように留意する。

#### (3) 晶析技術

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性に関しては概ね見通しが見られ、開発目標・設計要求(経済性、核不拡散性)へ寄与すると判断されたが、ウラン回収率と除染係数の向上のためにさらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上することが必要であることから、技術的成立性を見通すために必要となる重要な課題を中心に検討を継続する。なお、今後の開発の進め方については、基礎基盤的な位置付けとして開発を継続し、2015年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。なお、本技術はウランを低除染で回収するため燃料製造の「セル内遠隔技術」の成立が前提となる。

#### (4) ウラン、プルトニウム、ネプツニウムの一括回収技術

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性が見通しが得られたこと、開発目標・設計要求(廃棄物管理性、核不拡散性)への貢献が認められたことから採用と判断する。

今後は、長期安定運転が可能となるような耐久性に優れた遠心抽出器「実証機」の基本構造を提示することを目標に技術開発を進める。なお、ウラン・プルトニウム・ネプツニウムの一括回収を行うための技術は、晶析工程を経た後のプルトニウム富化度を調整した母液を対象にしていることから、晶析技術と整合した研究開発となるように留意する。

#### (5) 抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術

技術的成立性に向けてはさらに高いレベルの分離性能を目指した基礎的研究が必要であること、開発目標・設計要求に対しては廃液発生量の増大が経済性に大きな影響を与えていることから、検討を継続する。具体的には、本技術の開発を継続し、2015年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。なお、当該技術はMAを含むMOX燃料をリサイクルするシステムの一環とし

て燃料製造システムにおける「セル内遠隔製造技術」及び「TRU燃料取扱い技術」の成立が前提であり、この視点を踏まえた判断となるよう留意する。

#### (6) 廃棄物低減化(廃液二極化)技術

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性に関しては、ソルトフリープロセスの洗浄性能や分解性能の観点から、概ね見通しが得られたものの、判断の根拠としたデータが十分でなく不確実性が高いこと、さらには、開発目標・設計要求への影響を評価するデータが得られていないことから検討を継続し、2015年に廃液二極化プロセスの成立性に関する技術的根拠を提示するために、まず原子力機構にて廃棄物低減化技術に係る研究開発プログラムを再構築した上で、今後のサイクル技術全体の開発計画の中で検討することとする。

#### 参考文献

- 3.2-1) 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会，“核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】” (2009)
- 3.2-2) 日本原子力発電株式会社：“平成 21 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発」 成果報告書” 平成 22 年 3 月 (2010).
- 3.2-3) 日本原子力発電株式会社：“平成 19 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発」 成果報告書” 平成 20 年 3 月 (2008).
- 3.2-4) 日本原子力発電株式会社：“平成 20 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発」 成果報告書” 平成 21 年 3 月 (2009).
- 3.2-5) 野村和則, 大山孝一, 大内晋一, 宮地茂彦, 北嶋卓史, 小泉務 “高速炉燃料の高効率溶解技術開発 –(2)せん断片の短尺化による燃料の高効率化–”, 原子力学会 2009 春の年会, C33 (2009).
- 3.2-6) Tadahiro Washiya, Jun Komaki, Hideyuki Funasaka：“Development of Advanced Head-End Systems in “NEXT” Process,” Global 2007, Boise, Idaho, USA (2007).
- 3.2-7) 三菱マテリアル株式会社：“革新的実用原子力技術開発提案公募事業「プルトニウム・ウラン共晶析法による簡易再処理システムの開発」 平成 16 年度 研究成果報告書”(2005).
- 3.2-8) 日本原子力研究開発機構：“平成 18 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発」 成果報告書” 平成 19 年 3 月 (2007).
- 3.2-9) 柴田淳広, 田山敏光, 中村 和仁 鷲谷 忠博, 近沢 孝弘, 菊池 俊明：“工学規模ウラン晶析装置の開発 (1)小型工学規模晶析装置を用いた定常・非定常事象評価試験”, 日本原子力学会 2008 秋の大会, p.31 (2008).
- 3.2-10) 三菱マテリアル株式会社：“革新的実用原子力技術開発提案公募事業「プルトニウム・ウラン共晶析法による簡易再処理システムの開発」 平成 15 年度 研究成果報告書” 平成 16 年 3 月(2004).
- 3.2-11) 三菱マテリアル株式会社：“革新的実用原子力技術開発提案公募事業「プルトニウム・ウラン共晶析法による簡易再処理システムの開発」 平成 14 年度 研究成果報告書” 平成 15 年 3 月 (2003).

- 3.2-12) 小山智造, “FaCT プロジェクト中間報告会 ~再処理システムの研究開発の進捗~, FaCT プロジェクト中間報告会 (2009). [http://www.jaea.go.jp/04/fbr/090807FaCTchukan/090807FaCT\\_chukan\\_05.pdf](http://www.jaea.go.jp/04/fbr/090807FaCTchukan/090807FaCT_chukan_05.pdf).
- 3.2-13) Y. Sano, H. Ogino, T. Washiya, M. Myochin : “Development of Solvent Extraction Technique for U-Pu-Np Co-Recovery in the NEXT process,” Proceedings of Global 2009, Paris, France(2009).
- 3.2-14) 藤咲和彦, 竹内正行, 鷺谷忠博, 菅沼隆, 青瀬晋一 : “磁気軸受型遠心抽出器の開発(2) - 流動性及びタッチダウン時の評価-,” 原子力学会 2004 春の年会, B25 (2004).
- 3.2-15) Masayuki Takeuchi, Hideki Ogino, Hiroki Nakabayashi, Youichi Arai, Tadahiro Washiya : “Extraction and Stripping Tests of Engineering-Scale Centrifugal Contactor Cascade System for Spent Nuclear Fuel Reprocessing,” Journal of Nuclear Science and Technology. 46, 3, pp. 217-225 (2009).
- 3.2-16) 荻野英樹, 岡村信生, 加瀬健, 中島靖雄, 藤咲和彦 : “磁気軸受型遠心抽出器の開発 ~ (5)5000 時間運転結果~,” 原子力学会 2008 秋の大会, p.33 (2008).
- 3.2-17) 荒井陽一, 竹内正行, 鷺谷忠博, 北島卓史, 小泉務, 藤咲和彦, 小泉聡 : “磁気軸受型遠心抽出器の開発(4) - 磁気軸受駆動部への  $\gamma$  線照射試験-,” 原子力学会 2006 秋の大会, K45 (2006).
- 3.2-18) 日本原子力研究開発機構 : “平成 21 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 「抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発」 成果報告書” 平成 22 年 3 月 (2010).
- 3.2-19) 日本原子力研究開発機構 : “平成 19 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 「抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発」 成果報告書” 平成 20 年 3 月 (2008).
- 3.2-20) 佐野雄一, 渡部 創, 駒 義和 : “抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発, (7) TODGA/SiO<sub>2</sub>-P 吸着材及び R-BTP/SiO<sub>2</sub>-P 吸着材の安全性評価”, 原子力学会 2009 年 「春の年会」, C32 (2009).
- 3.2-21) Yoshikazu Koma, Yuichi Sano, Toshihide Asakura and Yasuji Morita : “Adsorbents Development for Extraction Chromatography on Am and Cm Separation”, Proceedings of Global 2009, Paper 9325, Paris, France(2009).
- 3.2-22) 日本原子力研究開発機構 : “平成 20 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発 成果報告書” 平成 21 年 3 月 (2009).
- 3.2-23) 渡部 創, 後藤一郎, 佐野雄一, 駒 義和 : “抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発, (9) 分離塔内温度制御性”, 原子力学会 2008 年「秋の大会」, K27 (2008).
- 3.2-24) 渡部 創, 後藤一郎, 佐野雄一, 駒 義和 : “抽出クロマトグラフィ法による MA 回収技術の開発, (5) 液体及び気体流動性把握試験, 原子力学会 2008 年「秋の大会」, p.35 (2008).
- 3.2-25) “核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】”, 第 28 回原子力委員会資料 第 1-1 号(2009).

表 3.2-1 再処理システムに係る革新技術と 2010 年度における成果目標 (1/3)

技術分類	成果目標	説明
解体・せん断 (解体)	<p><b>【燃料集合体解体技術の開発】</b>                      模擬燃料集合体を用いた工学規模試験装置による試験等により</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料ピン損傷確率を抑えた安定した解体(切断)制御技術の成立性提示</li> </ul>	<p>原型炉(もんじゅ)の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、以下の事項の達成見通しを示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料ピンの破損は数本/集合体以下</li> <li>機械式切断工具を交換せずに 1 集合体以上を解体できること</li> <li>一体あたりの解体時間は 2 時間(保守の時間を含まない)</li> </ul> <p>工学規模試験の結果を反映して実用炉燃料集合体の解体システム概念を具体化する。(保守の観点から砥石の交換方法を含む)</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ハンドリング技術成立性の提示</li> </ul>	<p>原型炉(もんじゅ)の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、一連の解体操作(燃料集合体の解体テーブルへの移動、ラッパ管の切断、ラッパ管の引抜き、燃料ピンの払い出し)が可能なことを確認する。</p>
(せん断)	<p><b>【燃料ピン束短尺せん断技術の開発】</b>                      模擬燃料ピン束を用いた工学規模試験装置による試験及び実燃料ピンを用いたホット試験等により</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所定の燃料粉化率(50%)が得られる短尺せん断技術の提示</li> </ul>	<p>原型炉(もんじゅ)の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、以下の事項の達成見通しを示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>せん断長さの均一性(1cm±0.5cm)は信頼度 95%</li> <li>使用済燃料の粉化率は 50%以上</li> <li>1 体あたりのせん断処理時間は 2 時間(保守の時間を含まない)</li> </ul> <p>工学規模試験の結果を反映して実用炉燃料ピン束のせん断機概念を具体化する。</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料ピン束のハンドリング技術の成立性の提示</li> </ul>	<p>原型炉(もんじゅ)の模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、解体された燃料ピン束の解体機からせん断機マガジンまでの搬送、並びにせん断までの一連の操作(燃料ピンのマガジンへの移動、燃料ピンの送り出し、燃料ピンの固定、燃料ピンのせん断)が可能なことを確認する。</p>
高効率溶解	<p><b>【高濃度溶解プロセス技術の開発】</b>                      ・高濃度溶解液が得られる安定したプロセス条件の把握</p>	<p>照射済燃料等を用いた試験及び計算により、回転ドラム型連続溶解槽を用いて重金属濃度(500g/L)の溶解液を 20kg/h で得る溶解条件(燃料性状、硝酸濃度、溶液温度、攪拌)を示す。</p>
	<p><b>【高効率溶解装置の開発】</b>                      小型連続溶解槽のコールド試験により</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高濃度溶解液に対応した溶解槽内部構造の確立</li> </ul>	<p>回転ドラム型の小型連続溶解槽を用いたコールド試験等により、以下を考慮した溶解槽の内部構造を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>固体廃棄物成分(被覆管(ハル)、ワイヤ)の排出</li> <li>粉体燃料成分の保持</li> </ul> <p>また、以下を含めた 20kg/h/基の処理能力を持つ溶解槽の装置概念を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドラム径、ステージ幅、水溶液(オーバーフロー)高さ、段数、攪拌条件</li> <li>臨界に係る核的制限値</li> </ul>
晶析	<p>小型工学規模試験装置によるウラン試験及びホット基礎試験により</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>U 回収率 70%、100 以上の除染係数が得られる連続晶析プロセス条件の成立性の提示</li> </ul>	<p>小型工学規模試験装置によるウラン試験及びホット基礎試験により</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>70%の U 回収率が得られることを示すこと。</li> <li>上記回収率を得る条件において、100 以上の除染係数が得られることを示すこと。ここで、除染係数は、脱水・洗浄による除染の効果を含む。</li> </ul> <p>除染係数が達成できない場合、その理由と対策の案を示すこと。</p>

表 3.2-1 再処理システムに係る革新技術と 2010 年度における成果目標 (2/3)

技術分類	成果目標	説明
晶析	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型工学規模晶析装置及び晶析システムの成立性の提示</li> </ul>	小型工学規模晶析装置を用いたウラン試験等により以下に関するデータを提示すること。 <ul style="list-style-type: none"> <li>低温域での試験実績の提示</li> <li>漏えい防止を考慮した軸受構造の提示</li> <li>工学規模装置の非定常事象検知方法の提示</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>周辺技術(結晶分離技術及び高濃度溶解液移送技術)成立性の提示</li> </ul>	要素試験装置等を用いたコールド及びウラン試験により以下に関するデータを提示すること。 <ul style="list-style-type: none"> <li>結晶分離機の性能提示</li> <li>高濃度溶液移送技術の提示</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>適切な解析条件による臨界安全性評価結果の提示</li> </ul>	晶析装置及び結晶分離機を模擬した解析モデルでの臨界安全解析により、単一ユニットの核的制限値の設定
高効率抽出	<b>【U・Pu・Np 一括回収フローシート最適化】</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>ホット基礎試験による最適な一括回収プロセス条件の確立</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>回収率 99.9%(UとPu について、Np については 99%)及び除染係数 <math>10^4</math>(一部の FP を除く)を達成するフローシートを実験データに基づいて示すこと。</li> <li>段数、流量及び硝酸量を最小とすること。</li> <li>安全性及び装置成立性を考慮した温度条件を設定すること。</li> </ul>
	<b>【工学規模における遠心抽出器システム開発】</b> 工学規模システム試験装置によるウラン試験により <ul style="list-style-type: none"> <li>所定の処理能力、安定運転、耐久性について成立性を提示</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>処理量 300 LO+A/h を処理し、段効率が 0.95 以上である抽出器について、1 年間の運転が可能であることを実験データに基づいて示すこと。</li> <li>直接/遠隔保守の機器構造及び保守設備を比較し、実用に適した保守概念を選定する。選定した保守概念について、保守要領を提示すること。</li> <li>長時間試験及び保守方法等の検討結果を基に、10 年以上の期間に渡って、安定運転ができる見通しを示すこと。</li> </ul>
MA 回収	<b>【抽出クロマトプロセス開発】</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>所定の処理能力、回収率、除染係数が達成できるフローシートの提示</li> </ul>	Am と Cm を回収するフローシートを下記条件の下に求める <ul style="list-style-type: none"> <li>複数の抽出剤を候補として最適なものを選択する</li> <li>処理能力 供給液(HLLW)量として <math>750 \text{ dm}^3/\text{日}</math></li> <li>Am と Cm の回収率 99.9%</li> <li>FP の除染係数 100</li> <li>吸着材、薬品、水の量を最小とする</li> </ul> また、フローシートの妥当性を実験のデータと計算により示す。
	<b>【抽出クロマト機器開発】</b> 工学規模試験装置のコールド試験により <ul style="list-style-type: none"> <li>装置安全性の提示</li> <li>所定の処理能力、安定運転成立性の提示</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災・爆発に関する安全性に関し、分離塔が何らかの理由により閉塞した状況を想定し、安全を確保する方策を、設計データ及び工学規模試験により示す。</li> </ul>

表 3.2-1 再処理システムに係る革新技术と 2010 年度における成果目標 (3/3)

技術分類	成果目標	説明
MA 回収		<p>処理能力に関し、750 dm<sup>3</sup>/日の供給液を処理する工学規模試験装置の運転(通水)を実証する。</p> <p>安定運転成立性に関し、遠隔操作性を考慮した方法により吸着材の充てん・拔出が行えることを示すとともに、抽出剤の損失や劣化に起因して必要となる吸着材交換の頻度を実験データにより見積もり、これを考慮した運転制御の方法の案を提示する。また、供給液に含まれる微粒子による閉塞事象について、安定運転に必要な条件を試験データに基づき提示する。</p>
廃棄物低減化 (廃液二極化)	<p>【ソルトフリープロセス技術開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 周辺工程におけるソルトフリー化プロセスの基本的成立性の提示</li> </ul>	<p>炭酸ヒドラジン及びシュウ酸ヒドラジンによる溶媒洗浄に関して以下を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Ru、Zr 及び Pu について炭酸ナトリウム洗浄と同等の洗浄効果が得られること。</li> </ul>
	<p>【ソルトフリー機器開発】</p> <p>ソルトフリー試薬分解技術の基本的成立性の提示(分解効率、安全性確認)</p>	<p>炭酸ヒドラジン及びシュウ酸ヒドラジンの電解分解に関して不純物が存在する条件において以下を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 分解率 99%が得られる電解条件(電流効率、電流密度、等)。</li> <li>・ 従来の電解槽設計と比べて著しい性能の低下が無いこと。</li> <li>・ 分解生成物(アジ化水素、アンモニア)の気相への移行率が低いこと。</li> </ul>

U:ウラン Pu:プルトニウム Np:ネプツニウム Am:アメリシウム Cm:キュリウム Ru:ルテニウム

Zr:ジルコニウム

表 3.2-2 軽水炉燃料サイクルから FBR 燃料サイクルへの移行期への革新技術の適用性検討

	①L再(L-UO <sub>2</sub> +L-MOX):1,200t/y + F再:200t/y	L再分	F再分	②L再(L-UO <sub>2</sub> ):1,200t/y + F再(L-MOX+F-MOX):200t/y	F再分	③L再/F再共用:1,400t/y
解体・せん断	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料集合体構造が違うことから、L再専用技術を用いる方が合理的。</li> <li>L再には解体技術は必要なし。</li> <li>F再専用技術では、取り扱う燃料ピン束の形状、仕様が変わることからL再用に適用不可。</li> <li>F再専用溶解槽では、スペーサーやグリッドの存在及び臨界安全を担保するための構造及び処理能力に制約があることからL再専用(L,200t/y相当)に適用不可。</li> <li>現状のL再専用せん断機/溶解槽では、晶析工程に適した短尺せん断及び高濃度溶解の適用合理性はないと考えられる(主な要因:スペーサー/グリッド部分のせん断方法、Zr粉末対策、短尺せん断燃料に対応した溶解槽構造)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再には解体技術は必要なし。</li> <li>F再専用技術では、取り扱う燃料ピン束の形状、仕様が変わることからL再用に適用不可。</li> <li>F再専用溶解槽では、スペーサーやグリッドの存在及び臨界安全を担保するための構造及び処理能力に制約があることからL再専用(L,200t/y相当)に適用不可。</li> <li>現状のL再専用せん断機/溶解槽では、晶析工程に適した短尺せん断及び高濃度溶解の適用合理性はないと考えられる(主な要因:スペーサー/グリッド部分のせん断方法、Zr粉末対策、短尺せん断燃料に対応した溶解槽構造)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再には解体技術は必要なし。</li> <li>F再専用技術では、取り扱う燃料ピン束の形状、仕様が変わることからL再用に適用不可。</li> <li>F再専用溶解槽では、スペーサーやグリッドの存在及び臨界安全を担保するための構造及び処理能力に制約があることからL再専用(L,200t/y相当)に適用不可。</li> <li>現状のL再専用せん断機/溶解槽では、晶析工程に適した短尺せん断及び高濃度溶解の適用合理性はないと考えられる(主な要因:スペーサー/グリッド部分のせん断方法、Zr粉末対策、短尺せん断燃料に対応した溶解槽構造)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料集合体構造が違うことから、L再とF再は個別の技術を適用する方が合理的。(F再分は今回の評価結果の通り適用可)</li> <li>L再には解体技術は必要なし。</li> <li>F再専用せん断機では、取り扱う燃料ピン束の形状、仕様が異なることからL再用に適用不可。</li> <li>F再専用溶解槽では、スペーサーやグリッドの存在及び臨界安全を担保するための構造及び処理能力に制約があることからL再専用(L,200t/y相当)に適用不可。</li> <li>現状のL再専用せん断機/溶解槽では、晶析工程に適した短尺せん断及び高濃度溶解の適用合理性はないと考えられる(主な要因:スペーサー/グリッド部分のせん断方法、Zr粉末対策、短尺せん断燃料に対応した溶解槽構造)。</li> </ul>		
晶析	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再溶解液を対象とした晶析技術の適用合理性はないと考えられる。</li> <li>Pu含有割合が30wt%の抽出フィード液を得るためには、U回収率70%の晶析装置を複数設置する必要あり(各段間に濃縮操作が必要)。</li> <li>軽水炉燃料処理量に応じた、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>回収した大量の低除染Uの貯蔵は非合理的(精製工程を付加する場合はコスト増加)。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再溶解液を対象とした晶析技術の適用合理性はないと考えられる。</li> <li>Pu含有割合が30wt%の抽出フィード液を得るためには、U回収率70%の晶析装置を複数設置する必要あり(各段間に濃縮操作が必要)。</li> <li>軽水炉燃料処理量に応じた、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>回収した大量の低除染Uの貯蔵は非合理的(精製工程を付加する場合はコスト増加)。</li> <li>溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再溶解液を対象とした晶析技術の適用合理性はないと考えられる。</li> <li>Pu含有割合が30wt%の抽出フィード液を得るためには、U回収率70%の晶析装置を複数設置する必要あり(各段間に濃縮操作が必要)。</li> <li>軽水炉燃料処理量に応じた、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>回収した大量の低除染Uの貯蔵は非合理的(精製工程を付加する場合はコスト増加)。</li> <li>溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>F-MOX単独処理時には晶析装置の追加設置が必要。よって、晶析+U-Pu-Np共抽出技術の適用性を判断するためには、代替技術(コプロセッシング法)との設備物量の比較、L-MOXとF-MOXの処理パターンの検討、U-Pu製品中のPu富化度調整やU製品の除染度等の製品取扱いに関する検討を行い、総合的に比較評価を行う必要あり。</li> </ul>		
U・Pu・Np一括回収	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>L再溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶解液を対象に晶析技術を用いる場合、F再200t/yプラントはコプロセッシング法を適用できない場合、コプロセッシングの際、遠心抽出器を適用できる可能性があるが、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> </ul>		
MA回収	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可(条件付き)。</li> <li>検討の前提条件を明確にする必要あり(L-MOXに加えてL-UO<sub>2</sub>からのMA回収の必要性、L再専用のMA回収設備設置の必要性等)。</li> <li>L再で全てのMAを回収する場合、F再200t/yプラントのMA回収設備と比べて、MA処理量を増加させる必要があり、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>L-UO<sub>2</sub>のみ1,200t/y処理:約1.1倍</li> <li>L-UO<sub>2</sub>600t/y+L-MOX600t/y処理:約5.7倍</li> <li>L-MOX溶解時にGdを使用する場合、MA回収プロセスに与える影響(廃液発生量等)の確認・R&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可(条件付き)。</li> <li>検討の前提条件を明確にする必要あり(L-UO<sub>2</sub>からのMA回収の必要性、L再専用のMA回収設備設置の必要性等)。</li> <li>L-UO<sub>2</sub>全てのMAを回収する場合、F再200t/yプラントのMA回収設備と比べて、MA処理量を約1.1倍増加させる必要があり、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>L-MOX溶解時にGdを使用する場合の、MA回収プロセスに与える影響(廃液発生量等)の確認・R&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可(条件付き)。</li> <li>L-MOXのMAを回収する場合、F再200t/yプラントのMA回収設備と比べて、MA処理量を約1.7倍増加させる必要があり、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>L-UO<sub>2</sub>700t/y+L-MOX700t/y処理時:約6.0倍</li> <li>L-UO<sub>2</sub>1,400t/y処理時:約1.2倍</li> <li>L-UO<sub>2</sub>1,200t/y+F再200t/y処理時:約2.1倍</li> <li>L-MOX溶解時にGdを使用する場合の、MA回収プロセスに与える影響(廃液発生量等)の確認・R&amp;Dが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可(条件付き)。</li> <li>検討の前提条件を明確にする必要あり(L-MOX及びF再に加えてL-UO<sub>2</sub>からのMA回収の必要性等)。</li> <li>L再/F再全てからMAを回収する場合、F再200t/yプラントのMA回収設備と比べて、MA処理量を増加させる必要があり、装置のスケールアップ及びその他のR&amp;Dが必要。</li> <li>L-UO<sub>2</sub>700t/y+L-MOX700t/y処理時:約6.0倍</li> <li>L-UO<sub>2</sub>1,400t/y処理時:約1.2倍</li> <li>L-UO<sub>2</sub>1,200t/y+F再200t/y処理時:約2.1倍</li> <li>L-MOX溶解時にGdを使用する場合の、MA回収プロセスに与える影響(廃液発生量等)の確認・R&amp;Dが必要。</li> </ul>		
廃棄物低減化	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用可能。</li> </ul>		

U:ウラン Pu:プルトニウム Np:ネプツニウム Zr:ジルコニウム

表 3.2-3 採石評価結果の概要(再処理システム)(1/2)

革新技術	技術的成立性の評価	再処理設備としての経済性	設計要求への影響	採石
<p>1 解体・せん断技術</p>	<p>【燃料集合体解体技術】                      ・模擬燃料集合体を用いた工学規模試験により、1集合体当たりの燃料ピンの破損が2~3本以下、切断工具を交換せずに2集合体程度の解体が可能、燃料集合体1体当たりの解体時間は2時間程度との見通しを得、これをもとに実用炉燃料集合体の解体システム概念を具体化。また、燃料集合体の受け入れから燃料ピンの払い出しまでの一連の解体操作が可能なることを確認。                      【短尺せん断技術】                      ・模擬燃料ピンをを用いた工学規模試験により、せん断長さに対して高い均一性(1 cm±0.5 cm、信頼度95%)、使用済燃料の粉化率が50%以上、1体あたりのせん断処理時間が2時間以内との見通しを得、これをもとに実用炉燃料ピンのせん断システム概念を具体化。また、解体機からせん断機マガジンまでの搬送、並びにせん断までの一連の操作を可能なることを確認。                      以上により、機械式解体・短尺せん断技術について技術的成立性の見通しがあると判断。</p>	<p>R&amp;D 成果等を反映した設計検討の結果に基づく経済性評価では先進湿式法の再処理設備費(前処理設備含む)は、従来湿式法の同設備費の約47%と見積もられており、このことから先進湿式法は十分な経済適合性を備えており、設計要求の達成のためには必要な技術であると判断する。                      (競合しうる代替技術であるコプロセッシング法の再処理設備費は先進湿式法に比較して約29%の増額になると試算しており、先進湿式法の方が設計要求達成には有利である)</p>	<p>【経済性】 特に加加的な設備(粉化処理設備等)を必要とせずに高効率溶解工程に適した燃料せん断片を得ることが可能となるため、経済性向上について寄与がある。</p>	<p>【採用】                      ・技術的成立性の見通しが得られたこと、技術固有の特質が開発目標・設計要求(経済性)に寄与すると判断できたとから採用と判断。</p>
<p>2 高効率溶解技術</p>	<p>【溶解プロセス条件】                      ・照射済燃料等を用いた試験により重金屬濃度(500g/L)の溶解液が得られたこと、500g/H MLの溶解液を20kg/hで得る溶解条件を提示した。                      【溶解槽内部構造】                      ・コールド試験により、固体廃棄物成分(ハル、ワイヤ)の排出及び粉体燃料成分の保持性を確認。                      ・10 kg/h規模装置での安定運転を確認し、20kg/h規模についても同様の構造とすることで安定運転が可能と判断。20kg/h規模の溶解槽の内部構造について耐食性や核的制限値を満足することを確認。                      以上により、高効率溶解技術について技術的成立性の見通しがあると判断。</p>	<p>【経済性】 特に加加的な設備(濃縮設備等)を必要とせずに晶析工程に適した供給液を得ることが可能となるため、経済性向上について寄与が大きい。</p>	<p>【採用】                      ・技術的成立性の見通しが得られたこと、開発目標・設計要求(経済性)へ寄与することから採用と判断。</p>	<p>【採用】                      ・技術的成立性に関しては概ね見通しが見られ、開発目標・設計要求(経済性、核不拡散性)へ寄与すると判断されたが、ウラン回収率と除染係数の向上のためにさらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上することが必要であることから、本技術の開発・検討を継続・2015年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定。</p>
<p>3 晶析技術による効率的ウラン回収システム</p>	<p>【晶析プロセス条件】                      ・小規模ホット試験等により、U 回収率 70%以上、液体不純物は目標とする除染係数(以下、DF)100程度を達成する見通しを得た。                      ・固体不純物については未達成であるが、DF 向上のため結晶精製技術を適用するとともに、必要となるDFを見直すことで、晶析プロセス条件を提示可能と判断。                      【機器開発】                      ・ウラン試験及びコールド試験により、低温域での試験実績や非定常事象検知方法等を提示することで小型工学規模晶析装置及び晶析プロセスの成立性の見通しを得た。                      ・結晶分離技術及び高濃度溶解液後送技術                      ・要素試験装置等を用いたコールド及びウラン試験により、結晶分離技術、及び高濃度溶解液後送技術の成立性の見通しを得た。                      【臨界安全性評価】                      ・晶析装置及び結晶分離槽を模擬した解析モデルでの臨界安全解析により、単一ユニットの核的制限値を設定                      以上により、晶析技術による効率的ウラン回収システムについて技術的成立性は概ね見通せるものの、ウラン回収率と除染係数の向上のためにさらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上することが必要。</p>	<p>【経済性】 抽出工程の物量低減による経済性向上への寄与が大きい。                      【核不拡散性】 晶析プロセスの導入により施設全体を通じて Pu を容易に単離できる工程が存在しなくなつたため、核不拡散性向上への貢献が認められる。</p>	<p>【経済性】 抽出工程の物量低減による経済性向上への寄与が大きい。                      【核不拡散性】 晶析プロセスの導入により施設全体を通じて Pu を容易に単離できる工程が存在しなくなつたため、核不拡散性向上への貢献が認められる。</p>	<p>【検討継続】                      ・技術的成立性に関しては概ね見通しが見られ、開発目標・設計要求(経済性、核不拡散性)へ寄与すると判断されたが、ウラン回収率と除染係数の向上のためにさらに試験データを蓄積し、技術的根拠の信頼性を向上することが必要であることから、本技術の開発・検討を継続・2015年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定。</p>
<p>4 U、Pu、Npを一括回収する高効率抽出システム</p>	<p>【抽出プロセス条件】                      ・照射済燃料を用いた試験により、目標(U、Pu 回収率:99.9%、Np 回収率:99%、除染係数10(一部PPを除く))を達成可能なフローシートの成立性について見通しが得られた。                      ・遠心抽出器について、基本性能(処理量 300L/h、段効率 0.95 以上で3年間の連続運転が可能)を試験によって確認。                      ・保守方式についても直接遠隔の両方式について成立性の見通しを得た。                      ・実用施設向けに成立性のある最適化したフローシート並びに10年以上の長期安定運転性を提示できる見通し。                      以上により、U、Pu、Np一括回収する高効率抽出システムについて技術的成立性の見通しがあると判断。</p>	<p>【経済性】 特に加加的な設備(濃縮設備等)を必要とせずに晶析工程に適した供給液を得ることが可能となるため、経済性向上について寄与が大きい。</p>	<p>【採用】                      ・技術的成立性の見通しが得られたこと、開発目標・設計要求(廃棄物管理性、核不拡散性)への貢献が認められる。</p>	<p>【採用】                      ・技術的成立性の見通しが得られたこと、開発目標・設計要求(廃棄物管理性、核不拡散性)への貢献が認められる。</p>

U:ウラン Pu:プルトニウム Np:ネプツニウム Am:アメリシウム Cm:キュリウム

表 3.2-3 採否判断評価結果の概要(再処理システム)(2/2)

革新技術	技術的成立性の評価		設計要求への影響		課 否
	再処理設備の経済性	その他	再処理設備の経済性	その他	
5 抽出クロマト法による MA 回収技術	<p>[MA 分離プロセス条件]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>RI 試験、模擬 FP 試験等の結果より、TODGA と R-BTP の組み合わせを選定。</li> <li>これらの吸着材を用いることにより、MA 回収率は Am と Cm のそれぞれについて 95% 以上、FP 除染係数は Tc(60 以上)を除き 100 以上を得た。</li> <li>現状では、選定した吸着材によるフローシートでも成果目標である MA 回収率(99.9%以上)に達しないものの、充填層長さあるいは供給液流速の調整により MA 回収率の改善が見込まれる。</li> <li>また、廃液発生量の増加が認められた。</li> </ul> <p>【機器開発】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全性に関する情報の蓄積や周辺・付帯設備の検討など、実用化レベルまでは課題が多いものの、工学規模の主要機器を用いた通水試験により基本的な技術的成立性の見出しは得た。</li> <li>以上により、解決できる見通しがあるものの、MA の回収率及び廃液発生量の観点で課題が明らかになった。</li> </ul>	<p>[廃棄物管理性] 解決できる見通しがあるものの、MA の回収率については未達であり、廃液発生量の増加が認められた。</p> <p>[核不拡散性] Am、Cm を回収し燃料に含有させることが可能となるため核不拡散性向上への貢献が認められる。</p>			<p>【検討継続】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>技術的成立性に向けてはさらに高いレベルの分離・回収性能を目指した基礎的研究が必要であること、開発目標・設計要求に対しては廃液発生量の増大が経済性に大きな影響を与えていることから、本技術の開発・検討を継続、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定。</li> </ul>
6 廃棄物低減化(廃液 2 極化)技術	<p>[フルトリー化プロセスの基本的成立性]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>γ 線照射溶解及び実劣化溶解を用いた洗浄試験により、フルトリー試験による Ru、Zr の洗浄効率率は炭酸ナトリウムと同等以上である。一方、Pu の洗浄効率については、比較可能なデータが得られておらず、その技術的根拠が十分ではない。</li> <li>[フルトリー試験分解技術の基本的成立性]</li> <li>フルトリー試験分解試験結果により、ヒドランは所定の分解率が得られることを確認。一方、シュウ酸の分解率は 95% であり、電解時間を 2 倍程度する必要はある。今後は実洗浄液を用いた試験により、分解率の確認が必要である。</li> <li>電解槽装置材料の浸漬腐食試験の結果、不純物による耐食性の低下がないことを確認。</li> <li>フルトリー試験による分解生成物の移行率については、アシ化水素は 0.04%、アモンニアは 0.1% 程度であった。これらは、プラント安全性に影響する化学種であるため、今後は気相存在割合を想定したオフガス系での挙動評価が課題。</li> <li>以上により、技術的成立性は概ね見通せるものの、判断の根拠としたデータが十分でない</li> </ul>	<p>【検討継続】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>技術的成立性に関しては概ね見通しが得られたものの、判断の根拠としたデータが十分でなく不確実性が高いこと、さらには、開発目標・設計要求への影響を評価するデータが得られていないことから検討を継続、まず原子力機構にて廃棄物低減化技術に係る研究開発プログラムを再構築した上で、2013 年までにサイクル技術全体の開発計画の中で検討。</li> </ul>			<p>【検討継続】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>特筆すべき事項無し。</li> </ul>

U:ウラン Pu:フルトニウム Np:ネプツニウム Am:アメリシウム Cm:キュリウム

**① 解体せん断技術開発**  
 → ラッパ管等の切断技術  
 → 燃料集合体及びピン束のハンドリング技術  
 → 粉化燃料片のための短尺せん断技術

(図出典)日本原子力発電株式会社:“文部科学省 原子力システム研究開発事業「燃料集合体及び燃料ピンせん断技術の開発」平成21年度 成果報告書”(2010)3.2.2)

**⑤ MA回収技術開発**  
 → クロマトグラフィ法によるMA回収プロセス技術の開発  
 → クロマトグラフィ塔の安全性の評価  
 → 遠隔自動運転を可能とする計装・制御技術の成立性

**② 溶解技術開発**  
 → 粉化燃料片を対象とした高濃度溶解プロセス技術  
 → 大容量化に対応した高効率溶解装置の開発

**⑥ 廃液2種化技術開発**  
 → オフガス洗浄工程及び溶媒洗浄工程のソルトフリー化プロセスの開発  
 → 廃液濃縮度の達成  
 → 余剰硝酸分解プロセスの開発

**③ 晶析技術開発**  
 → 連続晶析プロセス技術の開発  
 → 工学規模晶析装置及び晶析システムの開発  
 → 結晶分離技術及び高濃度溶液移送技術の開発

**④ 抽出技術開発**  
 → U-Pu-Np一括回収プロセス技術の開発  
 → 工学規模遠心抽出システムの開発

図 3.2-1 再処理システムに係る6つの革新技術

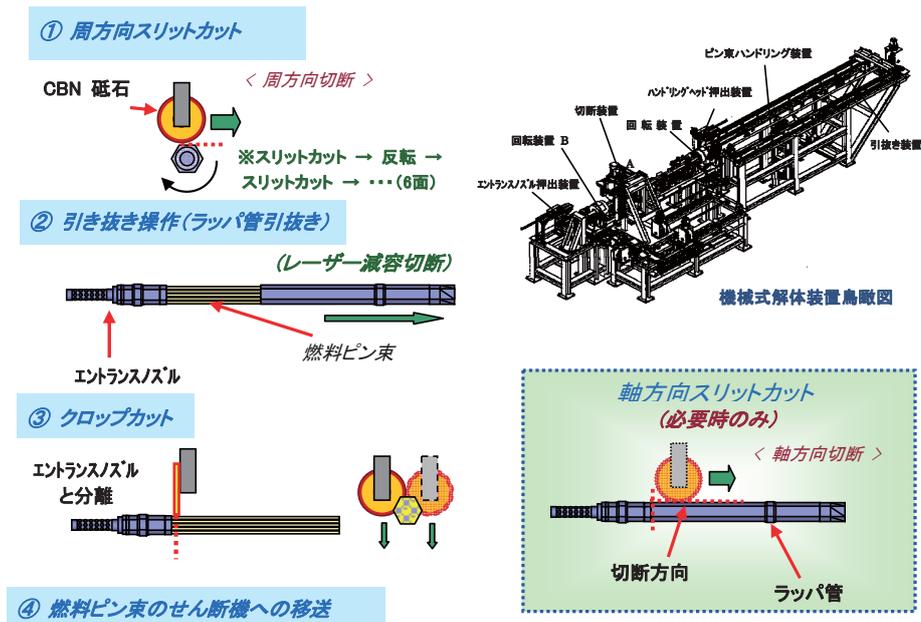


図 3.2-2 機械式解体技術の概念図

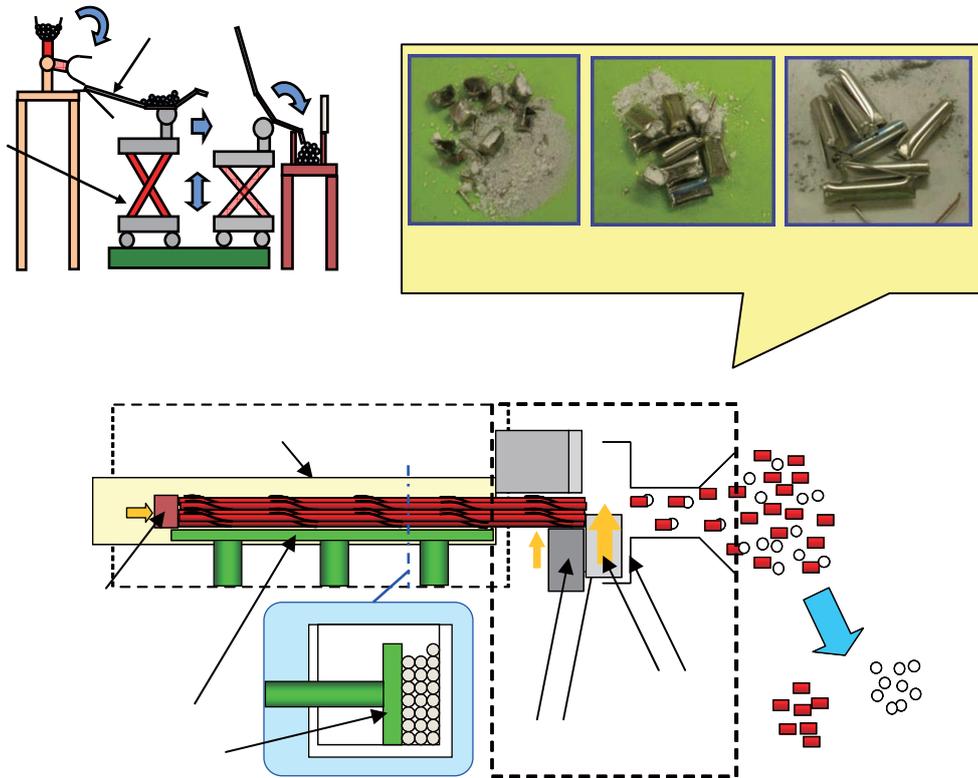


図 3.2-3 短尺せん断技術の概念図

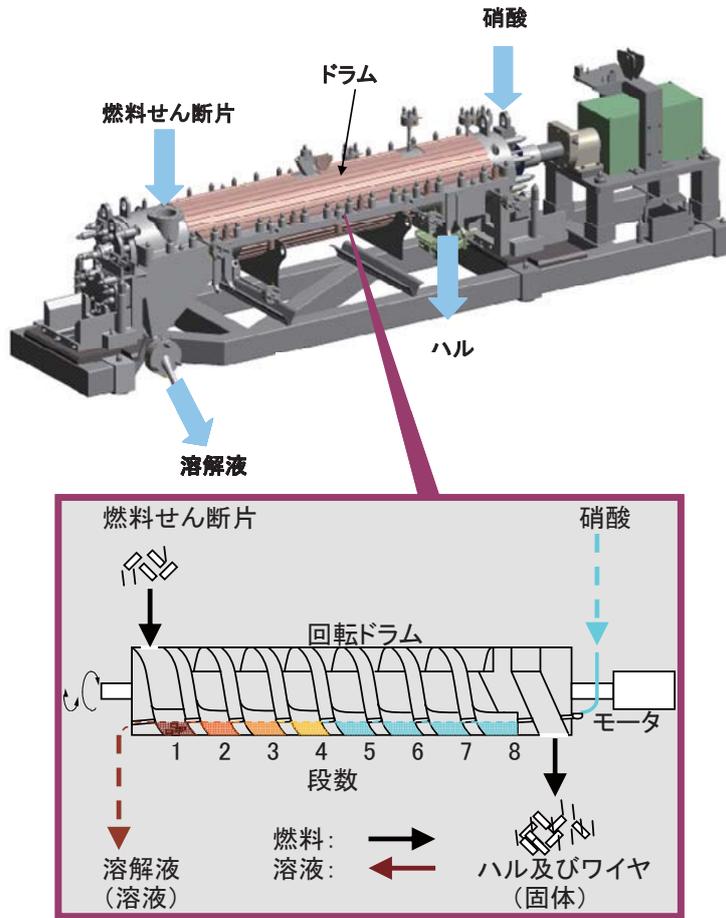


図 3.2-4 回転ドラム型連続溶解槽概念図

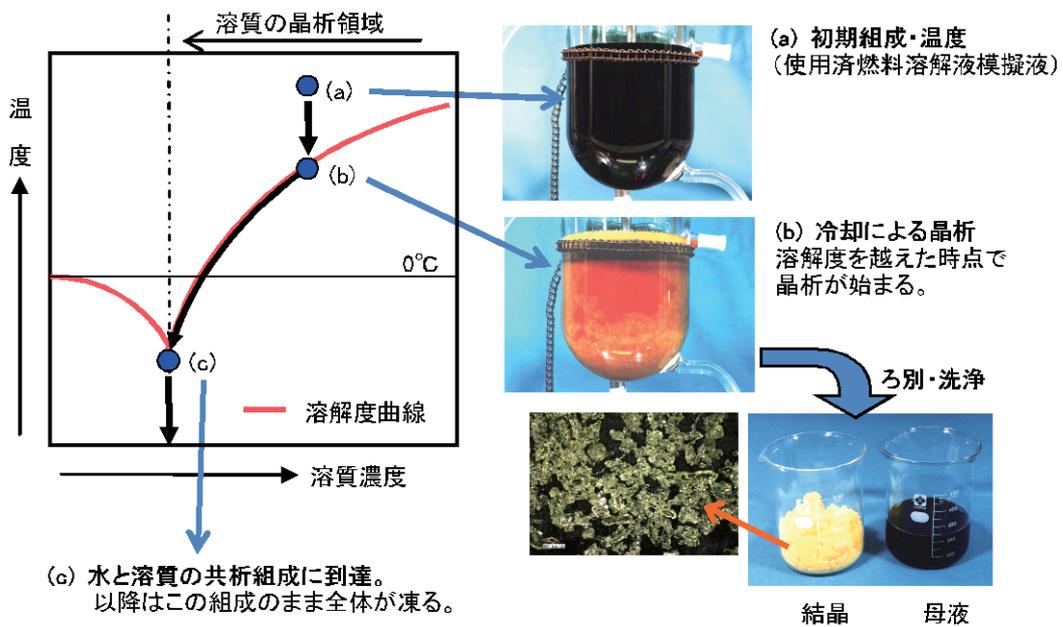


図 3.2-5 晶析技術の概念図

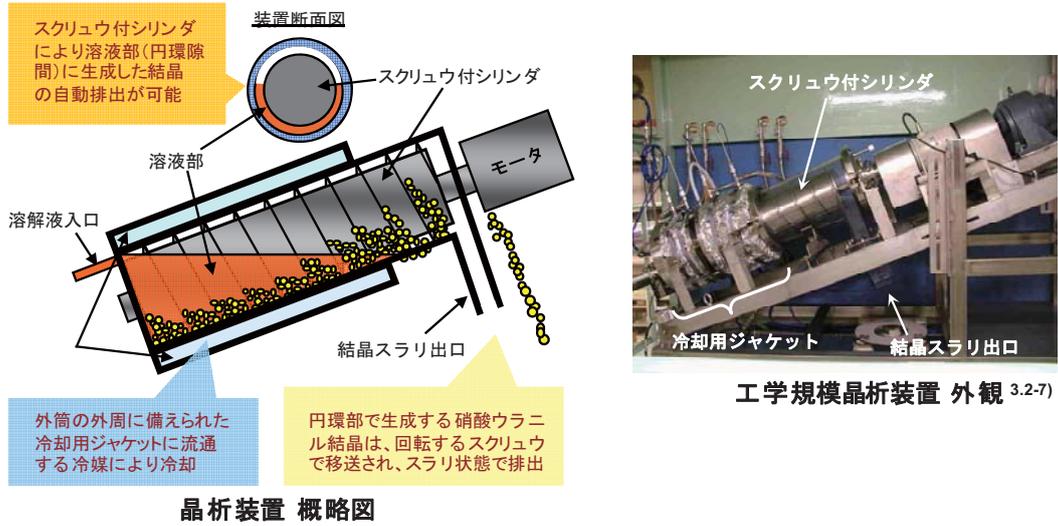


図 3.2-6 キルン式円環型晶析装置の概要図

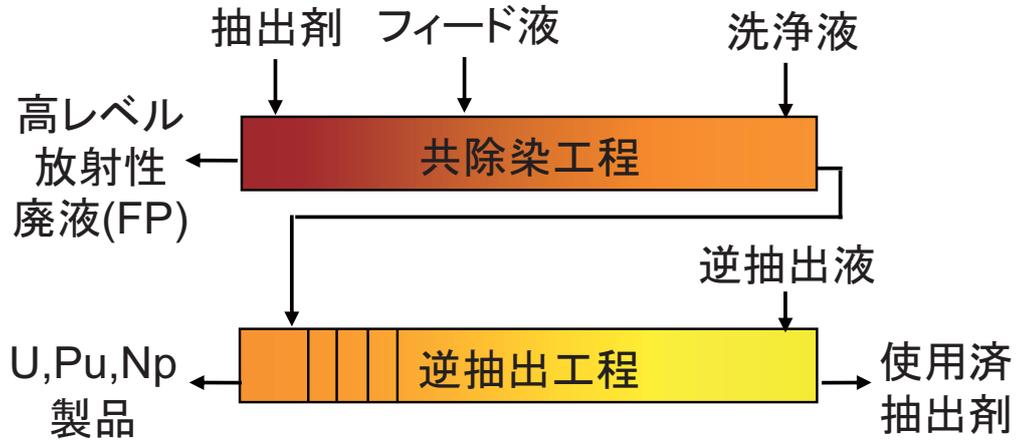


図 3.2-7 ウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収プロセス概念図

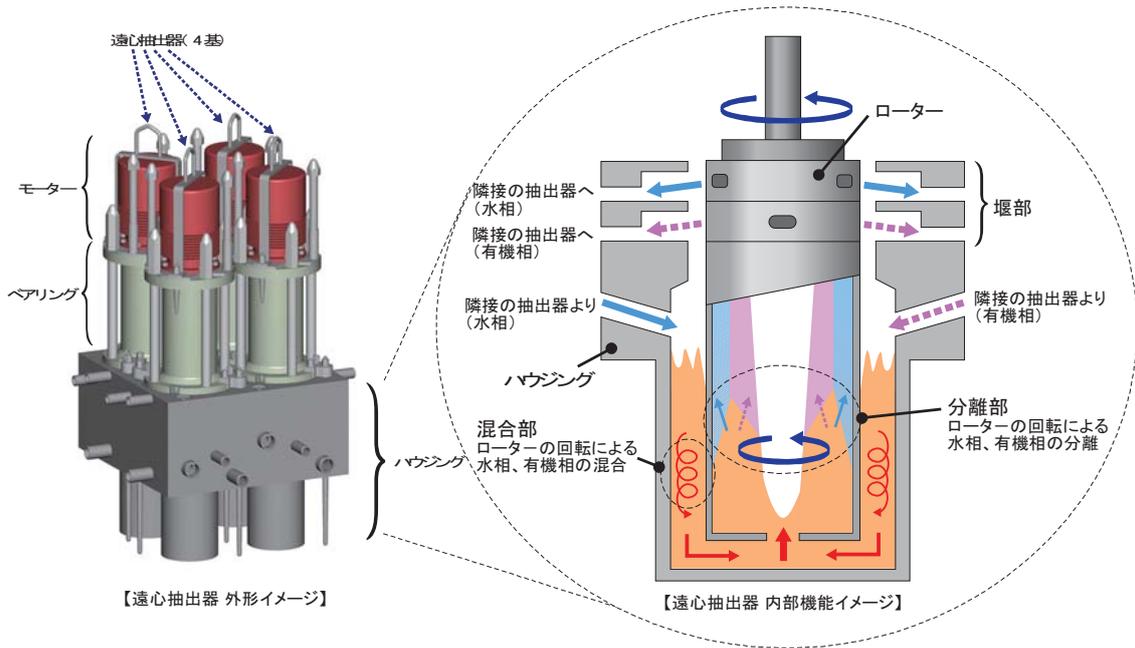


図 3.2-8 遠心抽出器の概念図 3.2-12)

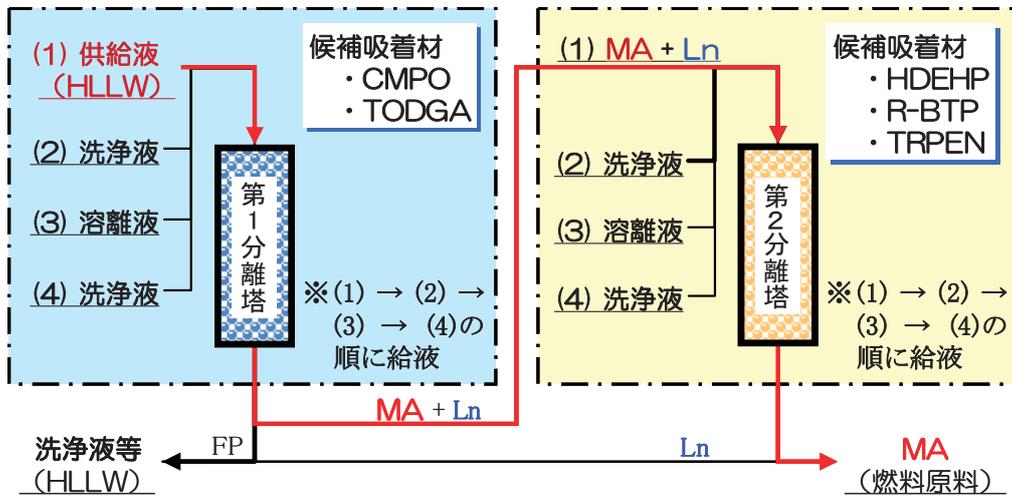


図 3.2-9 抽出クロマトグラフィプロセスの基本フロー 3.2-18)

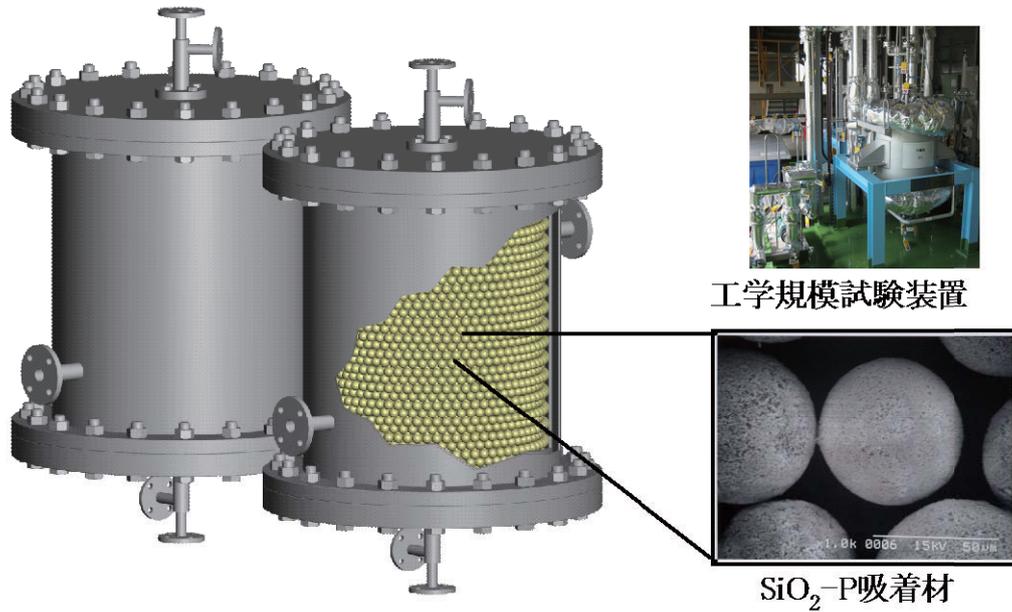


図 3.2-10 抽出クロマトグラフィ機器(分離塔)

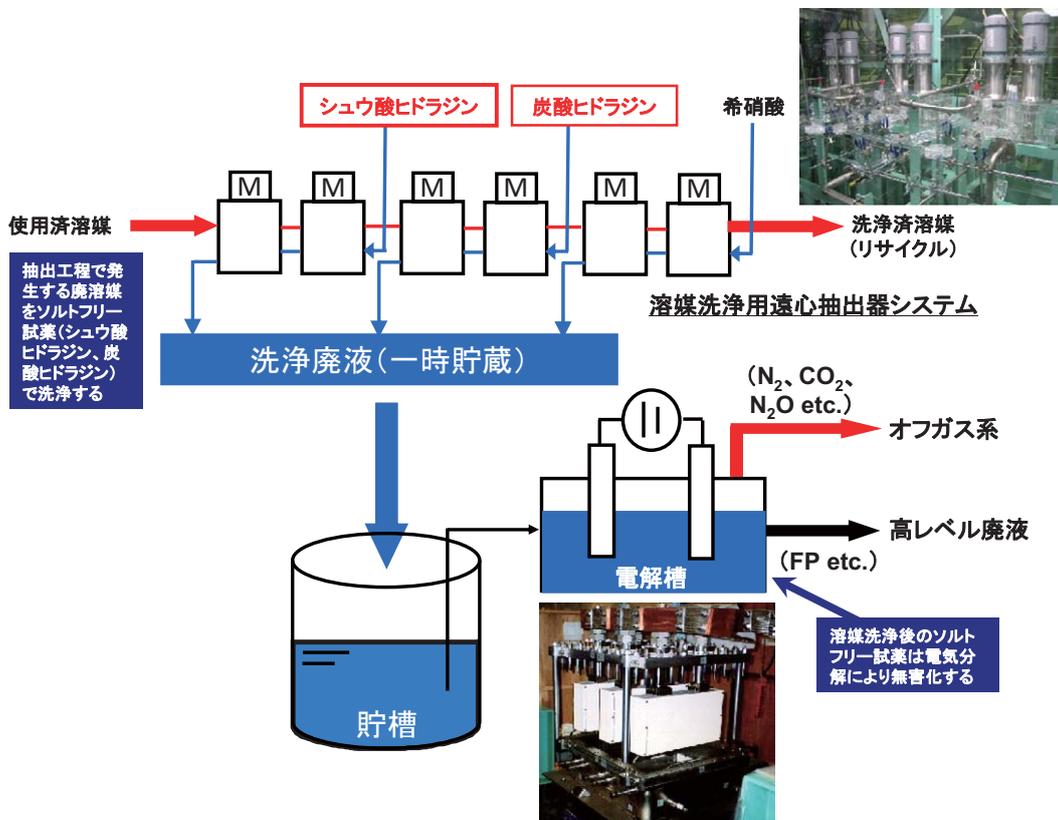


図 3.2-11 ソルトフリー技術を適用した溶媒洗浄フローの概要図

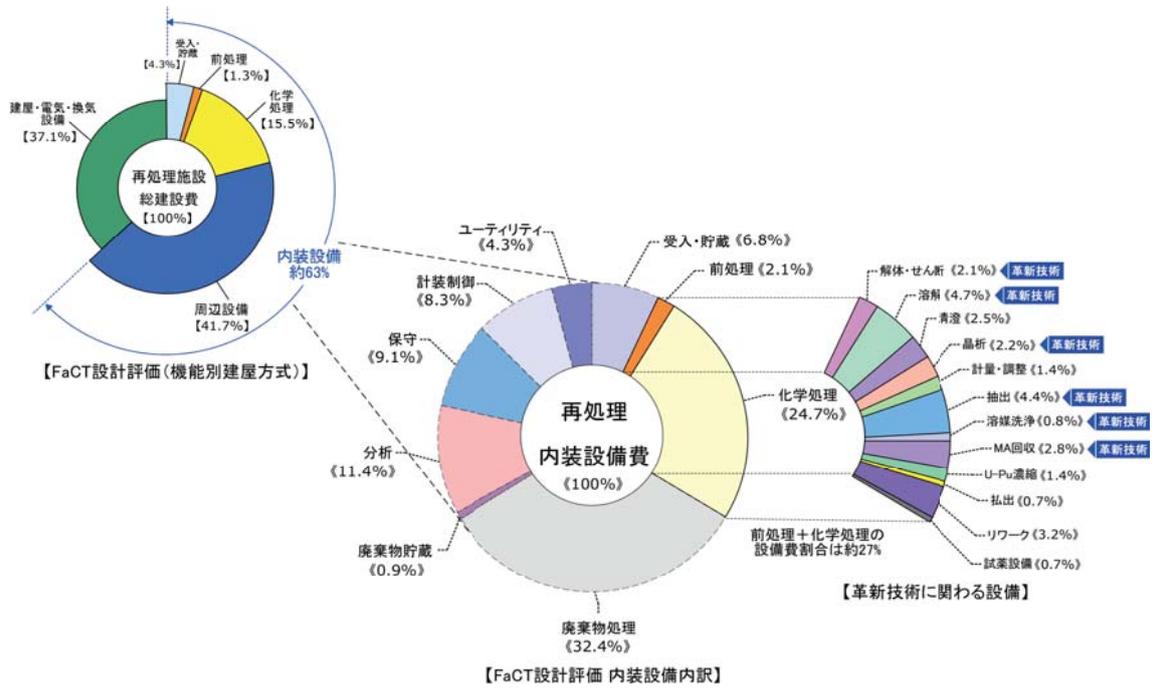


図 3.2-12 再処理システム(先進湿式法再処理施設・機能別建屋方式) 建設費と内装設備費の内訳

### 3.3 簡素化ペレット法燃料製造の革新技術の採否判断

#### 3.3.1 はじめに

##### (1) 研究開発の概要

燃料製造システムの主概念として選定した簡素化ペレット法燃料製造システムは、湿式再処理製品である低除染かつ MA 含有のプルトニウム富化度調整済み溶液を出発物質に、MOX 粉末に転換しペレットに加工した後、被覆管に充填し燃料集合体に組上げる燃料製造システムである。簡素化ペレット法では下記の革新的な工程を採用している。

① 溶液段階での富化度調整により、原料粉末の粉碎・混合工程を削除する。

② 造粒及び成型工程における有機物添加剤の使用を極少化することにより、後処理工程を合理化する。

その結果、従来法に比べ工程設備の減少と、それに伴う運転保守が合理化されることで大幅なコストダウンが期待できる。また、①の粉末取扱工程の削減により、原料粉末の飛散低減が期待できるため、低除染TRU燃料のように高放射線量の原料を遠隔で取扱う際に最適な工程となっている。更に、②の有機物添加剤の使用の合理化は、蓄熱による添加剤の変質等、製品品質に与える好ましくない現象の発生を抑制する。図 3.3-1 に現行法との比較を示す。

これらの革新技術を採用した燃料製造プラントは、セル設備で構成される 200tHM/yの製造能力を有する施設である。FS フェーズ II 設計では、形状管理による臨界管理方式を大幅に採用した設備設計としたが、FaCT プロジェクトフェーズ I では各工程設備の工学的な成立性の確認状況を含め、これまでの R&D 成果を取り入れ、技術合理性のあるプラント像を構築することとした。

##### (2) 燃料製造技術開発の主要課題

燃料製造のプロセスの成立性確認、設備機器の量産性確認及び遠隔保守を含む設備システムの成立性確認の点から、革新技術として 6 つの主要な開発課題を選定し、2010 年の革新技術の採否判断及び 2015 年の技術体系の整備に向けた開発を進めている(図 3.3-2)。このうち燃料基礎物性研究については、燃料製造技術、燃料設計技術を支える基盤的な研究であり、各革新技術開発に基礎的なデータを提供していることから、各開発課題の評価に含め、燃料基礎物性研究単独での評価は行わない。

#### 3.3.2 革新技術の採否に関する評価

##### 3.3.2.1 評価の方法

###### (1) 評価の視点

「実用施設に採用できる見通しがある」という判断をする上で、革新技術が技術的成立性の見通しが得られていることを第一の視点とし、各革新技術に設定した「成果目標」(表 3.3 - 1)に対して達成度の評価を行った。第二の視点として、革新技術導入による貢献の程度(「開発目標・設計要求」への影響)について評価を行った。また、第三の視点として、第一及び第二の視点からの評価結果の確認及び技術の信頼性の評価を行うとともに、各革新技術間の関連性・依存性を考慮し開発に当たって留意すべき事項を抽出した。

## (2) 評価の区分

原子力機構で第一の視点である革新技術の「技術的な成立性」を評価し、成立性を有すると判断したもの、「技術的な成立性」を見通すための課題と改善方法を示したものに対し、第二の視点である「開発目標・設計要求への影響」の視点での評価を行った。更に、二者(原子力機構、電気事業者)でこれらの結果を確認するとともに、第三の視点で検討・評価し、「採用」、「検討継続」、「不採用」の3つに区分した。これらの評価方法は、3.2.2.1 節に記載した再処理技術開発におけるものと同じである。

### 3.3.2.2 評価結果

#### (1) 脱硝・転換・造粒一元処理技術

##### ① 革新技術概要

簡素化ペレット法燃料製造プロセスの特徴の一つは、原料粉末調製工程の簡素化にある。その中で、溶液段階でのプルトニウム富化度調整技術は、既に工学規模での技術的成立性を見通しを得ている<sup>3.3-1)</sup>。

脱硝・転換工程のプロセスは、マイクロ波脱硝、焙焼、還元の三つのプロセスで構成される。マイクロ波脱硝は、2kgHM/バッチ(2.2kgMOX/バッチ)で既に実用実績があるが<sup>3.3-2)</sup>、200tHM/y規模のプラントでのライン数を合理化するため、5kgHM/バッチ、1バッチ/hr への量産規模の拡大を開発課題とした。

##### ② 革新技術の評価

###### i. プロセスの開発

###### (a) 転動造粒

新たなプロセスとなる転動造粒の工学規模での技術的成立性を見通しを得ることが必要である。このため、小規模のMOX試験設備を整備し試験を開始した。

試験では、まず溶液混合によるプルトニウム富化度調整を手作業により実施した。その後、専用のマイクロ波脱硝装置、焙焼・還元装置でMOXに転換し、得られた粉末試料を、水を結合剤に用いた転動造粒試験(0.6kg～1.3kgMOX/バッチ)に供した。製品粉末物性の品質条件として、成型機の金型への充填性の観点から粉末流動性指数(Carrの流動性指数)が60以上、ペレット焼結性の観点から比表面積が3～5 m<sup>2</sup>/gの造粒粉が、80%以上の収率(造粒容器から回収した直径1mm以下の造粒粉重量/造粒容器内の初期の粉末重量)で得られることを確認する。現在までの試験で下記の結果が得られた。

- ・小規模MOX試験に先行して実施したウラン試験で得られたUO<sub>2</sub>顆粒の粉末流動性指数は80程度であり、MOXにおいても高い流動性指数が期待できることを確認した。
- ・小規模MOX試験設備を用いた試験ではないが、300gMOX/バッチ規模の転動造粒装置を用い、「常陽」照射試験用原料MOX粉末を調整した際に得られたMOX顆粒(図3.3-3)の粉末流動性指数は74であった<sup>3.3-3)</sup>。
- ・小規模MOX試験設備でMOXの試験においては、流動性指数が69～81の転動造粒粉が収率85%以上で得られた<sup>3.3-4)</sup>。

上記の各造粒試験で得られた造粒粉の比表面積は、「常陽」照射試験用原料 MOX で  $3.9\text{m}^2/\text{g}$  であったが、小規模 MOX 試験では  $2.5\sim 3.0\text{m}^2/\text{g}$  となっており、品質条件とした  $3\sim 5\text{m}^2/\text{g}$  より小さな値となった。比表面積は造粒特性ではなく脱硝・焙焼・還元で得られる一次粉の特性で決まり、一次粉を得る試験設備に依存する。しかしながら、原子力機構の実績から比表面積が  $1\text{m}^2/\text{g}$  以上であればペレット焼結性への大きな課題とはならないことが明らかとなったため、今回の結果でも問題なしと判断した。以上により、転動造粒プロセスの工学規模の成立性見通しに関する 2010 年の成果目標を達成していると評価した。

## ii. 量産技術開発

### (a) マイクロ波脱硝

**脱硝容器の選定:**  $5\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  規模のマイクロ波加熱脱硝装置に用いる脱硝容器の形状について、無限平板の臨界厚で設計する浅皿容器と無限円筒の臨界直径で設計する円筒容器のどちらを今後の開発対象として選定するかを決めるため、実験室規模のウラン試験等を実施した。その結果、円筒容器は突沸による吹きこぼれが激しく、これを防止するために、容器内液位の約 4 倍の容器高さを要することがわかり、ハンドリングや設備保守上の課題となることがわかった。一方、浅皿容器を採用する場合、円筒容器に比べ容器自体の投影面積が大きいため FS フェーズ II で採用したターンテーブル方式のコンパクトな設備(複数の脱硝容器を1台のターンテーブル上に並べ、マイクロ波加熱脱硝から焙焼・還元までの工程機器間をテーブルの回転により脱硝容器が移動することで一連の粉末調整を行う設備)の採用が困難となり、大径の脱硝容器を直線的に移動させる設備概念となるため設備の設置面積が増大するデメリットがある。最終的に、工学スケールでの運転実績が豊富で、突沸による吹きこぼれが生じない浅皿容器の方の実現性が高く今後の量産設備開発に適すると判断し、浅皿容器を脱硝容器として選定した<sup>3.3-4)</sup>。

**大型脱硝容器の製作性:**  $5\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  規模のマイクロ波加熱脱硝装置に用いる大型の脱硝容器は、臨界安全平板厚の  $9\text{cm}$  の深さを有する、直径約  $60\text{cm}$ (内径)の窒化珪素製浅皿容器とした。実機寸法品を製作するためには大型の焼成炉を製作メーカーに新たに整備する必要があるため、部分品の試作による調査試験を実施したが焼結時の寸法歪測定の結果から、直径約  $60\text{cm}$  の窒化珪素製浅皿容器の製作性に技術的な大きな課題はないことがわかった。

**マイクロ波加熱装置の製作性:**  $5\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  のマイクロ波脱硝装置は、従来の  $2\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  より高い出力のマイクロ波を照射する必要があり、オープン内のマイクロ波分布が均一になることを確認することが大型のマイクロ波脱硝装置の成立性を評価する上で重要である。東海再処理施設及び六ヶ所再処理工場のマイクロ波脱硝装置の改良を行う上で有効性が確認されている電磁場解析手法を用い、マイクロ波脱硝装置を  $5\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  に単純拡大した装置のオープン内のマイクロ波分布が均一になることが確認できたことから(図 3.3-4)、 $5\text{kgHM}/\text{バッチ}$ 、 $1\text{バッチ}/\text{hr}$  の能力を有するマイクロ波脱硝装置の設計・製作が可能と考える<sup>3.3-4)</sup>。

### (b) 一元処理

**粉末調整工程における脱硝容器の共用:** 本システムにおいては、粉末飛散を防止する観点からマイクロ波脱硝、焙焼・還元及び転動造粒を同一容器で処理する一元処理を目指す。焙焼・還元炉

には脱硝容器のまま装荷することになるので、窒化珪素製の脱硝容器の焙焼・還元環境下での耐久性に問題のないことを確認した。今後の課題として、生産性を向上させるためには、炉の冷却時間を短縮する等の対策が必要となる。

#### (c) 転動造粒

**容器の共用への対応：**市販品の下部アクセス方式の転動造粒装置とは異なり、共用する脱硝容器へ造粒羽根を上部からセッティングする上部アクセス方式(図 3.3-5)による 5kgHM/バッチ規模の転動造粒装置の開発を進めた。これまで、小規模(250g/バッチ)の上部アクセス方式転動造粒装置を試作し、模擬物質( $WO_3$ )を用いたコールド試験及びウラン試験において造粒できることを確認している(3.3-5,3.3-6,3.3-7)。

**量産性：**5kgHM/バッチ規模の上部アクセス方式転動造粒装置で模擬物質( $WO_3$ )を用いたコールド試験を実施した結果、Carr の流動性指数 84~88 の良好な造粒粉が 90%以上の収率で得られたことから、量産設備の製作性を確認した。

また、転動造粒の所要時間(粉末の投入・取出しを除く運転時間)は、各試験結果を総合して 15 分程度であり、プラント設計で設定した工程運転の 1 時間/バッチに比べて十分短時間である。

以上により、脱硝・転換・造粒一元処理技術に関わる設備の量産性が見通しが得られた。

#### iii. 開発目標・設計要求への影響

本技術は、従来の粉末取扱い工程を縮小し、経済性向上への貢献が期待できる。また、MA の発熱影響に対し安定な造粒法を採用することで、MA リサイクルの実現を通し廃棄物管理性向上への貢献が期待できる。

#### iv. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

実用化における信頼性について、現在のところ大きな課題はない。革新技術間の関連性はなく、本技術独自で判断できる。

### ③ 判断結果

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性及び量産性が見通しが得られたこと、また、これらの技術が粉末取扱工程及び焼結工程の合理化をもたらし、経済性及び MA 廃棄物管理性向上に貢献が認められることから、採用とする。

## (2) ダイ潤滑成型技術

### ① 革新技術概要

高速増殖炉用燃料製造プロセスにおいて、潤滑剤の添加工程及び添加した潤滑剤を除去するための予備焼結工程を削除し製造プロセスを簡素化するために、ダイ潤滑成型(図 3.3-6)に関する技術開発を実施した。

ダイ潤滑成型技術開発においては、数 kgMOX/バッチ程度の小規模 MOX 成型試験設備を整備して、前節の脱硝・転換・造粒一元処理技術開発の小規模 MOX 試験で得られた MOX 造粒粉を用

いダイ潤滑成型の MOX 試験を実施することにより、割れ欠けの無いグリーンペレットが、90%以上の収率(歩留まり率)で得られることを品質目標とした。一方、量産性は成型機 1 台あたりの金型数と成型速度の積で決まり、金型数については設計上の 12 連を上回る成型機の実績があることから、本課題では、ダイ潤滑動作を含めた成型速度が 1 パンチ当たり 7.5 個/分以上であることを確認し、量産性を評価することとした<sup>3.3-8)</sup>。

## ② 革新技術の評価

### i. ダイ潤滑成型プロセスの開発

**システムの成立性:** 脱硝・転換・造粒一元処理技術開発の小規模 MOX 脱硝・転換・造粒試験で得られた MOX 造粒粉を用いる小規模 MOX 試験用ダイ潤滑成型試験については、2011 年 3 月末現在、kg オーダーの MOX 試験実施に向け準備中であるが、以下の試験によりシステム成立性を見通しを確認している。

- ・モリブデン及び  $WO_3$  を模擬粉末として用いたダイ潤滑成型機コールド試験(中空、6パンチ式、自動ダイ潤滑式)により、5,400 個の模擬グリーンペレットを成型できた。同実績を反映しプルトニウム燃料第三開発室に導入したダイ潤滑成型機(中空、2パンチ式、自動ダイ潤滑式)を用い、鉄の模擬粉末による成型体 1,600 個の製造試験を実施した結果、100%の収率であることを確認した。
- ・一方、「常陽」照射燃料製造のために実施した簡素化法による粉末調整(プルトニウム富化度溶液調整、マイクロ波脱硝・焙焼・還元、転動造粒)を行った実験室規模でのダイ潤滑成型(中空、潤滑剤を手作業にて金型に塗布)試験の結果、合計 550 個の MOX ペレットを製造でき、焼結体の均質性、組織安定性を確認した<sup>3.3-9)</sup> (図 3.3-7)。
- ・小規模 MOX 試験に用いるダイ潤滑成型設備(図 3.3-8)については、鉄等の模擬粉末を用いた試験において、割れ欠けの発生した成型体はないことを確認している<sup>3.3-10)</sup>。

**ダイ潤滑機構:** 「常陽」照射燃料製造のために実施した実験室規模の MOX 試験で、手作業でプレス金型へ潤滑剤を塗布した際に、過剰に塗布した潤滑剤が金型の下パンチ上に堆積し成型体の下端面に過剰に付着した。このことにより、焼結後のペレットの下端面が粗くなる現象が発生した<sup>3.3-11)</sup>。このため、小規模 MOX 試験用ダイ潤滑成型設備には、mg 単位で潤滑剤を切出し、金型に塗布する潤滑剤供給機構を設け、成型動作及び余剰添加剤回収機構と連動させることにより、適切な量の添加剤を安定して供給し、塗布させることとした<sup>3.3-10)</sup>。

整備中の小規模 MOX 試験用設備で実施した鉄の模擬粉を用いた試験では、成型圧力と潤滑剤の切出し量をパラメータ(5 水準×6 水準)として、ダイ潤滑成型を実施したが潤滑性能に大きな差は見られなかった<sup>3.3-10)</sup>。製造した成型体のいずれも外観等に異常はみられず、良好な焼結ペレットが得られたことから、ダイ潤滑機構の操作条件はかなり広く信頼性が良好であることを確認した。

また、プルトニウム第三開発室を利用した燃料製造技術開発試験設備の鉄の模擬粉及び MOX を用いた試験においても、良好な成型体を得られ、焼結後のペレット外観は潤滑剤の過剰付着で懸念される下端面の荒れがないことを含め良好な外観であった。

### ii. 量産性

小規模 MOX 試験用ダイ潤滑成型設備及びプルトニウム第三開発室を利用した燃料製造技術開

発試験設備で実施した鉄の模擬粉を用いた試験結果から、成型速度が 1 パンチあたり 7.5 個/分でダイ潤滑で連続成型できることを確認した<sup>3.3-10)</sup>。

以上により、震災により中断している小規模 MOX 用ダイ潤滑成型試験を再開し、システムとしての成立性の確証が必要となるものの、ダイ潤滑成型のプロセス技術の成立性と設備の量産性が見通しが現状で得られていると評価した。

### iii. 開発目標・設計要求への影響

本技術は、従来の粉末取扱い工程を合理化し経済性向上への貢献が期待できる。また、MA の発熱に対し、潤滑剤を原料粉に均質混合する従来法に比べダイ潤滑法は潤滑剤量が極めて少なく、MA の発熱で潤滑剤が変質しペレット品質を低下させるような影響を受けにくいことから MA 含有燃料の製造に最適であり、MA リサイクルの実現を通し廃棄物管理性向上への貢献が期待できる。

### iv. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

実用化における信頼性について、現在のところ特に課題はない。革新技術間の関連性はなく、本技術独自で判断できる。

## ③ 判断結果

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性が見通し及び量産性の確認が得られたこと、また、開発目標・設計要求への影響として、従来工程の合理化により経済性及び廃棄物管理性向上への貢献が認められることから、採用とする。

## (3) 焼結・O/M 調整技術

### ① 革新技術概要

MA 含有及び FP 含有が焼結・O/M 調整の挙動特性に及ぼす影響については、既に「常陽」照射試験用のネプツニウム及びアメリシウム含有 MOX 燃料ペレットの製造試験及び模擬 FP 含有 MOX の製造試験により確認しており、キュリウム含有時の挙動を含め将来確認すべき事項ではあるが、大きな課題とはならないと評価している<sup>3.3-12)</sup>。従って、MA 及び FP なしの MOX を対象とし、工学規模の簡素化ペレット法で製造したグリーンペレットが高密度で焼結できること、かつ、従来より低い O/M 調整ができることの根拠を提示すること、並びに、量産化に適した方式選定及び量産化への見通しに関する技術的根拠を提示することを、2010 年度採否判断の成果目標とした。

### ② 革新技術の評価

#### i. プロセスの開発

焼結・O/M 調整プロセスの開発においては、数 kgMOX/バッチの小規模 MOX 試験用焼結設備を整備して、前節のダイ潤滑成型技術開発の小規模 MOX 試験で得られたグリーンペレットを用いた焼結・O/M 調整に関わる小規模 MOX 試験を実施することにより、焼結密度が 95%以上、O/M 比

が 1.97 以下で良好な外観と均質な組成を有した MOX 中空ペレットを、90%以上の収率(歩留まり率)で得られることを確認することを目標とした。

(a) 焼結

2011 年 3 月時点で小規模 MOX 試験を開始したところであるが、下記の実績から焼結における工学規模での技術的な成立性は見通せると判断した。

- ・手作業でダイ潤滑を模擬して得た成型体を焼結・O/M調整することにより、焼結密度が95%以上の良好なMOX中空ペレットを得ることができており、プロセスの原理的成立性に係るデータは既に得られている<sup>3.3-13,3.3-14</sup>。
- ・焼結時の雰囲気ガスの酸素ポテンシャルをMOXのO/M比を2.0付近のポテンシャルに近づけて焼結を行うと目標の95%TD以上の焼結密度が得られることが分かっており、また雰囲気酸素ポテンシャルは水素/水分比で制御できることが分かっている<sup>3.3-14</sup>。
- ・200gMOX/バッチの小規模MOX試験で95%TD以上の焼結密度が得られた。
- ・焼結に関しては、「常陽」燃料の製造において工学規模での実績がある。

(b) O/M比調整

2011 年 3 月時点で小規模 MOX 試験を開始したところであるが、下記の実績から O/M 比調整における工学規模での技術的な成立性は見通せると判断した。

- ・低O/Mについては、ネプツニウム/アメリシウム-MOX照射試験用燃料製造(O/M仕様:1.97以下)時に得られたペレットのO/M比のばらつきが $\pm 0.005$ 以内であることを測定、評価した<sup>3.3-13</sup>。
- ・基礎物性試験(数 gMOX)で得られた結果と実験室規模試験(数百 gMOX)の結果では低 O/M を得るために必要とする熱処理時間に差があり、工学規模の処理能力に影響を及ぼすものとなっている<sup>3.3-14</sup>。この原因は使用している電気炉の構造の影響と考えられ、特に雰囲気ガスのフローの影響が大きいと推定される。このため、小規模 MOX 試験設備では、焼結皿をメッシュ構造とし、各ペレットに雰囲気ガスが一定に供給される構造とした<sup>3.3-14</sup>。また、基礎物性試験の知見から降温速度を速くすることにより、O/M を低く調整できることが分かっており(図 3.3-9)、本設備の降温速度は、従来の 400°C/hよりも速い 1,000°C/hで設備設計を行った<sup>3.3-15</sup>。小規模 MOX 試験設備のクールドの運転試験において、この降温性能を確認した。
- ・上記の小規模MOX試験設備を用いた200gMOX/バッチの試験で1.97以下のO/M比が得られた。

ii. 量産技術開発

焼結炉及び O/M 調整炉の量産設備は、臨界管理方式(質量管理、形状管理)と処理方式(連続式、バッチ式)の組合せから、最適な組合せを選択することとした。臨界管理については、形状管理方式は設備の製作性に高いハードルがあることから、プルトニウム燃料第三開発室の実績のある質量管理方式とした。処理方式については連続焼結炉及びバッチ炉とも採用可である。したがって、FaCT プロジェクトフェーズ I での実用燃料製造施設の概念検討においては、焼結炉と O/M 調整炉の共用による合理化の可能性を考慮し、暫定としてバッチ炉を用いることとし、熱処理雰囲気の切り替えにより焼結・O/M 調整を実施することとした。

量産性の技術的根拠について、焼結についてはこれまでの実績から大きな課題はないが、低

O/M 比ペレットの量産性については、プルトニウム燃料第三開発室製造ラインの 10kg バッチ炉を用いた還元雰囲気中熱処理法による短時間の処理試験では、低 O/M 比を得られなかった。今後、より長時間加熱による試験等を実施し、バッチ式の O/M 調整の実現性について確認する必要がある。一方、この試験において炭素含有量が多い MOX については低 O/M 比が得られたことから、単純な還元雰囲気中熱処理でなく、MOX 中に炭素を助剤として添加する還元雰囲気中熱処理法により、バッチ式においても処理時間を短くして量産化が可能であることが分かった<sup>3.3-16)</sup>。また、還元雰囲気中熱処理法に替わる将来の合理化技術として、酸素ゲッター法による O/M 比調整技術の適用の可能性もある<sup>3.3-17,3.3-18,3.3-19)</sup>。従って、これらの技術を含め、今後更に研究開発を継続した上で、バッチ式の量産の根拠を明確にするべきとした。

FaCT プロジェクトフェーズ I の設計検討上の最小バッチサイズについては、質量管理の制限量とし、プルトニウム富化度別の 2 ラインに対し各 13 台を配置している。これらの設定については、小規模 MOX 試験等の今後の成果により見直すものとする。

### iii. 開発目標・設計要求への影響

本技術は、燃料の高性能化に必要な技術で、経済性向上への貢献が期待できる。

### iv. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

実用化における信頼性について、現在のところ大きな課題はない。革新技術間の関連性はなく、本技術独自で判断できる。

## ③ 判断結果

本技術は燃料の高性能化に必要な技術であるが、量産性の技術的根拠を明確にした上で判断する必要があることから、検討を継続する。具体的には、2010 年度から開始する小規模 MOX 試験等の研究開発を継続し、O/M 比調整の設計上の処理時間及び設備量産規模の設定の妥当性を確認した上で、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。

## (4) セル内遠隔設備開発

### ① 革新技術概要

セル内遠隔設備の機能要件は、自動運転(加工・計測等プロセスの実施、設備内物流、設備外物流)及び遠隔保守で構成される<sup>3.3-22)</sup>。自動運転技術は、従来の高除染 MOX を取り扱うグローブボックスでも必要な技術であり、本課題の開発では、プルトニウム燃料第三開発室のグローブボックス自動運転設備に遠隔保守機能を付加することで、セル内遠隔設備を開発する。

セル内遠隔設備の遠隔保守概念は次の三つのステップで構成する。

- ・ 工程セル内でのモジュール交換
- ・ 除染セルでの機械式マスタスレーブ・マニプレータ(以下、MSマニプレータ)による除染
- ・ グローブボックスでの手作業によるモジュールの修理

本課題の開発として、セル内工程設備のモジュール化の成立性を確認する。また、比較的小さなトラブル(一般に流れ作業の生産ラインにおいて、機械の故障ではなく軽微なズレ・引っかかり・誤操作

等により部分的な作業が一時停止するようなトラブルで、運転復旧はごく短時間で実施されるが頻繁に生じると生産ライン全体の稼働率を低下させる)への対応として、ペレットの転倒やつまりを修正するためのロボットアームを開発する。

## ② 革新技術の評価

### i. モジュール化成型設備の開発

セル内設備の代表設備としてペレット成型設備を選定し、プルトニウム燃料第三開発室のグローブボックス用自動運転設備を対象に、遠隔保守のためのモジュール設備開発を行う。ペレット成型設備は、取扱対象が粉末とペレット成型体の 2 種類を取り扱うため設備内物流機構が複雑なこと、プレスヘッド部が重量物でありかつ精密保守が必要なことなどから、代表設備として選定した。モジュールを着脱するロボットアームと組み合わせた試験を行うことでモジュール概念の有効性を確認する。

モジュールを着脱する基本機能構造(ラフガイド及びガイドピンによる位置決め、遠隔ボルトによる固定、遠隔の流体・電気コネクタ、遠隔対応クレーンフッキング機構等)の基本仕様を決定した<sup>3.3-20)</sup>。耐放射線性を考慮しながらペレット成型設備の約 70 の保守項目にモジュール交換で対応するため、37 のモジュールで構成するペレット成型設備の概念設計図書(モジュール着脱手順を含む)を作成した<sup>3.3-21,3.3-22)</sup>。

### ii. モジュール交換用ハンドリング設備の開発

工程セル内のモジュールをセル内ハンドリング設備のパワーマニプレータ、クレーン、治工具を用い交換する。各モジュールが目標時間 6 時間(3 交替制の 1 班あたりの作業時間を考慮)で交換が可能であることを確認するため、パワーマニプレータに搭載するロボットアーム及びこれを運転制御するマン・マシン・インターフェース(MMI)システム(図 3.3-10)を開発した<sup>3.3-22)</sup>。MMI システムとして、保守現場のロボットアームとモジュール対象物の位置関係を CG と映像情報で操作者に提示する技術及び 3 種類の操縦方式(スーツ方式、マウス方式、ジョイスティック方式)を用意した。

これらのハンドリング設備とペレット成型設備の代表的モジュールとして製作した 5 基の試験機を組合せ、操作性の確認及び目標達成時間の達成度を評価した結果、スーツ方式による操縦をベースとしマウス方式と組み合わせた方式が適切で、交換時間は 37 の全モジュールが目標時間を満足する見通しを得た。

### iii. ペレット修復用小型ロボットアームの開発

転倒ペレットの修復、工程内のペレット詰まりを排除するための小型ロボットアームを開発する。工程内のペレット転倒の修復、あるいは、保守時の設備からの仕掛ペレット排除・排出を実施するためのロボットアームを開発した<sup>3.3-20)</sup>。ペレット成型設備上の搬送不良を想定したロボットアームによるペレット取扱い試験を実施し、所要の能力(10 分で 8 個以上の転倒ペレットを修復ができること)を確認した。

ロボットアーム自体の耐放射線性については、電気部品をアームの根本にまとめて遮へいが可能な市販品が既にあること、また、電気部品であるモーター及びレゾルバ自体の耐放射線性は比較的高いことから、ロボットアームの採用に大きな課題はないと考えるが、一部センサーの耐放射線部品

化等の対策・開発が今後、必要である。

#### iv. 共通的遠隔保守システムの適用性

モジュール化設備とハンドリング設備の組合せによるセル内遠隔設備概念は再処理設備と共通するが、再処理が塔槽類を主体とした静的な設備に対し、燃料製造設備は機械類が主体の動的な設備となる。そのため再処理に比べれば保守対象が多いが、設備自体がボルト／ネジにより組み上げるものであるため、モジュール化はし易い。代表的設備として選定したペレット成型設備の約 70 の保守項目の主たるものは、設備内の物流異常と部品の損耗によるものである。焼結・O/M 調整工程等のその他のセル内工程設備を考察しても、加工・計測等プロセスの実施内容に沿った設備機構の特殊性はあるが、保守の主たる原因は同様である。このことから、モジュール化した工程設備とロボットアーム式のパワーマニプレータの組み合わせによる保守手法は、燃料製造のその他の工程設備においても有効であると考えられる。

セル内設備のより精密な測定装置等の例として、モジュール設備によるセル内遠隔保守概念を適用したペレット検査設備、原料の造粒粉末の分析設備の概念設計及びモックアップによる開発試験を実施し、これら設備にセル内遠隔保守共通技術を適用可能なことを確認した<sup>3.3-21)</sup>。また、比較的大物のモジュール化設備として、連続焼結炉の遠隔保守対応設備概念を検討し、遠隔保守によるモジュール交換手順を作成した。

さらに、燃料製造工程のうちピン加工工程後の設備においては放射性物質が燃料ピンに閉じ込められルーズな汚染がなくなるため、大多数の場合はセル内立ち入りによる人手を介した直接保守が可能である。従って、これらの設備においてはモジュール化の範囲は核燃料物質の退避に係わる限定的な範囲のみとすることで遠隔保守設備の開発のハードルを下げるができる。

#### v. 開発目標・設計要求への影響

本技術は、放射線量率の高い低除染 TRU 燃料製造に必要な技術であり、システムの信頼性への貢献が期待できる。

#### vi. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

200tHM/y規模プラントのセル内燃料製造工程は大量のペレットを取り扱い、万一の場合の補修復旧に相当期間を要する恐れがあることから、保守・補修作業を含めセル内遠隔操作技術の実機への適用に当たってより高い信頼性の確認が必要である。革新技術間の関連性については、晶析、TRU回収の再処理技術開発の動向を踏まえる必要がある。

### ③判断結果

今回の研究開発によるセル内遠隔設備開発の技術的成立性は概ね認められるものの、保守・補修作業を含めセル内遠隔操作技術の実機への適用に当たっては、課題の把握と対応の確認を的確に行うことが容易なグローブボックス内の試験で)相当期間の実績に基づく高い信頼性の確認が必須であるとの観点から、検討を継続することとした。今後の進め方として、1)セル内設備の遠隔保守・補修に関する本概念が現在のグローブボックス設備運転の被ばく低減策として有効であり、更に、2)グロー

ブボックス内設備の自動運転についても現状の設備を高度化する必要があることに鑑み、当面はセル内設備の機能要件の一つである自動運転技術について、グローブボックス設備を用いて開発を進めることに軸足を置くこととする。これらの成果に基づきセル内遠隔設備の成立性を再度見通した上で、また、晶析技術及び MA 回収技術開発の動向を踏まえつつ、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。

## (5) TRU 燃料取扱い技術

### ① 革新技術概要

低除染 TRU 燃料取扱いの燃料製造工程への顕著な影響として発熱対応に着目した。発熱対策としては、燃料集合部の自然放熱機能の強化、強制冷却、雰囲気の不活性化、耐熱材の採用等がある。強制空冷を採用する場合においても、ラップ管付きとラップ管なしの状態で燃料要素バンドルの冷却手法が異なるため(図 3.3-11)、両者が混在する燃料集合体組立工程における除熱システムの成立性を確認する。

想定する MA 含有率は 5wt%である。MA 含有率 5wt%MOX の場合、1 集合体あたり 2.6kW の発熱が考えられることから、この発熱を模擬した実規模の燃料集合体を模擬したモックアップ試験により、強制空冷による冷却システムの定常運転時及び故障等の非定常時において、バンドル内の被覆管の表面温度が空气中で酸化薄膜を形成する 300°Cを超えないシステム概念を構築できる技術的根拠の成立性を提示することを目標とした。

### ② 革新技術の評価

#### i. 冷却システム概念の構築

横置き状態で燃料要素バンドルを組み上げる工程では、燃料要素バンドルの下方よりバンドルに直行する空気流れを与え冷却するシステム概念を採用した。また、横置き状態のままラップ管を被せる工程及び、それを直立させてラップ管とエントランスノズルの接続部を溶接する工程では、集合体内のナトリウム冷却材の流路に空気を送風することで冷却できるシステム概念を提示した。<sup>3.3-23)</sup>

この概念の成立性を確認するため、炉心燃料スタック部分を模擬した実機寸法のモックアップ試験装置を開発し除熱性能を確認するとともに、予測計算ツールを開発しシステム特性を評価した。

#### ii. モックアップ試験による除熱性能の確認

- ・燃料バンドル軸と直交する空気流れを裸バンドル下部から与えるモックアップ試験により、定常の冷却状態で、被覆管表面温度を200°C以下に維持できることを確認した<sup>3.3-24,3.3-25)</sup>。また、冷却風停止後、バックアップが起動する30秒後でも温度上昇はごく僅か<sup>3-26)</sup>で、200°C以下に維持できる。
- ・ラップ管付で、除熱状況として厳しい状況であるラップ管付き横置き状態でのバンドルの除熱状況について、モックアップ試験で確認したところ、定常冷却状態で覆管表面温度を200°C以下に維持できることを確認した。また、冷却風停止後、バックアップが起動する30秒後でも温度上昇は10°C以下である<sup>3.3-27)</sup>。

iii. 計算ツールによる評価

- ・裸バンドル下方より冷却風を与え、燃料ピンバンドルとラッピングワイヤで構成される複雑で狭隘な空間の空気流れと伝熱挙動をモデル化し、除熱性能を予測・評価するシミュレーションコードを開発した。
- ・モックアップ試験により実測に対し、定常冷却状態では、 $\pm 5^{\circ}\text{C}$ 以内の予測精度があることを確認した<sup>3.3-28,3.3-29,3.3-30</sup>。また、非定常状態でも、同程度の精度を有する。
- ・ラップ管装着状態でも、また、冷却停止後30秒後でも温度上昇は $10^{\circ}\text{C}$ 以下である。
- ・シミュレーションコードを用い、冷却ブロアの故障により瞬時に冷却風量がゼロとなった場合でも、2系列化した冷却ブロアを切り替え、30秒後に定格風量に達するシステムとすれば、温度上昇は $1^{\circ}\text{C}$ 以下との評価結果が得られた<sup>3.3-31</sup>。

以上により、集合体組立工程において過渡状態を含め燃料ピンの被覆管最高温度を  $300^{\circ}\text{C}$ 以下に維持する技術的成立性が見通せると評価した。

iv. 開発目標・設計要求への影響

本技術は、燃料集合体組立時の MA 発熱影響緩和策について最大 MA 含有 5%においても除熱システムが成立することを確認し、MA リサイクルの実現を通し廃棄物管理性向上への貢献が期待できる。

v. 革新技術の信頼性及び革新技術間の関連性

実用化における信頼性について、特に課題はない。本技術は、MA リサイクルの実現に必要な技術であることから、MA回収の再処理技術開発の動向を踏まえる必要がある。

③ 判断結果

所定の成果目標に対する達成度評価に基づき技術的成立性が見通しが得られたこと、開発目標・設計要求への貢献が認められることから採用とする。なお、再処理の MA 回収技術開発と整合した研究開発となるよう留意することとする。

**3.3.3 経済性評価結果**

革新技術の開発成果を反映した設備構成による実用期の燃料製造プラント(200tHM/y規模)の概念検討を行い、建設費、操業費、部材購入費等施設の運転・維持に係る費用ならびに廃止措置時の費用を現在価値換算した上で、燃料製造に係るコスト見積もりを算出した。主なパラメータとして、運転期間:40年、減価償却期間:38年(建屋)及び11年(設備)、割引率:2%とした。燃料製造単価は約26万円/kgHM(目標値16万円/kgHM)となった。また、FBR 実用燃料サイクルの設計条件(増殖比:1.1、ブランケットを含む全平均燃焼度:約9万MWd/t、熱効率:42.5%)で試算した発電原価に占める燃料製造分は0.38円/kWhとなった。燃料製造単価に占める施設の減価償却に係る割合は約26%であるが、施設建設費は操業費にも影響するため、施設建設費の増大がFSフェーズII時の見積もりコスト約16万円/kgHMを押し上げる要因となった。

施設建設費は設計メーカーの設備見積もりをベースに算出した。建設費は、FS フェーズ II からおおよそ 2.3 倍となり、建設費が増大した主な要因は、

- i. 小型セル方式への変更による保守設備の見直し
- ii. 開発成果等を反映した工程設備の見直し
- iii. 設計メーカーによる設備単価の見直し

等によるものである。

### (1) 小型セル方式への変更による保守設備見直しの影響

FS フェーズ II 設計の大型セル施設は、同一セルに複数の工程設備を設置するため保守用エリア共通化が図れ経済合理性に優れている。しかしながら、大型セル施設は臨界管理ユニットを完全に物理的に区切ることが困難なため、設備側で形状管理を前提とし、さらに粉末の飛散や工程ルートの逸脱を防止する機能を強化することとした。そのため、臨界形状を担保する機器の製作性等の設備開発に対するハードルが高い。FaCT プロジェクトプロジェクトフェーズ I のプラントシステムの設計検討においては、より実現性の高い方式として質量管理方式の設備毎にセル壁で囲む小型セル方式をリファレンスとして採用した。ただし、系列数の多い焼結・O/M 調整設備については、焼結ペレットの粉末飛散は少ないことから、焼結皿からペレットが散逸しない対策(バスケット構造等)を講じるなどの工夫により、設備は原則としてユニット間距離を確保し必要に応じて中性子遮へいを設置することで、複数ユニットをセル内に配置するシステムとした。

大型セルにおいては保守エリアと保守用設備を共通的な配置としていたが、小型セルへの変更に伴い、工程セル毎に専用の保守セルが配置され、工程セル及び保守セルのそれぞれにハンドリング装置(パワーマニプレータ及びセル内クレーン)が必要となったことから(図 3.3-12)、保守設備費が増大した。

### (2) 開発成果等を反映した工程設備見直しの影響

簡素化ペレット法の工程そのもの見直しとして、

- ・プルトニウム富化度調整工程の追加(従来再処理施設側で見ていた設備を燃料製造施設側へ分担を変更)
- ・ペレット研削工程の削除  
を行った。また、開発成果の反映として、
- ・脱硝・転換・造粒一元化処理で脱硝時の突沸による溶液飛散を回避するため従来の円筒型から浅皿型の脱硝容器へ変更
- ・焼結・O/M 調整について、バッチ式を採用。このため炉心燃料製造ライン数は増加したが、焼結設備と O/M 調整設備を共用化し合理化
- ・リワーク設備を硝酸溶解から銀触媒溶解へ変更

等を実施した。

### (3) 設計メーカーによる設備単価の見直しの影響

FS フェーズ II においては、原子力機構が検討したグローブボックス設備プラント(2000 年当時)の

設備単価をベースに設備費の規格化を行い、建設費を決めた。今回の見直しでは、実勢単価の反映及びセル設備の特殊事情を統一的な目で見えた単価とする意味からメーカー見積もりによる設備単価をそのまま用いた。また、FaCT プロジェクトで検討したセル内遠隔設備のモジュール構造採用による設備費の増大分を加えた見直し内容とした。

建設費の設備種類ごとの内訳と各革新技术に関連する設備費の内訳を、図 3.3-13 に示す。

### 3.3.4 まとめ

以下に簡素化ペレット法燃料製造の革新技术の採否評価結果をまとめるとともに、表 3.3-2 に採否評価の概要を示す。

#### (1) 採用と判断した革新技术

「脱硝・転換・造粒一元処理技術」、「ダイ潤滑成型技術」、「TRU 燃料取扱い技術」については、成果目標に対する技術的成立性が見通しが得られるとともに、開発目標・設計要求の達成に向けて大きな効果が期待できることから採用する。

なお、「TRU 燃料取扱い技術」については、MA リサイクルによる廃棄物管理性向上に必要となる技術であることから、MA 回収技術開発と整合した研究開発となるよう留意することとする。

#### (2) 今後採否の再検討が必要な技術

革新技术のうち、「焼結・O/M 調整技術」、「セル内遠隔設備開発」については、開発目標・設計要求の達成に向けて大きな効果が期待できる。また、技術的成立性が見通しは概ね得られたものの、採用とするためには、更に判断材料を整備するための研究開発の継続が必要である。

##### ① 焼結・O/M 調整技術

量産性を含め工学的に成立する見通しが概ねあると考えられるが、O/M 比調整の設計上の処理時間及び設備量産規模の設定根拠データが十分でなく、今後の検討、試験データによる更なる確認が必要であることから、2010 年度から開始する小規模 MOX 試験等の研究開発を継続し、O/M 比調整の設計上の処理時間及び設備量産規模の設定の妥当性を確認した上で、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。

##### ② セル内遠隔設備開発

燃料製造工程は大量のペレットを取り扱うこととなり、保守・補修作業を含めセル内遠隔操作技術の実機適用に当たっては、(グローブボックス内で)相当期間の実績に基づく高い信頼性の確認が必須である。当面、セル内設備の機能要件の一つである自動運転技術についてグローブボックス設備を通して開発を進めることとし、これらの今後の成果に基づきセル内遠隔設備の成立性を再度見通した上で、再処理側の晶析技術及び MA 回収技術開発の動向を踏まえつつ、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとする。

参考文献

- 3.3-1) 加藤 良幸他,：“燃料製造システムの要素技術開発(1)ーペレット法燃料製造技術ー”, サイクル機構技報, 24, pp.179-192(2004).
- 3.3-2) 細馬 隆他,：“マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換プロセスの実証 20 年の歩みーブルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発”, サイクル機構技報, 24,pp.11-26(2004).
- 3.3-3) 加藤 良幸他,：“簡素化ペレット法による MOX 燃料製造技術開発(2)小規模 MOX 試験設備を用いた転動造粒法による粉末流動性改良試験”, 日本原子力学会 2010 年秋の大会(2010).
- 3.3-4) 石井 克典他,：“簡素化ペレット法による燃料製造技術開発(3)マイクロ波脱硝・転換に関する量産化開発”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, K44(2008)
- 3.3-5) 栗田 勉他,：“簡素化ペレット法による燃料製造技術開発(3)脱硝・転換・造粒一元処理技術開発”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, K45(2008)
- 3.3-6) T.Kurita et al., “Innovative Powder Production and Granulation for Advanced MOX Fuel Fabrication”, Proceedings of Global 2009, Paper No.9181, Paris France (2009).
- 3.3-7) K.Ishii et al., “Granulation Technology for the Simplified Pellet Fabrication Process”, Proceedings of FR-09, Kyoto Japan (2009)
- 3.3-8) 須藤 勝夫, 牧野 崇義, 加藤 明文, 沖田 高敏, 鹿志村 元明, 鈴木 政浩, 木原 義之, “簡素化ペレット法による燃料製造技術開発(5)ダイ潤滑成型技術開発”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会 K46(2008).
- 3.3-9) 牧野 崇義他,：“MOX 燃料製造簡素化プロセス(ショートプロセス)における基礎試験の成果(3)ーペレット直接成型試験ー”, 日本原子力学会 2006 年秋の大会, H22(2006 年)
- 3.3-10) 須藤 勝夫, 芳賀 哲也, 沖田 高敏, 木原 義之, 武内 健太郎, 高野 龍雄, 山田 美一, 加藤 明文, “簡素化ペレット法による MOX 燃料製造技術開発(3)ダイ潤滑成型技術開発”, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, F22(2010)
- 3.3-11) 日本原子力研究開発機構, “高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCTプロジェクト)-フェーズ I 中間とりまとめ-“, JAEA-Evaluation 2009-003:(2009)
- 3.3-12) 日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 技術検討書-(2)燃料サイクルシステム-“ JAEA-Research 2006-043:(2006)
- 3.3-13) M. Kato, S. Nakamichi, T. Takano, “Preparation of low oxygen-to-metal mixed oxide fuels for advanced fast reactors”, Proceedings of Global 2007, Idaho, USA(2007).
- 3.3-14) M. Kato et al., “Development of advanced fabrication process for fast reactor MOX fuel”, Proceedings of Global 2009, Paris, France,(2009).
- 3.3-15) 高野 龍雄, 小林 仁, 鈴木 雄一郎, 武内 健太郎, 鹿志村 元明, 鈴木 政浩, 木原 義之, “簡素化ペレット法による燃料製造技術開発(6)焼結・O/M 調整技術開発”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, K47(2008).
- 3.3-16) T. Murakami, M.Kato, H.Uno, “Sintering behavior of MOX pellets containing carbon”, ICAPP 2010, San Diego, USA(2010).

- 3.3-17) 日本原子力研究開発機構:“高速炉 MOX 燃料用酸素ゲッターの開発; 候補材の選定と被覆管装荷方法の検討”,JAEA-Research 2007-085(2008)
- 3.3-18) 森平 正之, 瀬川 智臣, 松山 慎一郎, 油田 良一, 水迫 文樹, 滑川 卓志, :“高速炉 MOX 燃料用酸素ゲッター材の開発 (1)候補材の選定及び酸素吸収挙動評価”, 日本原子力学会 2009 年秋の大会 O33(2009)
- 3.3-19) 瀬川 智臣, 森平 正之, 滑川 卓志, 松山 慎一郎, 油田 良一, 水迫 文樹, “高速炉 MOX 燃料用酸素ゲッター材の開発(2) 候補材-燃料の共存性評価”, 日本原子力学会 2009 年秋の大会 O34(2009)
- 3.3-20) 滑川 卓志,“革新的原子力システムの実現へ--成果が出始めた文科省の研究開発事業(第10回)セル内遠隔設備の開発”,原子力 eye、.54 .5,pp66-69(2008)
- 3.3-21) 日本原子力研究開発機構: “高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCTプロジェクト)-フェーズ I 中間とりまとめ-“,JAEA-Evaluation 2009-003 (2009)
- 3.3-22) 日本原子力研究開発機構, “平成 21 年度文部科学省原子力システム研究開発事業「セル内遠隔設備の開発」 成果報告書”,平成 22 年 3 月(2010)
- 3.3-23) K. Itoh et al., “Development of the cooling Technology on TRU Fuel Pin Bundle during Fabrication Process (1) Whole Study Plan and fabrication of Test apparatuses”, ICAP2008, Anaheim, CA USA (2008)
- 3.3-24) 池田一生 他, :“TRU 燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発研究(3)模擬燃料バンドル定常状態除熱試験”,日本原子力学会 2008 年秋の大会,E31(2008)
- 3.3-25) K. Itoh et al., “Development of the cooling Technology on TRU Fuel Pin Bundle during Fabrication Process (4) Steady state cooling test of full mock up fuel pin bundle”, ICAP2009, Tokyo, Japan (2009)
- 3.3-26) 真鍋勇一郎 他, :“TRU 燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発研究(6) サブチャンネル解析ツールによるフルモックアップ冷却停止過渡試験解析”,日本原子力学会 2009 年秋の大会,C13(2009)
- 3.3-27) 池田一生 他, :“TRU 燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発研究(8) ラッパ管装着 TRU 模擬燃料バンドル軸流除熱試験”日本原子力学会 2010 年秋の大会 ,J02(2010)
- 3.3-28) T. Takata et al., :“Development of the cooling Technology on TRU Fuel Pin Bundle during Fabrication Process (5) Development of Analytical Tool”, ICAP2008, Anaheim, CA USA (2008)
- 3.3-29) T. Takata et al., :“Development of Sub-Channel Analysis Tool for TRU Fuel Fabrication”, Jarnal of Nuclear. Science. and Technology., 47, 9 pp839-848(2010).
- 3.3-30) 高田孝他, :“TRU 燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発研究(7) 汎用多次元伝熱流動コードによるピンバンドル内温度分布評価”,日本原子力学会 2010 年秋の大会,J01(2010)
- 3.3-31) 伊藤邦弘 他, :“TRU 燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発研究(9) 熱流動試験と解析に基づく TRU 燃料組立時の冷却システム概念の構築”, 日本原子力学会 2010 年秋の大会,J03(2010)

表 3.3-1 主要課題の成果目標

革新技術課題	2010 年成果目標
脱硝・転換・造粒一元処理技術	<p><u>プロセスの工学規模における成立性見通し</u></p> <p>・簡素化ペレット法で調製した粉末を用いた 1kgMOX/バッチ程度の造粒試験を実施し、目標値として、粉末流動性指数(Carr の流動性指数)が 60 以上、比表面積が 3~5m<sup>2</sup>/g の流動性改良粉末が 80%以上の収率で得られることにより、脱硝・転換・造粒プロセスの工学規模成立性見通しに関する技術根拠を提示できること。</p> <p><u>量産性見通し</u></p> <p>・マイクロ波脱硝技術及び造粒技術の量産性見通しに関する技術根拠を提示できること。</p>
ダイ潤滑成型技術	<p><u>プロセスの工学規模における成立性見通し評価</u></p> <p>・簡素化ペレット法で調製した造粒粉を用い数 kgMOX/バッチ程度の試験を実施し、割れ欠けのないグリーンペレットが 90%以上の収率で得られること、及び成型速度が 7.5 個/分・パンチ以上であることによりダイ潤滑成型プロセスの工学規模における成立性見通しに関する技術根拠を提示できること。</p>
焼結・O/M 調整時術	<p><u>プロセスの工学規模における成立性見通し評価</u></p> <p>・簡素化ペレット法で調製したグリーンペレットを用い数 kgMOX/バッチ程度の試験を実施し、焼結密度が 95%以上、O/M 比が 1.97 以下で良好な外観と均質な組成を有する MOX 中空ペレットが 90%以上の収率で得られることにより、焼結・O/M 調整プロセスの工学規模における成立性見通しに関する技術根拠を提示できること。</p> <p><u>量産性見通し</u></p> <p>・焼結・O/M 調整設備について、量産化に適した方式選定及び量産化への見通しに関する技術的根拠を提示できること。</p>
セル内遠隔設備開発	<p>セル内遠隔量産設備の保守補修技術の共通的なシステム技術の概念が、成型設備を例に、コールドモックアップ試験による技術的根拠に基づき構築されること。</p>
TRU 燃料取扱技術	<p>集合体組立設備の発熱影響対策として、燃料要素バンドルの冷却システムを開発し、コールドモックアップによる技術的根拠を提示すること。</p>
燃料基礎物性研究	<p>本技術は採否判断の成果目標はないが、燃料製造技術、燃料設計技術を支える基盤的な研究であるため、基礎物性の測定評価を進める。</p>

表 3.3-2 採否判断評価結果の概要(燃料製造システム)(1/2)

革新技術	技術的成立性の評価	設計要求への影響		採否
		燃料製造設備としての経済性	その他	
<p>1 脱硝・転換・造粒一元処理技術</p> <p>【プロセス】 ・0.6～1.8kgMOX/バッチの小規模 MOX 試験により、良好な MOX 粉末(Carr の粉末流動性指数が 69～81、比表面積が 2.5～3.0 m<sup>2</sup>/g)を収率 85%以上で得られたことから、脱硝・転換・造粒プロセスの工学規模での成立性に見通しがある。 【量産】 ・マイクロ波脱硝技術の量産性については、60cmφ の浅皿脱硝容器的製作用見通しを確保。また、従来のマイクロ波脱硝装置を 5kgHIM/バッチ、1 バッチ/hr に拡大した装置の電磁場解析によりオーポレーション内マイクロ波分布が均一になることを確認したこと、また、量産規模のマイクロ波脱硝装置の設計・製作は可能と判断。 ・造粒技術の量産性については、5kgHIM/バッチの上部アクセス方式転換造粒装置による模擬粉末試験の結果、流動性が良好な顆粒が収率 90%以上で得られたことから、量産規模の造粒装置が成立することを確認。 【一元処理】 ・上部アクセス方式の転換造粒装置の開発見通しがあること、及び、窒化珪素製の脱硝容器が、転換工程の稼働・選別装置で耐久性があることから、一元処理の成立性見通しがある。</p>	<p>FS フェーズ II の評価結果と比較すると、建設費はおおよそ 2.3 倍となった これは主として、従来の大型セル構造の工程セルを小型セル方式としたことにより、遠隔保守用のハンドリング装置の設置台数が大幅に増加したことによる。また、遠隔保守のための工程設備単体の見直し、研究開発の進捗に伴う工程設備の見直し等による。</p> <p>しかしながら、これらの革新技術の採用により、従来法では対応困難な再処理の低放射化、MA リサイクル、高燃焼度を旨とした MOX 燃料の量産化が可能となることから、従来技術に対して経済適合性を備えていると判断する。</p>	<p>【脱硝・造粒】 転換造粒装置は MA の発熱影響に対し安定性があることから、MA リサイクルを実現を通じ、廃棄物管理性向上への貢献が認められる。 【経済性】 従来の造粒法に比べ結合剤の混合工程、造粒粉移送工程が合理化できるので、経済性向上に貢献する。</p>	<p>【採用】 技術的成立性が見通しが得られたこと、本技術が経済性及び廃棄物管理性向上への貢献が期待できることにより、採用と判断する。</p>	
<p>2 ダイ潤滑成型技術</p> <p>【プロセス及び量産】 ・常陽照射燃料製造のために実施した簡素化法による調製粉末を用いた実験室規模でのダイ潤滑成型(中空、潤滑剤を手作業にて金型に塗布)試験の結果、合計 550 個の MOX ペレットを製造し、結体の均質性、組織安定性を確認した。 ・フルトニウム燃料第三開発室に導入したダイ潤滑成型機を用い、模擬粉末による成型体 1,600 個の製造試験を実施した結果、割れ欠けのない良好な成型体が 100%の収率で得られた。また、小規模 MOX 試験用のダイ潤滑成型設備については、鉄等の模擬粉末を用いた試験において、割れ欠けの発生した成型体はないことを確認した。 ・上記2基のダイ潤滑成型機を用い、模擬粉末を使用した試験を実施した結果、良好な成型体を 7.5 個/分以上の成型速度で成型できた。 ・これらの試験を通じて、成型体の品質を左右するダイへの潤滑剤の塗布量の制御技術と MOX 粉末の成型特性を確認できた。 ・数 kg/バッチ規模での小規模 MOX 試験実施に向け準備中であるが、以上のことから、ダイ潤滑技術が工学規模で成立する見通しがあると判断。</p>	<p>【脱硝・造粒】 MA の発熱に対し影響を受けにくい技術であるダイ潤滑成型の採用により、MA リサイクルを実現を通じ、廃棄物管理性向上への貢献が期待できる。 【経済性】 従来法に比べ、潤滑剤の混合工程、潤滑剤除去の予備結工程が合理化できるので、経済性向上に貢献する。</p>	<p>【採用】 技術的成立性が見通しが得られたこと、本技術が従来技術に対して廃棄物管理性向上及び経済性への貢献が期待できることにより、採用と判断する。</p>	<p>【採用】 技術的成立性が見通しが得られたこと、本技術が技術的成立性、経済性及び廃棄物管理性向上への貢献が期待できることにより、採用と判断する。</p>	
<p>3 焼結・OM 調整技術</p> <p>【プロセス】 ・基礎物性試験により、雰囲気中の水素水分圧比、熱処理温度、熱処理時間及びペレット径をパラメータとして、焼結密度及び OM 比を理論的に予測・評価することができるようになった。 ・この成果を反映して小規模 MOX 試験に用いる焼結・OM 調整炉を設計、製作し、作動試験で設計通りの機能を有していることを確認した。 ・簡素化法調製の MOX 顆粒を用いたダイ潤滑成型で得た成型体を用いた 200kgMOX/バッチの小規模 MOX 試験で、焼結密度が 95%以上、OM が 1.97 以下の良好な MOX 中空ペレットを得た。 【量産】 ・量産設備については臨界管理方式については、フルトニウム第三開発の実績のある質量管理方式とし、処理方式は、連続式及びバッチ式のそれぞれに適用可能性と長短を有するため、両者を採用可とした。 ・焼結については、「常陽」燃料の実績等から量産性に大きな課題はない。 ・OM 調整については、10kg/バッチのバッチ炉を用いた試験では、低 OM ペレットが得られなかった。但し、炭素含有量が多い MOX については還元雰囲気中熱処理法により低 OM 比が得られたことから、炭素を助剤とする還元雰囲気中熱処理法による量産化が可能である。 以上のように、焼結・OM 調整技術が工学規模で成立する見通しがある。また、OM 調整の量産性については根拠が不十分であるため、今後の研究開発を進め根拠を明確にする必要があると判断。</p>	<p>【焼結】 燃料の高性能化に必須な技術である。</p>	<p>【焼結・OM 調整】 左記に示すとおり技術的成立性については大よそ見通しを得たが、OM 調整の量産性の根拠が不十分である。今後、試験データの蓄積等による更なる確認が必要と考えられることから、炭素を助剤とする方法の適用検討等を含めた研究開発を継続し、量産性の根拠を明確にした上で、実用化に至るまでの研究開発の進め方を 2015 年までに決定する。</p>	<p>【採用】 技術的成立性が見通しが得られたこと、本技術が従来技術に対して廃棄物管理性向上及び経済性への貢献が期待できることにより、採用と判断する。</p>	

表 3.3-2 採否判断評価結果の概要(燃料製造システム)(2/2)

		設計要求への影響			
		燃料製造設備としての経済性		その他	
		技術的成立性の評価		採否	
4	セル内遠隔設備開発	<p>□ 工程セル内の設備をモジュール化し、セル内ハンドリング設備のワーマニプレレータ、クレーン、治工用を用いることで保守部位のモジュールを交換するセル内遠隔設備の概念が技術的に成立する見通しが概ねあることを、以下のモックアップ試験等により確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベレット成型設備を代表として、ベレット成型設備の約 70 の保守項目にモジュール交換で対応するため、37 のモジュールで構成するベレット成型設備の概念設計図書(モジュール着脱手順を含む)を作成した。</li> <li>・ワーマニプレレータに搭載するロボットアーム及びこれを遠隔制御するマン・マシン・インターフェース(MMI)システムを開発した。</li> <li>・ロボットアーム、MMI とベレット成型設備の代表的モジュールとして製作した 5 基の試験機を組合せた試験を実施し、モジュール交換が問題なくできることを確認。また、各モジュールが目標時間 6 時間(3 交替制の 1 班あたりの作業時間を考慮)で交換が可能なることを確認した。</li> <li>・移送中の転倒ベレットの修復、工程内のベレット詰まりを排除するためのロボットアームを開発し、所要の能力(10 分以内で 8 個以上の転倒ベレットを修復できること)をモックアップ試験により確認した。</li> <li>・その他のセル設備についてモックアップ試験による確認及び設計検討等を実施し、FACT セル内設備の遠隔保守概念の主要課題であるモジュール化設備とハンドリング設備による保守概念の適用性を確認した。</li> </ul>	<p>【安全性及び信頼性】 低放射TRU燃料製造の実現に必要な技術で あり、また、故障時の工程セルの停止時間を短縮することで、燃料製造システムの信頼性向上への寄与が期待できる。</p>	<p>【検査継続】 セル内遠隔設備全体に対するより高い信頼性の確認が必要と判断。 今回の代表設備による研究開発成果の他の設備への適用性を再度見通すとともに、セル内遠隔設備の機能要件の一つである自動運転技術の開発を進め、設備全体の信頼性を確認した上で、また、再処理技術開発の動向を踏まえつつ、実用化に至るまでの研究開発の進め方を 2015 年までに決定する。</p>	
5	TRU 燃料取扱い技術	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料要素バンドルを強制空冷する場合、ラッパ管付きとラッパ管なしの燃料要素バンドルの冷却手法が異なるため、両者を取り扱う燃料集合体組立の各工程における除熱システムにおける冷却性を確認した。</li> <li>・1 集合体あたり 2.6kW の発熱を模擬したモックアップ試験の結果、空気流によるバンドル冷却システムで、定常冷却時及び冷却設備の異常時の非定常状態においても、バンドル内の被覆管の表面温度が空気で軽薄膜を形成する 300℃を越えないシステム概念を構築した。</li> <li>・上記冷却時の被覆管最高温度を±5℃程度の精度で予測できる評価ツールを整備した。</li> </ul> <p>以上により、TRU 発熱対策の技術的成立性見通しがあると判断。</p>	<p>【廃棄物管理性】 R&amp;D 成果では、MA 最大 5%含有を想定した 20 WkgHM の発熱に対応できることが確認され、設計要求である MA 含有率 1~5%の発熱を考慮した燃料製造の達成への貢献が認められる。</p>	<p>【採用】 技術的成立性の見通しが得られたこと、本技術が MA リサイクル実現へ貢献が認められることより、採用と判断する。なお、再処理技術開発動向を踏まえながら、今後の開発を進める。</p>	

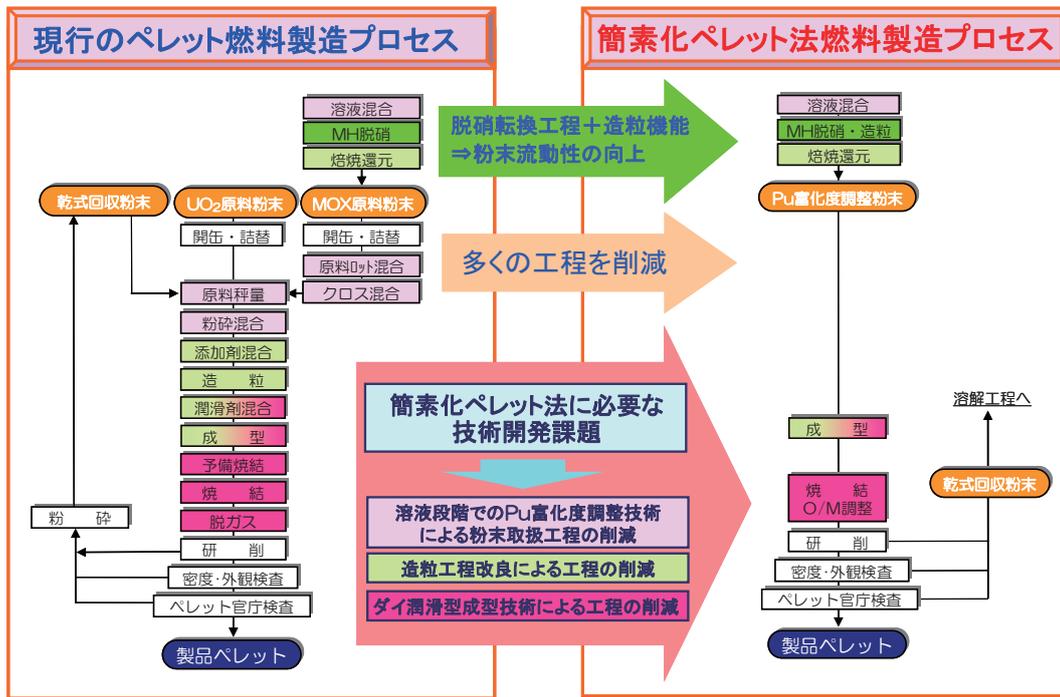


図 3.3-1 簡素化ペレット法の特徴

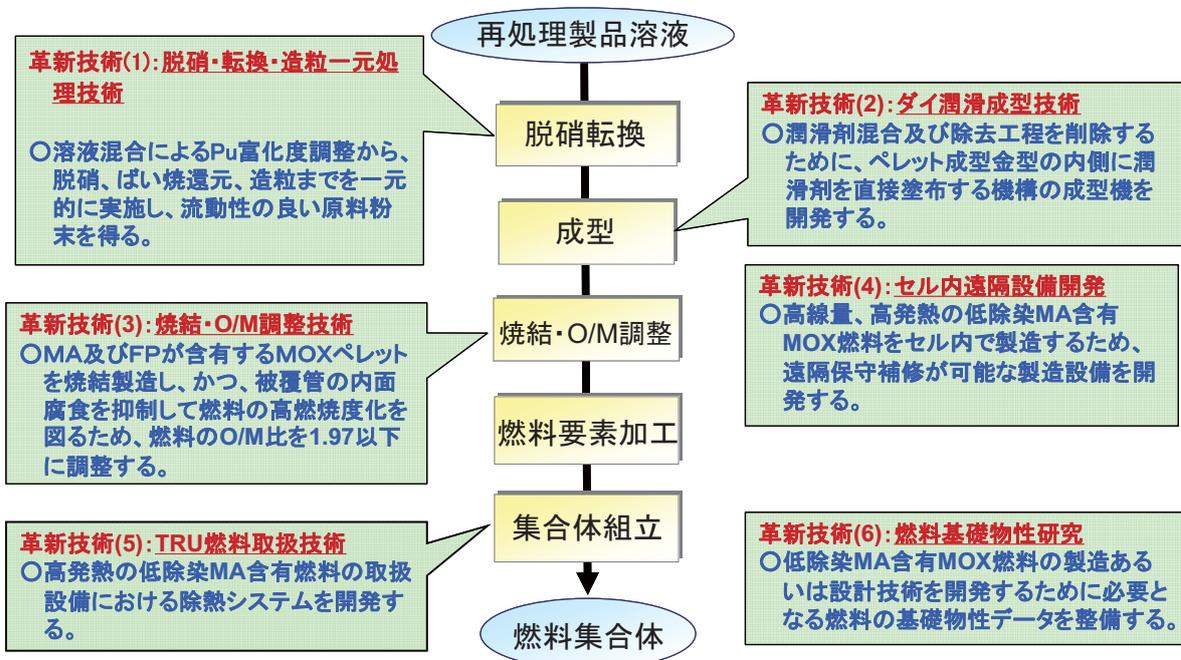


図 3.3-2 燃料製造に係る6つの革新技術開発課題

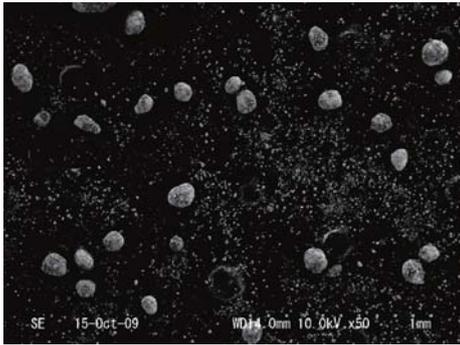


図 3.3-3 造粒後の MOX 顆粒

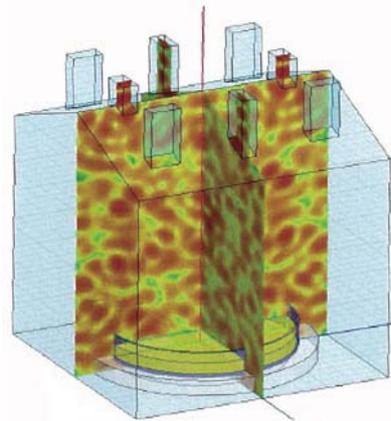


図 3.3-4 量産スケール脱硝装置のマイクロ波分布

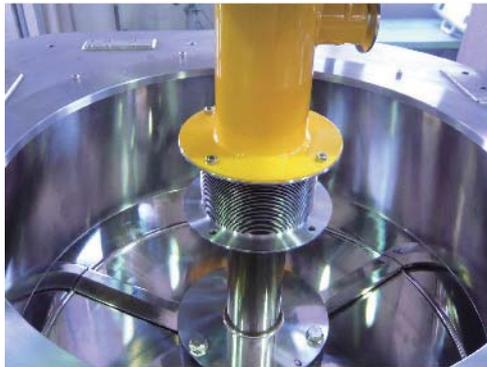
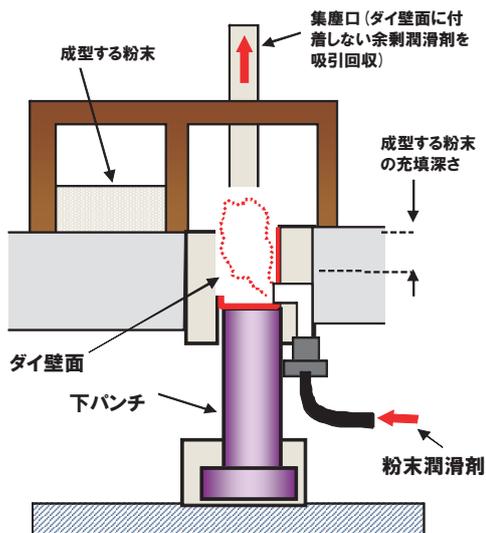


図 3.3-5 上部アクセス方式転動造粒試験装置



粉末潤滑剤(エアロゾル状)をダイ下方から噴霧してダイ壁面に塗布する

潤滑剤を成型体内部に含まないで、成型原料顆粒への潤滑剤の混合工程及び潤滑剤を除去するための予備焼結工程の削除が可能となり、プロセスの簡素化に貢献できる。

図 3.3-6 ダイ潤滑機構の概要



図 3.3-7 焼結した中空ペレット(MOX)

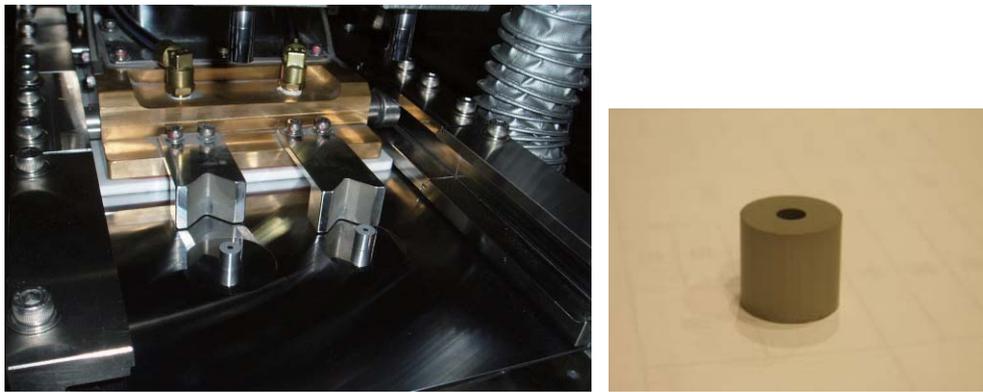


図 3.3-8 小規模 MOX 試験設備(ダイ潤滑成型設備ダイセット部)及び模擬中空ペレット(鉄の模擬粉末)

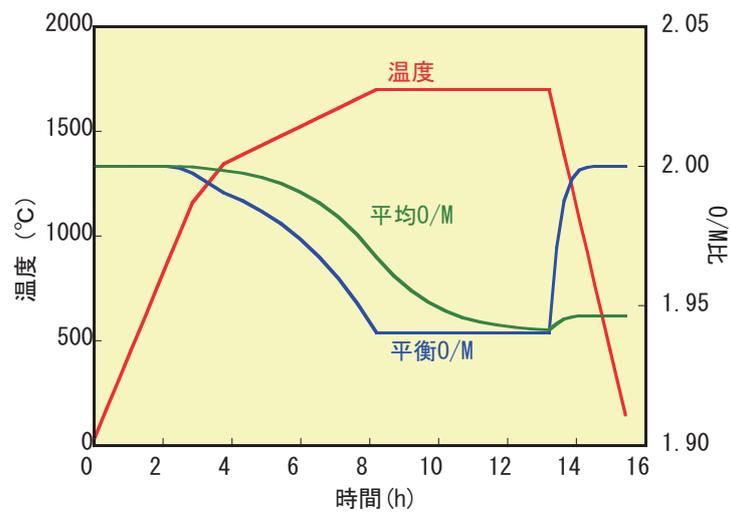


図 3.3-9 熱処理中の O/M の変化

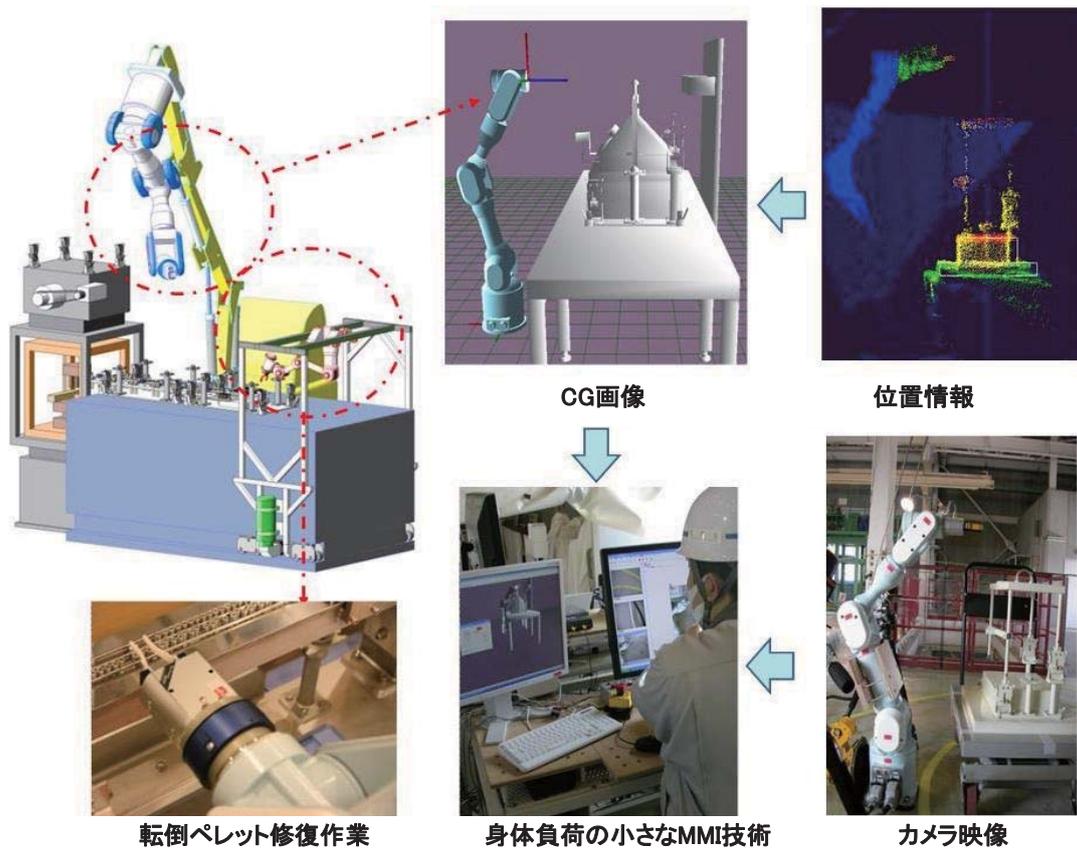


図 3.3-10 モジュール及び遠隔ハンドリング設備の開発試験 3.3-22)

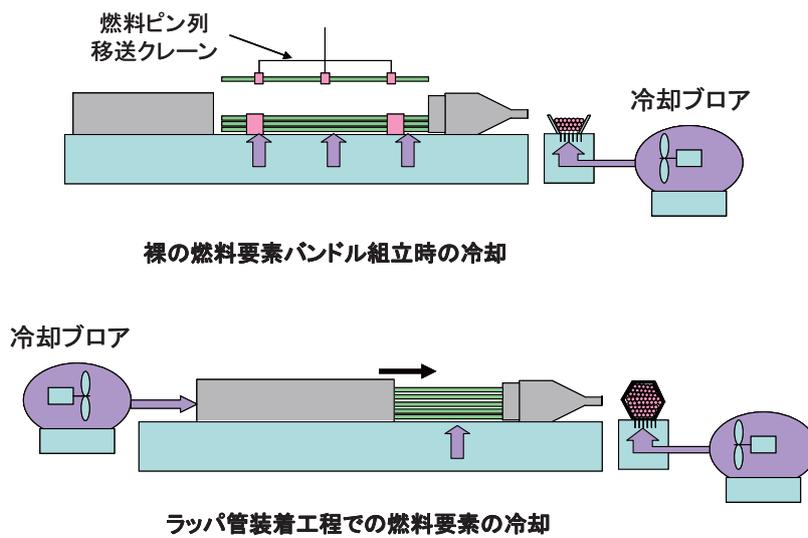


図 3.3-11 集合体組立装置の冷却システム概念

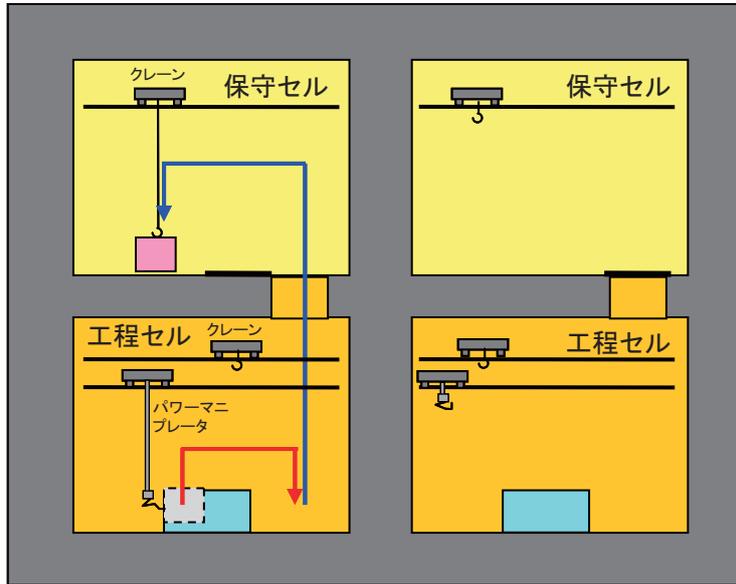


図 3.3-12 小型セル方式の保守概念

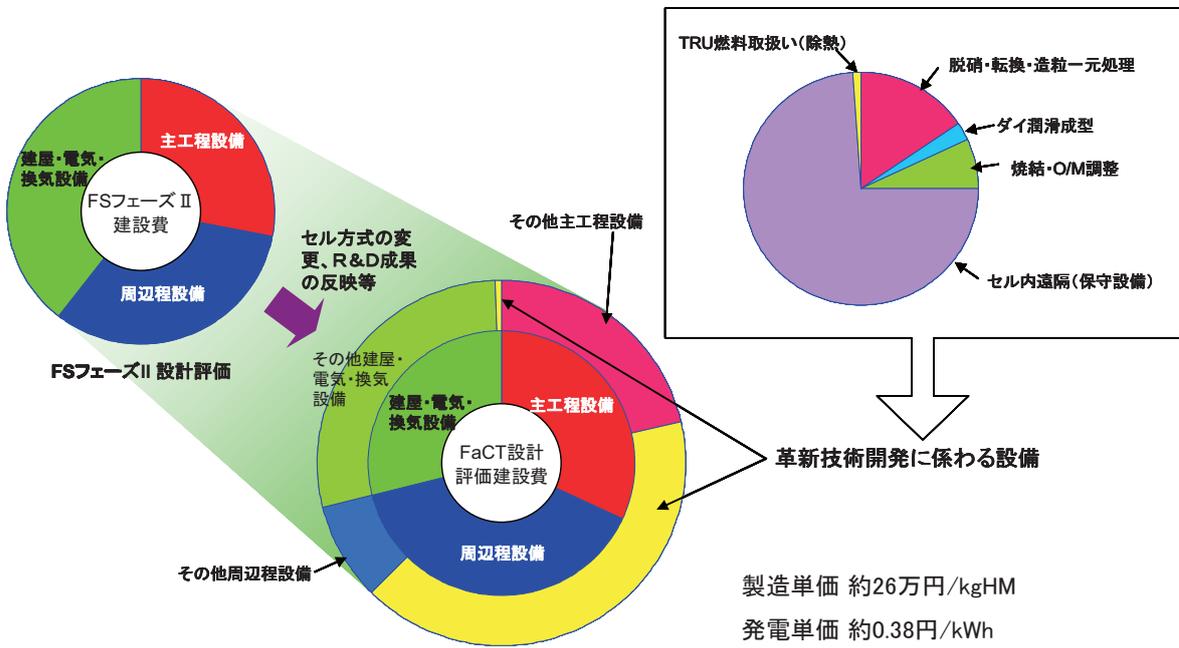


図 3.3-13 FaCT 燃料製造施設の建設費の内訳

## 4. 高速増殖炉サイクルシステム概念

### 4.1 高速増殖炉システム概念

#### 4.1.1 全体概要

JSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor)は先進ループ型ナトリウム冷却高速増殖炉であり、燃料は MOX 燃料である。図 4.1-1 に 150 万 kWe 実用炉の概念図を、表 4.1-1 に主要仕様を示す。JSFR には安全性、信頼性、経済性を向上させるためにいくつかの革新技術を導入しており、その概要は次項の各設備設計の考え方に示すとおりである。

#### 4.1.2 各設備設計の考え方

##### (1) 炉心・燃料

炉心及び燃料の設計は、高燃焼度(炉心平均の取出燃焼度 150GWd/t 程度)及び高炉心出口温度(550℃程度)に対応した出力 1500MWe の大型炉心設計であり、増殖比 1.1 程度の低増殖炉心と増殖比 1.2 程度の高増殖炉心が炉心燃料集合体の交換のみで実現可能な互換性を有した構造としている。さらに、低増殖炉心の径方向ブランケット燃料集合体を遮へい体に置き換えることで増殖比 1.03 の炉心として FBR の平衡期に対応することが可能な設計であり、4 バッチの燃料交換により、ブランケットを含めた全炉心の取出平均燃焼度は 89GWd/t(高増殖炉心:60GWd/t)、運転サイクル長は 26 ヶ月(高増殖炉心:21 ヶ月)である。

低増殖炉心の炉心長は 1m(高増殖炉心:0.75m)で、上下にそれぞれ 0.2m/0.2m(高増殖炉心:0.4m/0.5m)の軸方向ブランケットを有する燃料構成としている。燃料集合体は 255 本(高増殖炉心:315 本)の燃料ピンから構成されており、六角形の一つの角部分に燃料棒 16 本分に相当する菱形の空間領域を有する内部ダクトが設けられた内部ダクト付燃料集合体としている。また、炉心の構成は、各々288 体及び 274 体の内側炉心及び外側炉心の 2 領域構成とし、その外側に各々1層(100 体程度)の径方向ブランケット集合体、ステンレス鋼遮へい体及び水素化ジルコニウム(Zr-H)遮へい体を順に配置したものである。さらに、制御棒は、主炉停止系及び後備炉停止系に分け、各々40 体及び17 体を適切に分散配置してある。

安全上重要なボイド反応度は 5.2\$(高増殖炉心:4.2\$)であり、設計上の制限である 6\$程度以下の値としている。また、被覆管最高温度(肉厚中心)は熱流力設計に基づいて 700℃以下となるよう設計している。

##### (2) 安全設計

JSFR の設計では、深層防護の考え方に基づいて「止める」・「冷やす」・「閉じ込める」の安全機能に対して設備概念を具体化している。その安全設計の基本的枠組みを図示したものが図 4.1-2 である。安全性向上の観点から、シビアアクシデントに対する安全設計を強化している。具体的には、ATWS 事象に対する受動的炉停止系として、後備炉停止系の切り離し部に自己作動型炉停止機構(SASS)を設け、仮に安全保護系信号の不作動により原子炉停止(スクラム)に失敗するような事態を仮定しても、冷却材温度上昇によって受動的に後備炉停止系の制御棒が落下し、大規模な炉心損傷に至ることを確実に防止することで安全性向上を狙っている。また、炉心損傷の防止能力の向上に加えて、影響緩和対策として炉心損傷時の再臨界及び即発臨界に至らない設計としている。すなわち、炉心設計に対

しては、正のボイド反応度や燃料ピン長を制限するとともに、熔融燃料の炉心外への流出を促進する内部ダクトを全ての燃料集合体に設けることとしている。これらの再臨界回避方策に加え、炉心損傷の熱的影響を炉容器内で確実に収納するためにデブリの長期安定冷却を可能とする多段受け皿の設計を進めている。なお、再臨界回避対策を採用することで、原子炉容器内から上部プラグ部を通じてナトリウムを噴出させるような機械的エネルギーの発生が防止できることにより格納容器内へのナトリウム燃焼に伴う機械的負荷要因がなくなり、格納容器容積を大幅に削減、簡素化することができ経済性向上にも寄与している。

### (3) 原子炉構造

原子炉構造は、物量及び建屋容積の低減を図るため炉容器径の低減を追求している。このため、切込(スリット)付きの炉心上部機構(UIS)と伸縮アーム方式の燃料交換機(FHM)を採用し、燃料交換機のアームがUISのスリット内を出入りすることにより、燃料交換時にUISを炉心上から大きく待避させる必要のない概念としている。また、ホットベッセル概念を追求することでコールドベッセル概念の場合に必要な複雑な炉壁冷却流路を簡素化し、シンプルな炉容器構造とすることで炉容器径を低減している。コンパクト化に伴い炉内を流れる冷却材の速度が速く、複雑になるため、液面からのカバーガス巻き込みやホットレグ吸込部におけるキャビテーションを伴う液中渦の発生を抑止するため、ディッププレートやフローガイドなどの設計対策により炉内流動の適正化を図っている。原子炉容器の液面近傍部では、軸方向温度勾配のため熱応力が生じるが、ナトリウムダム構造の採用により、液面の移動をおさえるとともに、熱応力の低減を図っているため、信頼性の高いリング鍛鋼品もしくは長手方向溶接継手を有する板継ぎ構造のどちらを採用しても、構造健全性を確保可能である。

### (4) 主冷却系

3 ループ以上のシステムでは、1 ループあたりの熱交換器の容量や配管径は小さく、この観点で製作は比較的容易ではあるが、プラント全体として機器の基数が増え、また配管の引き回しが複雑になり、原子炉建屋容積が増加する。このため、JSFRでは大幅な物量削減が可能な、2 ループシステム構成を指向している。2 ループにおいては、1 次系ポンプ軸固着事象での炉心流量低下が大きくなるが、これに伴う燃料被覆管の温度上昇は、その制限値を超えることはなく安全設計は成立している。本 2 ループシステムは、大口径薄肉のナトリウム主配管、超音波式ナトリウム流量計測系及び2重配管構造の新技术から構成されている。ナトリウム主配管については、熱膨張率が低く高温強度の高い改良 9Cr-1Mo 鋼製を採用することで、熱膨張対策としての配管引き廻しを最小限とし、また熱交換器の伝熱性能向上のため、配管内部は高速でナトリウムが流れる設計としている。主配管のコールドレグ側にはナトリウム流量計が設置されるが、改良 9Cr-1Mo 鋼は強磁性体であることから、従来技術である電磁流量計は使用できない。このため大口径の磁性体配管に適合する超音波式流量計を採用している。ナトリウム漏えい対策の強化として、主配管の外側に外管またはエンクロージャーを設置する2重配管構成とし、万一のナトリウム漏えい時の影響範囲を限定し、且つレーザー励起式ナトリウム漏えい検出計及びナトリウム液位計により早期に漏えいを検知することで、安全性を更に向上させている。

### (5) ポンプ組込型中間熱交換器

ポンプ組込型中間熱交換器は、IHX の中央部分に 1 次冷却系ナトリウムを循環させるための機械式ポンプを組込む形状の合体機器である。これにより、容器の削減、IHX と 1 次主循環ポンプを繋ぐミドルレグ配管の削減、機器配置スペースの削減による格納容器縮小化を図る。また、従来型の IHX は溶接一体型構造を取るために伝熱管及び管板部への容易なアクセスが可能な構造とすることは難しいが、ポンプ組込型 IHX の場合はポンプ単体が引き抜ける構造とし IHX の下部管板へのアクセスルートを確保することにより IHX 保守性を向上させる。さらに、ミドルレグ配管の削除は、主配管の保守性を向上させることにも効果がある。

### (6) 蒸気発生器

単純構造で大型化が可能な直管構造とし、伝熱管本数を増加(8000 本程度)して単基出力を大型化するとともに、熱効率向上のため長尺伝熱管(有効伝熱長 29m)を採用する。万一、水リークが発生した場合でもナトリウム-水反応の影響範囲を限定化し、大規模破損にいたる可能性を低く抑えること、及び水リーク事故経験後の補修(施栓)範囲を少なくし、SG の再使用性を確保することを目的として、伝熱管には、改良 9Cr 鋼伝熱管の外周にナトリウムで満たされたギャップを挟みオーステナイト系鋼のウェステージ防護管を設置する防護管付伝熱管を採用し、長尺密着 2 重伝熱管は実用炉に向けた将来的な技術として工業的実現性が得られた際に採用する。また、単基出力を 75 万 kWe まで増大させ、スケールメリットを利用することにより建設コストの低減を指向するが、管板用厚肉鍛鋼品の製作設備の開発・投資リスクを低減することが適切であり、1 基/ループを採用し、2 分割 SG は将来の大型鍛鋼品製造設備への投資リスクに対応するためのフォールバックオプションとする。

### (7) 崩壊熱除去システム

崩壊熱除去系は、従来よりも、自然循環による崩壊熱除去の適用範囲を拡げ、手動トリップ及び外部電源喪失等を含む多く事象に自然循環除熱を適用する完全自然循環方式を採用している。空気冷却器に複数の駆動方式の異なるダンパを設ける等の多重化を行うことにより、崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)の発生頻度を  $10^{-7}$ /炉年以下に抑制し、信頼性向上を追求している。また、完全自然循環とすることによって、安全系としての動的機器が削減されることから、非常用電源の大幅な削減が可能となり、経済性を高めることができる。直接炉心冷却系(DRACS)と 1 次系共用型補助炉心冷却系(PRACS)2 系統の組合せにすることにより、自然循環除熱に適した系統構成を追求している。原子炉トリップ後の崩壊熱除去は、DRACS は補助的役割とし、1 次系自然循環に優れた PRACS を主体として除熱できる容量を設定した。具体的には、DRACS とともに、原子炉トリップ後 3 時間程度で温態停止状態へ移行できる容量として設定した。一方、DRACS については、必要最小限の除熱容量とし、1 次冷却系全系統がサイフォンブレイクした場合に対応できる容量を設定した。

### (8) 燃料取扱いシステム

燃料取扱設備は燃料集合体寸法、燃焼度、崩壊熱の増加への対応、MA 含有燃料の取扱いを考慮した上でシステム簡素化、燃料交換時間短縮、廃棄物低減を目指した概念としている。主要な設備として燃料交換機(コンパクト化原子炉構造で記載)、炉内中継槽、燃料出入機、炉外燃料貯蔵設備、燃料

昇降機、水プール貯蔵設備、新燃料受入設備等で構成する(図 4.1-3 参照)。燃料交換時間中の燃料出入機による移送は 2 体の燃料集合体を同時に移送可能な 2 燃料集合体輸送ポットにより行う。ポット輸送時は通常冷却は行わないが移送系故障時にはガス冷却及びポット表面からの輻射伝熱を利用した間接冷却により冷却性を確保する。原子炉容器から取り出された使用済燃料は炉外燃料貯蔵設備において約 1 運転サイクル貯蔵する。減衰後は炉外燃料貯蔵設備から水プール貯蔵へ燃料出入機のガス冷却で移送する。燃料集合体に残留したナトリウムの除去は炉外燃料貯蔵設備の案内管におけるガスブローによる乾式洗浄により実施し、水プール貯蔵設備入口に設置された燃料昇降装置において蒸気を含んだアルゴンガスによりナトリウム不活性化を行った後に水プールに浸漬し貯蔵を行う。新燃料輸送キャスク及び新燃料受入設備は MA 含有を考慮した遮へい及び除熱を考慮した設計を採用し、新燃料受入設備で受け入れた燃料は予熱後に炉外燃料貯蔵設備に貯蔵することとする。

### (9) 格納容器

JSFR では、炉容器にガードベッセルを設け、ナトリウム配管に外管を設けることで、機器はナトリウムに対して 2 重の閉じ込め機能を有する設計としており、設計基準をこえる仮想的な炉心損傷事象を仮定しても再臨界を回避する設計対策を講じることで、格納容器内へのナトリウム噴出を伴う機械的エネルギー発生を防止すると共に、炉容器内での事象終息を図っている。これらの対策により、格納容器内でのナトリウム燃焼を排除することが出来るため、軽水炉に比べ設計圧力を低く設定することができる。このため、JSFR では格納容器を矩形にすることで容積を最適化し、これによる小型化を図ることと工期短縮による経済性の向上をねらって、格納容器に矩形 SC 構造を採用している。SC 造は、2 枚の鋼板の間にコンクリートを充填する構造で、鋼板とコンクリートはスタッド鋼材等で結合され、必要に応じて隔壁鋼板やタイバー(鋼棒)で補強される。SC 造は、鋼製部分を予め工場で作成した後に現地へ搬入しコンクリートを流し込むため、従来の鉄筋コンクリート構造で必要であった配筋や型枠作業が要らず、建設工期を大幅に短縮できるので、経済性向上に効果があるとともに、工場製作により品質の向上が期待できる。建設に際しては、鋼製部分を大型のユニットで作成し現地搬入することにより建設工期の短縮をねらう大型ユニット工法を想定し、経済性を追求している。

### (10) 免震システム

高速炉の原子炉容器は、低圧・高温のため薄肉構造となっており、耐震性向上のための板厚の増大は熱応力の増加を招く。そのため、免震システムを採用して作用する地震荷重を低減させることとした。一方、地震条件は中越沖地震を考慮した結果、検討当初から比べて大幅に増大し、既往の上下周波数が 14Hz の免震システムでは原子炉容器の耐震評価が成立しなくなった。そこで、既往の免震システムの技術の延長線上で性能を更に向上させた「高速炉用免震システム」を検討した。この高速炉用免震システムは、単層厚さ約 30mm の厚肉積層ゴム 330 基及びオイルダンパ 528 基で構成されており、上下方向の周波数を既存の 14Hz から 8Hz へ長周期化する。特に上下方向の入力地震荷重の低減を狙ったシステムである。この高速炉用免震システムを採用したときの原子炉容器据付位置の床応答スペクトルは既往の免震システムと比較して、原子炉容器の固有周期帯で、水平方向の地震動による加速度が 75%、上下方向の地震動による加速度が 40%と大きな低減が可能である。またこれらの性能を満たす厚肉積層ゴム及びオイルダンパの配置性及び指針基準類の適用性について設計成立が見込まれ、製作性及び運転保守性も確保できる。

表 4.1-1 JSFR 実用炉の主要仕様

項目	仕様
出力	熱出力: 3,530MW <sub>t</sub> 、電気出力: 1,500MWe
ループ数	2
1次冷却材温度	炉容器出口: 550℃、炉容器入口: 395℃
2次冷却材温度	IHX出口: 520℃、IHX入口: 395℃
主蒸気温度/圧力	495℃、18.7MPa
給水温度	240℃
熱効率	約42%
燃料タイプ	TRU-MOX
増殖比	1.03~1.2
運転サイクル期間	26ヶ月(高増殖炉心: 21か月)

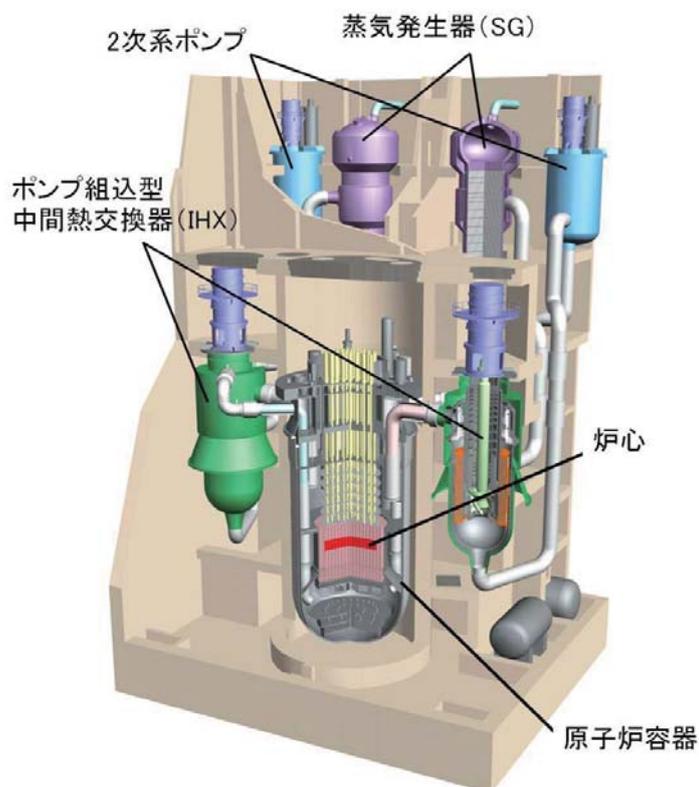


図 4.1-1 JSFR の概念図

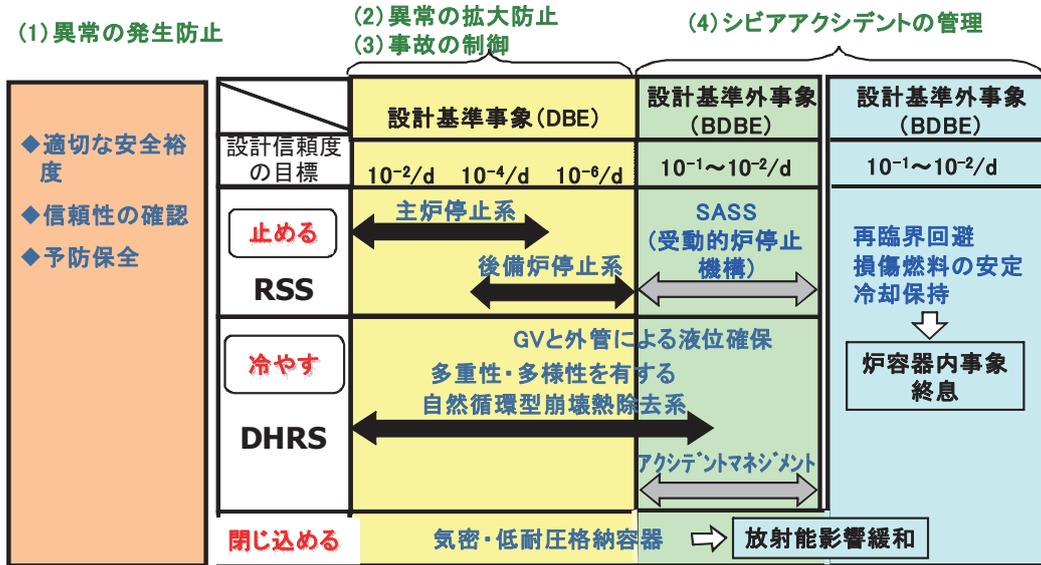


図 4.1-2 JSFR における安全設計の基本的枠組み

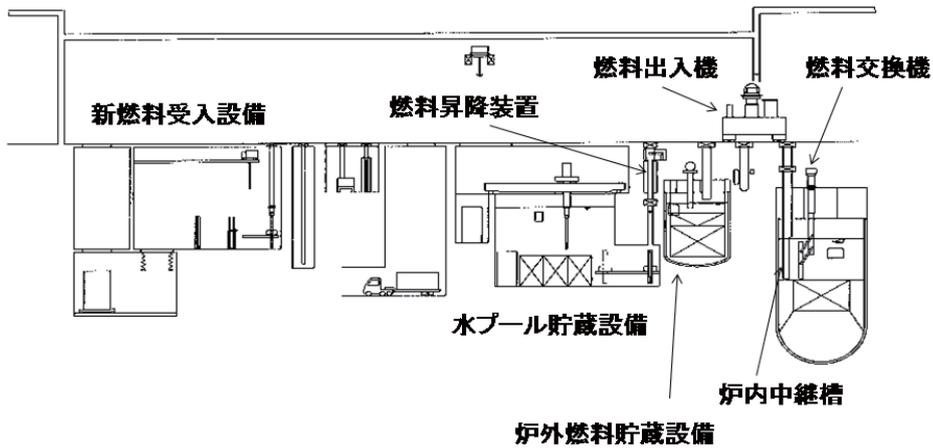


図 4.1-3 簡素化燃料取扱いシステム概念図

## 4.2 高速増殖炉使用済燃料再処理システム概念

### (1) システム概念検討にあたっての前提

再処理システム概念の検討においては、前述した 6 つの革新技術を組み合わせた先進湿式法再処理技術を適用し、150 万 kWe 級ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX 燃料)から発生する使用済燃料を年間 200tHM 処理可能な FBR 使用済燃料再処理専用の単独プラントを想定した。これは、増殖比 1.1 の FBR であれば約 14 基分の使用済燃料を再処理できる規模である。

再処理により回収されたウラン、プルトニウム及び MA は、燃料製造システムに払い出して新燃料(炉心燃料及びブランケット燃料)に再加工する。燃料製造技術には後述する簡素化ペレット法を適用するため、ウラン溶液及びプルトニウム富化度最終調整前のウラン-プルトニウム-MA 溶液を再処理システムから燃料製造システムに供給する。再処理により発生する放射性廃棄物については、高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)、TRU 廃棄物、高  $\beta\gamma$  廃棄物、低レベル廃棄物に区分し、それぞれ貯蔵・処分可能な廃棄体に処理してから処分場へ払い出す。

なお、先進湿式法の晶析技術及びウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括回収技術に相当する機能をコプロセス法(低除染プロセス)に代替した場合の影響検討も実施した。

### (2) 高速増殖炉使用済燃料再処理システム概念

上記の前提に基づき検討されたシステムの概念(プラントの全体配置及び主工程建屋内の主要機器配置)を図 4.2-1 に示す。以下にその特徴を詳述する。

FBR より輸送された使用済燃料は使用済燃料受入貯蔵設備にて受け入れる。使用済燃料を処理する場合には受入貯蔵設備より 1 体ずつ解体設備に移送し、機械式解体技術により集合体の解体を行う(機械式解体技術を適用)。解体後のラップ管等構造材は容器に収納して廃棄体とし、取り出された燃料ピン束は集合体 1 体分をまとめてせん断機にてせん断処理する。この際、後工程の溶解工程にて晶析法に適した高濃度の溶解液(500gHM/L)を得るために 1cm 程度の短尺長さでせん断して溶解槽に送る(短尺せん断技術を適用)。なお、FBR 燃料ピン中にある炉心燃料部と同じ程度の長さのガスプレナム部については、せん断時に溶解槽とは別に設置するプレナム洗浄槽に払い出して洗浄処理する。せん断燃料の溶解は回転ドラム型の連続溶解槽にて行うが、現状見通せる機器処理能力の観点から 2 系列とした(高効率溶解技術を適用)。溶解後のハル及びプレナムは圧縮減容処理を行い固体廃棄物とする。

得られた高濃度溶解液はよう素追い出し後に清澄設備に送り、遠心清澄機にて不溶解残渣を除去する。不溶解残渣中に含まれる可能性のあるウラン及びプルトニウムは電解溶解により追加溶解を行いウラン及びプルトニウムを回収した後、残った残渣をフィルターで捕集して固体廃棄物とする。清澄後の高濃度溶解液は入量計量後に晶析設備に送り、溶解液を冷却することにより所定量のウランを硝酸ウラン結晶として析出させて溶解液から分離・回収する(ウラン晶析技術を適用)。このための装置としては溶解液の冷却・結晶分離・母液払出操作が連続的に行える回転キルン型晶析装置を使用する。晶析設備で分離するウランの割合は母液(ウラン結晶分離後に残った溶解液)のプルトニウム富化度が新燃料製造に適したものになるように設定する。得られたウラン結晶は結晶精製処理後に再溶解してそのまま製品として燃料製造システムに払い出す。母液は抽出設備に送られて、TBP を抽出剤として使用する溶媒抽出法(ウラン-プルトニウム-ネプツニウム一括抽出技術を適用)によりウラン-プルトニウム-ネプ

ツニウムを回収する。なお、抽出設備ではプレナムの洗浄液や清澄後に電解溶解して得られたウラン、プルトニウムを含む溶液も処理するため、これらを母液と混合して取り扱う。抽出には短時間で処理ができ溶媒の劣化を低減することが可能で、装置寸法が小さな遠心抽出器を多段に連結したシステムを用いる。得られたウラン-プルトニウム-ネプツニウム溶液は濃縮処理をして燃料製造に適した濃度に調整する。抽出設備で使用した溶媒については、劣化溶媒や不純物を水や窒素酸化物に分解可能なソルトフリー洗浄試薬を用いて洗浄し、再利用する(廃液二極化技術を適用)。一方、ウラン-プルトニウム-ネプツニウムを分離する際に発生する HLLW には FP 以外にアメリシウムやキュリウムが含まれるため、これらを回収するために MA 回収設備に送る。MA 回収は抽出クロマトグラフィ法で行い、抽出剤を含浸させたシリカ吸着材を充填した塔を用いる(MA 回収技術を適用)。抽出剤は 2 種類利用し、まず第 1 分離塔において HLLW 中のアメリシウム、キュリウムを分離回収し、さらに第 2 分離塔においてこのアメリシウム-キュリウム溶液に同伴している一部の FP を除去する。第 1 分離塔用の抽出剤には当初、CMPO を想定し、TODGA に変更した場合も併せて検討した。第 2 分離塔用の抽出剤には R-BTP を想定した。得られたアメリシウム-キュリウム溶液は、抽出後に濃縮したウラン-プルトニウム-ネプツニウム溶液と混合してから燃料製造システムに払い出す。

アメリシウム-キュリウム回収後の HLLW は濃縮処理後にガラス固化する。また、各工程から発生する廃液は放射能レベルに応じて多段の濃縮処理を行い、最終的に HLLW、回収酸、極低放射性廃液の 3 種類を得る。回収酸は試薬として再利用され、極低放射性廃液は放射性物質の濃度等を確認した後海洋放出する。

これらの多種多様な設備を含む施設を安定的に操業するため、各設備のプロセス・機器の特徴や腐食環境、内蔵する放射性物質の量に応じて最適と考えられる保守方式を組み合わせるとともに、保守を円滑に行えるように建屋内に各設備を配置した。機械的な装置類が多いために保守頻度が高く、また大型の部品の保守が必要な解体・せん断・溶解・清澄設備は遠隔保守可能なセルに配置した。晶析設備は前後工程と異なる低温プロセスであり、機械的な装置類で構成されるため専用のセルとして雰囲気管理(露点管理)・遠隔保守可能なようにした。多数の駆動部を備える遠心抽出器は駆動部の耐放射線を考慮して軸受を含む駆動部をセル外に配置し、これを直接保守可能な構造及び配置とした。蒸発缶類に関しては腐食環境が厳しいため施設寿命に比べて装置寿命が短いことが想定される。さらに、これらを設置するセルは放射能レベルが高いために短期間での交換・補修が難しいこと及び機器が大型であることから、予備セルを設けて交換の必要性が生じたときに予備機を設置することとし、これにより施設稼働率に影響を与えないようにした。

施設の建屋構成に関しては、先行軽水炉再処理施設の建屋構成を参考に、取り扱う核物質の性状・量と設備の機能に合わせて個別の建屋に分割して配置する機能別建屋方式(図 4.2-1 の右上にある施設全景参照)と、一部の建屋をまとめて配置する一体型建屋方式について検討を行った。機能別建屋方式では一体型建屋方式に比べて、建築面積が小さい複数の建屋の建設を同時並行で進められることから建設工期を短縮可能という利点が認められた。なお、この方式によれば廃棄物貯蔵設備拡張への対応性も高くなるという利点があると考えられる。建屋費はほぼ同等であるが、一体型建屋方式の方が若干有利であることが認められた。

FS フェーズ II におけるシステム概念検討結果と今回検討結果の相違としては、FaCT プロジェクトフェーズ I の 5 年間に得られた R&D 成果に基づく変更・対応、及び先行軽水炉再処理施設等の知

見を踏まえたプラント概念の改善に基づくものがある。前者に起因する主たる変更点としては、晶析・抽出・MA 回収各設備における除染係数・ウランや TRU の回収率の見直し、晶析法に適した高濃度溶解液の取扱方法の具体化(移送時の硝酸ウラニル結晶析出防止対策の採用、晶析装置における冷却能力の増強等)、最新の MA 回収フローシート適用により増加した廃液を処理するための廃液処理設備容量の増加などがある。後者に関しては、前述したように、大型セル保守方式から個別セル保守方式への変更、建屋方式の検討等がある。

一方、先進湿式法の代替技術としたコプロセッシング法(低除染プロセス)は、晶析によるウラン粗分離を行わず、使用済燃料溶解液からのウラン-プルトニウム-ネプツニウムの分離を、全て溶媒抽出法で行う技術である。この際、新燃料製造時に必要となるプルトニウム富化度を満足する程度にプルトニウムとウランを混合分離した後、残ったウランの回収を行う。

コプロセッシング法を先進湿式法と比較した場合の特徴としては、晶析工程が不要となることに加え、ウランとプルトニウムの部分的分離には晶析工程で必要としたような高濃度の溶解液は必ずしも必要でないため高濃度溶解技術及びそのための短尺せん断技術も不要となる。一方で、抽出工程においてウランとプルトニウムの分配(混合分離)後のウラン回収を行うための抽出器が新たに必要となることに加え、抽出工程で得られるウラン溶液の濃度が低いためにウラン濃縮設備が必要となる。またプラントで扱う溶液の量が全体的に増加するため、抽出器等の大型化が必要となるとともに、廃液発生量が増加することになる。

#### 参考文献

- 4.2-1) 日本原子力発電株式会社 “平成 21 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業「燃料集合体及び燃料ピンせん断技術の開発」 成果報告書 平成 21 年 3 月”(2009)



### 4.3 高速増殖炉燃料製造システム概念

#### 4.3.1 全体概要

燃料製造システムの主概念として選定した簡素化ペレット法燃料製造システムは、先進湿式再処理製品である低除染かつ MA 含有の Pu 富化度調整済み溶液及び低除染の回収ウラン溶液を原料物質とし、MOX 粉末に転換し、ペレットに成型した後、被覆管に充填し燃料集合体に組上げる燃料製造システムである。

施設の全体概要を表 4.3-1 に示す。3.3.3 節に記載のとおり、従来の FS フェーズ II 施設概念が大型セル方式で複数工程設備は同一セルに配置したのに対し、FaCT プロジェクトフェーズ I の施設概念をより実現性の高い小型セル方式を採用した。施設の年間製造能力は、炉心燃料集合体及び径方向ブランケット燃料集合体を合わせて 200tHM である。運転条件は、定期検査等の計画停止期間を除く年間運転可能日数 250 日に対し設備不良等の復旧期間を 50 日と想定(施設稼働率 80%)し、実効のフル操業期間を 200 日と設定した。

#### 4.3.2 各設備・施設設計の考え方

FS フェーズ II の設計では、主要機器の主工程設備の取扱量を大きくするために設備の臨界管理方式は形状管理を主とし、また、複数工程を1つのセル内に配置し保守用設備が共用できる大型セル方式とした。更に、溶液でのプルトニウム富化度調整等の簡素化ペレット法の特徴である再処理との連携に配慮して、建屋配置は再処理と燃料製造の一体建屋構造をリファレンスとした。いずれも合理性を追求した概念であるが、異常時や保守時を考慮した形状管理設備の導入について開発課題が存在する。また、再処理、燃料製造の一体建屋についても、施設の大型化に伴う耐震性確保の複雑化等の新たな課題も考えられる。

FaCT プロジェクトフェーズ I の概念設計研究においては、FS フェーズ II 概念を修正し、より実現性の高い設備と施設構造で構成する施設設計とした。設備は、従来実績のある円環槽の原料溶液受入貯槽及びマイクロ波脱硝容器を除いて質量管理とし、セル内配置は臨界管理ユニットをセル壁やシャッターによって隔離した小型セル方式を採用することとした。建屋は機能別独立建屋を採用概念とした。

主工程は以下の工程からなる。

**Pu 富化度調整:** 再処理から受け入れた TRU 溶液と U 溶液を混合し、所定の Pu 富化度に調整する工程である。

**脱硝・造粒工程:** Pu 富化度調整済み溶液をマイクロ波加熱脱硝・焙焼・還元によって MOX に転換した後、これを粉砕し転動造粒法により造粒粉とする工程である。

**バッチ拡大混合:** 脱硝・造粒の複数バッチを混合し、粉末の組成を平均化してバッチサイズを拡大する工程である。

**成型:** MOX 粉末を成型し、成型体を得る工程である。

**焼結・O/M 調整:** 成型ペレットを還元雰囲気中で熱処理することで焼結した後、更に酸素ポテンシャルを下げた還元雰囲気中で加熱し O/M 比を 1.97 以下まで低下させる工程である。

**ペレット検査:** ペレットの外観、寸法形状及び密度の検査を行う工程である。

**燃料要素加工:** 炉心燃料ペレット及びブランケットペレットを整列して所定の長さのスタックを構成し、これを被覆管に装填し端栓を溶接して密封する工程である。ODS 被覆管及び端栓の溶接法として加

圧抵抗溶接を採用し、溶接部の研削、汚染検査、熱処理を行う。

**燃料要素検査:** 超音波探傷法による溶接部検査、Heリーク試験、X線検査等を行う。

**ワイヤ巻付け:** 被覆管にワイヤスペーサを巻き付ける工程である。

**集合体組立・検査:** 燃料要素を整列してバンドルを構成しラップ管に挿入して燃料集合体に組み立てる。

2010年9月時点での概念設計における主工程設備の概要を表4.3-1に示すとともに、FSフェーズIIからの主な変更点を以下に述べる。結果として、小型セル方式は保守セルを工程セルに隣接して複数個設置する必要があるため、保守設備数が増大した。保守設備の統合による合理化を、2010年度的设计研究において検討している。

### (1) 溶液受け入れ設備及びプルトニウム富化度調整設備

FSフェーズIIでは再処理側でプルトニウム富化度調整する設計としていたものを、燃料製造側で行う設計に変更した。

溶液受け入れ設備は再処理からU溶液及びTRU溶液を受入れる。TRU溶液貯槽は、臨界防止のため円環槽としている。FSフェーズIIにおいては、7日分の容量をもち、2系列を受入れ用と払出し用に交互に切り替える設計としていたが、大型貯槽の製作性を考慮して1基の容量を2.5日分とし、均一化及び分析のための待ち時間を考慮して、3系列を順次切り替える設計とした。再処理からの溶液受け入れ頻度は、U溶液、TRU溶液ともにそれぞれ1日2回とした。

Pu富化度調整設備は2.5日分を1ロットとし、内側炉心燃料用及び外側炉心燃料用のそれぞれについて3系列とし、混合、分析、脱硝工程への供給を順次切り替える設計とした。

溶液受け入れ設備は、FSフェーズIIの溶液受け入れ槽3種類×2系列から溶液受け入れ槽2種類×3系列及び富化度調整槽2種類×3系列へと、合計基数は増加したものの各貯槽は小型化している。

### (2) 脱硝造粒設備

脱硝・転換・造粒一元処理技術を採用して造粒設備を付加し、脱硝、焙焼、還元、粉碎、造粒を同一容器で処理する設計とした。量産性を確保するためバッチサイズを5kgHMとし、突沸を防ぐために大型の浅皿型容器を採用し、その結果設備寸法が大型化した。また、造粒粉を整粒機にかけて粗大顆粒を破碎し、適切な粒径範囲の粉末を得る設計とした。さらに180kgHMを1バッチとするバッチ拡大混合を行うことで、品質管理分析の頻度を抑える設計とした。

### (3) 成型設備

成型にはFSフェーズII設計に引き続きダイ潤滑成型技術を採用した。セルでの遠隔保守を考慮した設備構造とした。

### (4) 焼結・O/M調整設備

FSフェーズIIでは形状管理による連続焼結炉及び大型のバッチ式O/M調整炉の組合せとしていたが、FaCTプロジェクトでは、臨界管理形状の担保の困難性を勘案して質量管理を採用し、グリーンペレットへの潤滑剤付着を考慮して含水率5%での臨界評価に基づき、バッチサイズを30kgHMとし

た。雰囲気切り替えによって焼結に引き続いて O/M 調整を行う設計とし、焼結後の降温及び O/M 調整のための再昇温を省き、全体の処理時間を短縮した。設備数は内側炉心用及び外側炉心用にそれぞれ 13 基ずつとなった。FS フェーズ II 設計に比べて設備数は多くなったが、設備が大幅に小型化されたこと、バッチ構成するためのバッファエリアも小さくて済むことから、設備の配置スペースは FS フェーズ II 設計と同程度となった。ブランケットペレットに対しては O/M 調整が不要であることと核的制限値が十分大きいことから、連続焼結炉を採用した。

#### (5) 燃料ピン加工設備～集合体組立設備

燃料ピン加工以降集合体組み立て、貯蔵設備に至る設備構成は FS フェーズ II と同様で表 4.3-1 に示すとおりである。

#### (6) リワーク設備

FS フェーズ II ではスクラップは硝酸で溶解するプロセスとしていたが、FaCT プロジェクトでは、未焼結の MOX 粉に対しては、銀(II)イオンの酸化力を利用した銀溶解法を採用した。スクラップのうち未焼結 MOX 粉の占める割合は小さいが、銀溶解法の処理容量も小さく多系列化する必要があった。

#### (7) 保守補修設備

設備を遠隔操作で容易にモジュールに分割できる構造とし、工程セル内では故障モジュールの交換によって製造ラインの速やかな復旧を図り、時間のかかる故障モジュールの修理は保守エリアで行う、という遠隔保守の基本概念は FS フェーズ II と同じである。ただし、FS フェーズ II 設計では大型のセルに一連の製造設備を配置することで遠隔保守用のハンドリング装置及び搬送装置の共用を図ったのに対し、原則として設備毎にセルを分けた FaCT プロジェクトにおける設計では、セルごとにハンドリング装置及び搬送装置が必要となった。

#### (8) 燃料発熱対応

溶液から燃料集合体にいたるまでの各工程で自然冷却による冷却を図るものとし、自然冷却のみでは十分な冷却効果が得られない、焼結・O/M 調整設備、ペレット貯蔵設備、集合体組立設備及び集合体貯蔵設備については、冷却空気による強制冷却によって燃料を冷却する設計とした。強制冷却のための風量が通常の換気風量に加算されるものとし、給排気設備の設置面積の増加として建設費に反映したが、冷却風量による建設費の増加分は全建設費の 0.5%程度であった。

表 4.3-1 燃料製造設備の概念

工 程	設備能力	設備系列数	備 考
溶液受入	TRU溶液用3,700リットル U溶液用4,600リットル	8 (U溶液用4、TRU溶液用4)	貯蔵容量は燃料製造2.5日分に相当
富化度調整	貯蔵容量2,900リットル	6	燃料製造2.5日分に相当
脱硝	5kgHM/バッチ 1h/バッチ	10	大径の浅皿型脱硝容器を採用。 脱硝容器を移送、共用し、脱硝・焙焼・還元の3ステージで同時処理。 還元ステージは2バッチ分を一括して2時間で処理。
造粒	5kgHM/バッチ 1h/バッチ	10	水を結合剤とした転動造粒。
バッチ拡大混合	180kgHM/バッチ	4	造粒粉180kgHM(脱硝・造粒36バッチ分)を混合
成型	12連パンチ、7.5サイクル/分	4	ダイ潤滑方式のレシプロ式成型機。
焼結・O/M調整	30kgHM/バッチ、30h/バッチ	26	炉心燃料用焼結・O/M調整炉。焼結後に雰囲気 を切り替えて引き続きO/M調整を行う。
	30kgHM/h	2	ブランケット用連続焼結炉
ペレット検査	70,000個/日	4	外観・寸法・重量検査。
燃料要素加工	加圧抵抗溶接 24本同時処理 750本/日	3	自動スタック調整、24本同時ペレット押し込み、端栓 溶接、溶接部外径研削、汚染検査、端栓溶接部熱処 理を実施。
燃料要素検査	溶接検査：超音波探傷法 欠陥検査：Heリーク試験 識別検査：X線検査 750本/日	3	加圧抵抗溶接特有の剥離欠陥を検出するため、超 音波探傷法を利用。
ワイヤ巻付け	750本/日	3	ワイヤ自動巻付け方式
集合体組立検査装置	6本/日	3	横置きでピン束を組立て、ラッパを管挿し起立後ラッ パ管を溶接。

## 5. 高速増殖炉サイクルシステム概念の性能目標に対する達成度評価

### 5.1 性能目標達成度評価の目的

2章で示したように、原子力委員会が提示した性能目標を具体化して定めた FaCT プロジェクトの開発目標/設計要求に対する目標達成度を評価する。

2010年度の評価では、主に2011年3月末時点までの設計の進捗の範囲で、個々の開発目標、設計要求に対する定量的評価結果をもとに総合的に判断し、原子力委員会の性能目標を達成しているかどうかを評価して、設計作業の妥当性を確認する。これにより、必要に応じて今後の検討の方向性を修正し、2015年の概念設計の完成に資する。

また、2010年度の評価結果は、FaCT プロジェクトフェーズII以降の開発目標と設計要求の見直しと今後の研究開発計画策定に活用する。

### 5.2 評価方法と評価結果

#### 5.2.1 評価手法の概要

達成度評価は、安全性及び信頼性、持続可能性(資源有効利用性、環境保全性、廃棄物管理性)、経済性、核不拡散性、軽水炉との共生の各開発目標の観点から、原子炉、再処理、燃料製造、FBR サイクル全体を対象とした評価を実施した。主に2011年3月までの研究開発及び設計検討の成果を基に、設計の進捗により定量化の程度は異なるものの、目標とした設計要求に対する満足度を評価した。

#### 5.2.2 評価対象とした施設

達成度評価の対象とするプラント概念として、FBR とその燃料サイクル施設が本格導入されて FBR サイクルの形が最初に整う頃の姿を想定し、革新技術の採否判断の結果を踏まえた施設概念をリファレンスケースとした。

- ・先進ループ型ナトリウム冷却高速炉の 150 万 kWe ツインプラント概念(NOAK、増殖比 1.1、MA 均質装荷、一部代替技術を採用)
- ・先進湿式法による 200tHM/y の再処理プラント概念(全革新技術を採用)
- ・簡素化ペレット法による 200tHM/y の燃料製造プラント概念(全革新技術を採用)

また、炉システムにおいて、全革新技術の採用に至らず、一部代替技術を採用したことにより、「安全性及び信頼性」と「経済性」の達成度にどの程度の影響を及ぼしたかを評価するため、全ての革新技術を採用したケースとの比較を行った。

燃料サイクルシステムにおいては、代替技術を採用したケースが経済性、廃棄物発生量等の達成度に及ぼす影響を把握するためのパラメータ影響評価も実施した。

更に、FBR サイクルを取り巻く将来の社会環境の変化に対し、システムを柔軟に変更できることを確認するため、増殖比の変化、核不拡散性向上炉心(使用済ブランケット燃料中の Pu 同位体組成を変化させることで、その核不拡散性を向上させることを目指した炉心)の採用等に関するパラメータ影響評価を実施し、経済性等の達成度に及ぼす影響を把握した。

リファレンスケースでは、基本的に全ての開発目標の観点から全施設を対象とした評価を実施し、各種パラメータの影響評価では、その影響が大きく現れると考えられる開発目標と施設を選択して評価を実施した。

### 5.2.3 評価結果の概要

リファレンスケースを対象に、開発目標、設計要求への達成度を確認し、さらに、その結果を総合的に整理して、原子力委員会が提示した性能目標への達成度評価を実施した。FaCT プロジェクトの設計要求である「安全性及び信頼性」、「持続可能性(「環境保全性」、「廃棄物管理性」、「資源有効利用性)」、「経済性」、「核不拡散性」について、表 5.2-1～表 5.2-6 に評価結果の概要をまとめた。さらに原子力委員会の性能目標である「安全性」、「経済性」、「環境影響(FaCT プロジェクトの開発目標では概ね「環境保全性」及び「廃棄物管理性」に対応)、「資源の利用効率」、「核拡散抵抗性」、「軽水炉と高速炉の共生」に対する評価結果概要も表 5.2-1～表 5.2-7 の各々対応する箇所に併せてまとめた。一部、FaCT プロジェクトの開発目標と設計要求に達成度が不十分な項目があったものの、原子力委員会が提示した性能目標を概ね達成していることを確認した。また、今後の研究開発の方向性を示唆する課題や開発目標と設計要求に関する課題を摘出した。原子力委員会の性能目標に対する主な結果は以下のとおりである。

#### (1) 安全性

FBR システムについては、設計基準事象に対し、軽水炉の安全評価指針に準拠した保守的な事象想定による安全評価を実施した。独立 2 系統の急速炉停止系と自然循環崩壊熱除去系により、炉心燃料等健全性判断基準(暫定)を満たす設計であることを確認した。

設計基準を越える多重故障条件となるスクラム失敗事象(ATWS)に対しては、受動的な炉停止機構と自然循環冷却により炉心損傷を防止できる安全評価結果を得た。このような受動的な安全機能による炉心損傷事故の防止対策に加え、影響緩和の観点からの対策も行っている。想定される ATWS から全炉心規模の炉心損傷に至った場合にも、炉心設計におけるボイド反応度や燃料ピン長を制限することと内部ダクト付き燃料集合体を採用することにより、即発臨界の超過や厳しい再臨界に伴う有意な機械的負荷を原子炉容器に与えることなく、原子炉容器内で燃料デブリを受け皿で保持して炉心損傷事故終息を達成する設計とし、その妥当性の確認を進めている。そこでは、主要な事象推移の妥当性を裏付ける実験及び解析データを整備するとともに、安全審査に向けて充足すべき試験データの取得計画を立案した。一方、除熱機能喪失型事象に対しては、1 次主冷却系にガードベッセル及び外管を設けて液位確保の信頼性を高めるとともに、自然循環による崩壊熱除去能力を向上させることで、アクシデントマネージメントの時間余裕を拡大でき、炉心損傷に至る可能性を十分低減できる設計とした。以上により、敷地外緊急時対応が発動されるような事態を回避可能な設計とした。

予備的なリスク評価の結果、内的事象に対する炉心損傷頻度は、1 サイト 10 基を想定しても開発目標値の  $10^{-5}$ /サイト・年を満たしており、目標を達成可能と評価した。また、中越沖地震を踏まえた設計の地震条件に対しても、十分な裕度を有していることから、外的事象についてもリスク目標は達成可能と評価した。

なお、2 重管の代替概念である防護管付伝熱管の採用においては、伝熱管が単管であることから、微少リークから伝熱管 1 本ギロチン破断相当までの初期水リークを想定しておく必要がある。安全側に評価するために、水リークが発生した伝熱管の防護管は従属して破損するもの仮定して、Na/水反応解析を行った。この結果、隣接管の防護管により破損伝播は防止可能であり、蒸気発生器の信頼性は確保できると判断した。

燃料サイクルについては、FS フェーズ II では安全設計・評価を実施したが、FaCT プロジェクトではそのような設計フェーズに至っていない。しかし、FS フェーズ II の設計から安全上有意な設計変更は生じないと考えられ、FS の結果を踏まえると、適切な安全設計が可能であると考えられる。

今後は、燃料サイクル施設における安全性の検討(安全設計、安全評価等)を進めること、実証施設(特に実証炉)についても、実用施設と併せて施設設計/検討の進捗を踏まえて安全性の検討を進めることが必要である。航空機衝突や設計・構造基準等に関する国際的な規制の動向に引き続き留意して検討を進める。

## (2) 経済性

レファレンスケースについて、発電原価を定量的に評価した結果、設計通りの経済性を実現した場合には、約 2.8 円/kWh (NOAK) と評価された。将来の主要なエネルギー技術である軽水炉と比較して、炉の建設単価は幾分高くなる可能性があるものの、最新の国内軽水炉約 25～29 万円/kWe (建中利子含む NOAK コスト相当) に比べ 3～4 割程度低く、さらに軽水炉と共に FBR の建設単価も低減する可能性もあり、良好な経済性を有すると考えられる。また、FBR サイクルの発電原価は、高い熱効率、高燃焼度燃料の採用等の効果により、将来軽水炉の発電原価(発電原価約 2.9 円/kWh)と比較すると同等以下であると判断した。

なお、2 重伝熱管を採用すると、Na 水反応の発生可能性を下げられ、伝熱管破損による計画外停止の可能性を低くすることにより運転費を低減し、ライフサイクルコストの観点から有利になると考えられる。一方、防護管付伝熱管を採用した場合、2 重伝熱管と比較して伝熱管の製作や組合せ加工などの観点で製作単価が低くなることが考えられ、プラント建設費が低くなると考えている。

発電原価は、炉や燃料サイクル施設の設備利用率、また、革新技術の採否判断を保留した燃料サイクルシステムについてどの程度の代替技術が採用されることになるか等により影響を受けることから、以下のような巾をもって評価した。その結果、発電原価は、約 2.8～5.1 円/kWh 程度の範囲に収まると試算され、建設費が 13 万円/kWe を超えたり、ウラン価格が今世紀後半高騰したりすることで更に発電原価が上昇する可能性がある将来軽水炉の経済性と遜色のない範囲にあるものと判断した。

- ① 炉の設備利用率が、94%程度～60%程度まで低下
- ② 燃料製造施設の設備利用率が、炉と連動して 60%程度まで低下
- ③ 再処理施設の設備利用率が、100%(設計値通りに年間 200 日運転した場合)～40%程度まで低下
- ④ さらに、再処理施設については、一部代替技術を採用して、経済性が悪化

上記の他にも、増殖比の変化や核不拡散性向上炉心の採用等による経済性への影響を各々評価しても、発電原価は最大で1割程度の上昇に止まった。

炉の初期投資に関しては、主要系統や配置の簡素化と主要機器コンパクト化により、150 万 kW $\times$ 2 のツインプラントの建設単価(NOAK、利子なし)は約 18 万円/kWe、現地建設工期も約 37～40 ヶ月であった。国内の最新軽水炉の建設単価(利子込)である約 25～29 万円/kWe に比べ、FBR の NOAK 建設単価は 3～4 割程度低くなっている。また、建設工期については、従来施工法で評価した約 46 ヶ月や、現行軽水炉の約 50 ヶ月よりも短縮化されている。以上のことから、経営リスク低減の観点からは遜色ないレベルと判断した。

以上、建設単価では将来の軽水炉に及ばない可能性があるものの FBR は高熱効率、高燃焼度の

達成が可能であることから、経済性の面で将来の軽水炉サイクルと遜色がないものと判断した。

今後、将来の軽水炉に及ばなかった建設費や建設工期については、対応の必要性を含めて対応策を検討する等、引き続き低減努力を実施する。なお、FaCT プロジェクトフェーズ I における「発電原価 2 円/kWh」、「建設単価 12 万円/kWe」、「建設工期 30 ヶ月台前半」等は世界のどの基幹電源に対しても競争力を有することを目指した高い努力目標となっている。どの部分で経済性向上を狙うのが効果的なのか、FBR サイクルの特徴を考慮して目標を設定する必要がある。また、FBR サイクルや競合電源に関する不確実性も踏まえ、開発フェーズを考慮した段階的な目標設定とする必要がある。

### (3) 環境影響

#### ① 放射性廃棄物の発生量

放射性廃棄物に関しては、FBR 及び関連する燃料サイクルから発生する気体状、液体状、固体状廃棄物について、操業時及び廃止時に発生する廃棄物を対象とした。しかし、FaCT プロジェクトフェーズ I においては、炉、燃料サイクルとも、現段階の設計検討の深みを考慮して、全ての形態、全てのレベルの放射性廃棄物の発生量を詳細に評価するよりも、概略評価を行って今後の設計検討の基本的な方向性を見出すことを重視した評価を実施した。

気体状放射性廃棄物と液体状放射性廃棄物に関しては、FaCT プロジェクトの設計が進んでいない部分は FS フェーズ II での評価結果を参照して概算し、その発生量が将来の軽水炉サイクルと同等程度に抑えられると評価した。

固体状放射性廃棄物の発生量に関しては、高レベル放射性廃棄物及び低レベル放射性廃棄物についても、FaCT プロジェクトの設計が進んでいない部分は FS フェーズ II での評価結果や文献情報等を参照して概算した結果、それぞれ約  $3 \times 10^{-10} \text{m}^3/\text{kWh}$  及び約  $2 \times 10^{-8} \text{m}^3/\text{kWh}$  と評価し、将来の軽水炉サイクルを想定した試算値の約  $5 \times 10^{-10} \text{m}^3/\text{kWh}$  及び約  $3 \times 10^{-8} \text{m}^3/\text{kWh}$  と比較して同等あるいはそれ以下に抑えられると評価した。

以上のことから、気体、液体及び固体状放射性廃棄物の発生量が軽水炉技術のそれを超えないと評価した。

しかし、高い努力目標として設定している FaCT プロジェクトフェーズ I の設計要求に従い評価すると、処分形態別に放射性廃棄物を細分化したとき、地層処分相当の低レベル廃棄物等、軽水炉サイクルよりも発生量が多いものもあった。今後、処分形態別に軽水炉サイクルと比較して一律に廃棄物発生量の低減を求めるのではなく、FBR サイクル(原子炉と燃料サイクル施設双方)の特性を考慮した上で、これらの廃棄物発生量低減の可能性に配慮しつつ、設計検討を進める必要がある。同様に高い努力目標を FaCT プロジェクトフェーズ I の設計要求で設定した高レベル廃棄物の発生量についても、FBR サイクル(原子炉と燃料サイクル施設双方)の特性、現状の技術レベルと技術開発に要する期間を考慮して段階的な目標を設定する必要がある。

#### ② マイナーアクチニド(MA)のリサイクル

MA リサイクル(軽水炉使用済燃料から回収した MA も FBR でリサイクルすることを想定し、FBR 装荷時点の含有率は最大 5%程度)を前提として要素技術開発や施設設計を行っている。MA リサイクルの意義を踏まえ、総合的な成立性等に関して環境影響(FaCT プロジェクトでは廃棄物管理性)の

中で評価している。炉心成立性、回収率、発熱対策等の観点から炉心、再処理施設、燃料製造施設、燃料の貯蔵や輸送の検討を実施し、大きな課題がないことを確認した。ただし、MA リサイクルの実現には、今後、比較的長期にわたる関連技術の開発が必要となるため、着実に技術開発を進める必要がある。

MA 回収率をはじめ、MA リサイクルに関連する FaCT プロジェクトフェーズ I の設計要求については、高い努力目標として設定されているものがある。それらの要求については、今後、経済性への影響を含めた総合的な評価を進めて最適化する考え方を示し、目標を設定していく必要がある。

#### (4) 資源の利用効率

将来のプルトニウム需給量に応じて、同一プラントで炉心構成のみを変更することにより、増殖比を 1.03 から 1.2 の範囲で調整可能であることを確認した。

移行期の再処理プラントにおいては、MA 含有率 5%程度(FBR 装荷時点)の使用済燃料を現状の軽水炉サイクルと同等の炉外冷却時間 4 年で取り扱うことが概ね可能と評価した。その結果、炉外サイクル時間を 5 年程度まで短縮でき、(複合システム)倍増時間として 45 年程度を達成できることを確認した。

上記のプラント設計検討で確認した 1.1~1.2 程度の増殖比を想定すると、5 年程度の炉外サイクル時間を達成すれば、我が国における燃料サイクル諸量を評価した結果、FBR の導入が急激に進む可能性がある軽水炉から FBR への移行期の前半においても、燃料原料供給の不足等が生じることなく 60 年~70 年程度で FBR に移行できることを確認した。

以上から、1をある程度超える増殖比を実現し、資源の利用効率を軽水炉サイクルよりも格段に高くできることを確認した。

また、増殖比を 1.1 から1.2 程度まで高め、さらに炉外サイクル時間の短縮による燃料の倍増時間の短縮を通じて、速やかに FBR サイクルを原子力発電体系に導入できることを確認した。

今後は、炉外サイクル時間短縮による施設設計・経済性や FBR 導入への影響等について検討予定である。

#### (5) 核拡散抵抗性

MA リサイクルと先進湿式再処理法の採用により、プルトニウムはウラン及び MA と分離されず混合している状態にある設計とした。また、燃料の(複合システム)倍増時間を短縮すべく、増殖比を 1.2 に変更した場合(複合システム倍増時間は 45 年程度まで短縮)でも、現行の保障措置システムの適用が可能であることを明らかにすると共に、使用済ブランケット燃料の核拡散抵抗性を向上する技術を検討し、炉心の成立性検討やシナリオ評価を通じて狙い通りの向上効果があることを確認した。これらのことから、原子力委員会が性能目標で要求する核拡散抵抗性に関しては、現時点で、適切にプラント設計検討に取り込んでいるものと判断した。

さらに、核拡散抵抗性に対する要求レベルに関しては、国際社会におけるコンセンサスの影響が大きいことから、将来の核燃料サイクルの核拡散抵抗性に関するコンセンサス醸成のための国際的な活動を進めている。これらの活動を継続することにより、将来の FBR サイクルが十分な核拡散抵抗性を有するとの世界的なコンセンサス醸成が期待できる。

なお、大型航空機衝突対策が求められた場合には、炉における耐震条件に適合する範囲での原子炉建屋外壁の壁厚の増加、適切な安全系の機器配置などの付加的な設計対策により、航空機が衝突しても、炉心の健全性を維持するとともに放射性物質の大量放散に至らない防護ができると評価した。

以上の点を確認し、核不拡散、核物質防護に係わる性能目標を満足すると評価した。

今後は、**FBR** サイクルが高い核拡散抵抗性を有するものとして国際的に認容されるため、核不拡散性向上炉心、**MA** リサイクル、低除染燃料等の内在的障壁の効果や導入のあり方等について、引き続き海外との情報や意見の交換を通じて世界的なコンセンサスの構築を図る。更なる倍増時間低減に対する現行の保障措置システムの適用性、大量のプルトニウムを取り扱う実用施設における保障措置、プルトニウムに常にウランやマイナーアクチニドが同伴する燃料サイクル、核不拡散性向上炉心といった核拡散抵抗性関連技術、さらに核物質防護に関連する技術の検討を継続する。

移行期における核拡散抵抗性の確保策としては、保障措置(制度障壁)と、再処理における **Pu** 非単離等の技術(技術障壁)の組み合わせが軸になると考えられるが、さらに内在的な障壁を廃棄物低減等の視点と併せて最適化する考え方を整理し、移行期及び平衡期に適用可能な目標を設定する必要がある。

#### (6) 軽水炉と高速炉の共生

移行期において軽水炉から回収したプルトニウムや **MA** も **FBR** へ装荷(**MA** の含有率は最大 5% 程度)することを想定して炉心燃料(同一プラントにおける炉心構成変更で増殖比を調節可能)、再処理施設、燃料製造施設等の検討を進めており、その成立性を確認した。特に再処理施設に関しては、**FBR** 再処理専用プラントの他に **LF** 共用型の再処理プラントについても検討を開始した。

以上、軽水炉による原子力発電体系から高速炉中心の体系に移行していく状況を踏まえ、軽水炉と高速炉を共存させる燃料サイクルシステムの整備を進めている。

今後は、移行期の燃料サイクルシステムについて、引き続き検討を進める。再処理の要素技術開発、設計検討については、第二再処理(軽水炉ウラン燃料、軽水炉 **MOX** 燃料及び **FBR** 燃料の再処理)全体から見た合理的、効率的な開発が必要である。燃料製造の要素技術開発、設計検討については、**FBR** 燃料の原料が、当面は軽水炉再処理から提供されることを踏まえた開発が必要である。

### 5.2.4 今後の検討事項

#### (1) 今後の研究開発の方向性への反映

安全性及び信頼性に関しては、特に燃料サイクル施設における安全性の検討(安全設計、安全評価等)を、概念検討の進捗に合わせて着実に進めること、実証施設(特に実証炉)についても、実用施設と併せて施設設計/検討の進捗を踏まえて安全性の検討を進める必要がある。

経済性に関しては、特に将来の軽水炉に及ばなかった建設費や建設工期については、対応の必要性を含めて対応策を検討する等、今後とも引き続き低減努力を実施する必要がある。

廃棄物管理性に関しては、処分形態別に放射性廃棄物を細分化したとき、地層処分相当の低レベル廃棄物等、軽水炉サイクルよりも発生量大きいものもあったため、原子炉と燃料サイクル施設双方を考慮した上で、これらの廃棄物発生量低減の可能性に配慮しつつ設計検討を進める必要がある。また、**MA** リサイクルの実現には比較的長期にわたる開発を必要とするため、着実に技術開発を進める

必要がある。

資源有効利用性に関しては、炉外サイクル時間短縮による施設設計や FBR 導入への影響について検討する必要がある。

経済性に関しては、特に将来の軽水炉に及ばなかった建設費や建設工期については、対応の必要性を含めて対応策を検討する等、今後とも引き続き低減努力を実施する必要がある。

核不拡散性に関しては、FBR サイクルが高い核拡散抵抗性を有するものとして国際的に認容されるため、内在的障壁(核不拡散性向上炉心、MA リサイクル、低除染燃料等)の効果や導入のあり方等について、引き続き海外との情報や意見の交換を通じて世界的なコンセンサスの構築を図る必要がある。更なる倍増時間低減に対する現行の保障措置システムの適用性等、実用施設における関連技術の検討を継続する必要がある。

軽水炉との共生に関しては、再処理の要素技術開発、設計検討については、第二再処理(軽水炉ウラン燃料、軽水炉 MOX 燃料及び FBR 燃料の再処理)全体から見た合理的、効率的な開発が必要である。燃料製造の要素技術開発、設計検討については、FBR 燃料の原料が、当面は軽水炉再処理から提供されることを踏まえた開発が必要である。

## (2) 開発目標・設計要求に関する課題

開発目標・設計要求に関しては、今回の評価結果や最新の国際的な動向を反映し、今後の研究開発に向けた確認・見直しを行う必要がある。特に FaCT プロジェクトフェーズ I における設計要求は、FS で絞り込んだ主概念に対してより良い性能を有するシステム概念の構築を目指したため、努力目標として積極的に高い数値を設定したものもあるが、今後の研究開発では、実証炉の建設を視野に入れて、工業的な実現性を加味した現実的な要求値とすることが考えられる。また、炉と燃料サイクルで現時点での開発段階が異なることから、その段階に合致した設計要求を設定すべきと考える。

今回実施した性能目標の達成度評価の結果、見直しを検討する必要があると考えられた主な設計要求とその方向性は以下のとおりである。

- 安全性に関しては、航空機衝突や設計・構造基準等に関する最新の国際的な規制の動向に留意して開発目標や設計要求を見直すこと。
- 廃棄物管理性に関しては、FaCT プロジェクトフェーズ I において、「U、TRU 回収率が 99.9%」、「高レベル廃棄物の発生量が軽水炉サイクルの 5 分の 1」、「低レベル廃棄物の発生量が(処分形態別に)軽水炉サイクルの 2 分の 1」と、高い努力目標を要求したが、FBR サイクルの特性を考慮した設定とする必要があること、また、現状の技術レベルと技術開発に要する期間とを考慮した段階的な目標設定とすること、など。
- 経済性に関しては、「発電原価 2 円/kWh」、「建設単価 12 万円/kWe」、「建設工期 30 ヶ月台前半」等は世界のどの基幹電源に対しても競争力を有することを目指した高い努力目標となっている。どの部分で経済性向上を狙うのが効果的なのか FBR サイクルの特徴を考慮した目標設定とすること、FBR サイクルや競合電源に関する不確実性も踏まえ、開発フェーズを考慮した段階的な目標設定とすること、など。
- 核不拡散性に関しては、核不拡散上のコンセンサスやガイドライン等に関連する国際的な最新の動向を参照し、内在的な障壁を廃棄物低減等の視点と併せて最適化する考え方を整理し、移行

期及び平衡期に適用可能な目標を設定すること、など。

- 実証施設(特に、実証炉)を対象とした開発目標や設計要求を適切に設定すること。

表 5.2-1 達成度評価結果の概要(安全性および信頼性)(1/4)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
炉	<p>SR-1.1 【安全設計の基本原則の遵守】 設計基準事象の範囲内では周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p> <p>SR-1.2 【敷地外緊急時対応が発動されるような事態の実質的な回避防止】</p> <p>SR-1.3 【リスク目標の達成】 (1)炉心損傷頻度：10<sup>-5</sup>/サイト・年以下 (2)格納機能喪失発生頻度：10<sup>-6</sup>/サイト・年以下</p>	<p>2010年達成度評価内容 評価基準に照らして適切な設計をしていることを示す。</p> <p>想定事象を回避、または、終息できる見込みがあることを示す。</p> <p>PSA 結果を提示する。地震に対しては立地場所が未定のため条件付き確率評価に留める。</p>	<p>評価結果の概要 設計基準事象に対しては、保守的な事象想定による安全評価を実施した。独立2系統の急速炉停止系と自然循環崩壊熱除去系により、炉心燃料等健全性判断基準(暫定)を満たす設計であることを確認した。設計基準を超える多重故障条件となるスクラム失敗事象(ATWS)に対しては、受動的な炉停止機構と自然循環冷却により炉心損傷を防止できる安全評価結果を得た。</p> <p>この受動的な安全機能とは別に、想定される ATWS から全炉心規模の炉心損傷に至った場合にも、炉心設計(ボイド反応度と燃料ピン長等)の制約と内部ダクト付き燃料集合体の採用により、即発臨界の超過や厳しい再臨界に至ることなく炉内終息するCDAシナリオを構築した。ここでは、主要な事象推移の妥当性を裏付ける実験及び解析データを整備するとともに、安全審査に向けて充足すべき試験データの取得計画を立案した。一方、除熱機能喪失型事象に対しては、1次冷却系にガードベッセル及び外管を設けて液位確保の信頼性を高めるとともに、自然循環による崩壊熱除去能力を向上させることで、アクシデントマネージメントの時間余裕を拡大でき、炉心損傷に至る可能性を十分低減できる設計とした。以上により、敷地外緊急時対応が発動されるような事態を回避可能と評価した。</p> <p>予備的なリスク評価の結果、内的事象に対する炉心損傷頻度は、1サイト10基を想定しても開発目標値の10<sup>-5</sup>/サイト・年を満たしており、目標を達成可能と評価した。また、中越沖地震を踏まえた設計の地震条件に対しても、十分な裕度を確保可能であることから、外的事象についてもリスク目標は達成可能と評価した。</p>	<p>地震については、2015年までに設計及びR&amp;Dの進捗を踏まえた幅広い評価を実施し確認する計画。</p>

表 5.2-1 達成度評価結果の概要 (安全性および信頼性) (2/4)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
炉	<p>SR-2.1 【信頼性の確保】</p>	<p>「保守補修性」 保守補修方針を作成し、これに基づく保守補修が実施できるように機器設計へ反映するとともに、検査機器の開発を計画し、保守補修性を確保できる見込みを示すこと。 「運転性」 ヒューマンエラーが生じ難い設計とすること。 「被ばく低減」 被ばく量低減を考慮した遮蔽設計を施すこと。 「蒸気発生器信頼性向上」 蒸気発生器水リーク時の隣接伝熱管への破損伝播を防止すること。</p>	<p>「保守補修性」 軽水炉の保守の枠組みを参考にした保守方針、及び補修対応レベルのカテゴリ分けに基づく補修方針を策定した。溶接線数の抑制やアクセス性確保をプラント設計で考慮し、ナトリウム中での検査装置などの開発を進め、試作試験を行って基本性能を確認した。これらにより、保守補修性を確保できる見込みであり、現時点において、FaCT 設計要求を満足すると判断している。 「運転性」 プラント動特性解析評価を進め、先行炉も同じや電力実証炉の挙動と比べて大きな差はなく、将来的に運転制御の自動化や運転中の機器の動作安定性確保、運転手順のマニユアル化などを行うことにより、ヒューマンエラーの発生を防止する方策を取り入れることが可能である。現時点において、FaCT 設計要求を満足すると判断している。 「被ばく低減」 中性子遮蔽を適切に行い、定期検査期間の短縮化を追求することにより、被ばく低減を図った設計とした。今後も被ばく低減を図っていくことにより、設計要求に挙げられている線量の定量評価が可能であると判断している。 「蒸気発生器信頼性向上」 防護管付伝熱管の採用においては、伝熱管が単管であることから、微少リークから伝熱管 1 本ギリギリ破断相当までの初期水リークを想定しておく必要がある。安全側に評価するために、水リークが発生した伝熱管の防護管は従属して破損するものと仮定して、Na/水反応解析を行った。この結果、隣接管の防護管により破損伝播は防止可能であり、蒸気発生器の信頼性は確保できると判断した。</p>	
再処理	<p>SR-1.1 【安全設計の基本原の遵守】 SR-1.2 【敷地外緊急時対応が発動されるような事態の実質的な回避】 SR-1.3 【リスク目標の達成】 SR-2.1 【信頼性の確保】</p>	<p>FS Phase2 での決定論的安全評価うち、代表的なものを再評価して、安全上有意な設計変更が生じていないことの確認  施設保守方針の提示と主要機器配置・セル/建屋設計</p>	<p>プロセスの全体構成に大きな変更はない。 内蔵放射線量の変更について検討した「抽出工程でのセル内漏洩溶媒火災」、「高放射性廃液貯槽の冷却機能喪失による沸騰」「Am、Cm 製品受槽からの MA 含有溶液の漏えい」について安全上の基準値とした 5mSv を十分下回る。安全上有意な設計変更が生じていない。</p>	

表 5.2-1 達成度評価結果の概要 (安全性および信頼性)(3/4)

設計要求		評価結果の概要		備考
燃料製造	<p>SR-1.1 【安全設計の基本原則の遵守】</p> <p>SR-1.2 【敷地外緊急時対応が発動されるような事態の実質的な回避防止】</p> <p>SR-1.3 【リスク目標の達成】</p> <p>SR-2.1 【信頼性の確保】</p> <p>SR-2.2 【製品品質の確保】</p>	<p>2010年達成度評価内容</p> <p>FS Phase2での決定論的安全性評価に対して、安全上有意な設計変更が生じていないことを確認する。</p> <p>インベントリ及び放射能等から、影響が再処理以下であることを確認する。</p> <p>施設保守方針を提示し、それに基づく主要機器配置・セル/建屋設計を行う。</p> <p>(燃料製造)</p> <p>品質管理・プロセス制御の概念を構築する。</p>	<p>FaCTでは、現時点では安全評価を実施する設計フェーズに至っていないため、FSフェーズIIの結果をベースに評価を実施した。</p> <p>各工程のバッチサイズ、処理時間から、施設内在庫量はFS設計評価とほぼ同等であり、安全上有意な設計変更は生じていないことを確認した。</p> <p>施設内インベントリは、溶液、粉末・ペレット、燃料要素、集合体の各形態について、FSと同等かそれ以下となっており、設計基準事象を超える事象による影響は再処理施設のそれ以下である。</p> <p>核燃料物質を非密封で取り扱う設備はパワーマニプレータ及びセル内クレーンを用いて1個ないし数個のモジュールに分割して交換可能な構造とし、モジュール交換で設備故障に対応するものとした。取り外した故障モジュールは、各工程セルに付属した保守セルで遠隔操作により修理するものとした。</p> <p>核燃料物質が被覆管に密封された状態で取り扱う燃料要素検査以降の工程設備は、遠隔操作で燃料の仕掛品を回収した上で、作業員が入域して直接保守するものとした。</p> <p>溶液、ペレット、燃料要素、燃料集合体の各段階で品質管理を行う他に、プロセス管理として、造粒粉及びグリーンペレットの検査を行う設計とした。</p>	

表 5.2-1 達成度評価結果の概要(安全性および信頼性)(4/4)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
<p>この技術は地震等の自然現象はもとより、人は誤り、機械は故障することを考慮しても、シビアアクシデントの発生確率が十分に低く、従業員と公衆の健康リスクが十分に小さいものでなければならぬ。</p> <p>なおこの性能は、実用化に至る実証施設や研究開発施設においても満足されるべきである。</p>	<p>(炉)</p> <p>&lt;設計基準事象について&gt; 設計基準事象に対し、保守的な事象想定による安全評価を実施した。独立2系統の急速炉停止系と自然循環崩壊熱除去系により、炉心燃料等健全性判断基準(暫定)を満たす設計であることを確認した。</p> <p>&lt;設計基準を超える事象について&gt; 設計基準を超える多重故障条件となるスクラム失敗事象(ATWS)に対しては、受動的な炉停止機構と自然循環冷却により炉心損傷を防止できる安全評価結果を得た。このような受動的な安全機能による炉心損傷事故の防止対策に加え、影響緩和の観点からの対策を行っている。</p> <p>&lt;さらに頻度は低いが影響が懸念される炉心損傷事故について&gt; 想定されるATWSから全炉心規模の炉心損傷に至った場合にも、内部ダクト付き燃料集合体の採用等により、即発臨界の超過や厳しい再臨界に至ることがなく(所謂、再臨界回避)、事故影響が原子炉容器外へ進展せずに原子炉容器内で終息(所謂、炉容器内終息)するよう、炉心損傷事故対策を構築し、その妥当性の確認を進めている。以上のような事故対策を取り入れたことから、敷地外緊急時対応が発動されるような事態は実質的に回避可能と評価した。</p> <p>予備的なリスク評価の結果、内の事象に対する炉心損傷頻度は、1サイト10基を想定しても開発目標値の10<sup>-5</sup>/サイト・年を満たしており、目標を達成可能と評価した。また、中越沖地震を踏まえた設計の地震条件に対しても、十分な裕度を確保可能であることから、外的事象についてもリスク目標は達成可能と評価した。</p> <p>(燃料サイクル) FS フェーズIIでは安全設計・評価を実施したが、FaCTではそのような設計フェーズに至っていない。しかし、FS フェーズIIの設計から安全上有意な設計変更は生じないと考えられ、FSの結果を踏まえ、適切な安全設計が可能であると考える。</p> <p>(課題) 燃料サイクル施設に関しては、今後、更に安全性の検討(安全設計・評価等)を進めていく必要がある。実証施設についても、実用施設と併せて施設設計検討の進捗を踏まえて安全性の検討を進める。航空機衝突や設計・構造基準等に関する国際的な規制の動向に引き続き留意して検討を進める。</p>

表 5.2-2 達成度評価結果の概要 (環境保全性) (1/2)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
炉	<p>EP-1.1 【通常運転時の環境放射能】 単位発電量あたりの実効線量；次世代軽水炉の評価値以下</p> <p>EP-2.1 【地球温暖化ガス及び化学物質の環境への放出】 発電量あたりの炭酸ガス放出量等の地球温暖化ガス放出量；次世代軽水炉サイクル以下 化学物質の環境への放出；法令などに定められた基準値以下</p>	<p>FS II以降、環境放射能に与える設計変更が無かったことから、FS II評価結果に基づき、比較する。</p> <p>発電過程で地球温暖化ガスを排出、エネルギー発生あたりの建設物量も次世代軽水炉に比べてすくないため、ライフサイクルを通して地球温暖化ガス発生量で定性的に比較する。</p>	<p>放射性気体廃棄物の放出量は約 <math>5.3 \times 10^{15} \text{Bq/年}</math> となり、単位発電量当たりの放出量に換算すると、現行軽水炉（高々 <math>1,100 \text{MWe}</math> 級）の年間放出管理目標値（<math>1.2 \times 10^{15} \text{Bq/年} \sim 8.8 \times 10^{15} \text{Bq/年}</math>）とほぼ同等である。放射性液体廃棄物の放出量は現行軽水炉（高々 <math>1,100 \text{MWe}</math> 級）の最も厳しい管理目標値 <math>3.7 \times 10^9 \text{Bq/年}</math> と同等であり、単位発電量あたりに換算すると低い。以上により、通常運転時の環境放出放射能は現行軽水炉の評価値以下にできると判断している。実効線量の設計要求に対する充足性は今後確認することとなるが、現状の評価においては、現行軽水炉と比べてナトリウム以外に特異な廃棄物の発生が想定されないことから、現時点において特段の問題はないと判断している。</p> <p>次世代軽水炉のデータが現存しない状況を鑑み、現時点で設計要求を満足すると判断している。</p> <p>(1) 地球温暖化ガス放出量 発生する <math>\text{CO}_2</math> は、プラント全体の物量で評価できると考えられるため、廃炉時の物量と比較した。 <math>1,100 \text{MWe}</math> 級軽水炉の約 <math>19 \text{万 m}^3 \sim 21 \text{万 m}^3</math> に対し、FBR 実用炉は約 <math>18 \text{万 m}^3</math> であり同等である。発電電力量当たりの排出量は低いと判断できる。次世代軽水炉のデータが現存しない状況を鑑み、現時点で設計要求を満足すると判断している。</p> <p>(2) 化学物質 軽水炉から排出されない化学物質としてアルゴンガスとナトリウムベーパーが排出される。これらは無視できる値にまで希釈されるので、排出量も無視できる程度であると判断している。</p> <p>次世代軽水炉のデータが現存しない状況を鑑み、現時点で設計要求を満足すると判断している。</p>	
再処理	<p>EP-1.1 【通常運転時の環境放射能】 EP-2.1 【地球温暖化ガス及び化学物質の環境への放出】</p>	<p>気体及び液体放射性廃棄物の放出量評価 化学物質の定性評価（廃棄物中の主要な化学物質を特定）</p>	<p>放射能収支設計は実施せず移行率等を仮定して大気及び海洋放出量を試算した結果、概ね六ヶ所再処理工場の放出量以下となった。α線核種の放出量のみ、六ヶ所再処理工場に比べ一桁高くなった。</p> <p>通常の再処理に使用するプロセス上の有害な化学物質は分解処理するため、主要な化学物質は大気及び海洋へは放出されない。</p>	<p>雑固体、建築材、除染剤、分析試薬等は検討対象外。</p>

表 5.2-2 達成度評価結果の概要(環境保全性)(2/2)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
燃料製造	EP-1.1 【通常運転時の環境放射能】	放出量を評価し、FSフェーズ2と比較する。	再処理の晶析工程の除染係数(DF)はいくつかの元素でFSフェーズ2で想定したDFに比べて低下していることから、定性的には放出放射能の増大が見込まれる。一部のFPは脱硝・焙焼・還元及び焼結・O/M調整といった熱処理工程である程度オプガスに移行すると考えられる。	熱処理工程におけるFPの挙動に関するデータがないため、現時点では定量的評価は行わない。
	EP-2.1 【地球温暖化ガス及び化学物質の環境への放出】	化学物質の定性評価(廃棄物中の主要な化学物質を特定)	燃料製造システムにおいて、主要な化学物質としては大気、海洋への放出には含まれないと考えられる。	
FBRサイクル全体	EP-1.1 【通常運転時の環境放射能】 単位発電あたりの実効線量；次世代軽水炉の評価値以下 EP-2.1 【地球温暖化ガス及び化学物質の環境への放出】 発電電力あたりの炭酸ガス放出量等の地球温暖化ガス放出量；次世代軽水炉サイクル以下 化学物質の環境への放出；法令などに定められた基準値以下	FBRサイクル及びLWRサイクル全体の放出量(放射能)を評価する。  地球温暖化ガスが低減するFBRサイクルシステムであることと定性的に評価。	FBRサイクル全体からの大気中への放出量(放射能)は約 $1 \times 10^6 \text{Bq/kWh}$ であり、将来の軽水炉サイクルと比較して同程度となった。 FBRサイクル全体からの海洋中への放出量(放射能)は約 $5 \times 10^4 \text{Bq/kWh}$ であり、将来の軽水炉サイクルと同程度となった。  (1) 地球温暖化ガス放出量 文献からは、FBRサイクルシステムはウラン濃縮過程を必要としないため、そもそもCO <sub>2</sub> 排出量は少ないシステムである。なお、発電所、燃料サイクル施設の建設、運転及び廃炉に伴うCO <sub>2</sub> 発生量は、プラント全体の物量で評価できるならば、FBRサイクルシステムと軽水炉サイクルシステムの物量はほぼ同等と考えると、CO <sub>2</sub> 発生量もほぼ同等と評価できる。	

原子力委員会の性能目標である「環境影響」に対応した評価結果については、「廃棄物管理性」の結果とまとめて示す。

表 5.2-3 達成度評価結果の概要 (廃棄物管理性)(1/4)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
炉	<p>WM-1.1 【処理概念別の発生量の低減】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物：0.2</li> <li>・TRU 廃棄物（地層処分）：0.5</li> <li>・余裕深度処分廃棄物：0.5</li> <li>・浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物：0.5</li> </ul> <p>（数値は将来の LWR 再処理サイクルを基準とした発電量あたりの発生量の比率）</p> <p>WM-2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】</p> <p>WM-3.1 【MA 燃料関連】 （炉システム）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ MA 含有量：1～5%程度</li> </ul>	<p>2010年達成度評価内容 FS II 評価結果に基づき、操業時及び廃止時廃棄物発生量を評価する。</p> <p>形態、性状、均質性については、処理処分方法に係る定性的な評価を行う。廃棄物中の化学物質については、軽水炉からの排出がない化学物質について定性的な評価を行う。</p> <p>MA 含有率 1～5%を設計条件として捉え、評価を実施する。</p>	<p>FS フェーズ II で評価した時点から大きな設計変更が行われていないことから、FS フェーズ II の評価結果に基づき評価を行った。ナトリウムを除いた場合の低レベル廃棄物量については、廃止時に発生する廃棄物について、現行軽水炉と比べ、出力換算した合計ではほぼ同等、余裕深度処分廃棄物（高β・γ廃棄物）は2倍以上となった。今後も高β・γ廃棄物の低減の可能性について検討を行う。</p> <p>廃棄物については区分毎に処分するので処分形態から外れるものはない。なお、廃止時のナトリウムの安定化処理・処分等については、海外、国内で実績があり、質の観点では問題にはならないと判断する。</p> <p>MA 含有量 1～5%程度の範囲の燃料組成に対して、炉心設計の成立性を確認した。</p>	<p>原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連</p>

表 5.2-3 達成度評価結果の概要 (廃棄物管理性) (2/4)

再処理	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
	<p>WM-1.1 【処分概念別の発生量の低減】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル廃棄物：0.2</li> <li>TRU 廃棄物 (地層処分)：0.5</li> <li>余裕深度分廃棄物：0.5</li> <li>浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物：0.5</li> </ul> <p>(数値は将来の LWR 再処理サイクルを基準とした発電量あたりの発生量の比率)</p> <p>WM-2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】</p>	<p>2010年達成度評価内容                      操業時及び廃止措置時の廃棄物発生量の概略評価</p> <p>化学物質の定性評価 (廃棄物中の主要な化学物質を特定)                      廃棄物に関して HLW 及び LLW 中の主要各種の組成評価</p> <p>U, TRU の回収率評価</p>	<p>《操業時の廃棄物》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高レベル廃棄物：0.53 (不溶解残渣は TRU)</li> <li>TRU 廃棄物 (地層処分)：2.33</li> <li>余裕深度分廃棄物：0.21</li> <li>浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物：0.26</li> </ul> <p>高レベル廃棄物、TRU 廃棄物 (地層処分) は要求値を達成できない。</p> <p>《廃止措置時の廃棄物》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>TRU 廃棄物、高 8y：約 1,700t</li> <li>低レベル、極低レベル：約 5,200t</li> <li>クリアランスレベル以下、非放射性廃棄物：約 410,000t</li> </ul> <p>通常の再処理に使用するプロセス上の有害な化学物質は、分解処理するため、主要な化学物質としては廃棄物には含まれない。</p> <p>放射能収支設計は実施せず、仮定を設けてガラス固化体、TRU 廃棄物 (地層処分)、余裕深度分廃棄物及び浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物への移行率を試算した。</p> <p>入量計量以降の分離工程 (晶析～MA 回収工程まで) の範囲のみに限定して評価を実施した。TRU については達成できていない。</p> <p>U, Pu：99.9%以上、Am, Cm：95%、TRU：99.68%                      崩壊熱が 4kW/体 (MA 含有率 5%に相当) までの使用済燃料集合体を想定した設備設計を行い、取り扱えることを確認した。</p> <p>廃止時の廃棄物については、保守エリアが分散した結果、FS フェーズ II に比べて大幅な増加となり、地層処分型低レベル廃棄物が約 2,500t、浅地中ピット処分型廃棄物が約 2,100t となった。</p>	<p>定常的に発生するものは設計ベースで積算。非定常のもの、雑固体等は過去の報告例から仮定に基づき試算。六ヶ所再処理施設と比較した値。施設全体の設計は終了していない。過去の設計例 (FS: Phase II) の値で代用。</p> <p>雑固体、建築材、除染剤、分析試薬などは検討の対象外。</p> <p>各元素の回収率は最も良い試験データによる値。TRU の回収率は増殖比 1.1 の場合の組成を元に計算。</p>
燃料製造	<p>WM-1.1 【処分概念別の発生量の低減】</p> <p>WM-2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】</p> <p>WM-3.1 【MA 燃焼と回収率】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料製造施設においても、MA 含有率 1～5%の発熱を考慮した燃料製造に対応できること。</li> </ul>	<p>操業時及び廃止措置時の廃棄物発生量の概略評価</p> <p>特になし。</p> <p>既存施設の実績等に基づいて、廃棄物への移行率を推定する。</p>	<p>東海転換施設における Pu の物質収支実績及びベルゴニュリアの MOX 加工施設の実績から、廃棄物からの回収を行うことで燃料製造工程全体を通じて移行率 0.1%未満は達成可能と考えられる。最大 20W/kgHM の発熱に対して、溶液、粉末、ペレット、燃料要素パンドル、燃料集合体の各形態において冷却可能であることを確認した。</p>	

表 5.2-3 達成度評価結果の概要 (廃棄物管理性) (3/4)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
FBR サイクル ル全体	<p>WM-1.1 【処理概念別の発生量の低減】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高レベル廃棄物：0.2</li> <li>・TRU 廃棄物 (地層処分)：0.5</li> <li>・余裕深度処分廃棄物：0.5</li> <li>・浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物：0.5</li> </ul> <p>(数値は将来の LWR 再処理サイクルを基準とした発電量あたりの発生量の比率)</p>	<p>2010年達成度評価内容</p> <p>FBR サイクルからの発生廃棄物量と LWR からの発生廃棄物量を評価。</p> <p>LWR サイクル全体からの放出量を評価。処分場面積の低減の見通しを提示 (高レベル廃棄物を中心)</p>	<p>FBR サイクルから発生する高レベル廃棄物量は、約 <math>8 \times 10^{10} \text{m}^3/\text{kWh}</math> となった。FaCT の設計要求である将来の軽水炉サイクル (PWR を想定) の 1/5 よりは多くなるものの、発生量は半分近くまで低減できるという結果となった。</p> <p>低レベル廃棄物についても全体の総量では、将来の軽水炉サイクルの試算結果を下回る結果が得られた。なお、処分概念別の評価結果は、地層処分型低レベル廃棄物が約 <math>3 \times 10^9 \text{m}^3/\text{kWh}</math>、余裕深度処分型低レベル廃棄物が約 <math>2 \times 10^9 \text{m}^3/\text{kWh}</math>、浅地中コンクリートピット処分型低レベル廃棄物が約 <math>1 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}</math>、浅地中トレンチ処分型低レベル廃棄物が約 <math>7 \times 10^9 \text{m}^3/\text{kWh}</math> となった。</p> <p>リアレンスケースを対象として、高レベル放射性廃棄物を製造後 50 年間冷却後に処分した時の処分場の面積について、熱解析等を基に評価した。その結果、処分坑道の離間距離は約 15m となり、処分場の専用面積は約 <math>9 \times 10^8 \text{m}^2/\text{kWh}</math> となった。一方、将来 LWR サイクルからの高レベル廃棄物の処分坑道の離間距離は約 11m であり、処分場の専用面積は約 <math>1 \times 10^7 \text{m}^2/\text{kWh}</math> と試算されたため、FBR サイクルからの高レベル廃棄物の専用面積は単位発電量当たりでは同等かやや低減する傾向にある。</p>	
WM-2.1	<p>【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】</p> <p>処分の安全性を検討する上では <math>10 \mu\text{Sv}/(\text{サイト} \cdot \text{年})</math> を目安とする</p>	<p>安全性能の向上の見通しを提示 (高レベル廃棄物を中心)</p>	<p>最大の実効線量率は約 80 万年後に <math>^{135}\text{Cs}</math> が支配的に与える約 <math>2 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/(\text{サイト} \cdot \text{年})</math> (約 <math>1 \times 10^{-2} \text{Sv}/(\text{y} \cdot \text{kWh})</math>) に相当) となり、将来の軽水炉サイクルの試算結果よりは大きくなったものの、設計要求における目安とした線量率 <math>10 \mu\text{Sv}/(\text{サイト} \cdot \text{年})</math> からはかなり余裕がある結果が得られた。</p>	
WM-3.1	<p>【MA 燃焼と回収率】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・U：99.9%以上</li> <li>・TRU：99.9%以上 (TRU は Pu, Np, Am, Cm の総和として考える)</li> </ul> <p>【MA 燃焼関連】 (戸システム)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MA 含有量：1～5%程度</li> </ul>	<p>高レベル廃棄物を対象に潜在的有害度の評価を実施する。</p>	<p>FBR サイクルからの高レベル放射性廃棄物の放射性物質の潜在的有害度を処分後 1,000 年の時点で評価した結果、約 <math>1 \times 10^6 \text{Sv}/\text{体}</math> であり、発電量当たりでは約 <math>2 \times 10^{-3} \text{Sv}/\text{kWh}</math> 程度と評価した。処分から 1,000 年後の高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度は、アクチニドトリサイクルの有無によって大きく変化することが確認された。</p>	

表 5.2-3 達成度評価結果の概要 (廃棄物管理性) (4/4)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
<p>気体、液体及び固体放射性廃棄物（高レベル放射性廃棄物を含む）の発生量が軽水炉技術のそれを超えないようにすべきである。</p> <p>この場合、これが技術進歩により変化していくこと、高レベル放射性廃棄物にはマイナーアクチドが含まれないようにすることとその処分場の大きさを小さくすることとに効果的であることに配慮するべきである。</p>	<p>現段階の設計検討の深みを考慮して、全ての形態、全てのレベルの放射性廃棄物の発生量を詳細に評価するよりも、概略評価を行って今後の設計検討の基本的な方向性を見出すことを重視した評価を実施し、以下の (1) ~ (3) から、気体、液体及び固体放射性廃棄物の発生量が軽水炉技術のそれを超えないと評価した。</p> <p>(1) 環境保全性の評価結果から気体状放射性廃棄物に関しては、将来の軽水炉サイクルと同等程度の約 <math>1 \times 10^6 \text{Bq/kWh}</math> と評価した。</p> <p>(2) 環境保全性の評価結果から液体状放射性廃棄物に関しては、将来の軽水炉サイクルと同等程度の約 <math>5 \times 10^4 \text{Bq/kWh}</math> と評価した。</p> <p>(3) 廃棄物管理性の評価結果から固体状放射性廃棄物の発生量に関しては、高レベル放射性廃棄物は約 <math>3 \times 10^{-10} \text{m}^3/\text{kWh}</math> 及び低レベル放射性廃棄物は約 <math>2 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}</math> と評価し、それぞれ将来の軽水炉サイクルと同等あるいはそれ以下と評価した。</p> <p>マイナーアクチド (MA) のリサイクル (FBR 装荷時点の含有率は最大 5%程度) を前提として、要素技術開発や施設設計を行っている。MA リサイクルの意義を踏まえ、総合的な成立性等に関して環境影響 (FaCT では廃棄物管理性) の中で評価している。炉心成立性、回収率、回収率、発熱対策等の観点から炉心、再処理施設、燃料製造施設、燃料の貯蔵や輸送の検討を実施し、大きな課題がないことを確認した。</p> <p>以上より、原子力委員会の性能目標は達成しているものと判断した。</p> <p>(課題) 処分形態別に放射性廃棄物を細分化したとき、地層処分相当の低レベル廃棄物等、軽水炉サイクルよりも発生量が大きいものもあった。これに対しては、原子炉と燃料サイクル施設双方を考慮した上で、これらの廃棄物発生量低減の可能性に配慮しつつ設計検討を進めていく。また、MA リサイクルは比較的長期の開発を必要とするため、着実に技術開発を進める必要がある。</p> <p>フェーズ I では、「U、TRU 回収率が 99.9%」、「高レベル廃棄物の発生量が軽水炉サイクルの 5 分の 1」、「低レベル廃棄物の発生量が (処分形態別に) 軽水炉サイクルの 2 分の 1」について高い努力目標を要求したが、今後は FBR サイクルの特性を考慮して設定する必要がある。また、現状の技術レベルと技術開発に要する期間を考慮して段階的な目標を設定する必要がある。</p>

表 5.2-4 達成度評価結果の概要(資源有効利用性)(1/2)

	設計要求	2010年達成度評価内容 (炉システム)	評価結果の概要 (炉システム)	備考
炉	<b>UR-1.1</b> <b>【増殖性能】</b> ・高増殖炉心：増殖比 1.2 程度 (複合システム倍増時間 80 年程度) ・低増殖炉心：増殖比 1.1 程度 (増殖比 1.1 のとき複合システム倍増時間 60～70 年程度、径ブランケットの削除等により増殖比 1.0 程度で運用可能) ・双方の炉心は、ほぼ同じ原子炉構造のもとで、制御棒配置や炉心上部機構など一部の設計変更で対応可能であること	各種炉心を受け入れ可能 (設計対応可能) であること。 (炉心燃料) 増殖比 1.0～1.2 までの炉心設計が達成可能であることを確認した。	(炉システム) 炉心設計で評価対象とした各種炉心の原子炉での受け入れは可能である。 (炉心燃料) 増殖比 1.0～1.2 までの炉心設計が達成可能であることを確認した。	原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連
再処理	<b>UR-1.1</b> <b>【増殖性能】</b> UR-1.2 <b>【高速増殖炉サイクルへの円滑な移行】</b>	L/F 移行期における導入期炉心設計に基づく発熱量の集合体を取り扱えることを確認する。 移行期に対応した再処理施設概念のうち、先進湿式再処理技術を適用した高速増殖炉使用済燃料再処理単独プラントの概念について評価する。	崩壊熱が 4kW/体 (MA 含有率 5%に相当) までの使用済燃料集合体を想定した設備設計を行い、取り扱えることを確認した (廃棄物管理性を参照)。 L/F 移行期の施設について共用スタイルを含めて設計検討を実施した。コプロセッシング法が 1,400t/年の L/F 共用プラントへの採用プロセスとして最も有力な候補と考える。	原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連 原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連
燃料製造	<b>UR-1.1</b> <b>【増殖性能】</b> UR-1.2 <b>【高速増殖炉サイクルへの円滑な移行】</b>	L/F 移行期における導入期炉心設計に基づく発熱量の燃料集合体を取り扱うことを条件に施設設計を実施する。 移行期の炉心概念に対応した燃料製造施設概念を提示する。	増殖比 1.1 の炉心に対応した燃料仕様をリアレンスとして、MA 含有率最大 5%、発熱密度最大 20W/kgHM を想定したプロセス及び設備設計とした (廃棄物管理性を参照)。また、増殖比 1.2 及び 1.03 についても評価を行い、移行期の炉心概念に広く対応した燃料製造施設概念の成立性を確認した。 リアレンスの増殖比 1.1 の他、1.2 及び 1.03 についても評価を行い、移行期の炉心概念に広く対応した燃料製造施設概念の成立性を確認した。	原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連 原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連

表 5.2-4 達成度評価結果の概要 (資源有効利用性) (2/2)

FBR サイクル全体	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
	<p>UR-1.1 【増殖性能】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高増殖炉心：増殖比 1.2 程度 (複合システム倍増時間 80 年程度)</li> <li>・低増殖炉心：増殖比 1.1 程度 (増殖比 1.1 のとき複合システム倍増時間 60～70 年程度、径ブランクセットの削除等により増殖比 1.0 程度で運用可能)</li> <li>・双方の炉心は、ほぼ同じ原子炉構造のもとで、制御棒配置や炉心上部機構など一部の設計変更で対応可能であること</li> </ul>	<p>国内における将来の天然ウラン需要見通し、FBR 導入による天然ウラン資源節約量を提示する。関連する不確実性評価も実施する。</p>	<p>増殖比 1.1 の FBR の場合、天然ウラン累積需要量は約 81 万 tU で飽和し、増殖比 1.2 の場合は約 70 万 tU で飽和する。その後は海外からのウラン調達が必要になる。FBR 導入初期において初装荷炉心のプルトニウム需要量を一部賄いきれないため、廃止される軽水炉の一部は再び軽水炉でリプレーンされる。このため、FBR の導入開始から全ての軽水炉が FBR に置き換わるまでの移行期間は約 70 年となり FaCT の開発目標 UR-1 【増殖比】に掲げた「高速増殖炉サイクルの導入後は、新規に軽水炉を建設することなく高速増殖炉へ移行可能な性能」を満たさないものの、原子力委員会の性能目標である「この技術システムの原子力発電体系への導入速度を大きくできていること」に関してはほぼ満足していると判断した。</p>	<p>原子力委員会の性能目標「軽水炉と高速炉の共生」にも関連</p>
<p>原子力委が提示した性能目標</p>	<p>この技術は、資源の利用効率を格段に高くするために、1 をある程度超える増殖比を実現できるべきである。また、増殖比が大きく使用済燃料を再処理するまでの待ち時間が短くなり、この技術システムの原子力発電体系への導入速度を大きくできることに留意するべきである。</p>	<p>以下から、1 をある程度超える増殖比を実現し、資源の利用効率を軽水炉サイクルよりも格段に高くできていることを確認した。</p> <p>また、増殖比を 1.1 から 1.2 程度まで高め、さらに炉外サイクル時間の短縮による燃料の倍増時間の短縮を通じて、速やかに FBR サイクルを原子力発電体系に導入できることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 将来のプルトニウム需給量に応じて、同一プラントで炉心構成を変更することにより、増殖比を 1.1 から 1.2 の範囲で調整可能であることを確認した。</li> <li>(2) 再処理プラントにおいて、MA 含有率 5%程度 (FBR 装荷時点) の使用済燃料を現状の軽水炉サイクルと同等の炉外冷却時間 4 年で取り扱えると評価した。その結果、炉外サイクル時間を 5 年程度まで短縮でき、(複合システム) 倍増時間として 45 年程度を達成できることを確認した。</li> <li>(3) FBR 導入前半において 1.1～1.2 程度の増殖比を想定すると、5 年程度の炉外サイクル時間を達成すれば、60 年～70 年程度で FBR に移行できることを確認した。</li> </ol>	<p>評価結果</p>	
				<p>(課題) 炉外サイクル時間短縮による施設設計・経済性や FBR 導入への影響等について検討する。</p>

表 5.2-5 達成度評価結果の概要(経済性)(1/3)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
炉	<p>EC-1.1 【発電原価】 建設費：12万円/kWe (習熟効果を考慮した オーバーナイトコスト (NOAK) )</p>	<p>2010年達成度評価内容 建設費、及び、主要デー タ(運転期間、建設工 期、定検期間等)を提示 する。</p>	<p>150万kWeのツインプラントのオーバーナイトのNOAKを対象に評価を実施した。 ・建設単価は約18万円/kWe ・定期点検期間は46日 ・連続運転期間は26ヶ月 ・建設工期は、大型ユニット工法の場合で37カ月、分割ユニット工法の場合で40ヶ月 建設費については、FOAKの利子込建設単価が約25万円/kWeであり、最新の国内軽水炉の建設 費に比べ1割程度低いことを踏まえ、現状の評価結果でも将来の基幹電源として経済的に競合でき ると判断する。今後は、プラントの信頼性を高めてプラント稼働率を確実に向上させ、運転費の一 層の削減を追求するなどにより、ライフサイクルを通してコストの最小化を目指す。 定期点検期間は、機器概念の変更に伴って、適用すべき検査手法が合理化される可能性があるた め、今後の機器概念の設計検討においては、定期点検期間の短縮を考慮した検討を実施していく。 建設工期については、目標としている30ヶ月台前半よりも長い、複数建設に伴う習熟効果に より、総合機能試験に9ヶ月、性能試験に8ヶ月を想定している試験期間の短縮の可能性を検討す る。</p>	
再処理	<p>EC-1.1 【発電原価】 燃料サイクル単価： 34万円/kg-HM以下 (再処理単価：18万円 /kg-HM)</p>	<p>建設費及び運転費と廃止 措置費の概略評価する。</p>	<p>主要工程のみを対象とした設計を行い、た2010年3月現在の暫定値として仮定を設けて試算を突 施した。目標の18万円に対して4割程度高くなった。 ・建設費：約4,100億円 ・操業費：約240億円/年 ・廃止措置費：約2,600億円 ・再処理単価：約26万円/kgHM</p>	<p>建設費に は建中利 子、所有 者経費、 土地代、 敷地造成 費等含ま ず。</p>
燃料製造	<p>EC-1.1 【発電原価】 燃料サイクル単価： 34万円/kg-HM以下 (燃料製造単価：16 万円/kg-HM)</p>	<p>建設費、操業費、廃止措 置費を提示する。</p>	<p>2010年3月現在の暫定値として試算を実施した。目標の16万円/kgHMに対して6割程度高くな った。FSフェーズII評価からの建設費の主な増加要因は、小型セル方式採用による建屋容積及び 保守設備費の増加、プロセス及び設備見直しによる工程追加及び設備大型化、主工程設備単価の見 直しによる増額である。 ・建設費約4,400億円 ・操業費約190億円/年 ・廃止措置費約2,800億円 ・燃料製造単価約26万円/kgHM</p>	

表 5.2-5 達成度評価結果の概要(経済性)(2/3)

FBR サイクル 全体	設計要求 EC-1.1 【発電原価】 発電原価：2 円/kWh 以下	2010 年達成度評価内容 発電原価を提示する。	評価結果の概要	備考
	EC-2.1 【投資リスク】	システム全体の不確かさを考慮した投資リスク評価(投資回収性評価)を実施する。	<p>発電原価を定量的に評価した結果、設計通りの性能を実現した場合には、約 2.8 円/kWh(NOAK)と評価された。将来の主要なエネルギー技術である軽水炉と比較して、炉の建設費は幾分高くなる可能性のあるものの、高い熱効率、高燃焼度燃料の採用等の効果により、将来軽水炉の発電原価約 2.9 円/kWh (約 180 万 kWh、寿命 80 年、建設単価 13 万円/kWe、熱効率 40%、燃焼度 7 万 MWd/tHM、設備利用率 97%、ウラン購入費約 \$175/kgU を想定)と比較すると同等以下であるものと判断した。さらに設備利用率の低下や代替技術の採用がもたらす燃料サイクル単価の上昇による発電原価への影響を考慮し、巾をもって評価した場合にも、発電原価は、約 2.8～5.1 円/kWh の範囲に収まると試算され、建設費が 13 万円/kWe を超えたり、ウラン価格が今世紀後半高騰したりすることでも更に発電原価が上昇する可能性がある将来軽水炉の発電原価 2.9 円/kWh と遜色のない範囲にあるものと判断した。</p> <p>①炉の設備利用率が、設計目標値 (95%程度) ～60%程度まで低下                  ②燃料製造施設の設備利用率が、炉と連動して 60%程度まで低下                  ③再処理施設の設備利用率が、100% (設計値：年間 200 日運転) ～40%程度まで低下                  ④さらに、燃料サイクル施設に関しては、燃料製造施設では従来型のペレット燃料製造法を採用し、再処理施設では一部代替技術を採用して、経済性が悪化すると想定</p> <p>上記の他にも、増殖比の変化や核不拡散性向上炉心の採用等による経済性への影響を評価しても、発電原価は 1 割程度の上昇に止まった。</p>	
	EC-3.1 【外部コスト】	設計データと文献データ等を基にした外部コスト評価結果を提示する。	<p>初期投資に関しては、主要系統や配置の簡素化と主要機器コンパクト化により、150 万 kWh<math>\times</math>2 のツインプラントの建設単価は約 18 万円/kWh (NOAK、利子含まず)、現地建設工期も約 37 ヶ月から 40 ヶ月であった。国内の最新軽水炉の建設単価 (利子含む) である約 25～29 万円/kWh に比べ、FBR の NOAK 建設単価は 3～4 割程度低くなっている。また、建設工期については、従来施工法で評価した約 46 ヶ月や、現行軽水炉の約 50 ヶ月よりも短縮化されている。</p> <p>設備利用率が悪化しても、売電による収入で、初期投資費を炉の法定減価償却期間 (15 年) 内に回収できることを確認することとした。売電価格は平成 21 年度の各電力会社の有価証券報告書から約 12.7 円/kWh と想定し、うち送配電分を約 3.9 円/kWh と想定した。</p> <p>炉及び燃料製造施設の設備利用率が 60%、再処理施設の設備利用率が 40%となったときでも、建設費を減価償却期間内で回収できると計算された。</p> <p>以上のことから、経営リスク低減の観点からは遜色ないレベルと判断した。</p>	
		設計データと文献データ等を基にした外部コスト評価結果を提示する。	<p>Extern E における評価では、原子力 (軽水炉) の外部性のうち、公衆の健康被害が大部分を占め、残りが職業人の健康損害や地球温暖化損害であり、かつ他の電源と比較して十分小さかったことを踏まえ、環境放射能による公衆の健康被害等を勘案しても、FBR サイクルの外部コストは、軽水炉サイクルと同等程度には抑えられると判断でき、他の電源と十分競合できると考えられる。</p>	

表 5.2-5 達成度評価結果の概要 (経済性) (3/3)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
<p>この技術は経済性の面で他のエネルギー技術と競合できることが重要である。経済性の指標は第一義的には運転期間を通じての発電コストであるが、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 経営リスクの観点から初期投資や</li> <li>② 出力規模が過大でないことや</li> <li>③ 建設期間の短いことが重視される</li> </ul> <p>ことにも留意して定める必要がある。</p>	<p>炉及びFBRサイクル全体の発電原価の評価結果を踏まえ、以下の(1)、(2)から、経済性の面で軽水炉等のエネルギー技術と競合できると評価した。</p> <p>(1) 発電原価を定量的に評価した結果、設計通りの経済性を実現した場合には、約2.8円/kWh (NOAK) と評価された。将来の軽水炉と比較して、炉の建設費は幾分増加したものの、高い熱効率、高燃焼度燃料の採用等の効果により、将来軽水炉の経済性と競合できると評価した。さらに設備利用率の低下や代替技術の採用がもたらす燃料サイクル単価の上昇による発電原価への影響を評価し中をもって評価した場合にも、発電原価は、約2.8～5.1円/kWh と試算され、将来軽水炉の経済性と競合できる範囲にあるものと判断した。</p> <p>(2) 主要系統や配置の簡素化と主要機器コンパクト化により、150万kW<sub>e</sub>×2のツインプラントの建設単価 (NOAK、利子含まず) は約18万円/kW<sub>e</sub>、現地建設工期も約37ヶ月から40ヶ月であった。国内の最新軽水炉の建設単価 (利子含む) である約25～29万円/kW<sub>e</sub>に比べ、FBRのNOAK建設単価は3～4割程度低くなっている。また、建設工期については、従来施工法で評価した約46ヶ月や、現行軽水炉の約50ヶ月よりも短縮化されている。以上のことから、経営リスク低減の観点からは遜色ないレベルと判断した。</p> <p>(課題) 今後、将来の軽水炉に及ばなかつた建設費や建設工期については、対応の必要性を含め対応策を検討する。MAリサイクルについて経済性への影響を含めた総合的な評価を進める必要がある。また、発電原価、建設単価、建設工期等は高い努力目標となっているが、今後ほどの部分で経済性向上を狙うのが効果的なのか、FBRサイクルの特徴を考慮して目標を設定する必要がある。また、FBRサイクルや競合電源に関する不確実性も踏まえ、開発フェーズを考慮した段階的な目標を設定する必要がある。</p>

表 5.2-6 達成度評価結果の概要 (核不拡散性) (1/4)

炉	設計要求	2010 年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
NP-1.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核拡散抵抗性】		低除染 TRU 燃料が受入れ可能なプラン概念を構築する。 核不拡散性向上炉心の検討を実施する。	低除染 TRU 燃料を輸送する 5 体用ヘリウムキヤスタクスの概念を構築した。また、ヘリウムキヤスタクの蓋開放から燃料出入機への受け渡しまで、遠隔操作にて燃料を取扱える概念を構築した。このような設備対応を備えた設計概念の可能性を示すことができたことを踏まえ、現時点において設計要求を満足すると判断している。	
NP-2.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核物質防護システムの適用】		基本設計以降に関係法令及びガイドラインなどを満たす上で、特段の問題がないことを定性的に示す。 仮に大型航空機衝突対策が求められた場合に対策が可能であること（すなわち、対応方策が存在すること）を確認する（その対応に係るコストは評価しない）。	核不拡散性向上炉心として 3 種類の炉心の検討を実施し、それぞれ核不拡散性向上効果を有することを確認した。  盗取や妨害破壊行為（サボタージュ）により、建屋を構成する壁や扉への人為的な破壊が企てられる場合の評価は、評価時に与えられる設計基礎脅威 (DBT) を踏まえて検討する。基本設計以降に当該検討を進めるに当たり、これまでの設計検討においては、JSFR として特筆すべき課題や準備が困難な事項は見出されていない。将来的に、施設周辺での赤外線などの検知機器やフェンスの設置、施設出入口での出入管理の徹底、施設内での監視カメラやフェンスなどの核物質防護システムを構築することにより、不審者の施設内への侵入を確実に検知し、核物質の盗取及び妨害破壊行為を未然に防止するよう関係法令及びガイドラインを満たすと、現時点では判断している。 米国 NRC が公表している航空機衝突影響評価のためのガイドラインに従って JSFR を評価した結果、耐震条件に適合する範囲での壁厚の増加などの対応等によって建屋内部の設備及びその機能を防護可能であることを概略評価した。 これまでの JSFR の設計においては核物質防護システムの適用に支障を与える特段の問題はなく、現時点において設計要求を満足すると判断している。	

表 5.2-6 達成度評価結果の概要(核不拡散性)(2/4)

	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
再処理	NP-1.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核拡散抵抗性】 NP-1.2 【効果的・効率的な保障措置システムの適用】	Pu を単離しないシステムの実施する。 計量管理システムの検討 大量の Pu を取り扱う施設向けの保障措置を検討する。 施設に関する PP 法令要求事項を整理する。	Pu は U 及び Np と常共存。ブランケット及び炉心燃料を前処理工程で混合処理し、フィッサイル率を低下。 基本的には現行の保障措置システムの適用が可能。一方将来の保障措置に影響を与える要素として、①大量のプルトニウムを取扱う施設及びその統合保障措置対応、②低除染、MA 燃料を取扱う施設が指摘された。これらによる影響を考慮した上で国際的に認められる保障措置とするための手段の1つとしての技術開発項目を挙げた。 現行の核物質防護に係る国際ルール及び国内法令の体系を整理し、また将来に向けた動向について調査を行った。基本的には現行の核物質防護システムの適用が可能である。	
燃料製造	NP-1.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核拡散抵抗性】 NP-1.2 【効果的・効率的な保障措置システムの適用】 NP-2.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核物質防護システムの適用】	Pu を単離しないシステムの設計を実施する。 IAEA 保障措置クライテリアに適合する計量管理システムを検討する。 大量 Pu を取り扱う燃料サイクルに適応した保障措置を検討し、次のフェーズの研究計画を策定する。 施設に関する PP 法令要求事項を整理する。	全工程において Pu は U 及び MA と混合している状態にあり、核物質の転用及び施設の不正利用の観点からの魅力度は低い。 保障措置の技術的手段は核物質の計量管理と封じ込め及び監視であり、FaCT フェーズ I で検討した再処理施設においてこれを本質的に阻害する要素はないことから、基本的には現行の保障措置システムの適用が可能である。 現行の核物質防護に係る国際ルール及び国内法令の体系を整理し、また将来に向けた動向について調査を行った。基本的には現行の核物質防護システムの適用が可能である。	

表 5.2-6 達成度評価結果の概要(核不拡散性)(3/4)

FBR サイクル 全体	設計要求	2010年達成度評価内容	評価結果の概要	備考
	NP-1.1 【FBR サイクルシステム固有の技術的特徴を踏まえた核拡散抵抗性】	核拡散抵抗性に係る各国とのコンセンサスが得られるよう国際的な議論を進めることとする。 核不拡散性向上炉心に対応したシナリオ評価(物量評価・経済性への影響評価)を実施する。	<p>FaCT の FBR サイクルシステムが高い核拡散抵抗性を有するものとして国際的にも認められることを確認すべく、将来の核燃料サイクルにかかわる核拡散抵抗性について、様々な場において国際的な議論を行っている。将来の核燃料サイクルにおける保障措置概念として、運転の透明性を重視した保障措置概念(運転データをほぼリアルタイムで査察側に提供することで、未申告活動が行われていないことを客観的に証明することを旨とする保障措置概念)の提案も行った。</p> <p>核不拡散性向上炉心採用時のシナリオ評価に関しては、いずれも MA 及び Pu のマスマバランス上の成立性があること、発熱等についても、施設で許容される範囲内に収められること、経済性へも軽微な影響に止まることで試算された。そこで、FaCT プロジェクトフェーズ I の評価範囲ではいずれも核拡散抵抗性を向上させる候補となりうると判断された。今後は、軸方向ブラケットと炉心燃料の核不拡散性向上オプションも含めて核燃料サイクル全体に与える影響を評価した上で、オプションの絞り込みと炉心として採用する仕様を判断する必要がある。</p>	

表 5.2-6 達成度評価結果の概要 (核不拡散性)(4/4)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
<p>この技術が世界各国で広く利用されるためには、核不拡散、核物質防護の観点から、その核燃料サイクルにおいてプルトニウムが常にマイナーアクチニド等と混合された状態にあることが重要である。なお、再処理施設を有する原子炉利用国を限定して、この国が一般の原子炉利用国に対して燃料供給を行うというビジネスモデルが核不拡散の観点からグローバルスタンダードとされた場合には、燃料の倍増時間が短いことが重要になる可能性が高いことに留意するべきである。</p>	<p>各プラント及びFBRサイクル全体の核不拡散性の評価結果を踏まえ、以下の(1)～(4)を確認し、核不拡散、核物質防護の観点を満足すると評価した。</p> <p>(1) MAリサイクルと先進湿式再処理法の採用により、プルトニウムはウラン及びマイナーアクチニドと分離されず混合している状態にある設計とした。</p> <p>(2) 燃料の(複合システム)倍増時間を短縮すべく増殖比を1.2に変更した場合(複合システム倍増時間は45年程度まで短縮)でも、現行の保障措置システムの適用が可能であることを明らかにすると共に、使用済ブランケット燃料の核拡散抵抗性を向上する技術を検討し、炉心の成立性検討やシナリオ評価を通じて狙い通りの向上効果があることを確認した。</p> <p>(3) 将来の核燃料サイクルの核拡散抵抗性を有するコンセンサス醸成のための国際的な活動を進めている。これらの活動を継続することにより、将来のFBRサイクルが十分な核拡散抵抗性を有するとの世界的なコンセンサス醸成が期待できる。</p> <p>(4) なお、大型航空機衝突対策が求められた場合には、付加的な設計対策により、航空機が衝突しても、炉心の健全性を維持するとともに放射放射性物質の大量放散に至らない防護ができると評価した。</p> <p>(課題) 今後は、FBRサイクルが高い核拡散抵抗性を有するものとして国際的に認められるため、核不拡散性向上炉心、MARサイクル、低除染燃料等の内在的障壁の効果や導入のあり方等について、引き続き海外との情報や意見の交換を通じて世界的なコンセンサスの構築を図る。更なる倍増時間低減に対する現行の保障措置システムの適用性、大量のプルトニウムを取り扱う実用施設における保障措置、プルトニウムに常にウランやマイナーアクチニドが同伴する燃料サイクル、核不拡散性向上炉心といった核拡散抵抗性関連技術、さらに核物質防護に関連する技術の検討を継続する。</p> <p>移行期における核拡散抵抗性確保策としては、保障措置(制度障壁)と、再処理におけるPu非単離等の技術(技術障壁)の組み合わせが軸となると考えられるが、さらに内在的な障壁を廃棄物低減等の視点と合わせて最適化する考え方を整理し、移行期及び平衡期に適用可能な目標を設定する必要がある。</p>

表 5.2-7 達成度評価結果の概要(軽水炉と高速炉の共生)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
<p>この技術は軽水炉による原子力発電体系が確立している社会に導入され、数十年をかけて高速炉中心の体系に移行していく状況で利用されていくことが多いので、上の性能目標を満足し、軽水炉と高速炉を共存させる燃料サイクルシステムの整備が必要であることに留意するべきである。</p>	<p>廃棄物管理性及び資源有効利用性等における評価結果から、以下のように、軽水炉による原子力発電体系から高速炉中心の体系に移行していく状況を踏まえ、軽水炉と高速炉を共存させる燃料サイクルシステムの整備を進めている。原子力委員会の性能目標に沿った方向で開発を進めているものと考えている。</p> <p>(1) 移行期において軽水炉から回収したプルトニウムやMAもFBRへ装荷(MA含有率は最大5%程度)することを想定して炉心燃料(同一プラントにおける炉心構成変更で増殖比を調節可能)、再処理施設、燃料製造施設等の検討を進めており、その成立性を確認した。</p> <p>(2) FBR再処理専用プラントの他にL/F共用型の再処理プラントについても検討を開始した。</p> <p>(課題) 移行期の燃料サイクルシステムについて、引き続き検討を進める。再処理の要素技術開発、設計検討については、第二再処理(軽水炉ウラン燃料、軽水炉MOX燃料及びFBR燃料の再処理)全体から見ると合理的、効率的な開発が必要である。燃料製造の要素技術開発、設計検討については、FBR燃料の原料は、当面は軽水炉再処理から提供されること踏まえた開発が必要である。FaCTプロジェクトについては、これらを考慮して開発計画を見直す必要がある。</p>

## 6. 副概念(金属燃料サイクル)の研究開発

### 6.1 これまでの経緯

FS の評価において、ナトリウム冷却高速増殖炉(金属燃料)、金属電解法再処理、射出鑄造法燃料製造からなる金属燃料サイクルについては、「実用施設として実現性が認められる概念であるが、主概念と比較した場合、社会的な視点や技術的な視点から不確実性がある。このため、副概念とし、高速増殖炉サイクルの基盤的な研究開発として取り組むこととする。」とされ、「主概念と比較した場合、技術的実現性において不確実性が高いものの、将来の社会環境によっては主概念よりもその時点の社会に柔軟に適合する可能性があると考え。今後、国際協力を通じ、着実に研究開発が行われることを期待する。」とされた。

金属燃料サイクル技術は、国内においては主として電中研が原子力機構をはじめ国内外の研究機関と協力して研究開発を進めている。原子力機構と電中研は、「FaCT に関する研究協力覚書」を取り交わし、「副概念」の研究開発に協力して取り組んできた。FaCT プロジェクトフェーズ I (2006 年度～2010 年度)では、原子力機構と電中研で協議し、次の方針で研究開発を進めてきた。

- ・燃料開発及び炉心設計研究については、FS 等を通じて摘出された課題－高温条件での健全性、MA 含有燃料の健全性など－の解決を目指すとともに、この概念の持つ魅力を活かすための研究に注力する。
- ・燃料サイクル技術に関しては、FS 等を通じて摘出された課題－操作性や物質移送などを考慮した主工程機器開発、計量管理技術開発、廃棄物処分適合性評価、小規模ホット試験計画策定、工学規模での技術実証計画の検討－に関する研究に重点をおいて実施する。
- ・2010 年には研究開発の成果に対してチェック・アンド・レビューを行い、それ以降の開発計画については、研究の進捗状況や国内外の情報を勘案しつつ判断する。
- ・研究開発を効率的かつ効果的に進めるため、今後は特に米国等との国際協力や公募事業の活用が重要である。

### 6.2 研究開発の進捗

#### 6.2.1 燃料開発

射出鑄造法による燃料スラグの製造技術については、国内の工学規模(20kg/バッチ)試験によってウラン-ジルコニウム燃料合金の製造が実証されている<sup>6.2-1)</sup>。この経験を踏まえて、原子力機構の燃料研究棟に設置した金属燃料製造試験設備において、ウラン-プルトニウム-ジルコニウム燃料合金の小規模(200g/バッチ)射出鑄造試験を実施した結果、外径のばらつきが少なく( $< \pm 0.05\text{mm}$ )、ジルコニウム、プルトニウム及びアメリシウム濃度が軸方向に均一な燃料スラグ(図 6.2-1)が得られることが示された<sup>6.2-2)</sup>。また、ウラン-プルトニウム-ネプツニウム-アメリシウム-ジルコニウム合金の組織観察及び多元系の混合性に関する予測手法の開発によって、ネプツニウムやアメリシウムなどをウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金に添加した場合にも混合性に問題がないことを明らかにした<sup>6.2-3)</sup>。

被覆管最高温度約 650℃における金属燃料の健全性確認を目的とした「常陽」キャプセル照射試験のため、照射用金属燃料ピンの設計<sup>6.2-4)</sup>を行い、設計及び工事の方法の認可(設工認)を受けた。上記の射出鑄造技術を用いて長さ 200mm、外径約 5mm のウラン-20%プルトニウム-10%ジルコニウム燃料スラグを 6 本製造<sup>6.2-5)</sup>し、照射用金属燃料ピン 6 本の組立を完了した。

また、最大で 5%のマイナーアクチノイド(MA)及び希土類元素(RE)を添加したウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金燃料をフェニックス炉で照射し<sup>6.2-6)</sup>、燃料破損等の異常を生じることなく、最大 10at%の燃焼度を達成した。EC 超ウラン元素研究所(ITU)において、スエリング等の照射挙動が顕著に現れる燃焼度 2.5at%まで照射した燃料ピンの照射後試験を行った結果、核分裂生成ガスの放出率、燃料合金の変形、及び母相の組織構造(図 6.2-2)などは MA を含まないウラン-プルトニウム-ジルコニウム合金と同等であることが明らかとなった<sup>6.2-7)~6.2-10)</sup>。

### 6.2.2 炉心設計・安全評価

従来概念を上回る魅力を持つ金属燃料炉心概念を明らかにするため、燃料仕様やボイド反応度等の安全要求を含む炉心設計条件を緩和した場合を想定して、種々の炉心の設計検討を実施した<sup>6.2-11)~6.2-15)</sup>。その結果、ブランケット無しで増殖比 1.3 以上を達成可能な炉心概念、炉内プルトニウム装荷量を標準的な金属燃料炉心の約 2/3 とする炉心概念の可能性が見いだされた<sup>6.2-12)</sup>。また、従来のスラグ状燃料に代わって、下部プレナム構造を可能とする He ボンド粒子型金属燃料概念を採用した場合の冷却材流量低下型事象時の応答評価を行った結果、上部プレナムが無いことによる自己作動型炉停止機構の応答時間短縮に効果があり、冷却材最高温度の低減に有効であることがわかった<sup>6.2-15)</sup>。以上のように燃料仕様や安全要求を含む炉心設計条件に柔軟性を持たせられれば、金属燃料炉心の一層の高性能化が可能となることが分かった。

安全性については、炉心損傷事故時の熔融金属燃料と被覆管などの構造物との反応を模擬し、メルト(=熔融ウランまたは熔融ウラン-鉄合金)をステンレス製の傾斜流路に流す熔融固化試験を原子力機構とアルゴン国立研究所との共同研究によって実施した。その結果、およそ 1.0~1.5kgのメルトが流路を通過する 0.4~1.3 秒程の間にも、接触温度が Fe-Fe<sub>2</sub>U の共晶温度(1080°C)を超える位置では、流路の減肉が確認された<sup>6.2-16)、6.2-17)</sup>。金属燃料炉心においては熔融燃料の炉心直下への排除という MOX 燃料炉心とは異なるシナリオが想定されるが、この結果は、「金属燃料の炉心損傷事故時には、ごく短時間の物質移動においても共晶反応によって構造物が浸食され得る」という事象進展モデルの基礎的な検証データとなるものである。

### 6.2.3 燃料サイクルプロセス開発

ウラン、プルトニウム、MA(ネプツニウム、アメリシウム、キュリウム)を含む数百グラム程度の熔融塩と液体カドミウム陰極を用い、浴塩中核物質濃度と組成や陰極電流密度をパラメータとして電解試験を行うことにより、MA はプルトニウムに対する分離係数 1 で一括回収できること、希土類のカドミウム陰極への移行率は小さくアクチノイドと分離できることを確認した<sup>6.2-18)</sup>。原子力機構の高レベル放射性物質研究施設(CPF)に設置した乾式再処理プロセス試験設備において、MOX 燃料の電解還元、電解精製、燃料合金製造からなる燃料サイクル連続試験を繰り返し行い、回収物、残渣、浴塩などの組成変化を詳細に分析することにより、工程全体の物質収支を実測した<sup>6.2-19)、6.2-20)</sup>(図 6.2-3)。その結果、良好な物質収支(ウラン、プルトニウムともにほぼ 100%)のもとでウランを固体陰極に、ウラン-プルトニウム-アメリシウムを液体カドミウム陰極に回収できることを示した。また、酸素不純物に起因するウランを含む不溶解物質は、新たに開発したリワーク技術により塩化物として再生できることを明らかにした。さらに MOX ペレットを出発物質としてウラン-プルトニウム-ジルコニウム三元合金スラグを試作し、これを陽極として電解精製試験を実施し、ジルコニウムの挙動を明らかにした。

また、電中研と ITU との共同研究により、Phenix 炉で照射した MA 含有金属燃料を用いた電解精製試験等を実施し、アクチニドと FP の分布を測定した結果、これまでの未照射燃料を用いた試験結果と矛盾しない結果を得た (6.2-21)。さらに、商用炉照射済 MOX 燃料を用いた電解還元－電解精製試験を実施し、プルサーマル燃料からウラン、プルトニウムと共に MA を回収できることを世界で初めて実証した (6.2-22)。

#### 6.2.4 燃料サイクル機器開発

機器開発については、工学規模の電解精製装置及び多段抽出装置を設計／製作してコールド試験を実施し、実用機器の設計に必要なデータを取得した (6.2-23)～(6.2-26)。また、実用機器の概念検討と性能評価を行なうために、ウランを用いた電解還元・電解精製試験を実施し、電極構造や処理速度を評価した (6.2-27) (6.2-28)。さらに、5kg-ウラン/バッチ (1 トン/年に相当) の工学規模での電解還元、電解精製、塩蒸留、射出鑄造のサイクル試験を実施し、処理速度や回収率等の実測データを得ると共に工学規模の機器設計に関する知見を得た (6.2-29)。試験装置の一部を図 6.2-4 に示す。

金属電解法再処理施設の運転に必須となる高温融体 (溶融塩、液体カドミウム) 輸送・制御技術を開発するため、工学規模の試験装置 (6.2-30) を設計／製作し、溶融塩の流動性、各種ポンプの機能と特性、ポンプや輸送配管の耐久性、微粉末の影響等を調べた。遠心ポンプによる高温融体の輸送特性 (6.2-31) (6.2-32) を解明し、約 500℃ の溶融塩及び液体カドミウムの輸送において、何れも 1～3 リットル/分程度の実用的な流速で制御できることを示した (6.2-24)。使用済み燃料の溶解時に不溶解性 FP が溶融塩中に分散する場合を想定し、ステンレス製の微粒子が溶融塩中に混在する条件での輸送試験を行い、溶融塩と微粒子を同時に輸送する際に要する流速の評価式を導出した (6.2-23) (6.2-33)。また、より低流量の運転条件に適したピストンポンプを開発し、遠心ポンプとともに耐久性確認試験に着手した。

#### 6.2.5 計量管理技術開発

電解精製工程での核物質及び MA のロスを調べるために、米国アイダホ国立研究所において操業中の照射済金属燃料処理用電解精製装置や照射済金属燃料ピンよりサンプルを採取し、アクチニド及び FP の分布や残渣の発生状況を評価した (6.2-25)。その結果、電解槽浴塩中の固形物の組成、電解槽壁面への付着による核物質ロス率等、金属電解法における計量精度を評価するための基礎データが得られた。

電解槽インベントリー測定に必要な界面位置及び密度の計測方法について、インピーダンス法による界面計測装置及びアルキメデス法による密度計測装置を設計／製作し、高い計量精度が得られることをコールド試験により確認した (6.2-34)。

#### 6.2.6 廃棄物固化技術開発

実機に近い体系でのゼオライトへの FP 吸着挙動を調べるため、粒状のゼオライトを装荷したゼオライトカラムを設計、製作し、模擬 FP 吸着試験を行って、工学規模装置設計に必要なデータを取得した (6.2-35)。その結果、ゼオライトカラムの追加と廃棄物プロセスの改良により、廃棄物固化体の発生量を FS での評価値より 30～40% 程度低減できる見通しを得た (6.2-36)。

また、塩廃棄物処理の代替案としてリン酸塩転換法による塩の精製プロセスとリン酸ガラス固化プロセスからなる廃棄物処理プロセスを考案し、実験検討により成立性を評価した<sup>6.2-37)~6.2-40)</sup>。

一方、電解精製で発生する陽極残渣を模擬した混合物を用いた熔融固化試験を行い、緻密かつ均一な金属廃棄物固化体が得られる温度、圧力、組成などの条件を明らかにした<sup>6.2-41)~6.2-43)</sup>。また、模擬熔融固化試料を対象として浸出試験を行ったところ、試料中の元素偏在によると思われるデータのばらつきがあるものの、貴金属元素やジルコニウム元素の浸出量はきわめて低く、廃棄物固化体の性能として問題の無いものであることがわかった。また、熔融固化工程に使用するろ過等の装置材料の耐食性の評価を行った。

### 6.2.7 海外における研究開発の進捗

米国では、1960年代に、現行とは異なる乾式再処理技術(メルトリファイニングと呼ばれる)によって1万本を超える高速実験炉 EBR-II 炉心燃料(ウラン-Fs 金属燃料、Fs:モリブデン、ルテニウム、ロジウム、パラジウム、ジルコニウム及びニオブからなる合金)のリサイクルが行われ、現行と同じ射出鋳造法による低除染燃料の遠隔製造が実証された<sup>6.2-44)</sup>。1990年代以降は、EBR-II や FFTF でウラン-プルトニウム-ジルコニウム金属燃料の照射試験が行われ、約 20at.%の最高燃焼度を達成するとともに、現行技術の燃料サイクル実証試験施設(FCF)が建設された<sup>6.2-45)</sup>。最近では、熱中性子炉 ATR において MA 含有金属燃料の照射試験が進められる一方、FCF においては照射済の EBR-II 炉心燃料及びブランケット燃料の電解精製法による処理が継続して実施されており<sup>6.2-46)</sup>、カドミウム陰極によるウラン-プルトニウム-MA 一括回収が実証された<sup>6.2-47)~6.2-48)</sup>。乾式再処理特有の塩廃棄物固化体及び金属廃棄物固化体については、安定性、均一性及び浸出特性などの測定が行われ、ユッカマウンテンにおける処分体に要求される性能を有することがエネルギー省から認められている。そこで工学規模でこれらの廃棄物を製造する試験装置を開発し、ホットセルに設置して、廃棄物を製造するとともに、工学規模でも品質が保証されることを実証する試験の準備が進められている<sup>6.2-49)</sup>。このように米国で開発が進められている金属燃料及び乾式再処理プロセスは、国内で研究開発を進めているものと概ね同一であり、国際協力による効率的な開発の推進が可能である。

韓国<sup>6.2-50)</sup>及びインド<sup>6.2-51)</sup>においては、ウラン合金の特性試験や工学規模の乾式再処理試験設備の整備が進められるなど、金属燃料サイクルに関する研究開発に進展が見られる。中国も金属燃料サイクルの開発を指向している。

### 6.2.8 研究開発の進捗の評価

6.2.1 項~6.2.6 項で述べた国内の研究開発は、FS 等を通じて摘出された課題に対して重点的に実施されており、国際協力や公募事業の活用により、MA 含有金属燃料の照射後試験、電解精製プロセスの小規模ホット試験、機器開発、廃棄物固化体製造試験などが着実に進められている。米国では、照射済金属燃料の処理が継続して実施され、カドミウム陰極によるウラン-プルトニウム-MA 一括回収の工学規模実証や廃棄物固化体の処分適合性の認定などに至っている。これらの研究開発の結果、金属燃料サイクルの技術的な不確実性が取り除かれつつあり、技術的課題の多くに解決の見通しが立ってきている。

しかし、これまでに述べた金属燃料サイクルの課題には、照射試験、工学規模機器開発、廃棄物固化

体開発など最終的な実証に長期を要するものがあり、また、高温条件での照射による健全性確認など一部の課題については遅れが見られる。そのため、これらの課題の解決に向けて継続して取り組み、金属燃料サイクルの技術的実現性を確実なものとして行く必要がある。また、国産燃料製造と集合体照射による燃料性能の実証、燃料サイクルの工学規模ホット試験によるプロセス・機器の実証などの実用化のための開発方策の可能性を検討する必要がある。

#### 参考文献

- 6.2-1) 平成 18 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業,「金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発」成果報告書、(2007).
- 6.2-2) 中村勤也,他,「常陽」照射試験に向けた金属燃料製造技術の開発－U-20wt%Pu-10wt%Zr合金の射出鋳造－」電力中央研究所報告:L06005,(2007).
- 6.2-3) 平成 20 年度文部科学省原子力システム研究開発公募事業,「TRU 燃焼のための合金燃料設計と製造の基盤技術の開発」成果報告書、(2009).
- 6.2-4) 尾形孝成,他,「金属燃料要素の「常陽」照射試験－試験計画と試験燃料要素設計－」電力中央研究所報告:L08006,(2009).
- 6.2-5) K. Nakamura, et al., "Fabrication of Metal Fuel Slugs for an Irradiation Test in JOYO," Proceedings of Global 2009, Paris, France, (2009).
- 6.2-6) H. Ohta, et al., "Irradiation Test of Fast Reactor Metal Fuel Containing Minor Actinides in PHENIX Reactor", Proceedings of Global 2005, Tsukuba, Japan, (2005).
- 6.2-7) H. Ohta, et al., "Postirradiation Examinations of Fast Reactor Metal Fuels Containing Minor Actinides – Fission Gas Release and Metallography of ~2.5at.% Burnup Fuels -", Proceedings of Global 2009, Paris, France, (2009).
- 6.2-8) H. Ohta, et al., "Development of Minor Actinide-Containing Metal Fuels", Proceedings of FR09, Kyoto, Japan, (2009).
- 6.2-9) 太田宏一,他,「マイナーアクチニドを含有する高速炉用金属燃料の照射試験－低・中燃焼度燃料ピンの照射後非破壊検査および照射挙動評価」,電力中央研究所報告:L08005,(2008).
- 6.2-10) 太田宏一,他,「マイナーアクチニドを含有する高速炉用金属燃料の照射試験－低燃焼度燃料のガス放出率および金相観察」,電力中央研究所報告:L09011、(2010).
- 6.2-11) 小川隆,他,「ナトリウム冷却金属燃料高出口温度型炉心の安全性向上に関する検討」,日本原子力学会 2007 年秋の大会予稿集,D36,(2007).
- 6.2-12) 小林登,他,「金属燃料の特性を活かした魅力的な高速炉炉心の検討(1)－高増殖ブランケットレス炉心の検討－」,日本原子力学会 2008 年春の年会予稿集,K40,(2008).
- 6.2-13) 小林登,他,「金属燃料の特性を活かした魅力的な高速炉炉心の検討(2)－コンパクト化を迫及した炉心の検討－」,日本原子力学会 2008 年秋の大会予稿集,C23(2008).
- 6.2-14) 日本原子力研究開発機構,「金属燃料高速炉の炉心・燃料設計に関する研究(3) - 2007-2008 年度共同研究報告書 - 」,JAEA-Research 2009-025 (2009).

- 6.2-15) 岡野靖,他:”金属燃料の特性を活かした魅力的な高速炉炉心の検討(3)下部ガスプレナム型金属燃料炉心の炉心特性および流量過渡特性に関する検討”,日本原子力学会 2010 年春の年会予稿集,H37,(2010).
- 6.2-16) Y. Fukano, et al., :”CAFE Experiments on the Flow and Freezing of Metal Fuel and Cladding Melts (1) - Test Conditions and Overview of the Results,” Proceedings of FR09, Kyoto, Japan, (2009).
- 6.2-17) A.E. Right, et al., :”CAFE Experiments on the Flow and Freezing of Metal Fuel and Cladding Melts (2) - Results, Analysis, and Applications,” Proceedings of FR09, Kyoto, Japan, (2009).
- 6.2-18) H. Kofuji et al.,:”Electro-deposition behavior of minor actinides with liquid cadmium cathodes”, 2010 IOP Conf. Ser. : Mater. Sci. Eng., 9 012010 (2010).
- 6.2-19) M. Kurata et al.,:”Sequential process test for metal pyro-processing using U, Pu and Am”, Proc. Atalante 2008, May 18-23, Montpellier, France,(2008).
- 6.2-20) S. Kitawaki, M. Fukushima, N. Yahagi, M. Kurata,:" Mass balance and separation factor of actinides through series process test on pyroprocess", Proc. Global 2007, Boise, Idaho(2007).
- 6.2-21) to be published.
- 6.2-22) to be published.
- 6.2-23) 平成 18 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業、”金属電解法乾式再処理プロセス機器の実用化要素技術開発成果報告書”、2007 年 3 月。
- 6.2-24) 平成 19 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業、”金属電解法乾式再処理プロセス機器の実用化要素技術開発成果報告書”、2008 年 3 月。
- 6.2-25) 平成 18 年度文部科学省原子力システム技術開発公募事業、「金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発」成果報告書、2007 年 3 月。
- 6.2-26) K. Kinoshita and T. Tsukada,:"Contercurrent extraction test with continuous flow of molten LiCl-KCl salt and liquid Cd for pyro-reprocessing of metal FBR fuel", J. Nucl. Sci. Technol., 47, pp.211-218(2010).
- 6.2-27) M.Iizuka, et al.,:"Development of an innovative electrorefiner for high uranium recovery rate from metal fast reactor fuels," J.Nucl.Sci.Technol., 46,7,699-716 (2009).
- 6.2-28) Y. Sakamura and T. Omori, "Electrolytic reduction and electrorefining of uranium to develop pyrochemical reprocessing of oxide fuels", Nucl. Technol.,171,3,266-275 (2010).
- 6.2-29) 平成 21 年度文部科学省原子力システム研究開発事業,:"実用化に向けた金属燃料サイクルの工学技術実証に関する研究開発成果報告書”,(2010).
- 6.2-30) T. Koyama, et al., :”Development of engineering technology basis for industrialization of pyrometallurgical reprocessing”, Proc. Global 2007, Boise, Idaho(2007).
- 6.2-31) T. Hijikata and T. Koyama, :”Development of high temperature molten salt transport technology for pyrometallurgical reprocessing”, J. Power Energy Syst, 3, p.170 (2009).

- 6.2-32) T. Hijikata and T. Koyama, "Development of high temperature transport technology for molten salt and liquid cadmium in pyrometallurgical reprocessing", J. Eng. Gas Turbine Power, 131, 042902-1-8 (2009).
- 6.2-33) 平成 17 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業、"金属電解法乾式再処理プロセス機器の実用化要素技術開発成果報告書", (2006).
- 6.2-34) M.Fukushima et al., "Development of measurement techniques for density and liquid level of molten salt to assess an inventory in equipment of pyro-processing", Proc. 50th INMM (2009).
- 6.2-35) 三浦秀徳、魚住浩一; "ゼオライトカラムによる使用済塩処理技術の開発 - 中規模装置によるカラム性能の評価 - ", 電力中央研究所報告:L08015、(2009).
- 6.2-36) 木下賢介; "金属燃料乾式再処理のマスバランス評価と高レベル廃棄物量削減の検討"、電力中央研究所 研究報告(発行予定)
- 6.2-37) 天本一平,他;"熱力学的手法を用いた物質挙動シミュレーションによる使用済み電解質再生プロセスの予備的構築",シミュレーション、27,3,(2008).
- 6.2-38) H.Kofuji et al.,"Evaluation of Phosphate Thermodynamic properties for Spent Electrolyte Recycle", J. Nucl. Mater. 389, pp.173-178 (2009).
- 6.2-39) I.Amamoto et al.,"Phosphates Behaviours in Conversion of FP Chlorides", J. Nucl. Mater. 389 (2009), pp. 142-148.
- 6.2-40) H.Kofuji et al. "Phosphate Conversion Behavior of FP Chlorides with Spent Electrolyte Recycling", Electrochemistry, 77[8] pp.597-600 (2009).
- 6.2-41) 平成 19 年度文部科学省 原子力システム研究開発事業,"金属燃料の熔融塩電解精製における陰極/陽極の処理に関する研究開発成果報告書", (2008).
- 6.2-42) 平成 20 年度文部科学省 原子力システム研究開発事業,"金属燃料の熔融塩電解精製における陰極/陽極の処理に関する研究開発成果報告書", (2009).
- 6.2-43) 平成 21 年度文部科学省 原子力システム研究開発事業,"金属燃料の熔融塩電解精製における陰極/陽極の処理に関する研究開発成果報告書", (2010).
- 6.2-44) C.E. Stevenson, "The EBR-II Fuel Cycle Story," American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois (1987).
- 6.2-45) R. W. Benedict, et al., "Pyroprocessing Progress at Idaho National Laboratory", Proc. Global 2007, Boise, Idaho(2007).
- 6.2-46) S. X. Li, et al.,"Electrorefining experience for pyrochemical reprocessing of spent EBR-II driver fuel", proc. Global 2005, Tsukuba, Japan(2005).
- 6.2-47) D. Vaden, et al.,"Engineering-scale liquid cadmium experiments", Nucl. Technol.,162, pp.124-128 (2008).
- 6.2-48) S. X. Li, et al.,"Actinide recovery experiments with bench-scale liquid cadmium cathode in real fission product-laden molten salt ", Nucl. Technol.,165, pp.190-199 (2009).
- 6.2-49) K. Marsden, et al.; "Process and equipment qualification of the ceramic and metal

- waste forms for spent fuel treatment", Proc. Global 2005, Tsukuba, Japan(2005).
- 6.2-50) Han-Soo Lee, et al.,:"Development of pyroprocessing technology at KAERI", Proc. GLOBAL 2009, Paris, France(2009).
- 6.2-51) K. V. Govindan Kutty, et al.,:"Current status of the development of the fast reactor fuel cycle in India", Proc. GLOBAL 2009, Paris, France(2009).

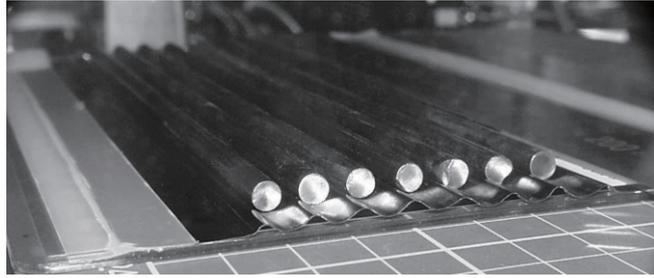


図 6.2-1 「常陽」照射用 U-Pu-Zr 燃料スラグの外観

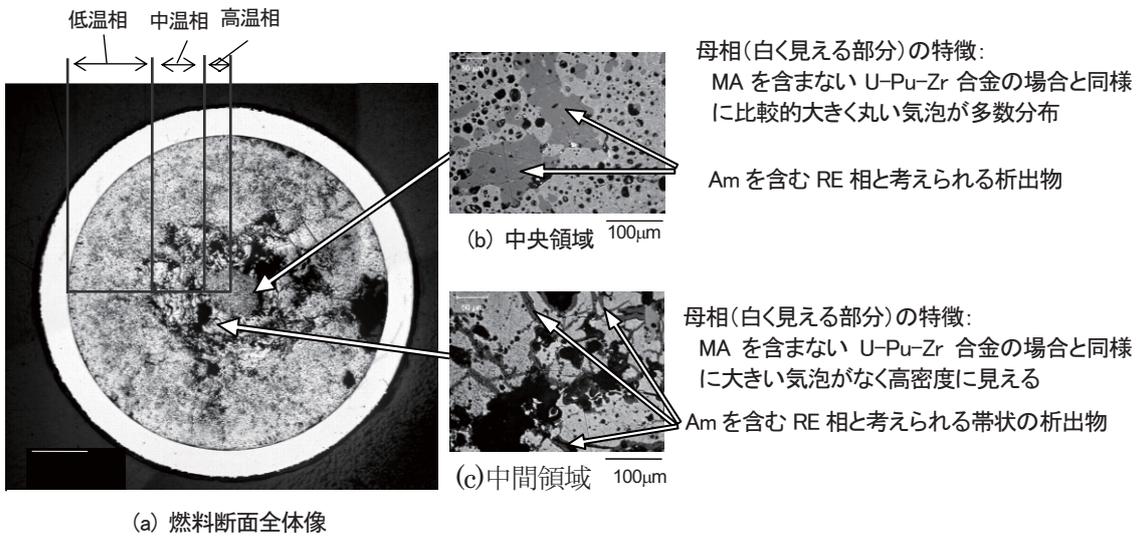


図 6.2-2 燃焼度約 2.5at.% の U-Pu-Zr-5MA-5RE 合金燃料の組織

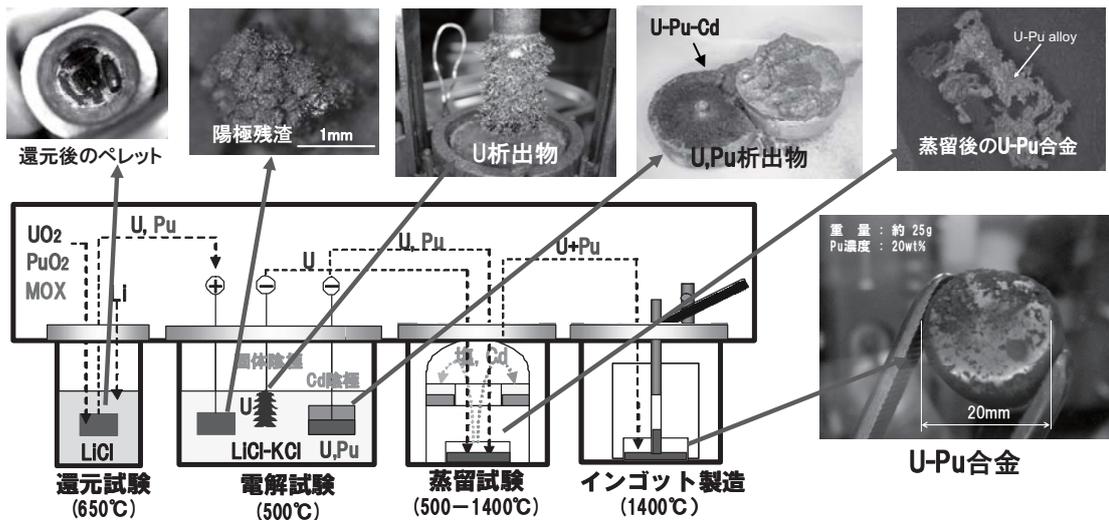


図 6.2-3 燃料サイクル連続試験(マスバランス評価)における各工程製品の的外観



図 6.2-4 燃料サイクル工学実証試験装置開発の例 (6.2-29)

([電解還元装置[左]、電解精製装置[中]、射出鑄造装置[右])

## 7. 結言

「FBR サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)」では、2010 年度のマイルストーンである革新技術の採用可能性の判断を行うため、主概念(「ナトリウム冷却高速増殖炉(MOX 燃料)、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造」の組合せ)に集中して要素技術開発及び設計研究を行っている。

革新技術の採否可能性判断については、開発リスクの低減等の観点から代替技術についても検討し、以下のように判断した。

- ・ 炉システムについては、設計的視点も加えて評価するために 13 課題を 10 種の評価対象技術に再整理して評価した。その結果、6 種(安全性向上技術、改良 9 クロム-1 モリブデン鋼製大口徑配管を用いた 2 ループシステム、自然循環除熱式崩壊熱除去システム、簡素化燃料取扱いシステム、SC 造格納容器、高速炉用免震システム)については当初概念通り採用可能と判断した。それ以外の 4 種については、代替技術も評価対象に挙げた上で判断した。「コンパクト化原子炉構造」については、代替技術として検討したコールドベッセル概念は採用せず、ナトリウムダム付きホットベッセル概念を採用することにした。「ポンプ組込型中間熱交換器」については、革新技術の採用が可能であり、代替技術である IHX 分離構造は概念検討を継続する必要はないと判断した。「直管 2 重伝熱管蒸気発生器」については、主概念の技術的成立性、工業的実現性及び代替案を採用した場合の経済性への影響を評価した結果、代替技術である防護管付伝熱管を選定すべきと判断した。なお、密着 2 重伝熱管については、実用炉に向けた将来的な技術として、その工業的実現性が得られた際に採用することとした。また、管板用厚肉鍛鋼品製作設備に対する投資リスク低減策として 2 分割 SG を代替技術とした。「高燃焼度炉心・燃料」は、ODS 鋼被覆管以外は採用可能と評価したが、被覆管材料については段階的に検討評価を行い、最終的に代替材の可否を含め被覆管材料を選定することとした。
- ・ 先進湿式法再処理については、6 課題中 3 課題(解体・せん断技術、高効率溶解技術、ウラン・プルトニウム・ネプツニウムを一括回収する高効率抽出システム)を採用可能と判断した。それ以外の以下に示す 3 課題については検討継続とした。
 

「晶析技術による効率的ウラン回収システム」については開発・検討を継続し、ウラン回収率の制御に係る再現性・信頼性、結晶精製を含む晶析工程の固体不純物の除染係数の向上等に関する見通しを得たうえで、2015 年度までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとした。「抽出クロマト法による MA 回収技術」については開発を継続し、廃液量が設備コストに大きな影響を与えないフローシート条件の構築、分離性能・回収率向上等に関する見通しを得たうえで、2015 年度までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとした。「廃棄物低減化(廃液二極化)技術」については、研究開発プログラムの再構築をしたうえでサイクル技術全体の開発計画の中で検討することとした。
- ・ 簡素化ペレット法燃料製造については、3 課題(脱硝・転換・造粒一元処理技術、ダイ潤滑成型技術、TRU 燃料取扱い技術)を採用可能と判断した。それ以外の以下に示す 2 課題については検討継続とした。
 

「焼結・O/M 調整技術」については 2010 年度から開始する小規模 MOX 試験等の研究開発を継続し、O/M 比調整の設計上の処理時間及び設備量産規模の設定の妥当性を確認したうえで、

2015 年度までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとした。「セル内遠隔設備開発」については、当面は自動運転技術について、グローブボックス設備を通して開発を進めることに軸足を置いて、今後の成果に基づき成立性を再度見通したうえで、晶析技術及び MA 回収技術開発の動向を踏まえつつ、2015 年までに実用化に至るまでの研究開発の進め方を決定することとした。

なお、「燃料基礎物性研究」の成果は他の 5 課題に成果を取り込んで採否判断を行った。

採否判断結果を踏まえて構築された FBR システム概念を対象に、原子力委員会が提示した性能目標に対する達成度評価を実施した。具体的には 2011 年 3 月末時点までの設計の進捗の範囲で、FaCT プロジェクト開始当初に原子力機構が設定した開発目標（「安全性及び信頼性」、「持続可能性（資源有効利用性、環境保全性、廃棄物管理性）」、「経済性」、「核不拡散性」）、設計要求に対する定量的評価を実施し、その結果を基に性能目標に対する達成度を総合的に判断した。その結果、性能目標を概ね達成していることを確認するとともに、今後の研究開発の方向性を示唆する課題を抽出した。今回の評価において明らかとなった今後の検討課題については、今後の研究開発計画に反映してゆく。

## 謝辞

本報告書には、以下に述べるように本研究に協力していただいたメーカ各社、研究機関、大学などの研究成果が含まれている。

(財)電力中央研究所には、原子力機構との間に研究協力協定を締結しナトリウム冷却高速増殖炉の研究開発において、多大なご協力をいただいたのみならず、副概念の検討において主導的な立場でご協力をいただいた。また、プラントの設計・建設や研究開発経験を有する三菱重工業(株)及び三菱FBR システムズ(株)をはじめとするメーカ各社には、設計検討や要素技術開発においてご協力をいただいた。さらに、国内外の研究機関や大学には革新的なアイデアの提案、要素技術開発などにご協力をいただいた。

また、本研究の実施にあたっては、原子力機構内に外部の専門家、有識者を交えた「FBR システム技術検討会」、「核燃料サイクルシステム技術検討会」を適宜開催し、研究の進捗状況を報告することで、専門的、客観的な立場からコメントなどをいただいた。

これら本研究の円滑な遂行にご協力いただいた方々に、心から感謝したい。

## ＜付録1＞ 高速増殖炉サイクル関連技術の今後の研究開発計画(案)

FaCT プロジェクトは、性能目標を達成できる高速増殖炉サイクルの実用施設及びその実証施設の概念設計と実用化に至るまでの研究開発計画を 2015 年に提示することを目標として進めてきた。

FaCT プロジェクトフェーズ I (2006 年度～2010 年度)では、革新技術の採否可能性等の判断を実施するとともに、次の開発ステップである FaCT プロジェクトフェーズ II (2011 年度～2015 年度)の開発計画も併せて検討してきた。

しかしながら、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震と当該地震に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故による社会や原子力安全に対する影響を踏まえ、我が国の平成 23 年度以降のエネルギー政策や原子力政策の見直しは必至であり、FaCT プロジェクトフェーズ II への移行も停止せざるを得ない状況にある。

そのため、FaCT プロジェクトフェーズ II の開発計画についても、エネルギー基本計画や原子力政策大綱等の国の政策の議論と整合を図りつつ見直す必要があるが、今般の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の経験等を踏まえ、より高度化な安全性・信頼性を備えた FBR サイクルの実現を可能とする開発計画を示すことが求められる。

現行の FaCT プロジェクトフェーズ II の開発計画は今般の震災前に策定したものであるが、新たな開発計画を検討するためのベースとなり得るものであることから、参考資料の位置付けで付録として掲載することとした。

### 付 1-1. FaCT プロジェクト開始以降の情勢変化

我が国では、2009 年 12 月にプルサーマルによる営業運転が始まり、軽水炉におけるプルトニウム利用が本格的に開始されるなど、国内での核燃料サイクルの確立を目指した動きが少しずつではあるが進展してきている。2030 年の運転開始を目指す次世代軽水炉は、80 年寿命、高度な安全性、高燃焼度や高熱効率による経済性向上や操業時廃棄物の低減などを目標としており、FBR の導入において、FBR が目標とすべき主要な電源の一つである。将来の再処理施設に関しては、五者協議会等において、軽水炉から FBR への移行期を対象とした軽水炉と FBR の使用済燃料の共用再処理(LF 共用再処理)の構想が議論され始めている。一方、海外においては、発展途上国を中心とした高い経済成長及び地球温暖化対策への関心の高まりを背景に原子力発電への期待が膨らむとともに、中国、インドなどは FBR 開発にも注力している。仏国は、主に環境負荷低減を目指して、我が国と同様、安全性と信頼性に優れ経済競争力のある第 4 世代原子力システムとしての FBR サイクルの導入を進めており、米国では、ユッカマウンテン・プロジェクトの見直しを契機として 2010 年よりブルーリボン委員会を設置し、核拡散抵抗性や廃棄物管理性を考慮しつつ高速炉燃料サイクルの可能性も含めた今後の核燃料サイクル政策を検討している。ロシア、中国、インドでは、既存技術をベースとした FBR の実用化を進めており、各国とも我が国より早いペースで研究開発を進め、早期の実証炉の建設及び実用化を目指している。このような国内外の状況の下、2050 年以前の導入を想定している JSFR の実用化を図るため、核燃料サイクルも含め仏国や米国等との協力・協調体制の構築が重要である。また、FBR 実用化時期までの間、既存軽水炉からの「繋ぎ」として開発中の次世代軽水炉の研究開発動向に留意し、円滑な移行が行われるよう FBR 開発を進めていく必要がある。

天然ウランの資源量に関しては、OECD/NEA、IAEA のレッドブックによると、近年の在来型ウラン資源量の総計は微増あるいはほとんど変わらない。今後のウラン価格の状況等により、ウラン資源量は変動することも予測されるが、その程度は不確実である。ウラン資源の需要側量については、今後中国やインドにおいて急激に原子力発電利用が増加すると想定し、軽水炉ワンスルーが継続されるとした場合、21 世紀終盤には在来型ウラン資源量の総計約 1,670 万トンの天然ウランが消費し尽くされる。我が国においても、平成 22 年 6 月に閣議決定されたエネルギー基本計画では、2030 年までに少なくとも 14 基以上の原子力発電所の新增設を目指すとしており、国内の合計容量は、現原子力政策大綱策定時の核燃料サイクル諸量の分析で採用した前提条件 58GWe よりも約 10GWe 増え、約 68GWe になる。このように、原子力発電設備容量の拡大による天然ウラン需要の増加は、世界各国が原子力発電の拡大を進める中でウランの安定供給の確保をより一層困難にする可能性がある。原子力を含めてもエネルギー自給率が 2 割にも満たない我が国としても、上記ウランの需給や価格の不確実性を踏まえ、エネルギーセキュリティの確保を目指し、FBR 技術を早期に確立することが肝要である。

経済性に関しては、材料価格の高騰等による建設費の高騰も考えられるが、これに加え、将来のウラン需要の増加によるウラン価格の高騰が軽水炉に対する FBR の経済性を相対的に優位なものとし、FBR を早期に導入するインセンティブの一つになることが想定される。

安全性に関しては、最近の動向として米原子力規制委員会により航空機衝突が規制要件(評価項目)とされたため、次世代軽水炉においては航空機衝突対策が明示的に採用されている。軽水炉では、安全性の基準が国際的にも認知されつつあることに鑑み、高速炉や燃料サイクルに関しても今後の整備が必要である。

廃棄物に関しては、我が国や仏国は環境負荷低減(発生量、毒性、サイクル内インベントリー等の低減)や廃棄物管理の面からリサイクルを推奨しており、これら観点は引き続き先進諸国において、FBR サイクルを導入することの重要な動機の一つになると考えられている。また、近年、我が国においては高レベル放射性廃棄物だけでなく、TRU 廃棄物等の低レベル廃棄物も含め、廃棄物全体で環境負荷低減を検討する重要性が高まっている。米国はこれまで JNEAP 等で廃棄物管理面からアクチニドサイクルを含むリサイクルについて検討を進めてきているところであるが、現在も前述のブルーリボン委員会で高レベル放射性廃棄物の管理のための安全で長期的な解決策を議論中である。ロシアもクローズドサイクルを提唱してきたが、廃棄物管理面への関心は不明である。今後も仏国や米国等の検討状況に留意する必要がある。

核不拡散に関しては、近年、各国の保障措置及び核物質防護の専門家間で「Safeguards by design」や「Physical protection by design」即ち、設計時から保障措置や核物質防護の対応を組込んだ施設とすることが提唱されている。この両者については、各国専門家や施設設計への国際的議論に注意しつつ、FBR サイクルの施設設計にどの程度採用するかについて慎重に検討しなければならない。FBR サイクルの核拡散抵抗性に関しては、近年議論が行われてきているが、決定的な定義や評価手法は開発されていない。原子力施設を通じた核拡散への疑念を払しょくするための対応策として、国際機関による検証・査察以外に、相互訪問・査察、多国籍管理等がある。多国籍管理構想は、これまで成立困難であると考えられてきたが、燃料供給については、2010 年、ロシアにおいて国際ウラン濃縮センターが設置されるなどの取り組みがなされている。なお、核不拡散上の問題の解決策の一つとして、燃料サイクル施設の多国間管理の概念が検討されている。いずれにしても、世界の核不拡散動

向に注目し、核拡散抵抗性の議論と並んで燃料サイクル施設についても多国籍管理政策の進展に留意しながら、燃料サイクル施設の開発戦略や目標を設定する必要がある。

原子力発電設備容量の見直しによる FBR 導入シナリオへの影響に関しては、58GWe の下では増殖比 1.1 であれば 60 年(次世代軽水炉の炉寿命 60 年)～80 年(次世代軽水炉の炉寿命 80 年)で移行が完了するシナリオを描くことができたが、68GWe の下でも増殖比 1.1 程度であればおおよそ同じシナリオを描くことができると思われる。増殖比が 1.2 であれば、68GWe の原子力発電設備容量で炉寿命が 60 年の場合でも、最短 60 年での FBR への移行が可能である。一方、世界で FBR が導入される場合、在来型天然ウラン資源量(1,670 万トン)の制約を考慮すると、増殖比 1.2 以上は必要と考えられる。FBR へのスムーズな置き換えだけを問題とする限り、増殖比 1.2 の方が望ましいが、経済性への影響、炉寿命延長の影響、ウラン資源量の変化、開発資源配分等を勘案して戦略立案する必要がある。

研究開発環境については、実証炉の建設・運転に向けて、多額の予算が必要である一方、国の税収は長期低落傾向にあって大幅な予算や人員の増加は厳しい状況にある。今後も研究開発資源を取り巻く状況において不確実性が増すことが考えられるが、費用対効果をはじめ、FBR サイクル開発の意義を示しつつ、国の重要課題(例:安全保障、インフラ輸出、経済成長、科学技術立国)等とリンクさせて予算獲得を図ること、電気事業者等の意見や考えを踏まえて FBR サイクルとすること、及び官民の適切な費用分担や国際共同開発での効率的な費用分担を図ること等が重要となる。また、機構内においては他部門との連携を綿密にし、効率的かつ効果的な研究開発を目指すことが重要である。

なお、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により、原子力政策全体に関する見直しが行われることが予想される。

## 付 1-2 研究開発全体の基本的考え方

### 付 1-2.1 FBR サイクル実用化までの研究開発全体の基本的考え方

FBR サイクルを取り巻く社会情勢や FaCT プロジェクトフェーズ I における進捗状況を踏まえ、これまでに原子力委員会の「原子力政策大綱」(平成 17 年 10 月 11 日)、資源エネルギー庁の「原子力立国計画」(平成 18 年 8 月 8 日)や「エネルギー基本計画」(平成 22 年 6 月 18 日閣議決定)、五者協議会の場等において示された共通認識及び FaCT プロジェクトフェーズ I 成果に対する国の評価結果を踏まえて研究開発を進める予定であり、今後の計画案(FaCT プロジェクトフェーズ II 計画案)を策定した。

FaCT プロジェクトフェーズ II における研究開発の基本的な進め方について、炉システムの開発計画については、原子力機構と原電が MHI、MFBR とともに策定したものである。また、燃料サイクルの開発計画についても、原子力機構と原電が策定した。一方、本開発計画案は発生した東北地方太平洋沖地震による震災前に検討されたものであり、必要に応じて計画の見直しを行っていく必要がある。

なお、本開発計画に基づく、より具体的な実施計画については、原子力機構が設置する研究開発・評価委員会(外部有識者により構成)の評価を受ける予定であり、各年度の実施計画については、毎年度、必要な見直しをかけることとする。

炉、再処理、燃料製造の各分野について、FBR サイクル全体としての整合性は取りつつも、それぞれの開発レベルに応じた開発の進め方とする。また、炉の安全基準や FBR サイクル全体の核不拡散

性について国際的なコンセンサスを得ることを目標に進める。

炉システムについては、2025年頃の実証炉運開、2050年頃の実用炉の実現を目指し、その前段階として、2015年の実用化像提示に向けて着実に研究開発を進めていく。

再処理システムについては、適切な技術実証を経て FBR の使用済燃料再処理が本格的に必要な時期に合わせて研究開発を進める。LF 共用再処理の議論も踏まえ、LWR サイクルから FBR サイクルへの移行期にも対応したシステムとして考える。

燃料製造システムについては、実証炉への燃料供給を通じて、現行技術から FBR サイクル平衡期で採用する技術に向けて、段階的な研究開発を進める。

なお、中国やインドでの急激な原子力発電の伸びによる在来型ウラン資源の早期枯渇や主要国の FBR 導入加速の動きにも考慮して、2050年以前のなるべく早い時期に FBR サイクル技術を確立し、国際標準化に向けた日本のリーダーシップの発揮及び実証炉以降の技術維持の観点から、FBR の早期実用化に柔軟に対応できることを目指す。

MA を含む TRU リサイクルについては、実現までに比較的長期の研究開発が必要との認識から、FBR 実用化時期との関連を考慮しつつ段階的に進めるものとする。当面、国際協力の可能性を模索しつつ、小規模なリサイクルを通じて基礎データの収集及び技術課題の明確化を目指し基盤的に進める。

#### 付 1-2.2 FaCT プロジェクトフェーズ II の研究開発全体の基本的考え方

FaCT プロジェクトフェーズ II では、2015年に炉、燃料、再処理の各システムについて実用化像とその後の開発計画を提示することを目標に研究開発を展開する。

開発に当たっては、炉、燃料、再処理、及び廃棄物処分も含めたサイクル全体で整合性を考慮する。特に、燃料集合体等炉心燃料技術を取り合いの中心に置き、炉側と燃料サイクル側の相互の取り合いをあらかじめ考慮した開発を進める。

2013年には中間取りまとめを行い、サイクル全体の整合性を確認する。中間取りまとめの結果や開発資源(資金、人、設備)の状況変化を踏まえ、必要に応じて計画の見直しを行う。

また、プロジェクトを進めるにあたり、国際協力を有効に活用する。国際協力を進めるに当たっては、各国の特色や事情を十分踏まえたうえで、フランス等諸外国の開発動向に常に注意を払い必要な研究協力を実施する。

なお、副概念である金属燃料サイクルについては、主概念として実用化像を提示する 2015年頃にバックアップ技術としての位置付けを判断するため、電中研の協力を得つつ、基盤的な研究を継続するとともに国際協力による研究や情報収集を進めていく。

#### 付 1-3 各分野の開発計画の考え方と今後の研究開発計画(案)

##### 付 1-3.1 炉の開発計画(案)

###### (1) 基本的な考え方

FaCT プロジェクトフェーズ I の成果、2010年の革新技术採否判断及び実証炉の出力・基数の暫定判断結果に基づき、2011年より5年計画で FaCT プロジェクトフェーズ II を開始する。フェーズ I の革新技术の成立性評価から、FaCT プロジェクトフェーズ II では実証炉・実用炉の概念設計と

技術実証にプロジェクトは移行する。また、試運転を開始したもんじゅから得られる知見について設計手法・評価手法への反映、保守経験・Na 取扱技術の設計への反映を行う。

具体的には、2025 年に運転開始を計画する実証炉の開発に重点を移し、マイルストーンとして設定した 2015 年の「実用化像の提示」に向け開発を継続する。「実用化像の提示」は、①実証炉と実用炉の概念設計結果とその性能評価結果、②要素試験による設計・評価手法確立、③安全審査指針・設計基準類の整備、及び④機器・システムの設計成立性、性能及び信頼性の実証が必要であり、それらをフェーズⅡでは実施する計画である。さらに、2015 年には実用化までの開発計画を提示する。

プロジェクトのチェック・アンドレビューに関しては、5 年計画の中間年度である 2013 年に中間評価を受けるとともに、機構内部のチェック・アンドレビューとして、各専門分野の委員会、設計と開発をチェックするシステム検討会、等を組織し進捗をチェックする。

## (2) 炉開発計画(案)

上記の基本的な考え方に基づき開発計画を立案する。①フェーズⅠで実施した概念検討では設計成立性を見通すために主要な部位・事象について評価してきたのに対し、概念設計では、全ての機器・系統、想定事象に対し網羅的に評価を実施して仕様を確定させる。②フェーズⅠで実施した要素試験は、主要構造及び部位の成立性を確認するものであったが、フェーズⅡでは 2015 年までの設計最適化や 2016 年以降の基本設計に必要となる設計手法及び評価手法の整備について要素試験を中心として進める。③安全評価指針・設計基準類の整備に関しては、それらの元となる試験データの拡充を図り指針案・基準案を作成の上、規制当局及び基準認証団体との議論を行う。④実証試験は 2015 年に機器・システムの設計成立性、性能及び信頼性を実証するための試験であり、フェーズⅡ末までに実施できるよう準備を開始する。特に実証試験に関しては、試験実施に比較的最長い期間を要すること、技術移転の主要な技術項目であることから、より確実な計画とするために以下の考えに基づいて計画を立案した。炉システムの開発ロードマップを図付 1.3-1 に示す。

最初に実証項目を取りこぼし無く摘出するために、各機器・系統に対して、設計成立性、構造健全性、流動安定性、保守・補修性、等の視点から実証が必要な項目を摘出した。摘出された実証項目について、先行炉・一般産業技術での既存の知見を吟味した上で残された課題について、データ評価、十分検証されたコードを用いた解析での評価、を検討し、実証試験を計画した。また、実証試験計画では、必要な模擬範囲・模擬スケール・使用流体を考慮した試験計画とした。なお、今後データを評価しつつ必要な見直しを行う。

さらに、今後運転が再開されるもんじゅに関しては、機器・システム設計手法へ反映が必要な知見は、試験計画段階から設計者が試験計画に参画することによって蓄積し、実証炉の概念設計への反映、及び 2016 年以降の実証炉基本設計への反映に努める。

### (a) 概念設計

成果目標:

「実用化像の提示」に必要な実証炉及び実用炉の概念設計結果と、その性能評価結果を提示する。

開発計画の考え方:

- 2010 年の革新技術採否判断、及び実証炉出力の暫定判断結果に基づき、出力 75 万 kW<sub>e</sub> の実証炉概念設計を実施する。
- 2011～13 年の当初 3 年間で一巡のプラント設計を実施し、そのプラント概念と性能の概略を提示する。
- 2014～15 年の 2 年間では、要素試験、一部の実証試験成果を反映し概念設計を最適化する。

## (b) 要素試験による設計・評価技術開発

### 成果目標:

要素試験を実施することにより、概念設計・基本設計に適用する設計手法と、性能評価、安全評価に適用する評価手法を開発・検証する。

### 開発計画の考え方:

- 概念設計最適化に反映する設計手法を 2013 年までに整備する。  
先行炉等からの従来知見及び 2010 年までの研究開発により構築した機器・システムの設計手法の内、従来知見で保守的な設計を実施する項目に関しては、2013 年までに高度化した設計手法を開発・検証し概念設計に適用しプラント性能の向上を図る。設計手法高度化及び検証のために必要な要素試験は 2013 年までに成果を得るように計画する。
- 概念設計の性能評価に適用する評価手法を 2015 年までに開発・検証する。  
プラントの性能評価は概念設計終了時の 2013 年まで、及び概念最適化が完了する 2015 年までに実施するが、それらに適用する評価手法に関しても同時期までに評価手法高度化及び検証を実施する。
- 基本設計に反映する設計手法を 2015 年までに整備する。  
基本設計は 2016 年から開始する計画であり、それに適用する設計手法は 2015 年までに整備を完了する。

### 要素試験計画の概要:

- 分類項目  
炉システムに係る技術を主としてプラントの設備単位で分類して要素技術開発を行う。分類項目は、安全性向上(自己作動型炉停止機構、確率論的安全評価、放射性物質移行挙動、自然循環除熱式崩壊熱除去)、コンパクト化原子炉構造、原子炉容器-配管-中間熱交換器結合系流動-振動(大型水流動試験)、改良 9Cr 鋼 2 ループ大口径配管、ポンプ組込型中間熱交換器、防護管付伝熱管蒸気発生器、簡素化燃料取扱システム、SC 造格納容器、高速炉免震システム、炉心・燃料、である。
- プロジェクトの中間評価及び最終年度の 2013 年、2015 年の各断面における成果目標を設定した。
- 上記の分類項目ごとの開発方針と 2013 年、2015 年それぞれの成果目標を取り纏め、表付 1.3-1 に示す。

### (c) 安全要件及び規格・基準類の整備

#### 成果目標:

2018 年頃からの安全審査に向けて、安全審査指針類のベースとなるような安全要件を 2015 年までに取りまとめる。また、2020 年頃からの工事認可に向けて、必要となる規格・基準類を整備する。

#### 整備計画の考え方:

- 2011 年度から原子力学会にて安全要件について検討し、実証炉に対する安全要件を取りまとめる。また、高温構造設計等に関する規格・基準類について、実証炉条件に関する検討を進めるとともに、各規格・基準類の整備・改訂時期に反映する。

#### 計画の概要:

- 設計のための基本的な安全要件として、「安全設計要件(指針)」、「安全評価要件(指針)」、「重要度分類(指針)」を開発側として準備する。その際、国際的にも標準的な安全要件となるよう留意する。また、民間規格として準備する規格・基準類については、高温構造設計(材料基準、維持規格等を含む)、免震技術及び SC 造格納容器技術等について、各 R&D 成果を反映した規格・基準類を整備する。
- 規格基準類の整備方針と成果目標を表付 1.3-2 に示す。

### (d) 実証試験

#### 成果目標:

実証炉の設計成立性及び性能を示すことが必要な機器・システムについて、実証試験が必要な項目を抽出し、その成果を「実用化像の提示」に資する。

#### 開発計画の考え方:

- まず、実証項目を機器・システムの別に網羅的に抽出した。実証方法としては、以下のとおり、既存知見を用いた評価による実証、解析による実証、及び試験による実証が考えられるので、抽出した実証項目毎にいずれによる実証が適切であるかを検討し、設計の確認や許認可等に必要データが得られると考えられる実証試験計画を設定した。なお、本開発計画については、今後の検討の進捗を反映して適宜見直しを実施する。
  - ▶もんじゅ等の先行炉の開発知見、一般産業技術を活用した評価による実証(概念設計の中で実施する)。
  - ▶試験により十分に検証された解析コードを用いた評価による実証(概念設計の中で実施する)。
  - ▶模擬範囲の適切なサイジング、環境の設定等を考慮した試験による実証。

#### 実証試験計画の概要:

- 機器実証については、「炉内計装の健全性やガス巻き込み・液中渦対策等を実証するための 1 次系ホットレグを対象とした縮尺 1 次システム流動試験」、「自然循環時の炉内伝熱流動等を実証するための縮尺炉容器ナトリウム伝熱流動試験」、「主循環ポンプの性能実証等のためのポンプ単体機器開発試験」、「直管 SG の構造健全性、伝熱流動等の性能データを取得するための SG 機器開発試験」を計画した。
- システム実証については、「自然循環崩壊熱除去性能等を実証するための縮尺水伝熱流動試験」、

「主冷却系の流動安定性を実証するための縮尺 1 次系統水流動試験(前出)」、「主冷却系と水蒸気系及び蒸気発生器の総合的な除熱性能・過渡挙動を実証するための冷却系システム試験」を計画した。

- 実証試験内容の概要を要素試験と併せて表付 1.3-1 に示す。

### (e) もんじゅ成果の反映

#### 成果目標:

実証炉の基本設計、安全審査、及び運転計画にもんじゅの性能試験、ナトリウム管理技術、保守経験、等の成果を反映し、実証炉の信頼性を高める。

#### 開発計画:

- 2016 年開始の基本設計までに、性能試験成果を用いて設計手法検証や解析コードのスケール効果の確認等を実施する。
- 2018 年末の安全審査までに、定格運転時の保守経験、ナトリウム取扱技術、信頼性データベースなどを蓄積し、
- これらの成果を許認可へ反映する。
- 2025 年の運開までに、更なる保守経験の蓄積とナトリウム機器の検査技術の高度化などの成果を、実証炉の運転へ反映する。

### (f) その他

- 炉心・燃料技術のうち、高燃焼度被覆管材料については、試験データを拡充の上、2013 年に採否判断を行う。
- 全系統システム試験の実施要否について、2013 年までに実証炉概念設計の成果、要素試験の成果を反映し、2013 年に実施要否を評価する。

## (3) 開発を進めるにあたっての重要事項

### 組織・体制の強化

FaCT プロジェクトのプロジェクトマネジメント機能を強化するために、以下の施策をとる。

- 中核企業である MHI とそれが設立したFBRエンジニアリング会社である MFBR の責任と権限を明確にし、これを強化するため、実証炉概念設計は MFBR/MHI が主体的に実施する。
- 実証炉安全審査に向けた準備を、開発側(国、電気事業者、中核企業等、原子力機構)が連携して進める。
- 実施主体が決定する 2015 年度までは、国が主体的に研究開発を実施し、2016 年頃以降、実施主体での実証炉の基本設計・安全審査・建設フェーズへ円滑に移行するための準備のため、人材移転を段階的に進める。また、人材育成も強化する。

### 付 1-3.2 再処理技術の開発計画(案)

#### (1) 基本的な考え方

FaCT プロジェクトフェーズ I では、FBR 平衡期を想定した FBR 使用済燃料の再処理法として先

進湿式法再処理を選択し、これを構成する 6 つの革新技術の開発を進めてきた。一方、この平衡期の前には LWR サイクルから FBR サイクルに至る移行期(L/F 移行期)が存在することから、この時期及び処理する燃料(LWR のウラン燃料、LWR の MOX 燃料、FBR の MOX 燃料)に対応した再処理技術も確立しておく必要がある。

これを受けて、FaCT プロジェクトフェーズⅡでは、従来の FBR 平衡期を対象とした技術から、L/F 移行期から FBR 平衡期までをカバーした F 再技術に対象を広げて開発を実施する。

L/F 移行期初期の主に LWR 使用済燃料の再処理(L 再)を行う六ヶ所再処理工場に続く工場に成果を反映すべく第 1 ステップとして比較的实现性の高い高除染体系の技術の確立を、またその後現れる FBR 使用済燃料の再処理(F 再)を主とする再処理工場に成果を反映すべく第 2 ステップとして導入効果の高い低除染・MA リサイクル技術の実用化を、それぞれ目標にして段階を踏んで開発を展開していくものとする。当面は第1ステップで必要となる技術に重点をおいて進めるが、第 2 ステップで必要となる技術は開発効果の高い重要な技術であり継続して着実に開発を進めることとする。

なお、FaCT プロジェクトフェーズⅡの研究開発と並行して、五者協議会のもとで第二再処理工場構想検討(L/F 移行期のプラントの概念検討と必要な研究開発)が進められる。そのため、再処理技術開発の全体を俯瞰して、FaCT プロジェクトフェーズⅡの成果を第二再処理構想検討にフィードするとともに、第二再処理工場構想検討の成果を適宜取り込むなど第二再処理工場構想検討と相互に情報を共有しつつ、連携して開発を進めることとする。

## (2) 再処理技術開発計画(案)

FaCT プロジェクトフェーズⅡにおいては、上記の基本的な考え方のもと、FaCT プロジェクトフェーズⅠの革新技術の採否判断や核不拡散に係る国際的な動向等を踏まえ、開発技術を下記の通り改良・革新技術、将来技術、核不拡散技術に再整理して研究開発を進める。改良・革新技術は、第 1 ステップでの技術実証へ向けて、F 再単独でも L 再/F 再共用プラントでも必要となる F 再固有の技術の他、プラント概念に係わらず開発効果が高く、第二再処理工場での採用可能性が高いと目される技術を対象とする。本技術と核不拡散技術は実用化時期を考慮して重点を置いて開発を行う。将来技術は、低除染・MA リサイクルを採用したF再の本格導入時期に必要な開発効果の高い重要な技術を対象とし、第 2 ステップでの技術実証を目指す。

このように再処理に関しては L/F 移行期の存在ゆえに 2 種類の実用化すべき技術(高除染体系のコプロセッシング法、低除染体系の先進湿式法)があり、プラント概念検討ではその 2 種類の技術を採用した F 再プラントの概念検討を行う。

2015 年には、2 つの概念検討結果をもとに、これらの実用化像(プラント概念、概略コスト)を提示する。また、技術開発の進捗状況、成果等を踏まえて、五者協議会のもとでの第二再処理工場構想検討と連携して、2016 年以降の技術実証の進め方及び技術開発計画を提示する。

以上を再処理技術開発のロードマップとしてまとめたものを図付 1.3-2 に示す。

### ① 改良・革新技術

FaCT プロジェクトフェーズⅡでは以下を改良・革新技術として開発を行い、2015 年までに実用化に向けて工学的成立性の見通しを得るためのデータを取得し、成立性を確認する。なお、晶析技術の

代替であるコプロセッシング法も改良・革新技術に分類し、五者協議会のもと第二再処理工場の構想検討の中で別途、開発を行う。各技術の開発内容の詳細については、表付 1.3-3 に示しておく。

- 解体・せん断技術

解体技術については、解体システムの信頼性向上のための各種要素試験や集合体構造の検討等を実施する。

せん断技術については、せん断データの拡充を図るとともに、稼働率を確保する上で重要な粉塵対策を検討する。

- 溶解技術

溶解プロセス開発では、溶解速度の精度向上に反映するための溶解プロセスデータの拡充とモリブデン酸ジルコニウム等のスラッジ基礎データの蓄積を重点的に実施する。

連続溶解槽の開発については、信頼性及び稼働率向上の観点から最も重要性の高い耐閉塞性確保と駆動部の耐久性確保に向けた開発を重点的に実施する

- 遠心抽出器

遠心抽出器については、信頼性及び稼働率向上の観点から、最も重要性の高い駆動部の耐久性確保に関する検討を重点的に実施する。

- 廃棄物低減化

廃棄物合理化技術に係る研究開発プログラムを構築するとともに、これに基づいて開発を進める。

## ② 将来技術

**FaCT** プロジェクトフェーズⅡでは以下を将来技術として開発を行う。これらは、2015 年までは開発の方向性を定めるために必要となるプロセスデータの収集を行う。各技術の開発内容の詳細については、表付 1.3-4 に示しておく。

- 晶析技術

晶析技術では、技術的成立性を判断する上で重要な U 回収率の制御性と除染性能の確保に重点を置いた検討を実施する。

- MA 回収技術

抽出クロマトグラフィ法では、廃液発生量、回収率、FP 除染係数に係る基礎データの収集を行う。また、溶媒抽出法について、抽出剤の選定、フローシートの構築等を行い、溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィ法との比較評価を実施する。

## ③ 核不拡散技術

核不拡散に関しては国際的な動向等から今後開発が必須と考えられる保障措置技術の高度化や拡散抵抗性技術を対象とする。これらは、開発状況に応じて第 1 ステップ、第 2 ステップにおいて段階的に実証していくこととする。

2015 年までに、プラント概念検討とリンクして F 再プラントを転用等に対し十分非魅力的であると主張できる不拡散性を設定し、そのための技術開発計画を提示する。核不拡散技術の開発内容の詳細については、表付 1.3-5 に示しておく。

#### ④ プラント概念検討

第二再処理工場に適用するコプロセッシング法による高除染体系の F 再プラント及び先進湿式法による低除染・MA リサイクルの F 再プラントの概念検討を行うとともに、2016 以降の技術実証の進め方について検討を行う。

第二再処理工場に適用する高除染体系の F 再プラント概念検討は、第二再処理工場構想検討の中で別途実施されるコプロセッシング法の開発その他の成果も取り込んで実施する。

### (3) 開発を進めるにあたっての重要事項

上記の開発の実施にあたっては、以下の事項を考慮して開発を進めるものとする。

- 六ヶ所及び東海での経験を踏まえた検討等により工学的信頼性を確保する。
- 工程条件の変動、性能変化に対応したロバスト性を確保する。
- 六ヶ所及び東海での運転・保守経験の反映や産業界、大学、研究機関等の関係者からの意見に留意することにより技術的盲点を排除する。
- フランス等諸外国の開発動向に注視する。
- 炉、燃料製造との整合のとれた開発や廃棄物の合理化検討により核燃料サイクル全体の最適化に取り組む。
- 検討継続となった技術については、その代替技術の検討も併せて進める。
- 適切なメーカへの発注や大学・研究機関等の協力も得て、開発を進め、枢要技術の機構への集約を図る。

#### 付 1-3.3 燃料製造技術の開発計画

##### (1) 基本的な考え方

FaCT プロジェクトフェーズ I においては、FBR 平衡期の低除染 TRU 燃料製造システム実現のための技術を対象として開発を実施した。フェーズ II に当たっては、軽水炉から FBR への移行期に対応した燃料製造技術を対象に加えるとともに、実証炉への燃料供給を前提条件として、実証炉燃料製造への反映を考慮した実用化までの技術開発計画を設定する。即ち、低除染 MA リサイクルに関連する技術については、実現までに比較的長期の基盤的な研究開発が必要なことから、供給先の炉心燃料開発に整合させながら、まず、実証炉燃料を高除染 MOX 燃料として経済性向上技術の成果を反映した製造プロセスで量産し、適切な時期から低除染 TRU を実証炉の取替燃料として装荷することを基本的な方針とする。

低除染 TRU 燃料製造実用化施設については、2015 年までにプラント概念の絞込み及び提示を行う。また、技術開発の成果等を踏まえて、2016 年以降の技術実証の進め方及び技術開発計画を提示する。

##### (2) 燃料製造技術開発計画(案)

上述の考え方に基づき、実用化までに実施する技術開発の内容、その手順及び実証炉燃料製造への段階的な反映計画を図付 1.3-3 に示すように設定する。

技術開発の反映先としては、①実証炉初装荷炉心燃料製造、②簡素化ペレット法の採用による高除染 MOX 製造、及び③低除染 TRU 燃料製造の 3 段階があり、それぞれ、表付 1.3-6 に示す技術が適用される。

一方、開発対象とする技術は、以下の 4 種類に分類でき、上記 3 段階の反映先に適切に反映できるように開発手順、実施時期を設定した。

- A. 粉末混合法による燃料製造にのみ適用可能な技術
- B. 粉末混合法、簡素化ペレット法のどちらの燃料製造にも適用可能な技術
- C. 簡素化ペレット法による燃料製造にのみ適用可能な技術
- D. 燃料製造の低除染化(MA、FP 含有によるプロセス技術への影響、遠隔製造対応)に必要な技術

3 段階の反映先に対する 2015 年までの主な開発項目と成果目標を以下に示す。また、各開発項目に対する 2015 年までの開発計画の詳細を表付 1.3-7 に示す。

#### ① 実証炉初装荷炉心燃料製造

炉内性能、燃料製造性、再処理性等の取合いを最適化した燃料仕様及び燃料集合体構造を検討する。その結果を踏まえた燃料ペレット検査方法及び燃料ピン・集合体の加工・組立方法を決定し、ペレット検査設備、燃料ピン加工・集合体組立設備等の開発を行う。

ペレット製造プロセスに関しては、粉末混合法の改良・高度化または簡素化ペレット法技術の部分適用により、経済性、信頼性の向上を図る。具体的には、粉碎混合工程における処理バッチの拡大、造粒方法の変更または高度化による粉末処理工程の処理能力の向上を図るとともに、成型工程については、ロータリー式成型機へのダイ潤滑方式の適用可能性を調査する。焼結工程については、連続炉模擬横型炉を用いた試験を行い、その結果を反映して焼結炉内の雰囲気制御技術の改良を図る。また、規格外ペレットリサイクル方法の合理化のため、乾式リサイクル粉末の処理条件の最適化、乾式リサイクル粉末と造粒した原料粉末の混合技術及び直接成型技術の開発を行う。

燃料製造設備に関しては、粉碎混合設備を対象とした試作試験を行い、自動運転の信頼性向上、設備更新の合理化、廃棄物低減、運転コスト低減等に反映する。

これらの開発成果に基づき、実証炉初装荷燃料製造に適用する技術を選択するとともに、2015 年までに実証炉初装荷燃料製造施設準備に必要な技術情報を整備する。

#### ② 簡素化ペレット法の採用による高除染 MOX 製造

溶液段階での Pu 富化度調整について、硝酸ウラン及び硝酸プルトニウムを用いた工学規模試験を行い、Pu 富化度調整精度の確認及び調整精度向上方策の検討を行う。

脱硝・転換・造粒一元処理、ダイ潤滑成型及び焼結・O/M 調整の一連の工程に対する小規模 MOX 試験を継続し、簡素化ペレット法における原料粉末特性、各工程における運転条件、得られるペレットの品質・特性についての相関を整理し、簡素化ペレット法の基本的なプロセス技術を確立する。さらに脱硝・転換・造粒一元処理については、実規模試験設備システムの試作、ウラン等を用いた試験を実施し、一元処理の設備概念を固めるとともに、処理能力、粉末飛散量等の設備システムとしての運転性能を確認する。規格外ペレットのリサイクルに関しては、従来検討対象とした湿式リサイ

クルについて溶解性の向上方策についての調査を行うとともに、乾式リサイクルの適用可能性についての検討として、乾式リサイクル粉末を一元処理原料粉末に混合して直接ダイ潤滑成型を行うリサイクルルートを開発を行う。

これらの開発成果により、2015年までに簡素化ペレット法の各工程の基本技術を確立する。

### ③ 低除染 TRU 燃料製造

ペレット規模の低除染リサイクル試験等により、燃料製造工程における MA、FP のふるまいに関するデータを取得する。

簡素化ペレット法に関する技術開発に基づき、ペレット製造設備の概念を固め、これを用いて実用施設概念設計研究でセル内遠隔保守、TRU 取扱い等を考慮した設計検討を実施する。

これらの成果に基づき、2015年までに実用化施設のプラント概念を絞込み、実用化施設の概念を提示するとともに、2016年以降の技術実証の進め方及び技術開発計画を提示する。

また、上記①～③の技術開発の考察・評価及び実証炉燃料の開発に必要な MOX 燃料の基盤技術開発として、拡散係数、弾性定数、熱膨張率、融点、熱伝導率、比熱などのデータ測定を進めるとともに、蒸気圧の測定、温度勾配下における物質移動に関する基礎特性の取得、計算科学による物性値予測手法開発を行う。また、粉末特性評価装置を整備し、造粒粉の製造条件をパラメータとして測定を実施し、DEM 法(離散要素法)による粒子挙動シミュレーション技術の開発を行う。焼結・O/M 挙動では、熱処理中の O/M、密度、結晶粒径、外径などの変化速度を評価と高温 X 線回折装置を整備しプルトニウムとウランの均質化挙動の評価を行うことによって、それらを予測・評価する手法の開発を行う。

2010年に採否判断を行わなかった焼結・O/M 調整技術及びセル内遠隔設備については、上記②及び③の成果に基づいて2015年までに採否判断を行う。

### (3) 開発を進めるに当たっての重要事項

上記の開発の実施にあたっては、以下の点に留意しながら開発を進めるものとする。

- 実 MOX による試験を充実させ、工学的な信頼性を十分に確保する。
  - 各要素技術間の相関を押さえながら試験を進め、工程条件の変動、性能変化に対応したロバスト性を十分に確保する。
  - 産業界、大学、研究機関等の関係者の意見、関連する最新開発動向に留意することにより、技術的な盲点を排除する。
  - 国際協力等の場を活用し、フランス等諸外国の開発動向に注視する。
  - 六ヶ所及び東海での経験を踏まえた検討等により工学的信頼性を確保する。
  - 開発成果を炉、再処理等との取合いに適切に反映し、核燃料サイクル全体の最適化に取り組む。
- 適切なメーカーへの発注や大学・研究機関等の協力も得て開発を進め、枢要技術の機構への集約を図る。

#### 付 1-4 今後の開発目標と設計要求の基本的な考え方

開発目標については、原子力委員会の性能目標に沿って設定する。フェーズ I と同様「2050 年頃

の本格導入期における FBR サイクルの技術仕様の目標として設定し、我が国の FBR サイクル技術が国際標準技術として通用するよう目指す」という基本的考え方の下、フェーズ I の成果の評価結果及びそれを踏まえた国(原子力委員会)の方針や、状況の変化等を反映して、適宜、内容や表現を見直す。指標は「安全性及び信頼性」、「経済性」、「持続可能性」、「核不拡散性」の4つとし、実用施設に関する目標は、将来の電源の一つと考えられる次世代軽水炉に比肩する性能を求めるとする。

設計要求については、フェーズ I では、達成すべき要件として設定されたものではなく、設計の努力目標として高い目標値を設定していた。このため、フェーズ I の取りまとめ段階に実施した達成度評価において、設計要求を満足できない項目も存在した。フェーズ II では、達成度を適切に評価できるように、「実用施設あるいは実証炉の設計で達成すべき要件」として設定する。ただし、設計検討においては、達成すべき要件だけを満足するのではなく、さらに高い目標も目指した検討を進めるものとする。この場合、「FBR サイクルの特徴を踏まえた要件(例えば、地層処分型低レベル廃棄物(TRU 廃棄物)が多くなることや、ある程度のプラント建設費や建設期間を要する、という特徴を考慮した要求値)」とすることに留意して設定し、設定後も国内外の FBR 開発を取り巻く状況の変化等を反映して、内容や表現を適宜見直すこととする。また、炉システム、再処理システム、及び燃料製造システムの開発フェーズの違いを考慮して、段階的な設定とする。すなわち、設計要求をレベル分けし、レベル毎に要求内容の質(定性的、定量的)や要求項目の詳細化等、要求の深さを変えて、炉、再処理、燃料製造の各システムの研究開発フェーズ(設計の深さ)に合わせて、適切な設計要求を設定できるようにする。

設計要求の対象となる施設は、基本的に 2015 年頃に提示する「実用化像」(実用炉、再処理施設(共用プラント、独立プラント)、燃料製造施設(低除染 TRU 燃料製造プラント))とし、炉システムについては実証炉も対象とする。実証炉については、基本的には実用炉と同じ設計要求を用いるが、経済性についてはスケールデメリットや初号機コストを反映した設定とする。

なお、国際的な動向が重視される安全性や核不拡散性に関する要求項目については、引き続き国際的コンセンサス形成を進めつつその内容を適切に反映するとともに、廃棄物に関する要求項目については、サイクル全体(燃料の燃焼度、廃棄物処理技術、低レベル廃棄物処分等)を通して最適化を行う観点を重視する。



2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2025	2028～
<b>実証炉設計</b>									
<b>概念設計</b>									
<b>最優化設計</b>									
<b>詳細設計</b>									
<b>運転</b>									
<b>研究開発</b>									
<b>2013年まで：最優化設計に必要なデータを取得</b>									
<b>2015年まで：性能検証、基本設計に必要なデータを取得</b>									
<b>2018年まで：安全審査に必要なデータを取得</b>									
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><span style="display: inline-block; width: 10px; height: 10px; background-color: #d9ead3; border: 1px solid #000; margin-right: 5px;"></span> : 最優化設計に必要なデータ</li> <li><span style="display: inline-block; width: 10px; height: 10px; background-color: #d9ead3; border: 1px solid #000; margin-right: 5px;"></span> : 性能検証、基本設計に必要なデータ</li> <li><span style="display: inline-block; width: 10px; height: 10px; background-color: #d9ead3; border: 1px solid #000; margin-right: 5px;"></span> : 安全審査に必要なデータ</li> </ul> </div> <div style="width: 80%; border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>2013年まで：最優化設計に必要なデータを取得</p> <p>2015年まで：性能検証、基本設計に必要なデータを取得</p> <p>2018年まで：安全審査に必要なデータを取得</p> </div> </div>									
<p><b>コンパクト化原子炉構造</b></p> <p>原子炉容器壁厚(1)DOS壁厚評価式の妥当性、(2)内部流体の影響</p> <p>①の試験計画検討、試験体設計・製作 試験、評価</p> <p>②の試験計画検討、試験体設計・製作 試験、評価</p> <p>炉内熱流動(ガス輸込み・液中泡、蒸気発生系での発生防止)</p> <p>許容系形評価試験、評価</p> <p>炉内熱流動(ガス輸込み・(1)高圧特性(既設水試験装置を使用)、(2)ガス移行特性)</p> <p>①の試験、評価、②の試験装置製作 ①、②の水試験、評価、②のNa試験装置製作</p> <p>評価手法の改良、高度化</p> <p>炉内熱流動(液中泡、空配因子の影響(1粘性・高線圧力・高濃依存性、2網目効果))</p> <p>①の試験(既設水試験装置を使用)、評価 ①のNa試験装置設計・製作</p> <p>②の試験(既設水試験装置を使用)、評価 試験、評価</p> <p>評価手法の改良、高度化 評価手法の検証、基準化</p> <p>炉内熱流動(運転成層化)</p> <p>既設水試験装置を使用した試験、評価(DHX出口の凍結・再沸による影響)</p> <p>実証炉体系への試験装置改造 試験、評価</p> <p>水試験結果による評価手法の検証 水試験、Na試験結果(自然循環強制性、DHX凝縮・成層化)による評価手法の検証</p>									
<p>UISサーマルシステム(1)実証炉体系での温度変動緩和効果、配管境界線温度管理試験、(2)スライム上温度変動の構造材への伝達特性)</p> <p>①の既設水試験装置改造(計測系追加)、計測系による影響評価試験、評価 試験、評価</p> <p>②の試験、評価(熱伝達率、温度変動発生原因)既設Na試験施設を使用) 実証炉体系への試験装置改造 試験、評価</p> <p>UIS駆動、液力駆動、配管外部凍結による耐凍力)</p> <p>試験計画検討、試験装置設計・製作 試験、評価</p>									
<p>炉心耐震(1)耐震補強(2)炉心耐震(3)炉心耐震による影響)</p> <p>①の試験体設計・製作 炉心試験、評価</p> <p>②の試験体設計・製作 炉心試験、評価</p> <p>設計評価手法の作成 設計評価手法の検証</p>									
<p>下部炉心熱流動(1)定常流動、(2)炉心熱流動、(3)シキリング)</p> <p>①の試験計画検討 試験装置設計</p> <p>②の試験計画検討、試験装置設計 試験、評価</p> <p>③の評価手法の構築、改良 試験装置製作</p> <p>①の解析準備 ①の解析準備</p> <p>②の解析準備 ②の解析準備</p> <p>③の解析準備 ③の解析準備</p>									
<p>原子炉容器内保守技術(1)炉心頂部試験、(2)RV検査、(3)Na-HSL、(4)UIS検査、(5)Na中捕集、(6)リース(バーン)回収)</p> <p>①の運用性検討 検査検討、要素試験(頂部試験、BORスクラム位置確認)</p> <p>②の検査検討、要素試験、評価 試験体設計・製作、試験、評価</p> <p>③のメンテナンス要素試験、評価</p>									

図付 1.3-1 FaCT 研究開発 炉システム開発ロードマップ(案) - フェーズII (2011年～2015年)及び以降の計画 - (2/6)



	2011	2012	2013	2014	2015 実用化像 の提示	2016	2017	2018	2025	2026~	
<b>実証炉設計</b>	<b>概念設計</b>					<b>最適化設計</b>					<b>詳細設計</b>
	<b>研究開発</b>					<b>基本設計</b>					
	2013年まで：最適化設計に必要なデータを取得					2015年まで：性能実証、基本設計に必要なデータを取得					2018年まで：安全審査に必要なデータを取得
<b>防塵管付伝熱管蒸気発生器</b>						ピンク字：性能実証に関する項目					
SG補助											
Na入口部流動試験、評価（試験体設計・製作は2010年以降に実施）	試験、評価										
SG出口部Na入側流動試験計画検討	装置設計、製作										
既存水試験結果に基づいた改良設計の検証	試験、評価										
Na-K RCS											
防塵管キックアップ部、給水管接近部ナニエラ試験(SWATER)、評価、大リーク試験(SWATER)、評価	SG機器開発試験データが反映した最新コードの検証										
既存の機構論的解析評価手法の高度化・整備、長時間燃焼用簡易解析手法の構築	評価手法の検証										
製作性(組立・加工、管・管板継手、伝熱管)	製作試験、継手性能の検証、長時間燃焼データ取得										
伝熱管自動試験計画検討、装置製作	試験、評価										
伝熱管自動試験計画検討、装置製作	伝熱管・防塵管自動検査データ取得の検証、装置製作、試験、評価										
部分構造試験	試験計画検討、素材手配										
検査、補修(1防塵管、伝熱管検査、2伝熱管損傷状態のアーカイブによる目視、3伝熱管補修(フラク))	試験、評価										
①の検査装置製作	検査装置製作										
②の試験装置製作	試験、評価										
伝熱管検査(1)高濃度Na-K中間試験、2中間試験(プレレンジ特性、耐久性の検証)、3システム試験(メンテナンス性、耐久性の検証)	①の試験、評価										
②の試験装置製作・手配	試験、評価										
総合試験(AtheNa)(1)中間試験、(2)システム試験	③の装置設計・材料手配										
①の試験体製作・手配	試験、評価										
<b>総合試験(AtheNa)インフラ整備</b>											
	装置設計・建設、試験装置・材料手配、Na加工施設設計・製作、運転										
<b>簡素化燃料取扱いシステム</b>											
新型燃料交換機(1)燃料要素の耐久性、2クリパのNa中作動)	試験計画検討、試験装置設計・製作										
①の予備試験(燃料調整)	試験、評価										
燃料洗淨機(不活性化・水処理)	燃料出入機(1)落下防止、2除熱性能)										
AtheNa適用に向けた取組調整	①の試験装置設計・製作										
	②のNa中試験装置設計・製作										
<b>SC造替装置</b>											
材料特性(コンパクト、スタッド、タイバー、隔壁)、せん断、曲げ特性(隔壁+タイバー)	試験体製作、試験、評価										
試験計画検討	試験、評価										
構造特性(ガス中央部(開口部、貫通部)、ハウジング部への構造伝達部)、タービン部(開口部、貫通部)	試験計画検討、試験、評価										
SCV簡化	試験計画検討、試験、評価										
	試験計画の受文書への反映										
	施工性(1)コンパクト充填、2ユニット統合現物評価、3溶接部検査)										
	試験計画検討、試験体製作、試験、評価(①)										
	試験計画検討、試験体製作、試験、評価(②、③)										

(R/W)

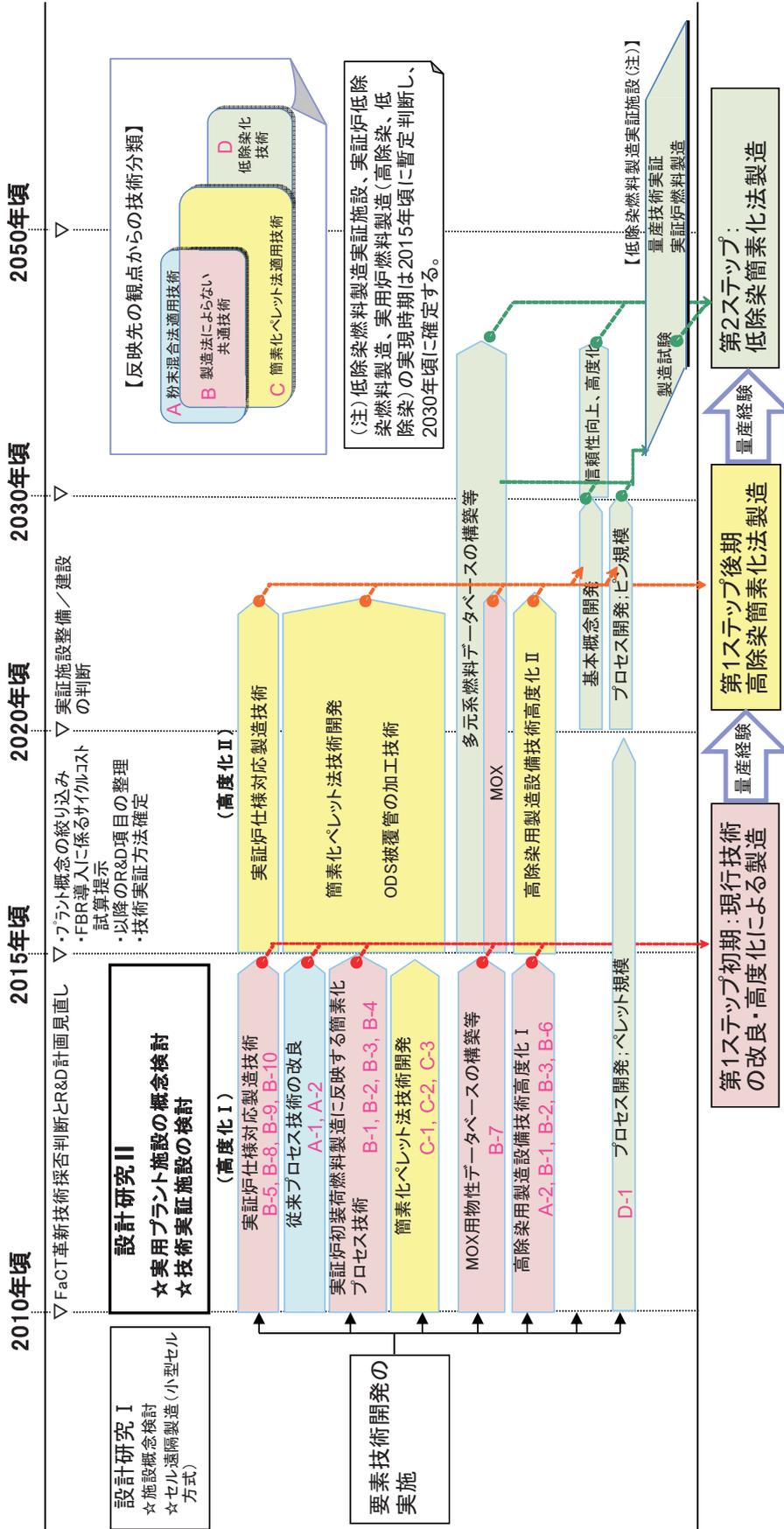
- 最適化設計に必要なデータ
- 性能実証、基本設計に必要なデータ
- 安全審査に必要なデータ

図付 1.3-1 FaCT 研究開発 炉システム開発ロードマップ(案) - フェーズ II (2011 年～2015 年)及び以降の計画 - (4/6)









図付 1.3-3 2011 年以降の燃料製造技術開発展開

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (1/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
燃料	実証炉仕様の自己 作動型炉停止機構 (SASS) の性能確 認	SASS について、実証炉仕様で料特性、保持力、応答特性データを取得し、性能を確認する。 ・実証炉仕様 SASS の感知合金の材料特性を評価するため、気中及び Na 中要素試験を行う。 ・実証炉仕様 SASS における、温度を変えた時の保持力特性及びビドラッチ特性 (スクラム失敗過渡事象 (ATWS) を想定した温度過渡時の切離れ時間) を評価するため、実寸試験体を用いた気中要素試験を行う。 ・定常時及び事故時における炉心部から SASS 熱感知部までの温度拡散挙動を評価するため、縮尺水試験を行う。	・材料特性、保持力特性及びビドラッチ特性の試験データを取得・評価する。	・定常時及び事故時における炉心部から SASS 熱感知部までの温度拡散挙動を評価し、SASS の実証炉設計条件を満たすことを確認する。	
	再臨回避のため の炉心損傷事故シ ナリオの構築	再臨回避については、炉心損傷事故シナリオを構成する各現象のモデルの高度化と検証を行う。 ・許認可に向けた炉心損傷評価手法を検証するため、炉心損傷時の再配置過程及び冷却過程における物質移動挙動に関して、カザフスタン共和国の過渡試験炉 IGR を含む炉内外試験を行う。 ・実証炉設計の再臨回避に対する有効性を確認するため、上記で検証した手法を用いて実証炉の炉心損傷解析を行う。	・許認可に向けた炉心損傷設計の再臨回避に対する有効性を確認する。		
	確率論的安全評価 (PSA) の手法整 備	実証炉概念設計における安全設計のため、以下の方針に沿って PSA の手法整備を行う。 ・実証炉概念設計に用いる内的事象及び地震に対するレベル 1PSA の手法整備のため、「常陽」、「もんじゅ」の運転・故障データの継続収集、及び水平免震プラントに適合する応答解析手法の開発や地震ハザード評価データ・評価法の調査・選定を行う。	・内的事象及び地震に対するレベル 1PSA の手法を整備する。		
	放射性物質移行挙 動及び格納容器内 事象評価に係る評 価手法の検証	安全審査用安全解析へ適用するために、放射性物質移行挙動及び格納容器内事象評価に係る評価手法を検証する。 ・安全審査に向けた主要放射性核種の移行挙動評価の根拠データを取得するため、燃料からの放射性物質放出、Na 中 FP 気泡内の Cs 挙動、炉心損傷時の Na 中 FP 挙動、格納容器内エアロゾル挙動を評価する Na 中要素試験を行う。 ・格納容器内事象評価コードを検証するため、Na 化学反応、水素再結合、Na - コンクリート反応を評価する Na 中要素試験を行う。	・主要放射性核種の移行挙動評価の根拠データを取得し、格納容器内事象評価コードを検証する。		
自然循環評価手法 の検証	完全自然循環による崩壊熱除去系について、評価手法を検証する。 ・実証炉の崩壊熱除去方式を踏まえた 1 次系一巡の自然循環特性の評価手法	・1 次系一巡自然循環特性の評価手法	・原子炉容器内の自然循環特性の評		

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (2/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
		～2013 年	～2015 年	～2013 年	～2015 年
		<p>を検証するため、縮尺システム水試験（要素試験）を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心を含む原子炉容器内の自然循環特性の評価手法を検証するため、縮尺炉内 Na 試験（実証試験）を行う。</li> <li>[実証試験]縮尺システム水試験で、事故条件を含む各種の過渡条件下で伝熱流動試験を実施し、試験結果によりその除熱性能を実証する。</li> </ul>	<p>DHX、PHX については、熱交換器の除熱性能を Na 試験結果に基づき解析評価しモデルを検証する。PRACS 伝熱管検査装置の適用性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>DHX、PHX の伝熱性能を確認するため、縮尺水試験（要素試験）による中間熱交換器 (IHX) 上部プレナムの流動評価、DHX 及び PHX の 3 次元熱流動評価を行う。</li> <li>PHX 伝熱管検査装置の適用性を確認するため、気中での要素試験を行う。</li> </ul>	<p>法を検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>[実証試験] 自然循環崩壊熱除去系の除熱性能を試験により実証する。</li> </ul>	<p>備手法を検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>[実証試験] 自然循環崩壊熱除去系の除熱性能を試験により実証する。</li> </ul>
	<p>崩壊熱除去用熱交換器 ( DHX 、 PHX ) の伝熱性能確認、伝熱管検査装置の適用性確認</p>	<p>DHX、PHX については、熱交換器の除熱性能を Na 試験結果に基づき解析評価しモデルを検証する。PRACS 伝熱管検査装置の適用性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>DHX、PHX の伝熱性能を確認するため、縮尺水試験（要素試験）による中間熱交換器 (IHX) 上部プレナムの流動評価、DHX 及び PHX の 3 次元熱流動評価を行う。</li> <li>PHX 伝熱管検査装置の適用性を確認するため、気中での要素試験を行う。</li> </ul>	<p>既往座屈評価式の水平免震が適用された実証炉に対する適用性を確認する。また、地震時に原子炉容器内で発生する流体力のデカップレート等の炉内構造物に与える影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既往座屈評価式の実証炉への適用性を確認するため、縮尺の気中での要素試験を行う。</li> <li>地震時に原子炉容器内で発生する流体力がデカップレート等の炉内構造物に及ぼす影響を確認するため、縮尺水試験（要素試験）を行う。</li> </ul>	<p>既往座屈評価式の実証炉への適用性を確認する。</p>	<p>地震時に原子炉容器内で発生する流体力が炉内構造物に及ぼす影響を確認する。</p>
	<p>ガス巻き及び液中渦に関する防止対策の最適化と実証、評価手法の検証</p>	<p>ガス巻き及び液中渦については、さらなる裕度拡大と構造簡素化を含め、対策構造を実証炉体系に適合するように最適化する。また、安全審査に向けて、評価手法を検証し、実証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉体系に適合するように、これまでのガス巻き及び液中渦防止対策構造を最適化するため、実証炉体系を模擬した縮尺水試験（要素試験）を行う。</li> <li>渦から離脱する気泡の特性とその巻き込み量、及び巻き込まれた気泡の移行挙動を把握し、ガス巻き込みの発生条件やガス移行量の評価手法を検証するため、水及び Na 要素試験を行う。</li> <li>キャビテーションを伴う液中渦の発生に対するクライテリアを設定し、液中渦の挙動及びキャビテーション発生の評価手法を検証するため、水及び Na 要素試験を行う。</li> <li>[実証試験] 最適化したガス巻き及び液中渦の防止対策構造の効果を実証</li> </ul>	<p>既往座屈評価式の実証炉への適用性を確認する。</p>	<p>既往座屈評価式の実証炉への適用性を確認する。</p>	<p>既往座屈評価式の実証炉への適用性を確認する。</p>

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (3/11)

分類	開発内容	開発方針	成果目標	
			～2013 年	～2015 年
	<p>・炉容器内温度成層化の影響確認、評価手法検証</p>	<p>するため、炉上部プレナム、1 次系ホットレグ配管、IHX 入口プレナムを結合した縮尺 1 次系水流動試験 (実証試験) を行う。</p> <p>自然循環崩壊熱除去時に、DHX からの低温度流が炉容器内温度成層化挙動に影響を与える影響を把握し、対策を講じる。また、炉容器内温度成層化の評価手法を安全審査に向けて検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環時における、DHX からの低温度流が炉容器内温度成層化挙動に与える影響を定量化し、その影響が生じない DHX 出口構造を明らかにするため、縮尺炉上部プレナム水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>・[実証試験] DHX からの低温度流の影響を考慮した炉容器内温度成層化挙動の安定性を縮尺炉内 Na 試験 (実証試験) により実証する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ DHX からの低温度流が炉容器内温度成層化挙動に与える影響を定量化する。</li> <li>・炉容器内温度成層化挙動の安定性を試験により実証する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ DHX からの低温度流の影響が生じない DHX 出口構造を明らかにする。</li> <li>・炉容器内温度成層化挙動の安定性を試験により実証する。</li> </ul>
	<p>炉心上部機構 (UIS) 下部サーマルストライピング緩和対策の効果確認、評価手法検証</p>	<p>UIS 下部に生じるサーマルストライピングについて影響を緩和する対策を立案し、評価する手法を検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ UIS 下部での流体温度変動に対する計装系設備や炉心計装支持板の影響を把握した上で、サーマルストライピングを緩和する対策を見出すため、縮尺 UIS 下部熱疲労水試験 (要素試験) を行うとともに、スパイク上温度変動の流体から構造物への熱伝達特性を把握するため、縮尺熱伝達基礎 Na 試験 (要素試験) を行う。</li> <li>・ 上記試験で取得したデータを UIS 下部サーマルストライピングの評価手法の検証に用いる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・計装系設備等が UIS 下部での流体温度変動に与える影響を把握する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サーマルストライピング緩和対策を見出し、その効果を確認するとともに、スパイク上温度変動の熱伝達特性を把握し、UIS 下部サーマルストライピングの評価手法を検証する。</li> </ul>
	<p>UIS、計装管群の流力振動による構造健全性への影響確認</p>	<p>複数のバツフル板から構成される UIS 及び数百本規模の計装管群には、高速流による流力振動が構造健全性に与える可能性があり、この影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ UIS、計装管群の流力振動が構造健全性に与える影響を確認するため、縮尺流力振動水試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ UIS 及びの計装管群の流力振動による構造健全性への影響を確認する。</li> </ul>	<p>—</p>
	<p>3 次元群振動を踏まえた炉心耐震性評価手法の開発</p>	<p>地震時には、熱・照射による集合体湾曲や連結管・案内管の変位に伴う制御棒の跳び上がりを含む 3 次元群振動挙動について炉心耐震性評価手法を構築する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 気中及び水中にて、熱及びスエリング (照射クリーブ) による湾曲を模擬した縮尺湾曲集合体群試験 (要素試験) 及び縮尺制御棒跳び上がり単体・群試験 (要素試験) を行い、炉心耐震性評価手法の構築に用いる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・湾曲集合体群試験及び制御棒跳び上がり単体・群試験のデータを取得する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心耐震性評価手法を構築する。</li> </ul>

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験（4/11）

分類	開発内容	開発方針	成果目標	
			～2013 年	～2015 年
開発内容	下部プレナム熱流動評価手法検証	下部プレナムにおいては、定格運転時のコールドレグ配管からの冷却材流れによるデブリ受皿の流体力学振動について影響を確認し、その評価手法を検証する。 ・デブリ受皿流体力学振動の影響を確認するため、下部プレナム水流動試験（要素試験）を行い、下部プレナム熱流動評価手法の検証に用いる。	・デブリ受皿流体力学振動の影響を把握する。 ・炉心頂部監視装置の適用性を確認する。	・デブリ受皿流体力学振動の影響を考慮した下部プレナム熱流動評価手法を検証する。 ・Na 中検査装置の適用性を確認する。
	保守技術の開発	炉内に装着されている集合体の頂部が燃料交換時に飛び出していないことを確認するため、実証炉の炉内環境に適合した炉心頂部監視装置（USV）の開発する。また、実証炉の信頼性を確保するため、検査・保守に適用可能な Na 中検査装置を開発する。 ・炉心頂部監視装置の開発のため、超音波受信器（USV）を対象として、集合体頂部、炉内原子炉構造を模擬した試験体を用いた水中試験（要素試験）を行う。 ・検査・保守に適用可能な Na 中検査装置を開発するため、UV、VT センサー及びアクセス装置に係る水中での要素試験を行う。		
開発内容	1 次系機器の相互干渉を考慮した熱流動・構造健全性実証	短尺・大口径の配管で接続される冷却系機器について、冷却材流れによる機器間の流動の相互作用が機器の健全性に影響しないことを実証する。 ・[実証試験] 機器単体の流動試験だけでは確認できない部位は、炉心～上部プレナム～ホットレグ配管～IHX 上部プレナム、部でありそこを試験対象とする。試験スケールは上部プレナムでのガス巻き込みを保守的に評価可能な縮尺の実流速水流動試験とする。	[実証試験]縮尺水試験による機器間の相互作用が機器の健全性に影響しないことを試験により実証する。	
	流体力学評価手法検証	1 次系コールドレグ配管の自励振動の発生防止のための対策構造について試験でその有効性を確認するとともに、流体力学評価手法を検証する。 ・1 次系コールドレグ配管の流体力学振動に対する健全性を確認するため、縮尺多段エルボルボ体水試験（要素試験）を行う。 ・自励振動の発生の有無を確認するため、縮尺多段エルボルボ体水試験（要素試験）を行う。 ・上記試験で取得したデータを流体力学評価手法の検証に用いる。	・1 次系コールドレグ配管の流体力学振動に対する健全性を確認する。	・1 次系コールドレグ配管の自励振動の発生の有無を確認する。 ・流体力学評価手法を検証する。
開発内容	ポンプ軸固着時のコールドレグ配管出口ノズル逆流抵抗の性能確認	安全評価に必要となる、1 次系コールドレグ配管出口ノズルの逆流抵抗について、試験でその性能を確認する。 ・1 次系コールドレグ配管出口ノズルの形状を具体化し、逆流抵抗の性能を確認するため、縮尺水試験（要素試験）を行う。	・コールドレグ配管出口ノズル逆流抵抗の性能を確認する。	—

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (5/11)

分類	開発内容	開発方針	成果目標	
			～2013 年 (試験準備)	～2015 年
配管要素 Na 中エロージョンの影響確認	<p>実機条件でエロージョンを生じないことを確認する</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>配管減肉特性、及びエロージョンの発生限界流速を把握するための Na 中の要素試験を行う。エロージョンの発生限界流速試験は、AtheNa のポンプ耐久試験を利用し、配管の一部を分岐して耐久試験体を組み込むことで実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管減肉特性及びエロージョン発生限界流速を把握し、エロージョンの影響がないことを確認する。</li> <li>検査装置の性能を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管減肉特性及びエロージョン発生限界流速を把握し、エロージョンの影響がないことを確認する。</li> <li>検査装置の性能を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管減肉特性及びエロージョン発生限界流速を把握し、エロージョンの影響がないことを確認する。</li> <li>検査装置の性能を確認する。</li> </ul>
2 重配管保守技術の開発	<p>2 重配管構造での保守技術を開発する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>内管の Na 漏えい箇所を目視検査、及び高温・高応力部の内管健全性確保のための体積検査を行う検査装置を開発するため、実規模試験体を用い気中で試験を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査装置の概念を検討し、試験装置を製作する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査装置の概念を検討し、試験装置を製作する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>検査装置の性能を確認する。</li> </ul>
超音波流量計の高温耐久性、Na 流動条件計測性能の確認	<p>超音波流量計の実機条件下での耐久性、Na 用流量計として求められる流量計測性能を試験により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉の 1 運転サイクル中の温度耐久性を確認するため、実規模のセンサ試験体と遠隔交換機構試験体を用いた気中試験 (要素試験) を行う。</li> <li>Na 用多側線方式相対流量計としての使用可能性と流量計測性能を確認するため、AtheNa の SG 試験装置にセンサを取り付けて SN 比、温度補償性能を確認する Na 試験 (要素試験)、AtheNa のポンプ単体試験装置にセンサを取り付けて直線性、出力変動抑制効果、信号処理時間、流量変化時の計測性能を確認する Na 試験を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>センサ単体の温度耐久性を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>センサ単体の温度耐久性を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>センサと遠隔交換機構を組み合わせた体系での温度耐久性、Na 流量計としての使用可能性及び流量計測性能を確認する。</li> </ul>
レーザーNa 漏えい検出器設備の性能確認	<p>レーザーNa 漏えい検出器は、特にループ型炉としてナトリウム漏えい対策を強化している実証炉にとり、ナトリウム漏えいを早期にかつ確実に検知するための必要技術であり、以下の方針で開発を進める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>検出器及びサンプリング系の設計に必要となる、Na 漏えい点から検出器に至る経路での Na 濃度減衰特性を把握するため、実規模の検出器試験体を用いた Na 試験 (要素試験) を行う。</li> <li>検出系の 1 運転サイクル (26 ヶ月) 中の連続動作における信頼性を確認し、Na 濃度減衰への影響が懸念される部位 (形状不連続部など) での移送特性を考慮した適正なサンプリング系の仕様を明らかにするため、実規模の試験体を用いた Na 試験を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>濃度減衰特性を把握し、検出系の 1 運転サイクル (26 ヶ月) 中の連続動作における信頼性を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>濃度減衰特性を把握し、検出系の 1 運転サイクル (26 ヶ月) 中の連続動作における信頼性を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Na 濃度減衰への影響が懸念される部位での移送特性を考慮した適正なサンプリング系の仕様を示す。</li> </ul>

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (6/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
	<p>ポンプ軸周囲の流動最適化、及びポンプ軸回転安定性の確認</p> <p>水力性能、軸受部健全性、管束部振動特性、機内伝熱流動、及び伝熱管束部における異方性流れの影響の確認</p>	<p>ポンプ軸・ケーシングの周方向温度分布が制限以下で安定すること、ポンプ軸の回転安定性が確保できることを試験により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ポンプ上部のカバーガス空間の対流挙動及び対流防止対策を確認するため、縮尺試験を行う。</li> <li>カバーガス部での Na ベーパの挙動を評価し、パージガスによる Na ベーパ付着防止効果を確認するため、縮尺 Na 試験 (要素試験) を行う。</li> <li>ポンプ軸周りの自由液面スロッシング対策構造の効果を確認するため縮尺水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>ポンプ軸の安定限界となる減衰比を評価し、ポンプ軸回転安定性を確認するため、縮尺振動試験体を用いた水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>ポンプの性能及び構造健全性を試験により確認する。</li> <li>ポンプ羽根車のバランスホールのキャビテーション対策の効果を評価し、ポンプ水力性能を確認するため、縮尺水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>起動・停止・地震時における軸受表面材の健全性確保を確認するため、実規模または縮尺試験体を用いた Na 中試験 (要素試験) を行う。</li> <li>管束部振動特性を確認するため、管群に対する外シユラウドと形状寸法の影響を評価する要素試験、及びワークレート解析予測における伝熱管振動モデルの高度化のための実規模試験装置を用いた水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>機内伝熱流動を確認するため、2 次側出入口流況の懸念 (入口：流体の衝突による振動、出口：液中渦 (キャビテーション) ) を評価し、懸念対策の立案とその効果を確認する縮尺水試験 (要素試験)、及び下部ブレンラム部での液中渦発生を抑制する対策構造の効果を確認する縮尺水試験 (要素試験) を行う。</li> <li>伝熱管束部における異方性流れの影響を確認するため、流れの異方性による偏流や流速分布を実規模試験装置を用いて計測する水試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>カバーガス空間の対流防止対策、Na ベーパ付着防止効果、スロッシング対策効果を確認し、ポンプ軸周囲の流動を最適化する。</li> <li>ポンプ軸回転安定性を確認する。(試験準備)</li> </ul>	<p>—</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水力性能、軸受部健全性、管束部振動特性、機内伝熱流動、及び伝熱管束部における異方性流れの影響を確認する。</li> </ul>

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験（7/11）

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
		開発方針		～2013 年	～2015 年
伝熱管摩擦特性の確認	伝熱管のフレッシング摩擦等の評価モデルに必要な特性を試験により取得する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>伝熱管の摩擦特性を確認するため、実規模伝熱管試験体を用いて伝熱管の比摩擦量を取得する Na 試験（要素試験）、及び摩擦評価の境界条件となる反発係数を取得する要素試験を行うとともに、伝熱管と管支持板の接触で伝熱管がへこむダイギングの許容値を評価する要素試験を行う。</li> </ul>	伝熱管摩擦特性を確認する。		伝熱管摩擦特性を確認する。	
部材製作性の確認	改良 9Cr 鋼による溶接構造をとる IHX 部について、熱処理を含む溶接施工性、製作精度、強度、等を確認するために、部分構造試作試験を実施する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>PHX の管 - 管板継ぎ手溶接、IHX の管 - 管板継ぎ手溶接・拡管に関する製作性を確認するため、実寸モデルの試作試験を行う。</li> <li>CSEJ の削り出し特性に係る製作性を確認するため、実寸モデルの試作試験を行う。</li> </ul>	PHX、IHX の溶接に係る製作性、CSEJ の削り出し特性に係る製作性を確認する。		-	
伝熱管及び CSEJ の保守技術の開発	IHX 伝熱管及び 1 次・2 次バウンダリ CSEJ の保守に適用する検査装置を開発する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>IHX 伝熱管及び CSEJ の検査装置の適用性を確認するため、気中及び Na 中での要素試験を行う。</li> </ul>	検査装置概念検討・製作		検査装置の性能確認	
ポンプ性能（機内流動、回転安定性）の実証	機内の液位安定性を確保するための機内 Na 流動設計、及び軸の回転安定性確保のための設計対策について、ポンプ単体試験体を用いた試験により設計成立性と性能を実証する。[実証試験] <ul style="list-style-type: none"> <li>機内 Na 循環量を制御することによる液位制御、及び機器信頼性維持のために重要な Na ベーパーシール</li> <li>長軸でケーシング剛性が相対的に低いポンプ軸の回転安定性、及びその機能維持に必要な回転安定性監視手法</li> <li>機器健全性に影響を与えるケーシング内部伝熱流動特性</li> <li>ポンプ調速システムと構造の共振周波数運転の回避（ポンプ回転安定性確保との整合性の実証）</li> </ul>	（試験準備）		[実証試験] ポンプ性能（機内流動、回転安定性）を実証する。	

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (8/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
SG 伝熱流動評価手法開発	<p>一体貫流型長尺直管型 SG の設計手法について、要素試験により各解析モデルを開発する。さらに、その伝熱性能を実証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na 入口部からの流れが周方向の流速分布をモデル化するためと、入口のノズルからの堰を越流する際の流力振動を軽減し構造健全性を確保できることを確認するため、水による縮尺全周モデル試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ SG 出口プレナム部において、Na 出口ノズル部の流動をモデル化するため、水による縮尺モデル試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ SG 機器開発試験データを用いて、SG 伝熱流動評価手法を検証する。</li> <li>・ [実証試験] 長尺直管型 SG の熱過渡による構造健全性と伝熱性能を、熱出力 10MW 級の実寸伝熱管束試験体を用いた SG 機器開発試験で実証する。</li> <li>・ [実証試験] 長尺直管型 SG の外周部（胴近傍部）での伝熱性能及び構造健全性を、熱出力 20MW 級の実寸伝熱管束試験体を用いた試験により実証する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na 入口部及び SG 出口プレナム部の流動を確認し、評価手法を改良する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SG 機器開発試験データも反映して評価手法を検証する。</li> <li>・ [実証試験] 長尺直管型 SG の熱過渡と伝熱性能を試験により実証する。</li> <li>・ [実証試験] 長尺直管型 SG の外周部での伝熱性能と構造健全性を試験により実証する。</li> </ul>		
Na-水反応評価手法の整備	<p>伝熱管からの水リーク事象にともなう、Na-水反応の評価手法を開発する。解析は機構論的な現象のモデル化による評価手法とするため、水リークから破損伝播までの個々の現象について要素試験によるモデル化を行ったうえ、総合的な水リーク試験により検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ウェステージ特性や破損伝播特性などの Na-水反応挙動をモデル化するため、Na-水反応試験（要素試験）等を行い、その結果を踏まえて評価手法を整備する。</li> <li>・ 総合的な評価手法検証のために、破損伝播を再現可能な規模で Na-水反応試験を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 破損伝播までの Na-水反応を含む各現象をモデル化する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na-水反応の評価手法を検証する。</li> </ul>		
部材製作性の確認	<p>管-管板継ぎ手部の溶接・拡管、管板の加工、CSEJ の加工など、部材製作性を試験により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 数本程度の管-管板継ぎ手、及び部分モデルの管板及び CESJ の試験試験を行い、加工精度や溶接性等を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SG 管板部及び CSEJ の製作性を確認する。</li> </ul>			
伝熱管構造健全性評価手法の整備	<p>要素試験により伝熱管座屈や伝熱管のフレッティング摩耗等の、伝熱管の構造健全性を評価するための手法を開発する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 座屈や曲がりによる伝熱管の損傷挙動を確認するため、実寸大の伝熱管（部分抜き出し）試験体を用いた気中試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ 伝熱管摩耗量の評価に必要となる比摩耗量を評価するため、実寸大の伝熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 伝熱管の座屈挙動を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 比摩耗量データを取得し、伝熱管摩耗量を評価する。</li> </ul>		

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (9/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
		開発方針		～2013 年	～2015 年
	管及びバツフル板の試験体を用いた Na 中試験 (要素試験) を行う。				
	Na 中水素計の適応性確認	Na 中水素計の計測性能、高温 Na 環境下での耐久性を要素試験によって確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>計測性能の基本特性を確認するため、Na 中要素試験を行う。その結果を踏まえて、計測性能や高温耐久性を含めた水素計システムの性能を確認のため、実環境で試験を行う。</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>水素計の計測性能の基本特性を確認する。</li> </ul>	水素計システムとしての計測性能、高温耐久性等を実証する。
	一体貫流型 SG の運転制御性能等の性能実証	一体貫流型長尺直管 SG と、通常時の崩壊熱除去系として運用する水・蒸気系の再循環系の運転・制御性を試験により実証する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>2 次 Na 系、SG 機器、水・蒸気系を接続模擬した試験装置による系統伝熱流動試験により、運転制御性能を実証する。</li> </ul>	(試験準備)		系統伝熱流動試験による運転制御性能の実証
	新型燃料交換機 (FHM) の Na 中作動確認	新型燃料交換機の Na 中での作動性能や温度耐久性を要素試験により確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>FHM 構成要素を組み合わせた試験体 (グリッパユニット) の Na 環境中での作動性能を確認するため、グリッパの Na 中作動試験 (要素試験) を行う。</li> <li>FHM 構成要素の Na 環境中での耐久性を確認するため、主要構成要素の Ar/Na 中高温耐久性試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>グリッパの Na 中での作動性能を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主要構成要素の Ar/Na 中高温耐久性を確認する。</li> </ul>	
	燃料出入機の落下防止機能の確認	燃料移送時の移送中落下を防止する機能の確認と、万一の移送系停止時の集合体除熱性能を要素試験により確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>落下防止機能を有する移送ポット対応グリッパの Na 中作動性能、及びドアバルブの Na 蒸気中作動性能を確認するため、実規模試験体を用いた気中及び Na 中試験 (要素試験) を行う。</li> <li>グリッパ流配特性と集合体への配分流量による集合体の除熱性能を評価するため、実規模試験体を用いた気中及び Ar ガス中試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>気中試験によりグリッパ及びドアバルブの作動性能、Ar ガス中試験により集合体の除熱性能を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Na 中試験によりグリッパ及びドアバルブの作動性能、Ar ガス中試験により集合体の除熱性能をそれぞれ確認する。</li> </ul>	
燃料交換機	開口部・貫通部のバウンダリ確保のためのシール性能確認	高温条件下での CV 開口部、CV 貫通部のシール性能を要素試験により確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>開口部、貫通部を実規模または縮尺モデルで模擬した試験体を用いて、高温大気中でのシール性能確認試験を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>開口部、貫通部の高温下でのシール性能を確認する。</li> </ul>	—	

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験 (10/11)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
	<p>施工性の確認 (コンクリート充填性)</p>	<p>SC 構造の施工性を要素試験により確認する</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 狭隘部の SC 鋼殻実寸大モデルを用いてコンクリートを充填し、その充填性を評価して適切な SC 構造に改善するための気中試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<p>—</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ コンクリートが確実に充填され、SC 構造としての機能が確保できる構造と施工法を示す。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 積層ゴムの長期クリープ特性、経年劣化特性を確認する。</li> <li>・ オイルダンパの基本性能、力学特性を確認する。</li> <li>・ 評価手法に反映する。</li> </ul>
	<p>積層ゴム及び減衰装置の特性確認</p>	<p>積層ゴムの力学特性、長期クリープ特性、経年劣化特性、同じく構成要素である減衰装置の基本性能、力学特性をそれぞれ要素試験により確認し、評価手法に反映する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 積層ゴムについて、力学特性を確認するため、縮尺及び実寸大試験体を用いた気中試験 (要素試験) を、長期クリープ特性、経年劣化特性を確認するため、縮尺の積層ゴムを用いた気中試験 (要素試験) をそれぞれ行う。</li> <li>・ 減衰装置 (オイルダンパ) の基本性能、力学特性を確認するため、実寸大のオイルダンパを用いた気中試験 (要素試験) を行う。</li> </ul>	<p>・ 積層ゴムの力学特性を確認する。</p>	<p>(試験準備)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平免震システムの性能、限界特性を試験により確認する。</li> </ul>
	<p>水平免震システムの性能確認</p>	<p>免震システムの免震性能及び限界性能を試験により確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平免震システムの性能 (応答低減効果) を実証するため、縮尺大の積層ゴムとオイルダンパを組み合わせた水平免震システムの気中での試験を行う。合わせて、限界特性 (積層ゴムの線形限界後の動的応答等) を確認するため、積層ゴムのみ用いた気中試験を行う。</li> </ul>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水平免震システムの性能、限界特性を試験により確認する。</li> </ul>

総監 大塚 謙 監 田 島 利 博

表付 1.3-1 2015 年までの開発計画：要素試験による設計・評価技術開発、及び実証試験（11/11）

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
素 材 ・ 心 体	タイトで内部ダクトを有する集合体に適用する熱設計手法を含む炉心・燃料設計手法の検証	稠密ピン束かつ内部ダクトを有する燃料集合体について、炉心熱設計手法を試験データにより検証する。また、MA 含有中空ペレットや内部ダクトなどの特徴を含む燃料、集合体、炉心を対象とした燃料設計手法を整備する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ タイトな集合体における熱流現象を把握するため、タイトなピンバンドル体系の模擬燃料集合体を用いた水試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ 内部ダクトの存在がスワールフロー及び圧力損失に与える影響を把握するため、内部ダクト付きフルバンドル体系の模擬燃料集合体を用いた水試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ 作動流体に Na を用いて、タイトなワイヤ付きピンバンドルの温度ピーキング、乱流拡散+熱拡散の効果を確認するため、タイトなピンバンドル体系の模擬燃料集合体を用いた Na 試験（要素試験）を行う。</li> <li>・ 以上の試験結果を用いて、熱設計手法の改良及び検証を行う。</li> <li>・ 既往及び今後取得される照射データ等に基づき、解析モデルや根拠データを明確にした上で、燃料照射挙動解析コード、集合体挙動解析コードを整備・検証する。</li> </ul>		・ タイトバンドル体系水試験結果に基づき熱設計手法を改良し、燃料照射挙動解析コードを整備・検証する。	・ 内部ダクト付きフルバンドル体系水試験結果及びタイトバンドル体系 Na 試験結果に基づき熱設計手法を検証するとともに、集合体挙動解析コードを備・検証する。
	被覆管材料の選定	2013 年までに、ODS 鋼被覆管の品質安定性を確保する技術及び代替候補材（高 Ni 鋼被覆管）の見通しを踏まえた上で、代替材開発の可否を含め、被覆管材料の採否を判断する。		・ 代替材開発の可否を含め、被覆管材料の採否を判断する。	-
	太径中空燃料・ODS 鋼被覆管を含む燃料・材料照射挙動の把握・性能実証	太径中空燃料、ODS 鋼被覆管は、炉心燃料の高燃焼度化を達成するための重要な技術であり、これらの実用化に向けては、基礎的な照射挙動（燃料の組織変化、燃料-被覆管機械的・化学的相互作用等）を把握し、燃料ピンの性能を確認することが必要である。そこで、「常陽」、BOR-60、BN-600 等の活用した照射データを取得・拡充し、燃料挙動・集合体挙動解析コードの検証や炉心構成要素材料強度基準の整備に用いる。		・ 「常陽」、BOR-60、BN-600 等を活用して照射データを取得・拡充する。	

表付 1.3-2 2015 年までの開発計画：規格・基準類の整備(1/4)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
設備等	<p>安全要件（安全設計指針案、安全評価指針案、重要度分類指針案）の整備、安全解析手法等の技術基準化</p> <p>改良 9Cr-1Mo 鋼の材料強度基準案の整備</p>	<p>設計のための基本的な安全要件として、「安全設計要件（指針）」、「安全評価要件（指針）」、「重要度分類（指針）」を開発側として準備する。その際、国際的にも標準的な安全要件となるよう留意する。</p>	<p>2012 年まで：原子力学会審議用の安全要件案、安全解析手法等の技術基準案の作成</p>	<p>(2013 年～：必要に応じて規制当局への対応が想定される)</p>	
	<p>改良 9Cr-1Mo 鋼の材料強度基準案の整備</p>	<p>日本機械学会発電用原子力設備規格に改良 9Cr-1 Mo 鋼を登録し、材料強度基準を定める。この材料強度基準は、2012 年版、2016 年版と段階を踏んで整備していく。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>60 年設計に必要な長時間外挿性の高いクリープ特性式を整備するため、長時間クリープ強度データを取得する。</li> <li>高サイクル疲労データを取得する。</li> <li>60 年設計に適用できるクリープ疲労評価法を整備するために、必要な材料試験データを取得する。</li> <li>既整備済みの Na 環境効果を実証炉に適用できしことを検証するため、低応力、低ひずみ条件での Na 中クリープ/クリープ疲労試験データ及び実証炉環境を想定し浸炭環境下における試験データを取得する</li> <li>高速炉規格で規定されている SUS304 の照射効果を改良 9Cr-1 Mo 鋼に適用することを基本方針として、改良 9Cr-1Mo 鋼の照射効果を整備する。</li> <li>60 年設計を考慮し、時効による影響の反映の可否を検討し、必要があれば時効効果を規定する。</li> <li>Type-IV 損傷の顕在化の有無の確認、及び溶接継手クリープ疲労強度評価法の検証のため、引張試験、クリープ試験等の材料試験データを取得する。</li> <li>SG 管板に使用予定の極厚鍛鋼品や薄肉小口径伝熱管の強度特性を評価するため、材料特性データを取得する。</li> <li>改良 9Cr-1 Mo 鋼の規格成分範囲について、化学成分範囲・熱処理範囲内で実証炉に対する最適な条件を設定するための材料特性データを取得する。</li> </ul>	<p>2012 年まで：30 年設計相当データ（クリープ強度、疲労・クリープ疲労）及び改良 9Cr-1Mo 鋼照射データを取得し、2012 年版材料強度基準案の整備に反映する。</p>	<p>60 年設計相当データ（クリープ強度、疲労・クリープ疲労）及び改良 9Cr-1Mo 鋼照射データを取得し、2016 年版材料強度基準案の整備に反映する。</p>	
設備等	<p>316FR 鋼の材料強度基準案の整備</p>	<p>日本機械学会発電用原子力設備規格に 316FR 鋼を登録し、材料強度基準を定める。この材料強度基準は、2012 年版、2016 年版と段階を踏んで整備していく。</p>	<p>2012 年まで：30 年設計相当データ（クリープ</p>	<p>60 年設計相当データ（クリープ強度、疲労・クリープ疲労</p>	

表付 1.3-2 2015 年までの開発計画：規格・基準類の整備(2/4)

分類	開発内容	開発方針		成果目標	
				～2013 年	～2015 年
	<p>高温構造設計指針 案の整備</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>60 年設計に必要な長時間外挿性の高いクリープ特性式を整備するため、長時間クリープ強度データを取得する。</li> <li>高サイクル疲労データを取得する。</li> <li>60 年設計に適用できるクリープ疲労評価法を整備するために、必要な材料試験データを取得する。</li> <li>既整備済みの Na 環境効果を実証炉に適用できることを検証するため、低応力、低ひずみ条件での Na 中クリープ/クリープ疲労試験データ及び実証炉環境を想定し浸炭環境下における試験データを取得する</li> <li>照射済み SUS304 鋼用溶接材料の照射後試験、実証炉用溶接材料の照射及び照射後試験を行う。</li> <li>60 年設計に適用できる溶接継手クリープ強度評価法を示し、316FR 鋼の溶接金属を選定するための材料特性データを取得する。</li> <li>原子炉容器に使用する鍛鋼品の製作性を見通し。強度特性を評価するため、鍛鋼品を試作し、試作材の材料特性データを取得する。</li> </ul>	<p>2012 年まで： 容器（一般部）・管の設計法を整備し（簡素化法、新材料への適用性検証）、2012 年版高温構造設計基準の整備に反映する。</p>	<p>強度、疲労・クリープ疲労）及び 316FR 鋼照射データを取得し、2012 年版材料強度基準案の整備に反映する。</p>	<p>労）を取得し、2016 年版材料強度基準案の整備に反映する。</p>
	<p>高温構造設計指針</p>	<p>高温構造設計指針を、「日本機械学会発電用原子力設備規格設計・建築規格第 II 編高速炉規格」に反映する。この高温構造設計指針は、2012 年版、2016 年版と段階を踏んで整備していく。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>容器（一般部）の設計評価法（ひずみの制限、クリープ疲労制限を対象）を整備し、規格化のための根拠資料を作成する。構造物試験体により Na 中熱過渡試験及び気中での高応力部位強度試験を行い、当該評価法の検証データを取得する。</li> <li>3 次元設計評価法（既往の設計評価法では対応できない実証炉の SG 管板を対象）を整備し、規格化のための根拠資料を作成する。</li> <li>管の設計評価法（DDS は設計者の判断を多く要するが、そのような判断を要しない簡易な手法と配管系の非弾性挙動を加味した詳細な手法）を整備し、規格化のための根拠資料を作成する。改良 9Cr-1 Mo 鋼の配管系挙動確認試験を行い、当該評価法の検証データを取得する。</li> <li>316FR 鋼について、非弾性解析法及び非弾性解析を用いる場合の評価手順を整備する</li> </ul>	<p>2012 年版高温構造設計基準の整備に反映する。</p>	<p>容器（一般部）・管の設計法を整備するとともに（合理的手法、60 年設計対応）、3 次元設計法・非弾性解析法についても整備する。これらの結果を 2016 年版高温構造設計基準案の整備に反映する。</p>	
	<p>高速炉溶接基準整備</p>	<p>2016 年版高速炉溶接基準の整備に反映する。</p>	<p>条文案・解説案の作成（→2016 年版高速炉溶接基準の整備に反映）</p>		

表付 1.3-2 2015 年までの開発計画：規格・基準類の整備(3/4)

分類	開発内容	開発方針	成果目標	
			～2013 年	～2015 年
LBB 逸脱	LBB 評価規格整備	<p>実証炉配管に適用する LBB 成立性評価法を、「日本機械学会発電用原子力設備規格」として 2016 年度を目的に規格化することを旨として、下記の方針で整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2014 年度中を目的に、LBB 評価法を規格条文案として、その技術的根拠を解説案として各々まとめる。</li> <li>冷却材漏えい率と荷重、雰囲気等との関係データを取得するための Na 漏えい挙動試験、及び破壊評価解析、漏えい評価解析を行い、LBB 成立性評価法の検証データを取得する。</li> </ul>	<p>条文案、解説案を作成する。Na 漏えい挙動試験、破壊評価解析、漏えい評価解析を行って、LBB 成立性評価法の検証データを取得する。これらの結果を 2016 年版 LBB 評価規格の整備に反映する。</p>	
維持逸脱	高速炉維持規格整備	<p>実証炉配管に適用する高速炉維持規格を、「日本機械学会発電用原子力設備規格」として 2016 年度を目的に規格化することを旨として、下記の方針で整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>規格化の適否について関係者の合意を形成した上で、条文案、解説案を作成する。</li> <li>改良 9Cr 鋼や 316FR 鋼の疲労き裂・クリープき裂進展データ、破壊靱性データを取得するための材料試験、温度保持を伴う熱応力繰り返しの下での熱クリープ疲労き裂進展データを蓄積するための構造物試験を行い、き裂進展や不安定破壊に関する評価法の検証データを取得する。</li> <li>実証炉各部の検査要求への反映を旨とし、実証炉各部の信頼度を定量的に評価する手法を整備する。</li> </ul>	<p>条文案、解説案を作成する。疲労・クリープき裂進展試験、破壊靱性試験を行うて、き裂進展や不安定破壊に関する評価法の検証データを取得するとともに、信頼性評価法を整備する。これらの結果を 2016 年版高速炉維持規格の整備に反映する。</p>	
SCCV 逸脱	SCCV 規格案の整備	<p>これまでの研究開発成果及び下記項目の成果を反映して SCCV 規格案を作成し、学会等で議論を頂く。それらを踏まえ、安全審査開始前までに規格として策定可能とする。</p>	<p>材料・構造特性試験・評価、規格条文案への反映</p>	
免震設計方針	設計方針書の整備	<p>研究開発で得られた設計手法、耐震性評価手法について、水平免震設計方針書としてまとめる。</p>	<p>設計方針書ドラフトの作成</p>	

表付 1.3-2 2015 年までの開発計画：規格・基準類の整備(4/4)

分類	開発内容	開発方針	成果目標	
			～2013 年	～2015 年
規格・基準類	炉心構成要素材料強度基準の整備	開発成果を炉心構成要素の強度基準としてとりまとめる。	炉外・材料照射・燃料ピン照射に係る既往及び追加データの評価と、それに基づく材料強度基準及び解説書ドラフトの作成	

表付 1.3-3 2015年までの改良・革新技術の開発内容(1/4)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
改良・革新技術	解体・せん断 A-①-1：解体 A-①-2：せん断	FBR 燃料集合体を対象として、解体機とせん断機の整合の取れたシステムの開発を目的とする。	A-①-1 もんじゅ燃料を主な対象として、解体機の開発を実施してきた。 解体機としては、機械式切断機とレーザ式減容機の解体機構造を構築している。また、コールド環境下の工学試験等を通じて切断工具の選定と切断に影響を及ぼす切断速度、切断深さ等の基本性能を確認した。尚、切断条件によっては切断工具(砥石)に欠け等が生じたものの、その後等の改善により、ほぼ克服できるとものと判断した。	≪方針≫ 解体技術については、解体操作の容易性を考慮した集合体構造の検討を行うと共に、レーザ式切断と機械式の比較評価を実施し、2013年頃に切断技術の絞り込みを行う。また、解体システムの信頼性向上の観点から各種要素試験を実施する。尚、解体システムの遠隔保守構造の改良や大燃料集合体の遠隔保守構造の改良や大燃料集合体については、2016年度以降に実施する予定。 【1】燃料集合体構造の改良と解体操作の合理化 解体操作の合理化を図るため、実証炉/実用炉燃料集合体構造について、燃料製造や炉心設計部署等と検討を進め、現行の解体方法を改良する。 【2】切断方式の改善(レーザ切断技術を含む) 実用炉・実証炉燃料集合体構造の検討状況と連動しながら、レーザ式切断技術について、一般産業界の知見を反映しつつ、小型試験体を用いた要素試験により、ドロス発生量、ラップ管と燃料ピンの溶着、燃料ピンの損傷を低減できる切断条件を選定する。 機械式切断技術については、模擬燃料集合体を用いた解体試験の向上や異常時を想定した性能評価を行う。2013年頃にはレーザ式と機械式について切断技術の絞り込みを行う。 【3】信頼性の向上 解体システムの頑強性の向上として、2015年頃は緊急性の高い粉じん対策または溶融ドロス対策について、選定した切断方式による要素試験を行い、回収性能、防塵対策の有効性を評価する。破損や変形燃料集合体等に対する頑強性の評価では、小型要素試験体を用いた検証試験を行う。 ≪方針≫ せん断技術については、燃料ピンの照射後特性に配慮しつつ、通常長さ(約3cm)のせん断データの拡充を図る。また、稼働率を確保する上で重要な粉塵対策を検討する。破損、せん断機の保守構造改良やシステムの全体の検証試験は2016年度以降を予定。	実用炉燃料集合体構造に整合した合理的な解体方法を選定し、実用化に向け解体・せん断システムの技術的な成立性を確認する。
	A-①-2		A-①-2 せん断機については、工学規模試験を実施し、せん断長さやピンの開口率等の短尺せん断データを取得するとともに、燃料ピン束の移送機構及びせん断機の基本性能を確認した。	【1】照射後燃料ピンの影響評価 照射後の燃料ペレットや被覆管(ODS 鋼等)の物性情報を収集し、照射特性を考慮した模擬燃料ピンを製作、工学規模せん断試験装置を用いて、FBR 燃料ピンのせん断データ(主に被覆管等の脆化や燃料物性変化に着目)の拡充を図る。 【2】信頼性の向上(一部は2016年以降に実施) せん断機では、稼働率向上の観点から、せん断工程でのラッピングワイヤや粉塵の影響を評価、効果的な対策を講じる必要がある。TRP 等の先行プラントでの経験を参考として、粉塵除去方法を構築し、要素試験によりその効果を評価する。尚、具体的な保守構造の改良や変形燃料ピンを多量に用いた検証試験等については、2016年以降に実施する予定。	

表付 1.3-3 2015 年までの改良・革新技術の開発内容 (2/4)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
	溶解プロセス開発 A-②-1	FBR 燃料に適した溶解プロセスの確立を目的とする。	A-②-1 FBR 照射済燃料を用いたピーカスケール溶解試験で、基本的な溶解プロセス条件を把握した。	≪方針≫ 溶解プロセス開発では、溶解速度の精度向上に反映するための溶解プロセスデータの拡充とモリブデン酸ジルコニウム等のスラッジ基礎データの蓄積を重点的に実施する。尚、溶解液濃度は晶析技術の導入を想定しない中濃度条件を対象とする。 【1】溶解プロセスデータ(燃料性状、攪拌条件)の拡充 溶解反応に与える攪拌効果の影響を定量化するとともに、溶解速度式評価の精度向上のため、各種燃料性状(Pu 富化度、燃焼度)及び各種攪拌条件下での溶解プロセスデータを蓄積する。 【2】スラッジ基礎データの蓄積 スラッジ中への Pu 移行量の把握、及び信頼性向上(機器寿命、保守方式等)へ与えるスラッジの影響(溶解槽内のスラッジの付着・閉塞等)を評価するため、スラッジの発生条件、組成、物性等の基礎データを取得する。また、スラッジ挙動の中で特に機器・プロセスへの影響度の大きい物質や不足データについては、その後の回収方法や除去方法への反映を考慮して、2016 年以降もデータ取得を行う予定である。	FBR 燃料特有の溶解データ及びスラッジ等のデータを蓄積し、機器開発に反映させる。
改良・革新技術	溶解機器開発 A-②-2	信頼性・経済性に優れた溶解機器である回転ドラム型連続溶解槽の實用化を目的とする。	A-②-2 回転ドラム型連続溶解槽(一基あたり 50t/y 規模)をベースに、100t/y 基規模の溶解槽装置概念構造を構築するとともに、固成分のドラム内移送性等に関する基本的な性能を確認した。	≪方針≫ 連続溶解槽の開発については、信頼性及び稼働率向上の観点から、最も重要性の高い耐閉塞性確保と駆動部の耐久性確保に重点的に実施する。また、スケールアップに向けて、溶解性能の影響評価、臨界安全シナリオの検討を進める。尚、遠隔保守構造の改良や工学規模試験装置を用いた長期運転時の安定性(耐久性・耐閉塞性)に関わる検討については、2016 年度以降の実施を計画している。 【1】信頼性の向上 (閉塞発生要因及び対策の検討) ドラム内でのスラッジ等に起因する閉塞の発生状況(要因、頻度等)を把握するとともに緩和策及び解除方法を構築するため、ステージ間の連通管を模擬した要素モデルを用いて閉塞に関する基礎データを取得する。 (駆動部の耐久性の検討) 硝酸ミストや放射線の影響が混在する実運転条件下において長期の運転を可能とする軸受部の構造を構築するため、耐酸性/耐放性に優れた軸受及び軸封部の構造を検討するとともに、駆動部の構造を模擬した要素モデルを用いて長期運転時の耐久性を評価する。 【2】スケールアップに伴う溶解性能への影響評価 溶解槽のスケールアップに伴い変更となるステータジ形状や揺動条件が溶解速度に及ぼす影響を把握するため、要素試験装置を用いた試験により基礎データを取得する。 【3】臨界安全シナリオ、未臨界構造の検討 100 t/y を超えるスケールアップ時の溶解槽の臨界安全性を確保するため、臨界安全シナリオ及び溶解槽構造の見直しを行い、必要により付加すべき設備を検討する。	回転ドラム型溶解槽として實用化に向けた技術的成立性、及び、200t/y/基規模の大容量連続溶解槽の技術的成立性の見通しを得る。

表付 1.3-3 2015年までの改良・革新技術の開発内容(3/4)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
改良・革新技術	遠心抽出器 A-③	高燃焼度MOX燃料の処理において特長を発揮し、コストや稼働率の観点で従来機器に對して競争力のある遠心抽出器システムの確立を目的とする。	A-③ 単段型の遠心抽出器をベースに、ウラン試験によるシステム基本性能を把握するとともに耐久性（連続運転）/耐放射線性に関するデータを取得し、直接保守及び遠隔保守構造の検討を進めた。これにより、50t/y規模機の基本構造を確立した。また、多段型遠心抽出器についても情報収集を進めるとともに、単段/多段型遠心抽出器内におけるスラッシュ堆積に関する評価検討を開始した。さらに、スケールアップ性の検討では、単段型について臨界安全評価を実施するとともに、中性子吸収材を内包した大型機（200t/y規模相当）を製作し、所定の流動性能を確認した。	<p>《方針》 遠心抽出器については、信頼性及び稼働率向上の観点から、最も重要性の高い駆動部の耐久性確保に関する検討を重点的に実施する。また、抽出器の型式選定の観点から、単段/多段型遠心抽出器の選定に関する比較評価についても検討を開始する。尚、200t/y規模の大型機の抽出性能評価（ワゴン試験）、ホット環境下での機器実証については、2016年度以降の実施を想定している。</p> <p><b>【1】</b> 信頼性の向上（高耐久性駆動部の開発） 磁気軸受型駆動部の長期連続運転データの蓄積を図るとともに、F 再用遠心抽出器の基本構造を構築する。また、一般産業界の回転機器の保守・信頼性の知見を加え、各保守方式（遠隔保守/直接保守）に対応した構造と保守方法（補修、交換方法等）を検討し、稼働率向上のための機器・運転保守の情報を整理する。</p> <p><b>【2】</b> ロバスト性の評価 プロセス条件変動に強い遠心抽出システムを構築することを目的として、抽出計算コードを活用し、遠心抽出器を用いたフローシート条件下で想定される異常事象の影響を推定・評価しつつ、小型遠心抽出器を用いたロード/ウラン試験等により遠心抽出器システムにおけるロバスト性を評価する。尚、これらの評価は、一部、2016年以降も継続する予定である。</p>	<p>実用に供する遠心抽出器の基本構造を確立する。ここで、遠心抽出器システムが達成すべき性能条件は別途定める。</p>

表付 1.3-3 2015 年までの改良・革新技術の開発内容(4/4)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
改良・革新技術	廃棄物低減化 A-④	再処理工程における放射性廃棄物の放射能低減を目的とする。	A-④ 再処理工程より排出される種々の放射性廃棄物のうち放射能レベルが低いものを極低レベル廃液として、高レベル廃液へ2極化する技術開発を進めている。2極化に当たっては、安定した廃液濃縮運転操作及び大きな濃縮比の確保の観点のためNa廃液の低減（ソルトフリー化）が重要となることから、Na廃液の主な発生原因である溶媒洗浄工程をソルトフリー化する技術について優先して開発を実施しており、技術的な成立性を概ね見通せている。	《方針》液体廃棄物のみならず再処理施設において考慮する必要のある廃棄物全般にかかる総合的な合理化を念頭に、まず廃棄物合理化技術に係る研究開発プログラムを改めて構築した上で、プログラムに基づいて開発を進める。なお廃液2極化概念の実現に向けた研究開発についても新プログラムに反映し以降そのプログラムに基づいて実施する。 【1】 廃棄物合理化プログラム構築 再処理工程より発生する種々の廃棄物を合理化し、その処分を軽減することを念頭に、廃棄物合理化技術に係る研究開発プログラムを構築する。各種廃棄物・廃液の発生経路・発生量を明らかにした上で、その種類と量の両面から合理化する方策について検討する。廃液2極化もこの検討の対象に含めることとする。さらに、検討した合理化方策を実現するための技術開発計画を立案する。 【2】 廃棄物合理化プログラムに基づいた技術開発の実施 上記で構築したプログラムに基づいて開発を行う。なお本プログラムで提示される課題のうちL/F移行期（2050年頃）の実用化を想定する技術についてはLF共通技術開発として、それ以外についてはFaCTプロジェクトの一環として実施する。後者の候補としては、廃液を対象とした高減容濃縮技術等があげられる。 【3】 濃縮妨害要因の同定 プログラム構築に先立ち、廃液2極化に係る研究開発の一環として、模擬廃液を用いたピーカースケールでの濃縮試験により、蒸発濃縮操作の妨害となる要因を特定する。その結果は廃棄物合理化プログラム構築作業に反映し、プログラム構築後は廃液2極化に係る研究開発も【2】の中で実施する。	再処理工程における放射性廃棄物の合理化のための開発プログラムの提示する。

表付 1.3-4 2015 年までの将来技術の開発内容(1/3)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
将来技術	<p>晶析 C-①-1</p>	<p>FBR 燃料再処理における U の粗分離及び U/Pu/MA 製品の Pu 富化度粗調整を行う晶析工程を導入手、核拡散抵抗性・経済性に優れた先進湿式法再処理の実現を目指す。</p>	<p>C-①-1 FS 以前の開発ではホット基礎試験による原理確認、晶析装置の基本特性を確認し、導入時の経済性評価 (建設費の約 1 割削減) より、革新技術として選定された。 FaCT プロジェクトフェーズ 1 ではプロセス開発の結果、U 回収率の制御性、固体不純物の同伴による DF 低下が課題として認識された。U 回収率については試験条件によって数%の範囲で変動することが明らかとなった。一方、結晶精製技術の開発により固体不純物の精製見通しが得られたが、工程の複雑化等の課題も摘出された。また、晶析装置及び周辺機器については、非定常時を含む特性データを取得し、致命的な課題が無いことを確認した。</p>	<p>《方針》 晶析技術では、技術的成立性を判断する上で重要な U 回収率の制御性と除染性能の確保に重点を置いた検討を実施する。本検討結果を基に 2015 年に採否判断を行う。 尚、機器信頼性に関する検討については、プロセス成立性が見通せた段階で再開することとし、2016 年度以降に進める。 【1】 U 回収率の制御性に関する検討 U 回収率の変動要因を解明し、U 回収率を向上することを目的として、U 回収率の一つの指標である単純系及び多成分系での U 溶解度等の基礎データを蓄積・拡充する。これによって、U 晶析率に関する各種要因の影響を定量的に評価し制御性の向上に反映する。 また、U 回収率については結晶精製技術を導入することで、結晶精製時に U 結晶の一部が融解することから、晶析装置において予め数%高い U 晶析率を確保する必要がある。そのため、ウランを用いたピカスケール規模の基礎試験を実施し、U 回収率の向上の観点からも検討を行う。 【2】 U 結晶の除染性に関する検討 結晶精製技術については、模擬物質の妥当性を評価しつつウラン試験等による基礎データの拡充を行う。また、結晶精製過程における影響因子の解明や Pu-Cs 複雑などの固体不純物の物性などの基礎データ拡充を進める。 また、結晶精製技術の導入による影響 (工程の複雑化等) を評価する。</p>	<p>低除染燃料サイクルの観点から燃料、炉との整合性を考慮しつつ、晶析技術の成立性を基礎的研究レベルで評価する。処理性能の検討を深め、プロセス面から晶析技術の成立性を評価する。 2016 年以降本格的に開発を開始する。</p>

表付 1.3-4 2015 年までの将来技術の開発内容 (2/3)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
将来技術	単尺せん断 C-①-2	FBR 燃料を対象とした短尺せん断技術の確立を目的とする。	C-①-2 模擬燃料ピンを用いたせん断試験により短尺せん断の条件を把握した。	(晶析技術に関する研究開発の結果を踏まえ、必要に応じ 2016 年以降対応する)	—
	高濃度溶解 C-①-3	FBR 燃料を対象とした高濃度溶解プロセスの確立を目的とする。	C-①-3 FBR 照射済燃料を用いたホット基礎試験により、高濃度溶解に対応したプロセス条件を把握した。	(晶析技術に関する研究開発の結果を踏まえ、必要に応じ 2016 年以降対応する)	—
	簡素化溶解抽出プロセス C-①-4	FBR 燃料の特性を活かして、適度な除染度の U-Pu-Np 製品を回収する溶解抽出工程の確立を目的とする。	C-①-4 Pu 分配、Pu 精製及び U 精製を持たない単一サイクルの溶解抽出技術の開発として、照射燃料と遠心抽出器を用いた向流多段階抽出試験により、回収率と除染係数の達成の見通しを得ている。一部の FP(Zr 等)については、除染係数が低く、改善の必要があることが明らかとなった。	<p>《方針》 溶解抽出法に広く適用可能な FP 元素の除染性能、遠心抽出器を用いた抽出工程を想定したロボラスト性に関する基礎研究を実施する。尚、フェーズ I における晶析法を適用した場合の単サイクル溶解抽出法については、晶析技術に関する研究開発の結果を踏まえて対応する。</p> <p>【1】 FP 除染係数の向上 照射済燃料を用いたホット基礎試験により、比較的除染係数の向上が困難な FP 核種 (Zr 等) に対する除染方法に関する基礎データの拡充を図り、フローシート上の制約条件を把握する。</p> <p>【2】 フローシートのロボラスト性の検討 抽出工程に遠心抽出器を適用した場合、異常時等のプロファイル変動の伝播速度はミキサセトトラやパルスカラムと比べて速いと考えられるため、この影響を定量的に把握し遠心抽出器や抽出工程の設計へ反映する必要がある。従って、フェーズ II では TRP 等のプラント運転経験や過去の研究成果を解析し、想定すべき変動条件や異常事象を抽出するとともに、抽出プロセスの動的変動を取り扱うことが可能な抽出計算コードを整備し、これを用いたフローシート検討を実施する。また、照射済燃料を用いたホット基礎試験を実施し、プロファイル変動の把握とフローシート検証を行う。これらの計算コード解析/検証試験を重ねることで、ロボラスト性の高いフローシート構築を図る。</p>	<p>実用において想定される条件変動を受容することができ、所定の回収率及び除染係数を達成するフローシートを実証する。</p> <p>ここでの回収率と除染係数の目標値は、燃料サイクルシステムを総合的に考慮して別途定め</p>

表付 1.3-4 2015 年までの将来技術の開発内容 (3/3)

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
将来技術	MA回収技術 C-②	効率的で経済性の高いMA回収技術を確立し、核燃料サイクルにおける環境負荷を低減することとする。	C-② 抽出クロマトグラフィー法の開発では、TODGAとR-BTPの組合せを選定し、除染係数、回収率等の基礎特性を把握したが、廃液発生量の増大が顕在化した。一方、機器開発では分離塔の基本特性を確認したが、周辺システムについては今後の課題である。火災・爆発に関する安全性については、遠隔操作による対応策の有効性を確認したが、再処理施設における技術判断基準の整備等の課題が残る。一方、溶媒抽出法については、FaCTプロジェクトでは未実施であり、FaCTプロジェクト以前の研究開発でSETFICS法等の基礎研究の実績を有するものの、本格的なプロセス開発には至っていない。	<p>《方針》 抽出クロマトグラフィー法では、廃液発生量の低減と回収率、FP除染係数の両立、及び機器開発が重要課題である。2015年迄の研究開発では、プロセス成立性を重視して廃液発生量の低減と回収率、FP除染係数の両立について研究開発を行う。尚、機器開発については、プロセス成立性が見通せた段階で本格的な開発を再開するが、成立性判断に不可欠な重要課題（安全性等）については、机上検討をベースに可能な範囲で実施方策を検討する。</p> <p>一方、溶媒抽出法について、抽出剤の選定、フローシートの構築等を行い、溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィー法との比較評価を実施する。</p> <p>本検討結果を基に2015年に採否判断を行う。</p> <p>【1】 フローシート開発（抽出クロマトグラフィー法） フェーズIにおける抽出クロマトグラフィー法によるMA回収プロセスの研究では、廃液発生量の増大が経済性に大きな影響を与えると評価された。そこで、回収率、FP除染係数を維持しつつ使用液量の削減を図ることを目的として、吸着帯移動速度の制御、理論段数の増加、及び吸着材構造の最適化を中心にMA回収プロセスのフローシート改良を行う。また、これにより抽出クロマトグラフィー法の知見を蓄積する。</p> <p>【2】 シミュレーションコードの開発（抽出クロマトグラフィー法） 限られた資源で効率的にフローシートや吸着材構造の最適化を行うため、抽出クロマトグラフィー挙動や反応メカニズムを反映したシミュレーションコードを開発し、上記のフローシート改良の検討に反映する。</p> <p>【3】 フローシート開発（溶媒抽出法） MA回収技術の方向性検討に資するため、機構内での基礎的研究実績や国内外の関連する文献情報などを基に候補となる抽出剤を選定し、基礎的研究により溶媒抽出法によるMA回収プロセスのフローシートを構築する。</p>	MA回収技術として抽出クロマトグラフィー法が溶媒抽出法かの方向性を検討するため、MA回収率、除染係数、MA取扱技術等の各種データを蓄積する。なお、MA回収率については、サイクル全体を俯瞰し適切な目標値の検討を行う。

表付 1.3-5 2015 年までの核不拡散技術の開発内容

技術区分	開発要素	目的	現状	開発内容	目標
核不拡散技術	核不拡散技術 B-①	<p>将来の核燃料サイクル施設を、国家による転用や非国家主体による盗取に対する十分な非魅力的とす</p> <p>るのに必要となる核不拡散性とその実現のための方策を示すことを目的とする。</p>	<p>B-① 国際的な検討の場(GIF、INPRO 等)においても将来の再処理システムが有すべき核拡散抵抗概念を導く方法論は確立されていない。</p> <p>現在の再処理施設に適用されている IAEA 保障措置に対し、将来は Pu 取扱量の多さ、統合保障措置対応等を踏まえた対応が求められると考えられる。</p>	<p>《方針》核不拡散性についてはフェーズ2より技術開発を開始することを踏まえ、採用すべき核不拡散性技術、特に保障措置関連技術の特定を重視した開発を進める。</p> <p><b>【1】 保障措置概念設計研究</b>                      将来の再処理施設においては、既存施設においても改良が進められている最新の保障措置技術を反映するほか、その Pu 取扱量の多さ、統合保障措置の実施等に伴う新たな保障措置要求に対応できるような設計時から考慮する必要がある。かかる観点から、既存施設及び国際的議論における保障措置の動向を踏まえつつ、施設設計の進捗に合わせ、保障措置にかかわる設計研究を実施する。当該研究においては、上記保障措置要求への対応と施設の運転を両立させることのできる計量管理方法の検討（物質収支区域、枢要測定点及び使用する計量・分析機器の検討並びに当該条件における MUF 評価期間の検討等）を実施する。</p> <p><b>【2】 保障措置要素技術開発</b>                      将来の再処理施設に要求される保障措置概念に対応するため、その際に必要となる NRTA 対応分析・計装技術開発等の要素技術について、国内外の技術の進捗を反映しつつ開発計画を立案し、その計画に基づく開発に着手する。</p> <p><b>【3】 核拡散抵抗性技術検討</b>                      核拡散抵抗性向上に貢献する再処理技術としては、既に検討を進めている Pu を単離しない技術としての先進濃式法及びコロセンシング法がある。FaCT プロジェクトフェーズ II においてはそれに加え、例えば Pu の単離を目的とした改造を困難にするような技術など、更に核拡散抵抗性を向上させざる技術とその効果、成り立ち等について検討する。</p>	<p>将来再処理施設の特徴を踏まえた保障措置概念を示すとともに、2016 年以降の核不拡散技術開発プログラムを提示する。</p>

表付 1.3-6 燃料製造の各段階に適用される技術

	【現状】	【第1ステップ初期】	【第1ステップ後期】	【第2ステップ目標】
高速炉燃料製造 開発段階	燃料製造基本技術 確立	技術高度化、燃料仕様、原 料高次化への対応	簡素化ペレット法適用 (経済性向上等の直接効 果+遠隔製造用製造技術 確立)	MA含有燃料製造技術、 遠隔製造技術確立
実証炉燃料製造 との対応		初装荷燃料、 取替燃料初期	取替燃料	適切な時期の取替燃料 から
燃料製造プロセ ス	粉末混合法	粉末混合法を高度化	簡素化ペレット法	簡素化ペレット法
燃料製造設備	自動運転だが、 監視、調整必要。 設備寿命は10～15年。	自動運転の信頼性向上で監 視、調整軽減。 設備寿命20年以上、又は 一部のみを更新する設計。	自動運転で監視・調整原 則不要。 設備長寿命化追求。	同左。 耐放射線対策必要。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画 (1/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
造粒プロセスの改良 A-1	造粒プロセスを改良することにより、粉末混合プロセスの合理化を図り、実証炉初装荷燃料製造に反映する。	現在、FBR 用 MOX 燃料製造にはタブレット造粒法が採用されているが、造粒設備の処理能力が上がらず製造ラインのボトルネックとなっており、ホールドアップ、高次化 Pu の熱対策、被ばく管理上の課題にもなっている。	(1) 半乾燥系工程用転動造粒法の開発 簡素化ペレット法用の造粒法として開発中の転動造粒法 (臨界管理上は減速系) を臨界管理上は半乾燥系の粉末取扱い工程に組み入れることについての実現性を見通す。 (2) タブレット造粒の改良 タブレット造粒改良の予察試験を行い、改良効果について評価する。 (3) 造粒法の選定及び試験 上記 (1)、(2) の結果をもとに実証炉初装荷燃料製造に適用する造粒法を選定し、ウラン試験、MOX 試験によりその有効性を確認する。	実証炉初装荷燃料製造に適用する造粒設備の設計に必要な情報を整備する。
混合プロセスの合理化 A-2	粉末混合プロセスを改良することにより、粉末混合プロセスの合理化を図り、実証炉初装荷燃料製造に反映する。	【ボールミル規模】FBR 用 MOX ボールミルの規模拡大で当該設備の処理能力増加の直接的効果の他、製品分析数削減等の間接的合理化効果が期待できる。 【規格外品のリサイクル】現在、規格外品は粉化処理後粉砕・混合工程にリサイクルされているが、造粒工程/成型工程間にリサイクルすることによって、造粒工程までの粉末取扱い量の低減が可能となる。	(1) ボールミルの処理規模増加 大容量ボールミルを開発し、試作機と模擬粉末を用いた試験で性能を確認する。 (2) 乾式リサイクル混合技術開発 乾式回収粉と造粒粉 (原料粉をボールミル後造粒) の混合に適用可能な混合機を選定し、試作機と模擬粉末を用いた試験で性能を確認する。 (3) 工学規模試験機整備 工学規模試験機を設計、製作し、模擬粉末を用いた工場試験で設計通りの性能が得られることを確認する。開発に際し、将来の合理的な設備更新に配慮した設計とするなど、廃棄物低減を旨とした設備開発のモデルケースとする。	実証炉初装荷燃料製造に適用する混合設備の設計に必要な情報を整備する。 燃料サイクル実証施設、実用施設の乾式リサイクル法の基本技術確立に反映する。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画 (2/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
ダイ潤滑 成型技術 B-1	添加剤を使用しないダイ潤滑成型法を開発することにより、簡素化ペレット法の成型技術を確立し、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映するとともに、粉末混合法の成型技術を改良し、実証炉初装荷燃料製造に反映する。	【レシプロ式成型機】FaCT プロジェクトフェーズ I でレシプロ式ダイ潤滑成型技術についての開発を行い、実用化のための革新技術として採用と判断し、今後、簡素化ペレット法実用施設の成型技術として開発を継続することとした。 【ロータリー式成型機】一方、実証炉用高除染燃料製造においては、グローブボックス用成型機のプレス圧の制約から、レシプロ式成型機では処理能力が現行設備より低下するため、ロータリー式成型機が利用できれば、合理化効果が大い。	(1) レシプロ式成型機の小規模 MOX 試験脱硝・転換・造粒一元処理により得られた MOX 粉末を用いた小規模 MOX 試験を行い、原料粉末特性、成型条件、成型体特性及び製品ペレット品質の間の関係を把握、整理し、原料粉末特性に関する要求事項、成型条件を評価する。 (2) ロータリー式成型機の開発ロータリー式成型機用のダイ潤滑機構を選定し、試験機を製作し、成型試験及びメンテナンステキ試験を行い、実証炉初装荷燃料への適用について、レシプロ式との比較評価を行う。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する成型工程の基本技術を確立する。 実証炉初装荷燃料製造に適用する成型設備の設計に必要な情報を整備する。
焼結・ O/M 調整技術 B-2	簡素化ペレット法の焼結技術及び高燃焼度燃料用の O/M 調整技術を確立し、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映するとともに、粉末混合法の焼結技術を改良し、実証炉初装荷燃料製造に反映する。	FaCT プロジェクトフェーズ I の結果、焼結技術については実用化技術としての見通しが見られたが、O/M 調整技術については、O/M 比仕様が 1.97 以下の場合、必要な熱処理時間が長く、燃料製造コストへの影響が大きいため、採用の判断には至っていない。	小規模のバッチ炉及び連続炉模擬横型炉を用いた数 kg オーダーの焼結・O/M 調整試験を実施する。試験結果をもとに、焼結体密度または O/M 比のパラツキの評価、熱処理条件の最適化、炉の管理技術の評価を通して熱処理時間と焼結体密度または O/M 比の関係を整理する。また、炉内の温度、ガス流及び酸素分圧の空間分布を評価するガス流動解析技術を開発し、量産規模の設備の設計手法を開発する。 高燃焼度燃料については、酸素ゲッター等の開発も行い、高燃焼度燃料製造時の耐腐食方策の対応可能範囲と燃料製造への影響を評価し、O/M 比仕様設定に反映するとともに革新技術 (焼結・O/M 調整技術) の採否判断を行う。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する焼結・O/M 調整工程の基本技術を確立する。また、高燃焼度燃料の O/M 仕様設定に反映する燃料製造上の影響をとりまとめる。 実証炉初装荷燃料製造に適用する焼結設備の設計に必要な情報を整備する。

表付 1.3-7 2015年までの開発計画 (3/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
乾式リサイクル技術 B-3	簡素化ペレット法製造施設の核燃料物質管理の柔軟性向上の観点から規格外品の乾式リサイクル法を確立するとともに、本技術を実証炉初装荷燃料製造の合理化に反映する。	【簡素化ペレット法】規格外品の湿式リサイクルを前提としており、乾式リサイクルの開発は行っていない。 【粉末混合法】現在、規格外品は粉化処理後粉砕・混合工程にリサイクルされているが、造粒工程成型工程間にリサイクルすることで、造粒工程までの粉末取扱量の低減が可能となる。	粒度調整機能を有するペレット粉砕設備を整備し、MOX 試験を行って、乾式回収粉を乾式リサイクル混合に適した粒度に調整する技術を開発する。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用可能な乾式リサイクル法の基本技術を確立する。 実証炉初装荷燃料製造に適用するペレット粉砕設備の設計に必要な情報を整備する。
焼結体外径制御 B-4	遠隔燃料製造の大きな課題であるペレット研削工程を不要にする技術を確認し、燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設に反映する。	現状、ペレット外径を精密に制御できないため、焼結体外径目標値を燃料仕様中央値より大きめに設定し、検査仕様を満足しないペレットに外周研削を施している。微細な研削粉は、再利用が困難で、ホールドアップの原因にもなり、燃料製造上の大きな負担となっている。	マイクロフォーカス CT スキヤンによる成型体の外径分布、密度分布等の評価、簡素化ペレット法の小規模 MOX 試験や MOX 製造プロセスのシミュレーション技術開発 (B-7) の成果に基づき、造粒粉末の粒度や破壊強度等の特性、成型パターンと成型体の外径分布の関係、焼結時の収縮を考慮した外径変化評価手法を確立する。これより実証炉燃料ペレット焼結体の外径分布の管理可能範囲を評価し、燃料仕様検討 (B-5) に反映する。	燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設のペレット研削工程削除に関する判断に必要な燃料製造側の情報を整備する。
燃料仕様の最適化検討 B-5	炉内性能と製造性の取合いを最適化した実証炉燃料仕様を定め、燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設に反映する。	FBR 用 MOX ペレットにおいては、ペレットの密度及び外径に関する仕様がペレット製造・検査工程に大きな影響を与える。特に、低除染燃料、中空燃料において、燃料仕様最適化による燃料製造での負担軽減効果が大きい。	燃料仕様のうち、特に最適化の効果が大きいと考えられる線密度仕様の導入可能性について検討するとともに、ペレット研削削除を可能にするペレット外径仕様を対象として、燃料設計上の要求と燃料製造上の影響を整理する。	製造合理化のための燃料仕様、検査基準の案を提示し、実証炉燃料の基本設計に反映する。基本設計結果を燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設設計条件とする。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画(4/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
ペレット 検査技術 B-6	実証炉燃料仕様に 対応するとともに、自動 化、運転保守性を高 めたペレット検査設備 概念を構築し、燃料サ イクル実証施設、実用 施設及び実証炉初装 荷燃料製造施設に反 映する。	現行の「常陽」及び「もんじゅ」用 のペレット仕上検査設備は自動化 されているが、ペレット取扱い異 常、データ測定異常等のトラブル 発生頻度を減少する等、自動運 転技術の信頼性向上が必要であ る。また、中空ペレット採用等の実 証炉燃料仕様への対応が必要で ある。	燃料仕様最適化検討(B-5)の結果に対応したペレッ ト検査方法を検討するとともに、最新のロボット及びセ ンシング技術を取り入れ、自動運転の信頼性を向上 させたペレット検査設備概念を構築する。 自動化技術についての要素技術開発及び試作試験 を経て、量産設備の試作及びモックアップ試験を行 い、性能を確認する。	燃料サイクル実証施 設、実用施設に適用す るペレット検査工程基 本技術を確認する。 実証炉初装荷燃料製 造に適用するペレット検 査設備の設計に必要な 情報を整備する。
基盤技術開発 (MOX 用物性 データベース 構築) B-7(1)	MOX 燃料の物性デ ータの取得、データベ ース化、理論的に説明 可能な物性式の作成 を行い、MOX 燃料の 製造、設計及び照射 挙動評価の基礎物性 データを提供する。	格子定数、酸素ポテンシャル、融 点、熱伝導率、酸素化学拡散係 数などの測定を実施し、測定デー タのデータベースを作成した。ま た、製造技術及び燃料設計に反 映するために物性式を作成し、 MA 含有 MOX 燃料の照射燃料 設計や低 O/M-MOX 燃料製造 技術へ反映した。	製造技術及び燃料設計に反映するために、拡散係 数、弾性定数、熱膨張率、融点、熱伝導率、比熱な どのデータ測定を進めるとともに、蒸気圧測定装置の 整備を行い、測定に着手する。また、照射挙動モデ ルの開発を目指して、温度勾配下における物質移動 に関する基礎特性を取得する。さらに、計算科学によ る物性値予測手法を開発する。	簡素化ペレット法技術 開発(B-1~4)の考察、 評価に用いる物性デー タ等を整備するととも に、実証炉燃料基本設 計及び許可データに 使用する物性データ等 を提供する。
基盤技術開発 (MOX 製造プロ セスのシミュレ ーション技術) B-7(2)	適切な製造条件を効 率的に得るために、原 料粉、造粒粉、焼結及 び O/M 調整に係る基 礎データを取得し、燃 料製造の各工程にお ける挙動を予測・評価 する技術及び最適製 造条件の評価手法を 開発する。	MOX 燃料の熱処理中の O/M 変 化及び焼結特性に関する基礎特 性を把握した。また、模擬粉末を 用いた粒子充填挙動シミュレー ション技術の開発を進めている。	粒度分布、破壊強度、摩擦係数などを測定するため の粉末特性評価装置を整備し、造粒粉の製造条件 をパラメータとして測定を実施する。測定データをもと に、DEM 法(離散要素法)による粒子挙動シミュレ ーション技術の開発を行う。また、焼結・OM 挙動で は、熱処理中の O/M、密度、結晶粒径、外径などの 変化速度を評価と高温 X 線回折装置を整備しプル ニウムとウランの均質化挙動の評価を行うことによ り、それらを予測・評価する手法の開発を行う。	粉末挙動シミュレーシ ョン技術及び焼結・OM 変化予測技術を開発 し、実証炉初装荷燃料 の製造条件設定に反映 するとともに、簡素化ペ レット法技術開発(B-1 ~4)の考察、評価に用 いる。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画 (5/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
仕様・構造の最適化検討 B-8	炉内性能、製造性、再処理性等の取合いを最適化した実証炉燃料集合体の構造及び仕様を定め、燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉燃料初装荷燃料製造施設に反映する。	従来の「もんじゅ」燃料等の燃料集合体及び燃料ピンの設計実績をベースに、内部ダクト、集合体の大型化等の実証炉燃料に特徴的な構造、仕様に関する設計・試作を中心に実施している。燃料製造、再処理との取合いに関する本格的な検討を本年度着手した。	実証炉の設計要求を満たしつつ、安価で製造しやすく解体しやすい集合体構造を実現するため、ラップパ管形状、内部ダクト、燃料ピン固定方式、端栓形状等について構造検討を行い、試作試験、組立試験、機能試験を実施する。	取合いを最適化した燃料集合体構造及び燃料仕様様の案を提示し、実証炉燃料の基本設計に反映する。基本設計結果を燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設の設計条件とする。
ピン加工・集合体組立技術 B-9	実証炉燃料集合体構造及び燃料仕様に対応し、自動化、運転保守性を高めたピン加工、集合体組立設備概念を構築し、燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉初装荷燃料製造施設に反映する。	現行の「常陽」及び「もんじゅ」用の加工組立設備で自動化加工組立技術は確立しているが、実証炉燃料に適用するには、集合体の大型化、ラップパ管肉厚増加、集合体構造の複雑化等の構造、仕様の変更に対応するとともに、発熱、線源強度の増加を考慮する必要がある。	実証炉燃料集合体構造及び燃料仕様の最適化検討 (B-8) と連携して、馬乗り型燃料ピン支持構造、内部ダクト付ラップパ管構造、厚肉ラップパ管等の実証炉燃料に特徴的な構造に対応した遠隔自動組立技術の開発を行うとともに、高発熱バンドルのラップパ管挿入技術開発、集合体組立設備と検査設備の合体合理化等を行う。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する加工組立工程の基本技術を確立する。実証炉初装荷燃料製造に適用する加工組立設備の設計に必要な情報を整備する。
高燃焼度 ODS 被覆管 溶接技術 B-10	ODS 被覆管の抵抗溶接技術及び非破壊検査技術を開発し、実証炉高燃焼度燃料の燃料ピン加工に反映する。	開発途上の ODS 被覆管材を用いた小規模試験で抵抗溶接技術及び超音波検査技術の開発を行い、要求条件を満足する溶接・検査ができることを確認した。今後の ODS 被覆管材の開発とリンクした溶接・検査技術開発の継続及び量産化への対応、溶接部強度評価が必要である。	(1) 溶接・検査技術開発 今後の ODS 被覆管材の開発成果にもとづき、抵抗溶接及び超音波検査の方法、条件の改良、見直しを行う。また現在、検査法として選定している超音波検査法に代わる水を使用しない非破壊検査法についての調査、検討を行う。 (2) 溶接部強度評価 溶接部の強度試験を実施し、燃料設計に用いる溶接部強度データを整備する。	ODS 被覆管の溶接、検査方法を選定し、燃料サイクル実証施設、実用施設及び実証炉高燃焼度燃料製造施設の設計に反映する。溶接部強度基準を整備し、実証炉高燃焼度燃料設計で用いる。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画 (6/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
Pu 富化度調整技術 C-1	簡素化ペレット法の溶液混合による Pu 富化度調整技術を確立し、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映する。	現時点までに、工学規模の装置における模擬溶液によるコールド試験により、必要な精度の Pu 富化度調整ができる見通しを得ている。	工学規模の装置において、硝酸ウラニルと硝酸プルトリウム混合溶液を用いて Pu 富化度調整試験を実施し、Pu 富化度調整精度評価及び調整精度向上手法の検討を行う。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する Pu 富化度調整工程の基本技術を確立する。
脱硝・転換・造粒一元処理技術 (脱硝・転換技術) C-2(1)	簡素化ペレット法の脱硝・転換・造粒一元処理技術を確立し、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映する。	東海転換施設や六ヶ所再処理工場で 2kgHM/バッチの脱硝・転換処理実績が蓄積されている。FaCT プロジェクトフェーズ I では、計算やコールド試験により、バッチサイズを 5kgHM に拡大できる見通しを得た。	5kgHM バッチに対応した実規模試験装置を整備し、硝酸ウラニル溶液の脱硝・転換試験を実施し、マイクロ波脱硝・転換工程のスケールアップ効果を評価する。MOX を処理する場合との差異を考慮した上で、MOX 燃料用システムとしての成立性を確認するとともに、今後の設備設計に反映すべき開発課題を抽出する。 5kgHM の大規模バッチの加熱、脱硝、転換プロセスの効率化のための調査、試験を行う。	燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する脱硝・転換・造粒工程の基本技術を確立する。
脱硝・転換・造粒一元処理技術 (造粒、一元処理技術) C-2(2)		FaCT プロジェクトフェーズ I で行った小規模 MOX 試験、実規模コールド試験等において、転動造粒法により流動性の良好な顆粒が得られ、適切な設備設計、運転条件設定により短時間で高収率の造粒が可能であるとの見通しを得た。	小規模 MOX 試験により、転動造粒法の造粒挙動データを蓄積し、得られる粉末をペレット製造試験 (B-1~3) で使用する。容器共用化一元処理概念を本格導入し、小規模 MOX 試験と実規模ウラン試験で粉末特性、運転性等を確認する。 実規模造粒装置に乾燥装置等を付加して造粒設備システムを整備し、コールド試験により、造粒設備システム全体 (自動運転を含む) としての性能を確認する。	
湿式リサイクル技術 C-3	簡素化ペレット法の規格外品の湿式リサイクル技術の改良の可能性を検討し、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映する。	FaCT プロジェクトフェーズ I 設計において規格外品は銀触媒による硝酸溶解後に再利用するとしているが、銀触媒溶解設備の建設費負荷が大きい。	硝酸溶解性が劣る未焼結の原料粉の溶解性向上策の検討を行う。	リワーク技術改良の可能性を判断する。

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画(7/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
<p>低除染燃料製造 対応技術 D-1</p>	<p>高除染燃料製造施設を低除染化するために必要となる製造プロセス技術及び設備・プラント技術の開発を行い、燃料サイクル実証施設、実用施設に反映する。</p>	<p>Np, Am 及び模擬 FP を用いた実験室規模の MOX 試験の結果、FaCT サイクルの燃料組成範囲では、MA 及び FP の含有による MOX ペレット製造プロセス技術への影響は小さいと判断した。遠隔燃料製造については、モックアップ試験、高除染燃料製造設備保守経路者による机上検討、Pu-3 での保守作業に関する試験等により、代表的な保守作業の成立性を確認したが、設備運転信頼性、保守頻度、トラブル対応性等の評価は簡素化ペレット法の製造設備概念を固めた上で評価する必要がある。</p>	<p>(1)小規模リサイクル試験 照射済の実燃料を用い、ペレット規模で再処理、燃料製造を実施し、燃料製造各工程における MA,FP のふるまいに関するデータを取得する。 (2)遠隔燃料製造概念検討 簡素化ペレット法に関する技術開発(C-2、B-1～3、等)に基づき製造設備概念を固める。これを用いて実用施設概念設計研究でセル内遠隔保守、TRU 取扱い等を考慮した網羅的な設計検討を実施し、革新技術課題(セル内遠隔設備)の採否判断を行う。 (3)低除染 TRU サイクルについての評価 低除染 TRU システム概念絞り込みのため、低除染 TRU サイクルに関する燃料開発、燃料製造上の得失を評価、整理する。</p>	<p>燃料サイクル実証施設、実用施設に適用する低除染化技術を整備するとともに、FaCT の低除染 TRU システムの絞り込み、開発ロードマップ検討に反映する。</p>

表付 1.3-7 2015 年までの開発計画 (8/8)

開発要素	目的	現状	開発内容	目標
<p>実用燃料施設 概念検討</p>	<p>要素技術の開発成果をもとにして、燃料サイクル実用施設のプラント概念を提示する。</p>	<p>FaCT プロジェクトフェーズ I において、200tHM/y 規模の実用燃料製造施設の概念検討を実施した。当初は経済性のポテンシャルが最も高い大型セル方式を検討したが、燃料供給を高い信頼性で担保するため、トラブル対応の柔軟性、システムの冗長性等に優れた小型セル方式を選定した。 FaCT プロジェクトフェーズ I の段階では、簡素化ペレット法を構成する各工程の製造設備概念が固まっておらず、今後の開発で得られる製造設備概念をもとに、遠隔製造の基本的な考え方を定め、システム・プラント概念検討を行う必要がある。</p>	<p>簡素化ペレット法に関する技術開発 (C-2、B-1~3、等) による製造設備概念をもとにセル内遠隔保守、TRU 取扱い、設備保守、想定外故障に対する対応等についての基本的考え方を定め、200tHM/y 規模の実用燃料製造施設の概念検討を行う。概念検討の結果をもとに燃料製造コストの概略評価を行うとともに、今後必要な研究開発計画を整理する。</p>	<p>FaCT の低除染 TRU システムの絞り込み、実用システム概念の提示、開発ロードマップ検討に反映する。</p>
<p>実証炉初装荷 燃料製造 事前検討</p>	<p>要素技術の開発成果をもとにして、実証炉初装荷燃料製造に適用可能な技術を選定し、製造施設設計に反映する。</p>	<p>2025 年頃に実証炉を運転開始するには、2020 年過ぎに実証炉初装荷燃料の製造を開始する必要がある。 五者協議会において、複数の初装荷燃料供給オプションを上げ、それらの実現可能性を検討している。供給オプションの選択、実施主体決定等についての進め方は、今後、五者協議会で調整、確認する予定である。</p>	<p>供給オプションの検討を進めるとともに、要素技術開発 (A-1、2 及び B-1~9) の成果を反映して、実証炉初装荷燃料製造に適用できる技術を選定する。仏国との協力による実証炉燃料供給合理化の可能性について検討する。</p>	<p>実証炉初装荷燃料製造に適用する技術を選定し、製造計画に反映する。</p>

## <付録 2> 副概念(金属燃料サイクル)の研究開発の今後の進め方(案)

金属燃料サイクルは FS の評価での方針に沿って、FaCT プロジェクトの副概念として研究開発を進めてきており、フェーズ I の成果に基づいた、今後の研究開発計画を策定した。

しかしながら、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震と当該地震に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故による社会や原子力安全に対する影響を踏まえると、我が国の平成 23 年度以降のエネルギー政策や原子力政策の見直しは必至であり、策定した今後の研究計画への移行も停止せざるを得ない状況にある。

そのため、FaCT プロジェクトフェーズ II の開発計画と同様に副概念の研究開発計画についても、エネルギー基本計画や原子力政策大綱等の国の政策の議論と整合を図りつつ見直す必要があるが、一般の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の経験等を踏まえ、より高度化な安全性・信頼性を備えた FBR サイクルの実現を可能とする開発計画を示すことが求められる。

現行の開発計画は一般の震災前に策定したものであるが、新たな開発計画を検討するためのベースとなり得るものであることから、参考資料の位置付けで付録として掲載することとした。

### 付 2-1 研究開発の必要性

金属燃料サイクルは、高増殖率あるいは低プルトニウム装荷量の炉心による柔軟なプルトニウム需要調整が可能、小規模な燃料サイクル施設でも経済性を確保可能などの特長があり、主概念よりも将来の社会環境に柔軟に適合する可能性がある。金属燃料サイクルの技術的課題の多くに解決の見通しが立ってきており、実用化に向けた致命的な欠陥も見出されていない。世界の原子力政策に対する影響度の大きい米国は、核拡散抵抗性に着目して金属燃料サイクルの開発を継続しており、また、今後のエネルギー需要の伸びが大きい中国、インド等の国は、高い増殖率を重視して金属燃料サイクルの研究開発を指向している。これらの国々においては金属燃料サイクルが早期に実用化される可能性があり、国内においても、将来実用化に着手する可能性が考えられる。このような場合に備えて、リスク分散の観点から国内技術力を蓄積・維持し、実用化を視野に入れた研究開発を進めておく必要がある。

また、国が FBR 燃料サイクル実用化像とその後の開発計画を決めることとなっている 2015 年には、金属燃料サイクルに関する方針(位置付け、研究の進め方)も決める必要がある。それまでの間に、国際協力の可能性や国際情勢の調査、我が国の対応方針の検討を進め、判断のための情報を揃える必要がある。

したがって、今後も金属燃料サイクルの研究開発や情報収集に取り組む必要がある。

### 付 2-2 主要研究開発課題

6.2.8 項で述べたように、課題の解決に向けて継続して取り組み、金属燃料サイクルの技術的実現性を確実なものとしていくとともに、実用化のための開発方策の可能性を検討する必要がある。具体的な課題は主として以下のとおりである。

#### 【金属燃料の実用条件での照射健全性の確認】

- ・ MA 含有金属燃料の照射挙動確認

- ・高温・高燃焼度の金属燃料キャプセル照射試験
- ・高温・高燃焼度の金属燃料ピン照射試験
- ・金属燃料集合体照射試験

【燃料サイクル実証】

- ・小規模ホット試験やプルトニウム試験によるウラン、プルトニウム、MA 及び FP の挙動を踏まえた乾式再処理プロセス実用性の確認
- ・実用装置に外挿可能な工学機器開発(数 t/y 規模)、計量管理手法の確立
- ・廃棄物固化体の国内処分適合性の実証
- ・国内ホット試験によるプロセス・機器実証

付 2-3 2015 年頃までの進め方

2015 年に金属燃料サイクルに関する方針を決めるため、以下を達成することにより金属燃料サイクルの実用性を確認することを目標とする。

- ①フェニックス照射 MA 含有金属燃料の照射後試験による照射健全性の実証
- ②小規模ホット試験と Pu 試験に基づく実用的な燃料サイクルプロセスフローシートの構築
- ③工学規模の処理容量に対応する燃料サイクル機器と計量管理システム的设计基盤の構築
- ④乾式再処理に特有な廃棄物固化体の製造プロセスの最適化と国内処分適合性の確認

さらに、これらの成果を踏まえて、高温・高燃焼度のピン照射試験、国内ホット試験による燃料サイクルプロセス実証等、2016 年以降の研究開発計画案を提示する。付表 2-1 に金属燃料サイクルに関する今後の計画案を示す。

以上の推進にあたっては、電中研の自主研究に負うところが多いが、原子力機構－電中研の研究協力関係の維持、公募事業及び国際協力の活用等によって効率的な展開を図る。

表付 2-1 今後の金属燃料 FBR サイクルの研究開発計画案

凡例: 国内開発 国際協力 未定

主要開発項目	2011	2012	2013	2014	2015	2016~	2015年度までの達成目標	開発のねらい
社会情勢の調査	国内外情勢・国際協力可能性の調査 2016年度以降の開発方針の検討						<ul style="list-style-type: none"> <li>◆国際協力による開発加速の可能性評価</li> <li>◆次フェーズ計画提示</li> </ul>	
<b>1 燃料開発</b>								
1-1 照射試験	常陽ピン照射の予備検討(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆オープンコア照射準備に向けた課題の整理と計画立案</li> <li>◆高温条件下での照射健全性確認に向けた照射試験開始</li> <li>◆MA添加燃料の照射健全性確認(~10at.%)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用条件下での照射健全性の確認</li> <li>実用条件: 被覆管最高温度~650℃ ピーク燃焼度~20at.%</li> </ul>
	常陽キャプセル照射試験(JAEA-電中研共研、常陽復旧次第照射開始予定)					-----		
	MA含有金属燃料照射後試験(電中研-ITU共研)					-----		
1-2 挙動評価	合金物性・特性試験(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆物性データの拡充</li> <li>◆挙動解析モデルの高度化</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・照射試験データ解析支援</li> </ul>
	挙動解析手法の改良開発(電中研)					-----		
1-3 製造試験	TRU燃料技術開発(JST公募)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆均質なMA含有燃料の製造技術の確立</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MA含有燃料の製造可能性の確認</li> </ul>
<b>2 炉心設計研究</b>								
2-1 炉心設計研究	導入シナリオを考慮した炉心設計検討(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆低Puインベントリ炉心等金属燃料導入効果の定量評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・金属燃料FBRの社会環境適合性の確認</li> </ul>
2-2 安全性評価	炉心安全性の検討(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆事故時の燃料挙動と炉心応答の解明</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・金属燃料炉心の安全性評価基盤データの整備</li> </ul>
<b>3 燃料サイクル技術</b>								
3-1 プロセス開発	主要工程小規模連続試験(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆MAおよびFPの電解・陰極処理における挙動の確認</li> <li>◆照射済金属燃料を使用したマスバランスの確認</li> <li>◆最適な固化体製造プロセス提示、国内処分適合性確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクチノイドやFPなど各元素の挙動を踏まえたプロセス実用性の確認</li> </ul>
	小規模ホット再処理試験(電中研-ITU共研)					-----		
	廃棄物固化プロセスの最適化、処分適合性検討(電中研)					-----		
3-2 主要機器開発	工学規模主要機器開発(電中研/公募)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆工学規模での機器機能と処理能力の確認(電解精製、陰極処理、燃料製造、TRU抽出、塩再生、廃棄物固化体製造等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用装置に外挿可能な工学規模機器の開発</li> <li>・ホット試験機器設計基盤の構築</li> </ul>
3-3 計量管理 技術開発	計量管理手法の検討(JAEA-電中研)					-----		
	分析精度の評価(JAEA/電中研-INL/ANL)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆実用的な分析精度・分析時間の達成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用施設に適用できる保障措置概念の提示</li> </ul>
3-4 プロセス・機器 実証	国内ホット試験の可能性検討(JAEA-電中研共研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆国内ホット試験の可能性見直し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料サイクル技術の実証</li> </ul>
3-5 プラント概念検討	燃料サイクルプラント概念の検討・経済性評価(電中研)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆40tHM/y規模燃料サイクルプラントの概念設計等による燃料サイクルコスト評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料サイクルの経済性確認</li> </ul>
<b>※ その他(移行期対応)</b>								
	電解還元プロセス・機器開発(電中研/公募)					-----	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆乾式法の酸化物燃料への適用性の評価</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Puサーマル燃料再処理オプションの提示</li> </ul>
	導入シナリオ、マスバランス評価(電中研)					-----		<ul style="list-style-type: none"> <li>・金属燃料サイクル導入シナリオ提示</li> </ul>

### <付録 3>. 高速増殖炉サイクル実用化に向けた推進基盤充実の取組

#### 付 3-1 研究開発の外部評価

FBR サイクルの研究開発では、FS の開始以来、原子力機構(もしくは、前身の核燃料サイクル研究開発機構)が設置した外部の有識者からなる評価委員会、もしくは、国の評価委員会において、フェーズ毎の事前評価、中間評価、事後評価と、節目毎に外部評価を受けている。

現在においても、その仕組みを踏襲しており、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」、「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」、及び原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」等に基づき、原子力機構内に研究開発・評価委員会を研究開発部門単位で設置して、研究開発課題の外部評価(事前評価、中間評価、事後評価、追跡評価)を実施している。FaCT プロジェクトについては、「次世代原子力システム/核燃料サイクル研究開発・評価委員会」において、評価を実施している。

2008 年度には、FaCT プロジェクトのフェーズ I の中間評価(プロジェクトレビュー及びマネジメントレビュー)を実施した<sup>A)D)</sup>。

プロジェクトレビューとマネジメントレビューの結果の概要を示す。

(プロジェクトレビュー)

- ・炉システムについては、革新技術の研究開発は全般的に計画通りに進捗しているが、一方で革新技術の新たな課題が存在していることも明らかになってきた。これらの課題については、既に解決のための方策や、革新技術の採用が困難と判断された場合に備えた代替技術についても検討されている。このような研究開発の進め方や成果は妥当であり、実証炉・実用炉の概念設計を計画通りに進める上で重要なことである。今後はこれまでの成果や検討に基づき研究開発計画を修正していくことで、2010 年における革新技術の採否判断は可能であると考えられる。
- ・燃料サイクルシステムについては、革新技術の研究開発は概ね計画通りに進められてきたといえる。その過程において、新たな技術的課題が幾つか明らかになっており、2010 年までにこれらの課題を克服するために集中的な取り組みがなされているものと判断される。FaCT プロジェクト開始当初の計画は 2010 年の革新技術の採否判断のためには必要なものであり、今後も予定された試験データを取得出来るよう着実に進める必要があるが、一方で、環境変化に伴う社会のニーズの変化に適切に対応できる柔軟性・適応性も必要である。特に、FBR 実証炉計画における燃料製造技術の早期確立に向けたシナリオ検討や、軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期に向けた具体的検討が急がれる。

(マネジメントレビュー)

- ・前回評価の指摘事項への対応を図るなど、プロジェクト管理の面で一定の努力がなされていると認められた。プロジェクト管理に係わるそれぞれの項目毎に、プロジェクト開始時の考え方、期中での改善事項、並びに、自己評価(良好点及び現状の課題と今後の改善方向)が示され、自ら反省を加えながら進めようとしている点は評価できる。しかし、FBR サイクルの実用化に向けた大型プロジェクトを遂行するという点では、多くの改善すべき点も見受けられ、今後の修正の方向性や具体的な方策について、「組織体制」、「PDCA と意思決定」、「要員確保と人材育成」、「予算確保」等の観点から提言を行った。今後は、外部から出されている指摘事項にも真摯に耳を傾け、継続的に改善が図られていることが望まれる。

中間評価における指摘事項については原子力機構の措置と、それらに対する具体的なアクションプラン

ランを定め、PDCA の一環として担当者と実施期限を決めて対応している。また、「中間取りまとめ」の成果及び中間評価の結果は、原子力委員会に報告し、その際の指摘事項(一元的で全体を俯瞰したマネジメントとプラントエンジニアリング能力の投入が重要、性能目標の社会的受容性や国際標準の地位を獲得するために適宜の見直し、重要な知識の管理など)も踏まえつつ、研究開発を着実に進めた。なお、「中間取りまとめ」の成果は、中間評価結果と併せて、原子力安全委員にも報告している。

### 付 3-2 開発体制の強化

FaCT プロジェクト開始当初の研究開発体制の整備(第1章参照)以降も、必要に応じ、体制の整備、強化を行ってきている。

2009年7月に五者協議会で合意した「高速増殖炉実証炉・サイクルの研究開発の進め方等について」において、高速増殖炉の研究開発については、原子力機構は、中核企業及び電気事業者の意見や考えを踏まえ、議論の結果を適切に研究開発計画等に反映できる体制を構築すること、組織内の責任ある者がリーダーシップをもって戦略的にマネジメントを行う体制を整備することとした。また、電気事業者も、一層効果的にエンジニアリングジャッジ(技術評価)を行える体制を整備することとした。

これらを受け、原子力機構では、2009年10月及び2010年4月の2段階で組織体制を見直すこととし、プロジェクト統括組織を設置するとともに、従来のフラットな組織からプロジェクトに適合したライン構成が明確な階層型の組織とし、責任者及び責任事項を明確にすること等で、プロジェクト統括機能の強化を図った。組織体制の見直しについては、プロジェクト統括組織で自己評価を実施し課題や改善点等を摘出・整理するとともに、原子力機構内のPDCAの一環として理事長にも報告している。今後も定期的に自己評価を実施し、更なる改善に向けた努力を継続していく。また、三者(原子力機構、電気事業者、製造事業者)の間で、プロジェクトリーダークラス等、各階層の意見交換の場を設けて開発の方向性を検討することで、電気事業者及び製造事業者の意見を直接的に計画に反映できるようにした。

更に、原電においては、FaCT プロジェクトに係るエンジニアリングジャッジ(技術評価)を電気事業者の代表として実施するため、「高速炉技術評価チーム」を新たに設置し、将来ユーザーの視点から原子力機構の実施した技術評価をレビューし、革新技術の採否判断を実施した。

### 付 3-3 国際協力の進め方

FaCT プロジェクトでは、FBR サイクルシステム研究開発のリスク低減や効率的実施のため、また我が国の技術が世界標準になることを視野に入れ、日米仏を基軸として、二国間協力や多国間協力を有効に活用しつつ国際協力を進めている。

世界的な FBR 開発状況は、フランス、日本、韓国は、将来の高速増殖炉が備えるべき高い安全性・信頼性、経済性、持続可能性(資源の有効利用と廃棄物の最小化)、核不拡散性等を有する第4世代炉の開発を目指しており、2020～30年に実証炉を運転開始し、2040～50年頃に実用化すべく開発を加速している。他方、米国は、現政権への交代を機に具体的なプラント開発計画を凍結し、長期的な研究開発を重視する方向へ方針を変更した。

一方、これまでの先行していた日本、米国、フランス、ロシアに留まらず、特にアジアを中心に、高速炉の開発に対する積極的な姿勢が示されている。ロシア・中国、インドは、既に2020年～30年頃に商

用炉導入を目指す意欲的な開発計画を明らかにしている。これらの国の特徴は、既存技術に基づく短期量産型の導入計画にある。

日米仏の三機関(機構、米国エネルギー省(DOE)、仏国原子力・代替エネルギー庁(CEA))では、2008年1月(8月に改正)に「ナトリウム冷却高速実証炉の協力に関する覚書」を締結し、相互のFBR技術開発に必要な技術と資源を効率的に活用するための協力を実施した。現在は、日米仏三機関協力覚書を更に改正して、米仏との国際共同開発の可能性も含め、具体的な国際協力の在り方を検討している。

二国間協力については、日米間では日米原子力エネルギー共同行動計画(JNEAP)の一環として、高速炉技術、燃料サイクル技術等のワーキンググループや民間の公募プログラムを活用した協力活動を行い、フェーズⅠでは活動目標を抽出し、フェーズⅡ(2009～2011年)では協力対象を商用炉開発に向けた長期的な技術開発の観点から見直し活動を実施している。日仏間ではCEAとの2005年12月フレームワーク協定及び2008年10月フランス電力公社(EDF)とのFBRシステムに関する技術協力取決めによる情報交換やセミナーを開催し、人材交流等により緊密な連携を保ってきた。

多国間協力については、第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)において2006年当初からナトリウム冷却高速炉の議長国として、システム統合・評価(準備中)、安全・運転性、先進燃料、機器・BOP、包括的アクチノイドサイクル国際実証の5つのプロジェクトで先導的役割を果たしている。また2009年12月からは政策グループ議長国として、GIFで扱う6つのシステムについての世界共通の各種のデザインクライテリアの構築を目指した活動を開始した。この活動を通じて世界標準技術の構築を進めていく。

国際原子力機関(IAEA)関連では、「革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト」(INPRO)では「高速炉を用いたクローズド燃料サイクルの合同評価研究」への参加や「革新的原子力エネルギーシステムのための世界規模構造の開発」(GAINSプロジェクト)会合の開催や、高速炉技術ワーキンググループ(TWG-FR)等との情報交換を行いFaCTプロジェクトの推進に活用している。また、今後GIFとINPRO相互の連携を図り、安全性、保守補修、核不拡散のクライテリア構築を進めていく予定である。

その他にも、近年の世界的な高速炉開発の高まりを受け、2009年12月にIAEA主催の下、原子力機構が実施機関となり京都及び敦賀でFR09会議を開催した。この会議では、FaCTプロジェクトの効果的な推進に向けて国際協力や研究開発を促進させるために、各国及び多国間の計画や新たな開発、開発成果について情報交換を行った。

#### 付3-4 品質保証及び知識基盤の整備充実

研究開発活動やその成果について、品質の保証、信頼性確保を達成・維持・向上させることを目的に、研究開発に係る品質保証活動に取り組んでいる。2009年10月に次世代原子力システム研究開発部門で研究開発に係る品質保証プログラムを制定し、品質マネジメントシステム(QMS)の運用を開始した。この品質保証プログラムは、ISO9001(JISQ9001)に基づいて定めているが、次世代原子力システム研究開発部門における研究開発業務(基礎研究、応用研究、開発業務、研究開発支援業務)における活動に適用できるように、品質保証を研究開発業務に先行して適用しているASME-NQA-1及びGIFガイドラインの考え方を参考に取込んでいる。品質保証活動は、品質保証プログラムに則り、各

グループが有する研究開発テーマごとに活動が成され、グループリーダー等の確認、フォローを行いながら PDCA サイクルに沿って実施、改善を図っていく仕組みとなっている。その活動状況については、品質保証会議、内部監査を通じてフォローしている。

品質保証活動とリンクして、知識マネジメントシステム(KMS)にも取り組み始めている。次世代原子力システム研究開発部門が進めている FaCT プロジェクトからの成果物(主に技術情報)について、将来の実施主体及びメーカへの円滑な技術移転を念頭に、関係者間での情報共有や品質保証などの観点も踏まえた技術情報(知識)データベースを整備している。本データベースシステムは、サーバー上にデータベースを構築し、イントラ Web サイト上で検索エンジンにより情報を取り出し閲覧することができるシステムである。データベースへの登録は、品質保証活動から生産された資料(技術レポート、レビュー記録など)や研究開発マネジメント関係の資料(報告会資料、会議資料、研究開発計画など)が登録できるようにしている。

品質保証活動も技術情報(知識)データベースシステムもまだ開始したばかりであるが、今後 PDCA サイクルを回す原動力としてこれらのシステムを活用していくとともに、技術移転や安全審査に必要な資料のデータベース化やベテランの培った知識・経験(暗黙知)を活用できる形(形式知)にすることを検討するなど、本データベースの充実を図っていく予定である。

### 付 3-5 研究開発の進め方に関する国からの指摘事項への対応状況

#### 付 3-5.1 安全確保

研究開発施設・設備の運用に際しては、法令遵守の徹底はもとより、品質保証マネジメントの導入、事故の未然防止、影響緩和及び再発防止並びに原子力安全における危機管理の充実に努めている。また、原子力機構内で発生したトラブルやトラブル未満の情報を内部で共有するとともに、原子力分野に限らず、国内外のトラブル事例や良好事例を常にフォローし、率先して、水平展開を図る安全文化の醸成に努めている。安全に係る情報を積極的に公開し、国民理解・信頼の向上に努めている。研究開発活動についても、安全性の向上に係る課題を設定し、研究開発段階から実用技術の安全確保を検討している。

#### 付 3-5.2 核不拡散

核不拡散については FaCT プロジェクトにおいても、開発目標の 1 つとして、これに十分配慮しつつ進めることとしている。核拡散抵抗性は物質障壁、技術障壁、制度障壁の組み合わせである。現状の軽水炉サイクルは高除染システムであり、主として制度障壁の運用により、核不拡散上容認されている。

将来の高速炉サイクルにおいては、物質障壁や技術障壁を高めながら 3 つの障壁の適切な組み合わせを求められる可能性があり、FaCT プロジェクトにおいても、プルトニウムを単離せずウラン等との混合状態で取り扱うシステムや、核不拡散性を向上させた炉心概念の検討などを行ってきている。今後は、更に、国際的に許容される核拡散抵抗性のあり方を検討していく。

前述のように、GIF においては、世界共通の各種のデザインクライテリアの構築を目指した活動が開始されるとともに、GIF-INPRO の連携会議においても同様の活動が予定されている。核不拡散についてもこのような対象の一つとして、国際的なコンセンサスを得るための活動を行っていくこととする。

### 付 3-5.3 開発目標・設計要求、開発計画の適宜見直し

プロジェクトの開始にあたり、開発目標・設計要求の具体化、詳細化を図った。今般、その後の社会環境の変化や国内外における研究開発の進展等を踏まえ、開発目標・設計要求を見直す必要がないかを確認し、最近の状況変化に対しても十分対応していることを改めて確認した。今後、2010 年、2015 年等、国の評価の時期に合わせて見直しを行う。更に、研究開発の進展、研究開発を取り巻く状況の変化を敏感に捉え、適宜、柔軟に研究開発計画等の見直しを行う。

### 付 3-5.4 専門家レビュー、評価体制の充実とレビュー結果反映

専門家レビューとして、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」に基づき、FaCT プロジェクト開始時点で研究開発・評価委員会により当面(2010 年頃まで)の研究開発計画及びその目標についての外部評価を実施し評価結果を計画に反映した。また、2008 年度の間取りまとめについても、原子力機構外部の有識者から構成される研究開発・評価委員会にて評価を行い、この結果を計画や今後の進め方に反映させた。併せて、個別研究テーマ毎に専門委員会等を設置し、研究開発の進捗・成果に対する学術的な側面からの検討を行っている。原子力機構が設置する外部評価の委員会のみならず、文部科学省科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会/原子力分野の研究開発に関する委員会、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会等への対応を通じ、政策的側面からの評価にも対応している。

国際レビューについては、それに該当する活動として、2008 年 1 月 31 日に、日米仏の三カ国協力でナトリウム冷却高速実証炉/プロトタイプ炉の協力に関する覚書を締結し<sup>A-2)</sup>、この中で、各国で計画している FBR の炉型、燃料形態等についての国際比較評価を実施中である。当面、国際レビューについては、この活動を通じて行うことが望ましいと考える。

### 付 3-5.5 産業界、研究開発機関及び大学間の人的交流

MFBR と原子力機構の間においては、設計目標の共有、設計業務に要素技術開発及び「もんじゅ」の知見を反映させるために人的交流を行い、相補的に知識管理・人材育成を行っている。

大学は将来の研究者・技術者を育む場として重要であり、FBR サイクルに係わる研究が盛んに行われることが必要である。このため原子力機構が取り組む研究開発プロジェクトに先行する基礎研究工学研究において、大学に研究開発テーマを発信して、大学での関連研究や共同研究を実施している。また大学公開特別講座での機構職員による講義・演習の開催、大学からの学生の受け入れを行っている。さらに連携大学院制度を活用して原子力人材の育成を推進するために、金沢大学、東京工業大学、福井大学と原子力機構とで連携協力活動を推進しており(2008 年度からは新たに茨城大学と岡山大学、2009 年度からは大阪大学が参加)、原子力教育大学連携ネットワークとして 3 大学同時に受講できるインターネットを用いた遠隔教育システムによる「共通講座」を設置し、講義で得られた知識を確実に身につけるために原子力機構の施設を利用した学生実習等を実施することにより、相互理解を深めている。

### 付 3-5.6 事業主体への確実な技術移転

原子力機構は FBR サイクル技術についてできるだけ早期に実用化の目処をつけ、産業界に技術

移転していかなければならない。炉システムに関しては、2025年に実証炉を導入するために2015年頃には事業主体が実証炉の基本設計に着手することが必要となる。このため、事業主体決定以降は、原子力機構から事業主体へ設計統括機能を移転するとともに、FBR中核メーカーに対しても、技術開発機能と設計機能を移転することが必要となる。このような技術移転にかかわる基本的な役割分担については、原子力機構、電気事業者及びメーカーの間で検討を行っている。一方、燃料サイクルに関しては、プラント建設が数十年に1度となることから現時点では事業主体はもとより中核メーカーもまだ決まっておらず、役割分担や開発体制については今後検討していく予定である。

なお、確実な技術移転を達成するために、現在実施している研究開発及び設計研究の成果を知的基盤としてデータベースを整備し利用していく計画である。

### 付 3-5.7 他エネルギー供給技術と比較した優位性の確立と計画策定

FBRサイクルを含む原子力と他電源との比較については、原子力委員会ビジョン懇談会を通じて行われた。FBRサイクルについては、開発目標を達成した場合の性能として評価され、安定供給性の面でウランの利用効率が飛躍的に高まることから、長期にわたる原子力エネルギーの利用を可能にする先進的な燃料サイクルの実現に向け推進するとされている<sup>A-3)</sup>。

研究開発の重点課題の面では、FBRサイクルが科学技術基本計画の国家基幹技術及び技術戦略マップ2007の課題として挙げられている。FaCTプロジェクトでは、先に述べた様に2010年に革新的な技術の採否を判断し、2015年に開発目標を達成できるFBRサイクルの実用施設及びその実証施設の概念設計並びに実用化に至るまでの研究開発計画を提示するよう段階的に研究開発を進めることとしている。

なお、FBRサイクルの研究開発の投資対効果に関して、他エネルギー技術との経済的競争力を踏まえ、エネルギー経済モデルを活用してFBRサイクル導入による社会全体への経済効果を評価できる手法を構築した。概念レベルの設計情報を用いて試算した結果、FBRサイクルの大幅な導入によって、研究開発投資に対して国内総生産の向上など十分に効果が期待されることを確認した<sup>A-4)</sup>。

### 付 3-5.8 競争と協調を峻別した積極的な国際協力

国際協力については、日米仏の3国協力やGIF(第4世代原子力システム国際フォーラム)を初めとした多様な枠組みを活用して、国際共同研究・共同開発を企画・推進している。これらの協力体制においては共通の開発目標や基準を設けて、革新技術の摘出に関する検討や、各国の機関が保有する研究施設の共同利用によって開発リスクの低減や効率的な開発を行うこととしている。一方、競争の観点では、炉型(ループ型/タンク型)や燃料(酸化物燃料/金属燃料)方式に係る議論を各国と行い、世界標準技術の確立に向けて取り組んでいる。

### 付 3-5.9 広聴・広報活動の充実と国民への説明責任遂行

ホームページ、パンフレット、記者説明会、セミナー等を通じて、FBRサイクルの意義・効果、研究開発課題の解決方法等についての国民の理解促進に向けた活動を継続している。2009年12月には、IAEA主催の「高速炉システムに関する国際会議」を日本へ招聘し、原子力機構が主体となって公開して開催するとともに、会議に引き続いて一般公衆も対象とした敦賀ミーティングを実施した。また、大学

特別公開講座への講師派遣、自治体との連携による教育支援の場を通じて、FBR サイクルの実用化を担う将来の人材を対象とした理解活動にも取り組んでいる。

一方、国民が真に求める情報や理解をよりよくするため、さいくろミーティング等の広聴活動を並行して実施している。今後は広報と広聴を連携させ活動の充実・改善の努力を継続していく。

#### 参考文献

- A-1) 日本原子力研究開発機構, “平成 20 年度 研究開発・評価報告書 評価課題「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」(中間評価)”, JAEA-Evaluation 2009-004, (2009)
- A-2) 日本原子力研究開発機構, “日本原子力研究開発機構、フランス共和国原子力庁及び米国エネルギー省によるナトリウム冷却高速実証炉の協力に関する覚書について(お知らせ)”, <http://www.jaea.go.jp/02/press2007/p08020102/index.html> (2008)
- A-3) 地球環境保全・エネルギー安定供給のための原子力のビジョンを考える懇談会, “地球環境保全・エネルギー安定供給のための原子力のビジョンを考える懇談会報告”, (2008)
- A-4) 平成 18 年度文部科学省原子力システム研究開発事業, “不確実性を考慮した原子力システム研究開発評価法に関する研究(平成 19 年)成果報告書”,(2007)

## 用語解説

## アルファベット順

**ATWS (Anticipated Transient Without Scram)** :異常な過渡変化時のスクラム不作動事象。流量喪失型の ULOF、出力上昇型の UTOP、通常時炉心入口温度上昇型の ULOHS がこれに含まれる。

**BOR-60**:ロシアの国立原子炉科学研究所(RIAR)の高速実験炉(電気出力 12MWe、熱出力 55MW)。1969 年 12 月の運転開始以来、発電、燃料・材料の照射試験に使われてきた。1989 年に設計寿命に達したが、寿命延長のための評価を実施し、2009 年 12 月までの寿命延長許可が発行され、現在も運転している。

**BTP[ピス(ジアルキルトリアジン)ピリジン]**:三価アクチニド(Am と Cm) と希土類元素を相互分離するために欧州で開発された抽出剤。窒素を配位子として選択性を高めている。実用化を目指し、化合物の構造を最適化するなどの研究が進められている。

**CABRI 炉**: 仏国、カダラッシュ研究所に設置された実験炉用原子炉であり、スイミングプール型の炉心中央の試験孔にナトリウムループを設置し、この中で高速炉燃料の破損と破損後物質移動等に係わるデータを得ることができる。多様な過出力条件を模擬できるほか、高速中性子ホドスコープと呼ばれる特殊な計測システムにより燃料の移動挙動を観察できるなどの特徴を持っている。

**CEA (仏国原子力・代替エネルギー庁)** :仏国の原子力研究開発等を行う国の機関。

**CMPO(n-Octyl(Phenyl)-N,N-Diisobutyl Carbomoylmethyl Phosphine Oxide, オクチル(フェニル)ジイソブチルカルバモイルメチル ホスフィンオキシド)**:高酸性溶液からの MA 回収抽出剤として適用性検討されている。高速増殖炉サイクルでは U, Pu とともにマイナーアクチニド(MA;Np, Am, Cm)を使用済燃料から回収してリサイクルする。再処理工程で用いる TBP では 3 価 MA (Am, Cm)は抽出されないの、3 価 MA は高レベル廃液へ移行する。中性の二座配位型有機リン化合物の CMPO は高酸性溶液から 3 価 MA を抽出することが可能な抽出剤であり、溶媒抽出法や抽出クロマトグラフィ法による利用が検討されている。ただし、CMPO は 3 価ランタニド元素に対しても 3 価 MA と同様の抽出性を有するため、これらを分離する工夫を加える必要がある。

**CSEJ(Convolutd Shell Expansion Joint)**:熱伸び差吸収構造のこと。直管型蒸気発生器には伝熱管と胴の熱伸び差を吸収する構造が必要であり、高 Cr 鋼リング鍛鋼品の切削加工による胴 CESJ を採用している。

**DHX**:炉上部プレナムに崩壊熱除去(DRACS)用として組み込まれた熱交換器(DHX)のこと。

**DNB(Departure from Nucleate Boing, 核沸騰限界(核沸騰からの離脱))**:冷却材は燃料棒表面での局所的な沸騰以上の大規模な沸騰になってはならないとされており、熱流速に上限が用いられている。加熱表面に分散する核とよばれる点状の領域で気泡が発生し、これが熱伝達の担い手となる核沸騰領域における加熱度と熱流速の関係における熱流速の最大値のこと。

**EAGLE プロジェクト**: カザフスタン共和国、国立原子力研究センターの IGR 炉を用いた炉内試験、及び電気加熱により融体を生成する試験施設を用いた炉外試験からなる試験研究プロジェクト。本プロジェクトの目的は、炉心損傷事故時に溶融燃料が速やかに炉心外に排出されることにより再臨界問題の排除ができるとの見通しを実験的に得ることにある。EAGLE は Experimental Acquisition of

Generalized Logic to Eliminate recriticalities の略。

**EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II)**: 米国の高速実験炉。1963年の臨界以来、最も長い運転の歴史を持つ。金属燃料、乾式再処理、射出鋳造法燃料製造を適用した高速炉のオンサイトサイクルの研究開発が行われていた。サイト内に燃料再処理、再加工設備を有し、サイト内で閉じた燃料サイクルのもとでの運転の可能性を実証するため設計されたことを特徴としており、その運転の歴史においては、燃料や材料の照射炉として大きな役割を果たしてきた。1994年に閉鎖。

**ESR(Electroslag Remelting)エレクトロスラグ再溶解**: 溶融スラグに消耗電極を浸漬して、低圧大電流の通電により、スラグの電気抵抗熱を利用して再溶解し、積層凝固によってインゴットを作る方法。介在物の低減が図れるため、不純物や有害ガスの巻き込みの少ないインゴットが得られる利点がある。

**EVST(Ex-Vessel fuel Strage Tank、炉外燃料貯蔵槽)**: 燃料交換時に原子炉容器から取り出した使用済燃料集合体は、高い発熱量を持つためナトリウムで満たしたポット(ナトリウムポット)に収納して貯蔵場所である炉外 EVST に移送し、使用済燃料の減衰をナトリウム中で行う。この移送に要する時間が全体の燃料交換時間を支配することから、移送時間の短縮を図るため、使用済燃料集合体 2 体を同時に移送することを検討している。

**FFTF(Fast Flux Test Facility)**: 米国のナトリウム冷却実験炉で、液体金属高速増殖炉 (LMFBR) 計画における新型燃料と放射性物質の実験、医療用及び工業用放射性同位元素生産のために 1982年から1992年まで運転された。FFTFは、熱出力 40 万 kW、ナトリウム冷却高速炉であり、ウラン・プルトニウムの MOX 燃料を使用し、冷却系は 4 ループで 2 次冷却系にはそれぞれ 2 基の空気冷却器を備えた設計となっている。1980年2月に初臨界後、高速炉用燃料及び材料の照射試験施設として活用され、多くの実績を残してきた。2001年に閉鎖決定。

**FHM(燃料交換機)プラグ**: くぼみ渦からのガス巻き込みの回避のため、液面に向かう速い流れを効果的に遮断する FHM プラグを考案して、液面近傍での流速を当初の設計形状に比べ低減している。

**FOAK**: 初号機建設単価

**FP(Fission Products、核分裂生成物)**: 原子力発電における燃料のウランなどの核分裂によってできた核種、またはそのような核種(核分裂片)から放射性的崩壊によってできた核種をいう。核分裂に伴う生成核種の主要なものとしては、セシウム Cs-137、ストロンチウム Sr-90 などがある。核分裂生成物は、使用済燃料の再処理工程で、高レベル放射性廃棄物の放射線と崩壊熱の発生の主要な原因となる物質の総称である。

**FS(Feasibility Study、実用化戦略調査研究)**: 1997年12月の原子力委員会「高速増殖懇談会」の報告などを踏まえ、高速増殖炉サイクルの実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を 2015年頃に提示することを目的に行った研究。フェーズ I (1999年～2000年度)において、幅広い技術選択肢の検討を行い、フェーズ II (2001年～2005年)において研究開発の重点化及び、2015年頃までの研究開発計画とそれ以降の進め方に関する課題について取りまとめた。

**GIF(第4世代原子力システム国際フォーラム)**: 第4世代(Generation IV, GEN-IV) 原子炉とは、DOE が 2030年頃の実用化を目指して提唱した次世代の原子炉の一般的な概念である。第4世代原子炉は、燃料の効率的利用、核廃棄物の最小化、核拡散抵抗性の確保などエネルギー源としての持続可能性、炉心損傷頻度の飛躍的低減や敷地外の緊急時対応の必要性排除など安全性/信頼

性の向上、及び他のエネルギー源とも競合できる高い経済性の 3 項目の目標を満足する必要がある。このプログラムを国際的な枠組みで推進するため、米国、日本、英国、韓国、南アフリカ、仏国、カナダ、ブラジル、アルゼンチン、スイスの 10 カ国と 1 機関(EU) が 2001 年 7 月に第 4 世代国際フォーラム(Generation IV International Forum: GIF) を結成し、現在までに 6 つの原子炉概念に絞って研究開発を進めていく計画である。

**GWd/t (giga-watt-day-per-ton、ギガワット・デイ・パー・トン)**: 燃焼度の単位。MOX 燃料の単位重量当たりに発生した熱エネルギーの総量で表したものである。原子炉の運転において、炉心に装荷された核燃料が、原子炉から取り出されるまでに中性子との反応により消費された割合を示すことにもなる。

**HDEHP(Hydrogen Di(2-Ethylhexyl) Phosphate、ハイドロジェンジ(2-エチルヘキシル)ホスフェート または D2EHPA Di(2-Ethylhexyl) Phosphoric Acid)**: CMPO や TODGA により回収した 3 価マイナーアクチニド(3 価 MA; Am, Cm)と核分裂生成物である希土類元素(Ln)の混合物を対象に、キレート剤を用いたこれら元素の分離に使用する抽出剤としての適用性が検討されている。CMPO や TODGA を用いて高レベル廃液から 3 価 MA を抽出することができるが、これらの抽出剤はランタニド(Ln)に対しても 3 価 MA と同様の抽出性を有するため、これらを分離する工夫を加える必要がある。酸性の単座配位型有機リン化合物の HDEHP は TALSPEAK (Trivalent Actinide / Lanthanide Separation by Phosphorous reagent Extraction from Aqueous Komplexes)法として知られている弱酸性溶液系での 3 価 MA/Ln 分離プロセスで使用される抽出剤である。

**INL (Idaho National Laboratory、アイダホ国立研究所)**: アイダホのアルゴンヌ国立研究所(ANL-West)とアイダホ国立工学環境研究所(INEEL) が 2005 年 2 月に合併して設立された米国 DOE 傘下の研究機関。

**ISI (In-Service Inspection、供用期間中検査)**: 原子力発電所など原子力施設は、安全性を重視するため、通常の運転休止期間中に非破壊検査を実施し、機器に要求される安全上の機能の確認を行っている。このような検査を ISI とよんでいる。例えば、原子炉圧力容器など高放射線領域の検査のため、遠隔操作が可能な自動超音波探傷装置などを用いた検査の事をいう。

**ITU (Institute for Transuranium Elements、EU 超ウラン研究所)**: 1963 年に設立された EU (欧州共同体) が直接運営する共同研究センターの一つで、原子力関連研究(核燃料及び燃料サイクル、アクチニド基礎科学、保障措置研究等)を集約した世界最先端の研究所。特に超ウラン元素(Pu 及び MA)を使用した研究では経験と施設が世界最先端である。ドイツのカールスルーエ市郊外にある。

**LBB (Leak before Break、破断前漏洩)**: 配管破断に関して、欠陥が最大欠陥に成長するより前に貫通して、漏洩が発生することであり、瞬時破断することはないという性質があること。安全裕度の概念。

**LOF (Loss of Flow、流量喪失)**: 炉心の湾曲等により、冷却材流量の損失が発生する事象。

**MA (Minor Actinide、マイナーアクチニド)**: 周期律表において原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至る 15 の元素を総称してアクチノイド元素といい、このうちアクチニウムを除いたものをアクチニド元素という。広義には、高速増殖炉使用済燃料の主要成分である U、Pu に比べ存在量の少ない Np、Am、及び Cm 等のその他のアクチニドをマイナーアクチニド(MA)という。狭義には、再処理工程において Np は U、Pu とともに TBP を用いた抽出主工程での回収が試みら

れ、Am 及び Cm は TBP での抽出が困難なため高レベル廃液を対象とした別工程での回収が試みられていることから、MA といえば Am 及び Cm を示すこともある。

**MOX 燃料(混合酸化物燃料):**ウラン酸化物とプルトニウム酸化物を混合して作った燃料。我が国では新型転換炉「ふげん」、高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」で使用されている。軽水炉で用いる MOX 燃料は「プルサーマル燃料」と呼ばれて、仏国、独国などで 2,000 体を超える使用実績がある。

**NOAK:** 複数基の建設を前提とした建設単価

**ODS 鋼(Oxide Dispersion Strengthened フェライト鋼、酸化物分散強化型フェライト鋼) :**フェライト鋼は、燃料の高燃焼度化を達成するために必要な耐照射性には優れているものの、高温強度が不足している。ODS 鋼は、微細な安定酸化物粒子をフェライト鋼の中に分散させることにより高温強度の飛躍的な改善をねらった材料で、高燃焼度燃料被覆管として期待され開発中である。当面は、製造技術の確立、製造コスト低減の見通しが最重要課題となっている。

**O/M:**MOX 燃料の化学組成は、おおまかにはウラン、プルトニウムなどの重金属元素 1 個に対して酸素 2 個をもつ化合物であるが、正確には酸素(Oxygen) 原子数と重金属(Metal)原子数の比(「O/M」という)は 2 からわずかにずれる。このわずかな差が原子炉中の燃料の振る舞いに色々影響するので、O/M の調整は燃料の性能を確保する上で特に重要な項目である。

**PHX:**ポンプ組込型中間熱交換器(IHX)の入口崩壊熱除去(PRACS)用として組み込まれた熱交換器(PhS)のこと。

**Pu 富化度(プルトニウム富化度) :**MOX 燃料中のプルトニウムの濃度。ウラン燃料の場合の濃縮度に相当し重要な因子となる。

**PUREX 法(Plutonium Reduction Extraction、ピューレックス) :**使用済燃料を再処理する代表的な方法。使用済燃料を溶解した硝酸水溶液からウランとプルトニウムを抽出し、それぞれを分離してウラン及びプルトニウムの製品を得る。抽出剤にはリン酸トリブチル (TBP) をドデカンで希釈して用いる。装置には、ミキサセトラ、パルスカラムや遠心抽出器といった溶媒抽出器が用いられる。

**R-BTP(2,6-Bis(5,6-di-alkyl-1,2,4-Triazine-3-yl)Pyridine, ビス(ジアルキルトリアジン)ピリジン):**CMPO や TODGA により回収した 3 価マイナーアクチノイド(3 価 MA;Am, Cm)と核分裂生成物である希土類元素(Ln)の混合物を対象に、これら元素の分離抽出剤としての適用性が検討されている。CMPO や TODGA を用いて高レベル廃液から 3 価 MA を抽出することができるが、これらの抽出剤はランタノイド(Ln)に対しても 3 価 MA と同様の抽出性を有するため、これらを分離する工夫を加える必要がある。中性の多座配位型窒素供与体化合物の R-BTP は SANEX (Selective Actinide EXtraction)法として知られている比較的 pH の低い溶液系での 3 価 MA/Ln 分離プロセスで使用される抽出剤である。なお、CMPO や TODGA による 3 価 MA と Ln の回収工程を経ずに、1N 程度に調整した高レベル廃液から直接 3 価 MA のみを選択的に回収するプロセスの研究例もある。

**RF-ECT(Remote-Field Eddy Current Testing) :**強磁性体の欠陥検査には材料の持つ磁気特性の不均一を原因とする雑音のため通常の渦流探傷法(ECT)の適用が困難だったことから、間接磁場を利用して、配管や容器などの傷の有無を検査する(探傷)方法の一つである。

**SASS (Self Actuated Shutdown System、自己作動型炉停止機構):**制御棒は、制御棒駆動機構と

電磁石で接続されているが、この接続部分に高温になると磁性を失う熱感知合金を用いることにより、電磁石に電流が流れている状態でも、炉内の温度上昇により自動的に制御棒が切り離される方式の炉停止機構を構成できる。受動的な安全装置である。

**SG (Steam Generator、蒸気発生器)** :タービンを駆動するために蒸気を発生させるための熱交換器。軽水炉の PWR では、原子炉 1 次冷却材と水／蒸気側で熱交換させているが、ナトリウム冷却高速増殖炉では、放射化されていない 2 次冷却材ナトリウムと、水／蒸気側で熱交換させている。

**TODGA(N,N,N',N'-Tetraoctyl Diglycolamide, N,N,N',N'-テトラオクチル ジグリコールアミド)**: 高酸性溶液からの MA 回収抽出剤として適用性検討されている。再処理工程で用いる TBP では 3 価 MA (Am, Cm) は抽出されないため、3 価 MA は高レベル廃液へ移行する。中性の三座配位型アミド化合物の TODGA は高酸性溶液から 3 価 MA を抽出することが可能な抽出剤であり、溶媒抽出法や抽出クロマトグラフィ法による利用が検討されている。ただし、TODGA は 3 価ランタニドに対しても 3 価 MA と同様の抽出性を有するため、これらを分離する工夫を加える必要がある。

**TBP (tributylphosphate リン酸トリブチル)** :燃料再処理のピューレックス法に使用されるウラン、プルトニウムの抽出用溶媒。ほとんど核分裂生成物は抽出されず、プルトニウムの原子価調整によって、ウランとプルトニウムとが分離できる。

**TRPEN(N,N,N',N'-Tetrakis(alkyl Pyridylmethyl)Ethylenediamine, N,N,N',N'-テトラキス(アルキルピリジルメチル)エチレンジアミン)**: CMPO や TODGA により回収した 3 価マイナーアクチニド (3 価 MA; Am, Cm) と核分裂生成物である希土類元素(Ln)の混合物を対象に、これら元素の分離抽出剤としての適用性が検討されている。CMPO や TODGA を用いて高レベル廃液から 3 価 MA を抽出することができるが、これらの抽出剤はランタニド (Ln) に対しても 3 価 MA と同様の抽出性を有するため、これらを分離する工夫を加える必要がある。中性の多座配位型窒素供与体化合物の TRPEN は弱酸性溶液系での 3 価 MA/Ln 分離プロセスで使用される抽出剤である。

**TRU (TRansUranium)**: 原子番号が 92 (ウラン) を超える元素をいい、アクチニド元素に属する。いずれも人工の放射性核種であり、現在までに、ネプツニウム (Np, 93)、プルトニウム (Pu, 94)、アメリシウム (Am, 95)、キュリウム (Cm, 96)、バークリウム (Bk, 97)、カリホルニウム (Cf, 98)、アインスタイニウム (Es, 99)、フェルミウム (Fm, 100)、メンデレビウム (Md, 101)、ノーベリウム (No, 102)、ローレンシウム (Lr, 103)、及び 104 番から 112 番元素まで存在が確認されている。超ウラン元素のほとんどが  $\alpha$  崩壊して  $\alpha$  線を放出する。

**TRU 廃棄物**: TRU 各種を含む放射性廃棄物で  $\alpha$  各種の放射能濃度が比較的高い廃棄物 (浅地中以外の地下埋設処分 (地層処分) が適切と考えられるもの)。

**UIS (Upper Internal Structure、炉心上部機構)**: 高速増殖炉の原子炉容器の回転プラグから炉心上部に吊り下げられ、遮蔽部、胴、整流板、熱電対支持物などで構成される構造体。燃料集合体出口での冷却材温度検出、制御棒の所定位置への支持などの機能を持つ。

**ULOF (Unprotected Loss of Flow、流量喪失時スクラム失敗事象)**: 外部電源喪失などにより 1 次冷却系ポンプがコーストダウンする過渡変化が生じた際に、原子炉停止系の作動に失敗することを重ね合わせた事故事象。流量喪失により炉心燃料温度が短時間で上昇し、炉心損傷に至る。独立 2 系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象の発生する確率は  $10^{-6}$ /炉年以下と評価されており、技術的には発生するとは考えられない事象である。

**U-Pu-Zr 合金:** U-Pu-Zr の 3 種類の金属の合金。燃料としての性能向上を図る観点から、融点を高め、また相転移による体積変化の発生を抑制するために、核燃料物質である U, Pu 以外に Zr を添加している。U-Zr の 2 元合金燃料は、米国高速実験炉 EBR-II の濃縮ウラン燃料として使われ、金属電解法による処理の実績がある。3 元合金燃料は世界的にみても例は少ないが、ANL 型 U-Pu-Zr 合金燃料スラグに MA を混入したものを電力中央研究所が照射試験用に欧州 ITU にて製造し、フェニックスで照射した実績がある。また、国内では常陽照射用の U-Pu-Zr 合金の燃料ピンを製造した。

**WO<sub>3</sub>:** 三酸化タングステン。

五十音順

**アクチノイド:** 原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムに至るアクチノイドのうち、原子番号 89 のアクチニウム(Ac)を除く、原子番号 90 から 103 までの 14 元素 Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lr の総称である。アクチニウムに類似しているという意味でこのように言われる。

**アジ化水素:** 化学式を HN<sub>3</sub>と表される無機酸の一種。再処理工程においてヒドラジンの分解により生成する。

**1 次系共用型補助炉心冷却系(PRACS, Primary Reactor Auxiliary Cooling System):** 主中間熱交換器に冷却コイルを組み込んで一次主冷却系を介して炉心を冷却する方式のこと。

**インベントリー:** 在庫量

**ウェステージ:** ナトリウム冷却型高速炉の蒸気発生器において、伝熱管に小さな穴があいて少量の水がナトリウム中にジェット状に噴出すると、水は減圧沸騰によって蒸気となり、ナトリウムと反応して水素ガスや液体または固体状のカセイソーダ(NaOH) や酸化ナトリウム(Na<sub>2</sub>O)の反応生成物を生成する。これらの混合物がジェット状となって高速で隣接伝熱管にぶつかり、その壁を腐蝕させて伝熱管を薄くする現象をウェステージという。

**遠心抽出器(Centrifugal contactor):** 溶媒抽出法の装置は有機溶媒と水溶液を混合し、これらを相互に分離するが、遠心抽出器は混合と分離に高速回転体を用いる。ミキサセトラやパルスカラムに比べて、装置が小さい、装置が保持する核燃料物質の量が少ない、溶媒の放射線劣化が少ない、抽出器システムの始動と停止時間が短いといった特長がある。

**塩廃棄物:** 乾式再処理法における電解工程の使用済み電解質など、化学形態が「塩」である廃棄物。

**オイルダンパ:** 免震装置の一種。シリンダー型ショックアブソーバーを大型化したもの。オイルが筒の中を流れるときに発生する抵抗力によって減衰力を発生させる。微小な揺れから大きな揺れまで対応できる。

**オフガス系:** 揮発性核種を多量に含む使用済み燃料のせん断・溶解工程において、放出される気体を処理し、揮発性核種を除去する気体放射性廃棄物処理系統。

**オーガ幅:** 回転ドラム型連続溶解槽における回転ドラムのステージ間の部材の長さのことをいう。

**改良 9Cr-1Mo 鋼:** 熱膨張率が低く、高温強度に優れた材料であることから、大口径ナトリウム主配管に用いることを検討している。

**核燃料サイクル:**天然に存在するウラン資源が採掘、精錬、転換、濃縮、加工されて核燃料として原子炉で使用され、さらに原子炉から取り出されたあと再処理、再加工され再び原子炉で使用され、残りが廃棄物として処理処分されるまでの一連の循環(サイクル、最近ではサイクルをリサイクルと呼ぶことも多い。)をいう。一般に、核燃料物質の探査、採掘から始まり、採掘されたウラン鉱石からのウランの抽出、精錬、フッ化物への転換、ウラン同位体の濃縮、原子炉燃料への成型加工、原子炉への燃料装荷(燃料の燃焼)、使用済燃料の再処理(プルトニウム、ウランの回収)、放射性廃棄物の処理、処分などの過程をたどる。

**核物質防護:**核物質の盗取など不法な転用や原子力施設などへの妨害破壊行為を防止すること。核物質防護は盗んだ核物質を原料にして核兵器が作られるのではないかというシナリオを想定するため、核不拡散を確保するための手段の一つと言われている。我が国の原子力開発利用の進展に伴い、原子力施設における核物質の取扱量や核物質の輸送機会が増大してきており、核物質防護の重要性は国際的にも国内的にも、極めて大きくなってきている。

**ガラス固化体:**高レベル放射性廃棄物の処分のために、液体状の高レベル放射性廃棄物をガラス原料とともに高温(約 1200℃)で溶かし合わせたものを、ステンレス製の容器(キャニスタ)内に入れて冷やし固めたもの。

**乾式再処理:**塩化リチウム(LiCl)や塩化カリウム(KCl)等の熔融塩やカドミウム(Cd)、ビスマス(Bi)、鉛(Pb)等の液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。核燃料物質の分離工程に硝酸等の水溶液を使わないことから、“乾式”再処理と呼ばれる。(「酸化物電解法」、「金属電解法」参照)

**簡素化ペレット法:**PUREX 法から得られる高除染の燃料原料粉をベースとした酸化物ペレット燃料製造法について、経済性向上に向けた工程簡素化を図った燃料製造法(ショートプロセス)。具体的には、硝酸溶液混合時に燃料仕様に合わせたプルトニウム富化度調整を行い、マイクロ波加熱脱硝時にペレット成型・焼結のための粉末特性調整を行うことで、混合から造粒までの MOX 燃料粉末を取扱うプロセスを撤廃し合理化を図った。

**希土類(RE: Rare Earth) :**原子番号 57 から 71 までのランタニド元素(15 元素:ランタン(La)、セリウム(Ce)、プラセオジウム(Pr)、ネオジウム(Nd)、プロメチウム(Pm)、サマリウム(Sm)、ユーロピウム(Eu)、ガドリニウム(Gd)、テルビウム(Tb)、ジスプロジウム(Dy)、ホルミウム(Ho)、エルビウム(Er)、ツリウム(Tm)、イットリウム(Yb)、ルテシウム(Lu))に加えて、これらに性質が極めて類似したスカンジウム(Sc)、イットリウム(Y)の 2 元素を加えた 17 元素のこと。化学的な性質が類似しており、相互の分離が難しい。

**キュリー点:**強磁性物質は温度が上昇すると熱振動により電子スピンの配列がくずれ、各々の物質固有の温度で自発磁化が消滅する。この温度を「キュリー点」と呼ぶ。自己作動型炉停止機構(SASS)では、高温でこのようなキュリー点を有する電磁石を制御棒切り離し機構に利用することにより、温度上昇時に保持力を失い受動的に制御棒を切り離す。

**共除染 :** PUREX 法において、使用済燃料の溶解液からウランとプルトニウムを抽出し、核分裂生成物から分離する工程。この後にプルトニウムをウランと分離する。

**均質炉心:**高速増殖炉の炉心型式としては、均質炉心と非均質炉心とがある。均質炉心では炉心燃料が MOX のみで単純に構成され、通常、炉心の周囲にウラン酸化物で作られたブランケット燃料が置かれる。炉心領域にブランケット燃料を混在させたものが非均質炉心である。「常陽」、「もんじゅ」

は均質炉心である。「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照

**金属電解法:** 使用済燃料を熔融塩中に溶解し、酸化・還元電位差を利用して金属ウランを固体陰極に析出させる。その後、液体カドミウム陰極でのプルトニウム及び MA の酸化還元電位がウランと近接することを利用して金属プルトニウム・ウラン・MA の共析出を行い、アクチニドを回収する乾式再処理法。米国 ANL が開発した高温電気化学再処理技術を基本としている。

**金属燃料:** 金属ウランや金属プルトニウムにジルコニウム(Zr)などを添加して合金とした原子炉用の燃料。Zr を 10%程度添加することにより、U-Pu だけの金属燃料よりも融点を 100°C以上高くすることができる。

**クリープ:** 材料が高温で使用されると、一定応力下で、物体の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象をいう。結晶粒界における粘性流れや結晶内の滑りが原因であると考えられている。鋼では 300°C程度で始まる。工学的には、高温におけるクリープ速度とクリープ破断強度が重要で、ある。このクリープ変形による材料強度低下の度合いを示す指標として、クリープ損傷和(CDF)がある。

**グリーンペレット:** 焼結処理を受けていない成形ペレットのこと。

**軽水炉サイクル:** 使用済燃料から回収したウラン 235 や、プルトニウムとウラン 238 を混合、加工し MOX 燃料として軽水炉で再利用することを軽水炉サイクルという。この中で特に、回収した MOX 燃料を軽水炉で利用することを「プルサーマル」と呼ぶ。

**計量管理:** 保障措置、運転管理、安全管理、法規制などに対応するため、ウラン、プルトニウムの存在を施設の境界での出入り、施設内での所在について数量的、連続的に把握すること。

**高クロム鋼:** 耐熱鋼のうち、多量のクロムを添加することにより高温強度及び耐高温腐食性を向上させたフェライト系・マルテンサイト系合金鋼。低熱膨張・高熱伝導率であり、配管短縮や機器コンパクト化などの経済性が期待できる。

**高除染(Extensive decontamination):** 使用済燃料から回収するウランとプルトニウムを既往の燃料加工施設において取り扱うために、放射性物質をよく除染する必要がある。FBR 燃料サイクルでは相対的に低い除染度でのリサイクルが許容されることに対して、現行の再処理施設において達成する除染度をこう呼ぶ。

**高速増殖炉システム[高速増殖炉(FBR Fast Breeder Reactor)]:** 使用した燃料よりもさらに多くの燃料を生み出す(増殖)原子炉。我が国には、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」がある。ウラン 238 が中性子を吸収すると核分裂性のプルトニウムに転換されることを利用した原子炉で、高速中性子でその転換率が高いので、水のような中性子の減速効果のあるものを原子炉冷却材として用いずに、ナトリウムなどを原子炉冷却材として用いる。燃料としてはプルトニウムとウランの混合体(MOX 燃料)を用いる。プルトニウムへの転換率を高めるため、炉心からもれて出る中性子をウラン 238 に吸収させるブランケット(外套部)を設けている。軽水炉では天然ウランの同程度を有効に利用できるに過ぎないが、核燃料サイクルの中で高速増殖炉を有効に用いることにより、この利用できる割合は 80%以上に高まりウラン資源を十分に利用することができる。

**高速増殖炉サイクルシステム[高速増殖炉サイクル]:** 高速増殖炉とその関連する核燃料サイクル(再処理、燃料製造)をいう。原子炉の中でできたプルトニウムは一度原子炉の外に取り出され、核分裂生成物などを分離した後、新しい燃料に加工される。燃料として天然ウランとプルトニウム等の MOX 燃料を用いるのでウラン濃縮過程を必要とせず、ウラン濃縮過程から発生する劣化ウラン(天然ウランよ

りも U-235 の割合が低下したウラン)を天然ウランに代えて用いることもできる。高速増殖炉での燃焼によって生成されたプルトニウムを回収して利用することが前提とされるので、リサイクル型である。これに対して、軽水炉とその関連する核燃料サイクルを「軽水炉サイクル」という。

**高  $\beta\gamma$  廃棄物:** 全  $\alpha$  核種の濃度が現行の政令に定める上限値未満で  $\beta\gamma$  放射能濃度が比較的高い廃棄物(地下利用に余裕を持った深度への処分(余裕深度処分)の可能性のあるもの)。

**高レベル放射性廃液(High Level Liquid Waste、HLLW あるいは Highly Active Liquid Waste、HALW):** 使用済燃料の再処理において発生する高放射性の廃液。核分裂生成物やアメリシウムなどのアクチノイド核種を含む。ガラス固化体に加工して、高レベル放射性廃棄物として地層処分される。

**高レベル(放射性)廃棄物(High Level Waste、HLW):** 「高レベル放射性廃液」を参照されたい。

**コールドベッセル:** 耐震対策のために、板厚を厚くすることなしに冷却することで健全性を確保する概念。板厚を厚くすると熱応力が厳しくなる。⇔ホットベッセル

**再処理(Reprocessing):** 原子炉で使用した燃料(使用済燃料)の中に含まれる有用な物質を取り出す化学操作。代表的な再処理方法に PUREX 法がある。

**再臨界、再臨界回避:** 高速増殖炉の安全評価で考えられてきた仮想的な炉心損傷時には、炉心冷却材の大規模な沸騰によって反応度が増加して即発臨界を超過した場合、あるいは溶融した炉心燃料が大規模に集中して再臨界を超過した場合、溶融燃料の急激な温度上昇によって、核分裂性ガスや冷却材蒸気の膨張、燃料被覆管や集合体管などのスチール並びに燃料自体が蒸発・膨張して、炉心内で機械的なエネルギーを放出する可能性が考えられる。このような再臨界が発生することがないように、炉心燃料設計の段階からあらかじめ考慮し、即発臨界を超過しないこと、及び溶融燃料が集中しないよう、溶融初期に炉心外に流出するような工夫を講じることを再臨界回避方策という。

**サーマルストライピング:** サーマルストライピング現象は高温と低温の流体が混合する場におかれた構造物に熱応力が発生し、高サイクル疲労が生じること。高速炉の配管接合部などでは、定常不規則流体温度ゆらぎ挙動により特徴づけられる流体-構造熱的相互作用(サーマルストライピング)が発生するため、同位置の構造物は、高サイクル熱疲労の発生が考えられるため、これに対する配慮が設計上必要となる。

**サーモサイフォン:** 一般的にドーナツ状の流路の一部を加熱して対流を引き起こす現象。

**酸素ゲッター:** MOX 燃料はウラン酸化物とプルトニウム酸化物で構成されているが、この MOX 燃料の酸素比率(O/M 比)を調節するために添加される成分を酸素ゲッターという。MOX 燃料は、燃焼初期のステンレス鋼被覆管との共存性は良好であるが、照射の進行にしたがって単体酸素濃度の増加(核分裂に伴い、ウランやプルトニウムと結合していた酸素が解放される)と FP の蓄積により被覆管の腐食が起きやすくなる。このため、単体酸素濃度の上昇を抑制するため、金属ウランなどを酸素ゲッターとして燃料に添加する。

**自己作動型炉停止機構** ⇒ 「SASS」参照

**質量管理:** 燃料サイクル施設における臨界管理の方法の一つ。一度に取扱う核燃料物質の質量を制限することにより、臨界になることを防ぐ方法。

**射出鑄造法:** 金属燃料の製造に適用される技術。溶融した合金成分を減圧したモールドという鑄型に圧力差を利用して鑄込む技術であり、一度に数 10 本以上の単位で燃料スラグが製造できる特徴を有しており、現在のペレット形状をした MOX 燃料の製造に比較して、プロセスが極めて簡単で、大

量の生産に向いており、経済性に優れる。

**重金属:**密度が比較的大きい金属。4.0 g/cm<sup>3</sup> 以上のものを指すことが多い。ウランやプルトニウムなどのアクチノイド元素も含まれる。

**シュラウド:**原子炉内の燃料を取り囲むように配置されている円筒状の構造物のことをいう。また、回転ドラム型連続溶解槽におけるらせん構造を有する回転ドラムを取り囲むように配置されている閉じ込め性を有した円筒状の部品のことをいう。

**蒸気発生器** ⇒ 「SG」参照

**晶析法:**溶液を過飽和にして溶質を結晶として取り出す操作をいう。温度変化による溶解度変化の小さなものは蒸発濃縮により過飽和状態を作り出す。温度変化により溶解度が急激に減少するものは冷却法を用いる。一般産業分野では、薬の精製等に利用されている。

**上部プレナム:**原子炉容器内の上部構造物よりも上の部分領域のこと。

**「常陽」:**高速実験炉「常陽」は、我が国最初の MOX 燃料、ナトリウム冷却、ループ型の高速増殖炉として、昭和 52 年(1977 年)に初臨界を達成した後、昭和 56 年(1981 年)までは MK-I 炉心(増殖炉心)にて熱出力 50MW 及び 75MW で運転を行い、高速増殖炉に関する技術的知識、経験の蓄積を図った。その後炉心は MK-II 炉心(照射用炉心)に移行した。平成 15 年(2003 年)には、高速中性子束を MK-II 炉心に比べて約 1.3 倍、原子炉熱出力を 140MW に増加させた MK-III 炉心での初臨界を達成した後、平成 16 年(2004 年)から MK-III 炉心での本格運転を開始し、燃料、材料の照射施設として利用されている。この間、炉心管理、運転技術、保守技術などで多くの経験が蓄積されている。

**除染係数(DF Decontamination Factor):**使用済燃料の再処理において、製品から不純物である核分裂生成物を除去する度合の指標。一般に、除染性能が高い場合に数値が大きくなるように定義して用いる。

**深層防護:**原子力施設の安全対策が多段階にわたって設けられていることをいう。深層防護は、次の 3 段階からなる。第一段階は、安全確保のための設計で、異常の発生を防止するため、安全上余裕のある設計、誤操作や誤動作を防止する設計、自然災害に対処できる設計が採用されている。第二段階は、事故拡大防止の方策であって、万一異常が発生しても事故への拡大を防止するため、異常を早く発見できる設計、原子炉を緊急に停止できる設計が採用されている。第三段階は、放射性物質の放出防止の方策で、万一事故が発生しても放射性物質の異常な放出を防止するための原子炉格納容器や ECCS(緊急炉心冷却装置)が備えられている。多重防護ともいう。

**振動充填法:**顆粒燃料(球状、非球状)を振動させている被覆管の中に流し込み、高密度に充填することにより、燃料ピンに加工する方法。現行の機械混合法によるペレット燃料製造と比較してプロセスが簡略化でき、粒子の取り扱いも容易なことから、遠隔技術による燃料製造工程の実現が期待される。また製造ラインの自動化が容易と考えられることから、低除染の燃料製造法としての展開も考えられる。顆粒燃料の製造には、硝酸プルトニウム及び硝酸ウラニルの混液を出発液として、試薬中に液滴を滴下してゲル化反応により造粒し、洗浄及び乾燥工程を経て仮焼・還元後、焼結する湿式法、電析あるいは沈殿により製造したウラン酸化物(UO<sub>2</sub>)、プルトニウム酸化物(PuO<sub>2</sub>)を粉砕、分級する乾式法の二法がある。

**水素化ジルコニウム(Zr-H):**水素化物を用いることで高速中性子に対して高い減速性能をもたせること

ができる。水素化物中の水素原子密度は、水中の水素原子数密度とほぼ同じであり、減速材である水と同程度の中性子減速性能が期待できる。

**精製(purification):** 製品が所定の純度となるように不純物を除く操作。軽水炉燃料の再処理では、ウランとプルトニウムを燃料に加工するために溶媒抽出により精製する。

**制御棒誤引抜:** 例えば、原子炉運転中に誤って制御棒が引抜かれると、炉心に過度な正の反応度が添加され、原子炉出力及び燃料温度の上昇を引き起こす。このようにあらかじめ計画されていない過度の正の反応度添加を原因とする事象を指す。

**静的機器:** ポンプ・電動弁などの外部からの動力を要する機器に対して、重力による冷却水注入など外部からの動力を要しない機器をいう。

**ゼオライト:** 沸石とも呼ばれる鉱物で、工業的にも合成される。結晶構造中の空隙に種々の原子や分子を保持できることから、吸着剤、排水処理剤、紙の充填剤、などに用いられる。金属電解法では、使用済み溶融塩から核分裂生成物等を吸着処理するために用いられる。

**先進湿式法(New EXtraction System for TRU Recovery, NEXT):** PUREX 法の技術的基盤のもとに、経済性や核拡散抵抗性などを向上するために改良した再処理法。ウランとプルトニウムのみならずネプツニウム、アメリシウムとキュリウム(マイナーアクチニド)を製品として回収する。FBR 燃料サイクルでは相対的に低い除染度が許容されることを利用して、化学処理工程の簡素化を図る。溶解、溶媒抽出とともに、晶析法やマイナーアクチニド回収を行う工程から成る。

**増殖比(Breeding Ratio):** 原子炉の運転に伴いウラン 235 やプルトニウム 239 などの核分裂性物質が核分裂などで減少する割合に対して、ウラン 238、プルトニウム 240 などから新たに中性子を吸収して核分裂性物質(プルトニウム 239、プルトニウム 241 など)を生成する割合の比率をいう。特にその比が 1.0 をこえる場合を「増殖比」、1.0 以下の場合を「転換比」と呼ぶ。

**ソルトフリー:** 再処理工程において金属塩を含む試薬を使用しないことをいう。溶媒抽出法による再処理主分離工程(分離、精製、溶媒再生)の各ステップにおいて、金属を含まない試薬を用いて反応操作を行うとともにその廃試薬を電気分解により処理する方法、あるいは化学試薬を用いず直接(in situ)電気化学を適用して反応を操作する方法があげられ、それらを包括的に組み合わせることによって、工程操作にともなう金属塩の使用を排除することが可能となる。この結果、金属塩に由来する二次廃棄物の発生が回避でき、処分の合理化が図られる。

**ソルトフリー試薬:** 金属を含まない試薬のことをいう。溶媒抽出法においては溶媒洗浄剤に Na などのアルカリ金属元素を含む試薬が一般に用いられているが、添加された金属は最終的には金属塩として新たな廃棄物となる。このような二次廃棄物の発生を回避するため、金属を含まない試薬(シュウ酸ヒドラジン、炭酸ヒドラジンなど)の使用を検討している。

**ダイ潤滑方式:** 成型の際の粉末と型の間で強い摩擦が発生すると、圧力が不均一となって歪が発生したり、型が破損するなどの不具合の原因となるため、通常は粉末中に潤滑材を混合させるという方法がとられる。ダイ潤滑方式とは、型の内壁への潤滑剤の塗布と成型を交互に行い、形を崩さずにスムーズに金属型から製品を大量に抜き出す方法であり、従来必要であった潤滑材添加や混合の手間を省略できるため、工程の合理化が期待できる。

**鍛鋼品:** ある一定の形の鉄(鋼)の塊を作り、それを機械で叩くことにより成形していくもので、切削して成形した場合よりも金属の強度が高くなる。

**単離 (Isolation):** 目的の物質を純粋に分離すること。プルトニウムの分離を強調する表現として用いられることがある。

**中性子経済:** 原子炉内で核分裂によって生成する中性子と、炉内の各種材料に吸収されたり漏れる中性子との差し引き勘定を中性子経済という。核燃料の燃焼率を高めたり、核分裂性の Pu-239 や U-233 の生成を効率よく行うためには、中性子経済のよいことが必要である。また、核分裂連鎖反応を起こしたり、増殖反応を進めたりするため、中性子を無駄なく有効に利用することをさす場合もある。このために中性子の不必要な吸収や漏れを少なくすることが重要である。

**中間熱交換器(IHX:Intermediate Heat Exchanger):** ナトリウムや熔融塩などで炉心を冷却する原子炉では、熱交換器の伝熱管に欠陥が生ずる場合に備えて、二段階熱交換方式が採用される場合がある。この場合、原子炉側からみて初段の熱交換器を中間熱交換器という。例えば、ナトリウムで炉心を冷却する高速増殖原型炉「もんじゅ」では、炉心で加熱された 1 次側ナトリウムの熱エネルギーを、初段の熱交換器である中間熱交換器で 2 次側ナトリウムに伝え、そのナトリウムと 3 次側の水とを二段目の熱交換器である蒸気発生器で熱交換させることで、発電用蒸気を得る。したがって、万一蒸気発生器に欠陥が生じナトリウムと水との反応が起っても、炉心にまで影響を及ぼすことのないようになっている。

**抽出クロマトグラフィ:** 吸着体に対する吸着のし易さの違いを利用した分離方法。高速増殖炉使用済燃料の再処理高レベル廃液からの MA 回収技術方法としての適用性が検討されている。吸着体の詰まったカラムに溶液を供給すると、一番先に最も吸着しやすい成分がカラム上部の吸着体に吸着し、その下の吸着体には次に吸着されやすい成分が吸着する、というように上部から順に成分毎に分かれて吸着される。成分の溶解していない液を供給し続けると、吸着された成分は吸着・脱着を繰り返しながら液の流れと共にカラムから出てくるが、始めに出てくるのは最も吸着されにくい成分で、最も吸着され易い成分は最後に出てくる。このことから、カラムから出てくる溶液を時間毎に取り分ければそれぞれの成分しか溶解していない溶液を得ることができる。

**超ウラン元素(TRU:Transuranium)⇒「TRU」参照**

**直接炉心冷却系(DRACS, Direct Reactor Auxiliary System):** 原子炉容器内に直接熱交換器を浸漬して炉心を冷却する方式のこと。

**低除染 (Moderate decontamination):** 「高除染」を参照されたい。

**低除染 TRU 燃料:** FP の除染係数の低い再処理製品を原料として製造される TRU 燃料である。高速増殖炉の燃料は軽水炉に比べて不純物の許容量を高くとることができるため、FP を徹底的に除染する必要はなく、再処理工程を簡素化することが可能である。

**ディッププレート:** 原子炉容器は液位が上下に変動する自由液面を有しているため、それと接触するカバーガスが液面の変動具合によっては巻き込まれる可能性がある。そのため、原子炉容器内のナトリウム液面のすぐ下にディッププレートと呼ばれる金属板を液面と水平に設置することで、液面の波立ちが生じにくく、カバーガスを巻き込みにくい構造としている。

**低レベル廃棄物:** 現行の政令濃度上限値未満の放射性廃棄物(浅地中処分(コンクリートピット処分、トレンチ処分)の可能性のあるもの)。

「低レベル放射性廃棄物(低レベル廃棄物)」は、再処理施設において使用済燃料からウラン・プルトニウム等を回収した後に残る核分裂生成物を主成分とする「高レベル放射性廃棄物(高レベル廃棄物)」

物)」以外の全ての放射性廃棄物を指す。「低レベル放射性廃棄物」は、含まれる物質の種類(ウラン廃棄物、超ウラン核種を含む廃棄物等)、発生場所(発電所廃棄物等)、主な放射線( $\alpha$  廃棄物、高 $\beta\gamma$  廃棄物等)、放射能レベル(放射能レベルの比較的高いもの、放射能レベルの比較的低いもの等)によっていくつかに分けられる。また、放射性廃棄物の区分に応じて処分方法が異なる(地層処分、余裕深度処分、浅地中ピット処分、浅地中トレンチ処分)ため、その処分方法に即して分類することもある。

**デブリ:** 炉心損傷事故時において、溶融または崩壊した燃料棒などが冷却材中で冷却され、がれき(debris)状となったもの。

**電解精製:** 金属電解法乾式再処理技術では、電解により目的物質を電極に析出させるとき、酸化還元電位の相違から不純物の多くは析出せずに電解液中に残る。すなわち目的物であるウラン、プルトニウムなどが精製され、不純物である放射性生成物が除去される。乾式再処理法は一般に湿式再処理法に比べ不純物の除去の割合(除染係数)は小さいが、高速増殖炉サイクルとして実用的なレベルの除染係数を得るのは比較的容易である。

**内管-外管(エンクロージャ):** 人を放射線汚染から防護するための設備のこと。

**内在的障壁:** FBR サイクルが高い核拡散抵抗性を有するものとして国際的に認容されるために、核不拡散性向上、MAリサイクル、低除染燃料等の内在的障壁の導入を検討している。

**内部ダクト付燃料集合体:** 炉心損傷事故を想定した場合に、再臨界の回避を目指して、溶融した燃料を炉心外に導くように集合体の内部に菱形断面のダクト(内部ダクト)をつけた燃料集合体のこと。

**内部転換比:** ブランケットを除いた炉心燃料の転換比を内部転換比という。なお、転換比とは、原子炉における「中性子の吸収によって親物質から生成された核分裂性物質質量」の「核分裂するために消費された核分裂性物質質量」に対する割合をいう。

**ナトリウムポット:** 高い発熱量を有している使用済燃料集合体を安全に移送するために、収納するための容器。移送中に使用済燃料集合体温度が過度に上昇しないよう十分な冷却機能をナトリウムポットに持たせる必要がある。

**鉛-ビスマス(Pb-Bi):** 鉛(Pb)とビスマス(Bi)の合金。鉛単体の融点(約 330°C)に比べ、Pu と Bi を混合すると共晶反応により融点が下がる。Pb-Bi 系では両者を 45:55 に混合した場合の融点が約 120°C と最も低く、高速増殖炉の冷却材として扱いやすくなる。このため、冷却材を液体状態に保つための予熱系(電気ヒータなど)については、ナトリウム冷却高速増殖炉(ナトリウムの融点、約 100°C)のために開発された技術を適用できる利点がある。しかしながら、ビスマスが中性子を吸収すると  $\alpha$  放射性のポロニウムが生成されることから、保守作業に対する影響に注意が必要である。

**燃料交換機(FHM, Fuel Handling Machine):** 原子炉の燃料取出し、装荷を行うために使用する設備。

**燃料スラグ:** 射出鋳造法により製造した高速増殖炉用の金属燃料で、溶融した合金を鋳型に鋳込んで成型した細長い棒状の燃料。

**焙焼:** 対象物が溶解しない程度の温度で酸素や水蒸気などと相互に作用させて、後の工程で処理しやすい化合物に変化させたり、成分の一部を気化させて除去する操作。

**バッチ:** 連続ではなく、一定量ずつに分けること。

**バッフル板(Baffle Plate):** 渦流の発生を防止するために炉上部機構(UIS)下部に取り付けられた板の

こと。

**ハル:**再処理施設において使用済燃料の燃料棒を数センチにせん断し、溶解槽で溶解した際に溶け残った金属片(燃料被覆管)のことをいう。

**非均質炉心:**高速増殖炉の炉心型式のうち、炉心領域内にブランケット燃料を混在させたものを非均質炉心と呼ぶ。径方向に非均質炉心を構成したものを「径方向非均質炉心」炉心の上下方向に非均質炉心を構成したものを「軸方向非均質炉心」という。非均質炉心は、ボイド反応度の低減、増殖率の向上の点で効果があるとされている。(「均質炉心」、「非均質炉心」、「ブランケット」参照)

**ヒドラジン:**化学式は  $N_2H_4$ 。還元性が強く、原子炉においては腐食の要因となる酸素を除去するために使用される他、再処理においては還元されたプルトニウムの安定剤として使用される。

**不溶解残渣:**再処理の燃料溶解工程において燃料溶解液に溶解せずに固体のまま残る成分。核分裂生成物では、モリブデン、テクニチウム、ルテニウム、ロジウム、パラジウムなどの白金族元素の一部が単体または合金状などの不溶解固体粒子として溶解液中に分散して存在する。

**ブランケット(blanket):**核分裂性物質に転換する目的で、炉心内もしくはその周囲に配置される親物質をいう。プルトニウムを利用する高速増殖炉では、親物質であるウラン 238 をブランケット材とし、燃料ピンの上下端部に配置(軸方向ブランケット)する場合や、炉心の外周部にブランケット材だけで集合体(ブランケット集合体)を作って配置(径方向ブランケット)する設計例が多い。ブランケット集合体を、炉心内部に、燃料集合体と交互に配置する炉心設計を、非均質炉心という。(「均質炉心」、「非均質炉心」参照)

**フレッティング摩耗(Fretting Wear):**微小な相対往復すべり運動(フレッティング運動)に伴う損傷であり、振動、繰返し応力、変動応力などを受ける機械部品や部材の結合部で局所的に生じる。フレッティング摩耗の進行によって、鉄鋼材料では空気中においてココア(cocoa)と呼ばれる赤褐色の微細な酸化摩耗粉が結合部に発生し、ガタを生じて機械の精度や機能が著しく低下して振動や騒音の原因となる。

**フローシート(Flowsheet):**化学処理の方法を示した流れ図。

**ベルマウス:**高圧加熱器の管板と伝熱管入り口部の腐食防止のため、給水の流線がスムーズになるよう管板の穴の形状をベルのような形状に加工していること。

**ペレット燃料:**ペレット(Pellet)は一般には、球状または円柱状の物体を指す。高速増殖炉では MOX 粉末を成型し焼結してセラミックス質にした円柱状の中空燃料ペレットをいう。ペレットを積み重ねて燃料被覆管に挿入し燃料棒(ピン)とする。

**ベローズ:**伸縮の可能な部品のことで伸縮、バネ性、気密性を利用して軸シールや気密封止のシール材として使われている。ジャバラ(蛇腹)ともいう。

**ボイド反応度:**固体燃料と冷却材に液体を用いる原子炉の炉心内において、冷却材の沸騰あるいは気泡通過などの原因によるボイド(気泡)化による炉心反応度に及ぼす核的な反応度効果。ナトリウムを冷却材に用いる高速増殖炉では、冷却材の沸点が炉心内では  $900^{\circ}\text{C}$  以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷を仮定した場合には、冷却材沸騰(ボイド化)による正の反応度効果が炉心損傷の事象推移に影響を与えることが、炉心損傷事故に関する研究から示されており、再臨界を回避するためには正のボイド反応度の大きさを制限する必要がある。(「炉心損傷事故」、「再臨界回避」参照)

**崩壊熱除去:**原子炉では核分裂連鎖反応によりエネルギーを発生するとともに、核分裂生成物が生成される。この核分裂生成物は放射性物質であり、核崩壊により放射線を放出しながら熱を発生する。このため原子炉の炉心は、炉停止後も核分裂生成物の崩壊により、持続して熱が発生する。これを崩壊熱といい、その発生量は、原子炉停止直後では、定格出力の約 10%に相当する。その後、核分裂生成物の崩壊に伴って崩壊熱の発生量は減少する。したがって原子炉は運転停止後もこの崩壊熱を除去する必要があり、この目的のための冷却系を崩壊熱除去系(余熱除去系)と呼ぶ。

**崩壊熱除去機能喪失(PLOHS、Protected Loss of Heat Sink):**制御棒が既に炉心に挿入された状態に対して、崩壊熱の除去機能を喪失すること。

**保障措置:**原子力平和のための核物質並びに設備、資材及び情報が核兵器などへ転用ないしは利用されていないことを保証するために取られる措置。

**ホットセル:**高放射性物質を取り扱えるように十分な遮蔽を施した実験室などの一区画をいう。遮蔽壁の外側からマニピュレータなどの遠隔操作器具により、自由に安全に実験が行えるようになっている。

**ホットベッセル:**原子炉容器のコンパクト化を図るため、炉壁冷却流路を設けなくて簡素な炉容器構造としたもの。⇔ コールドベッセル

**マイクロ波脱硝:**各種の物質の組成中に含まれる NO<sub>x</sub> 成分を除去するための操作を脱硝という。燃料製造では、硝酸ウラニルと硝酸プルトニウム混合硝酸水溶液をマイクロ波発振装置(大型の電子レンジのようなもの)により加熱・脱硝している。

**マイナーアクチニド** ⇒ 「MA」参照

**モジュール:**いくつかの部品の機能を集め、まとまりのある機能を持った部品のこと。

**モックアップ試験(mock-up examination):**実物とほぼ同様に似せて作った実物大の模擬試験のこと。

**ユニット工法:**構成単位を基本単位として工場で生産し、これらの組み合わせで 1 戸の住居をつくる工法。

**溶媒抽出 (Solvent extraction):** 目的とする物質を対象(液体もしくは固体)から溶媒に溶解して分離する方法。液体からの抽出では、2 種類の互いに混じり合わない溶液が用いられる。再処理のみならず工業的に利用されている。PUREX 法は溶媒抽出法の一つであり、TBP を含む有機溶媒と水溶液を用いる。

**熔融塩(Molten Salt):**熔融塩とは、塩が高温で熔融してできた液体のことである。塩とは一般に酸とアルカリが化学的に中和して生じる化合物であり、中和反応により不活性で安定な化合物になる。また、熔融塩は中性子を減速し難いため(非減速系)、水を使う湿式再処理法に比べ、臨界上の核燃料物質の取扱量の制約が緩和される利点があるほか、放射線による劣化への配慮も不要である。熔融塩炉で用いられる熔融塩はフッ化物熔融塩であり、この物質もまた不活性で安定な化合物である。

**ラチェット:**構造物に荷重が繰り返し加わると、条件によっては非弾性ひずみが進行し(ラチェット現象という)、それによって許容できないゆがみ、あるいは破壊を起こす可能性がある。

**臨界安全 (Criticality safety):** 核分裂性物質が臨界となるおそれがない状態。核燃料物質を取り扱う施設では、核燃料物質の質量、体積や濃度、装置の形状などの管理によって達成される。

**臨界管理:**燃料サイクル施設において臨界事故の発生を防止するために核燃料物質を管理すること。取扱う容器の形状により臨界を防止する形状管理と、取扱う量そのものを制限する質量管理、取り扱い時の濃度により管理する濃度管理などの方法がある。

**ループ型(Loop Type):**高速増殖炉の炉型は原子炉冷却材などの循環系から見てループ型とタンク型に大別される。タンク型高速増殖炉が、1次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に収容するのに対し、ループ型高速増殖炉は、原子炉容器内に炉心、反射体などのみを収容し、1次系循環ポンプや中間熱交換器を原子炉容器内に入れず、それらを配管で結合する構造である。ループ型は機器の独立性が高く、保守・補修時の接近性に優れている。

**レーザー励起式検出器(LLD, Laser sodium Leak Detector):**高速増殖炉には、冷却材であるナトリウムの微少漏洩を検出するために放射線イオン化式検出器などが設置されているが、安全性を更に向上させることを目的に、ナトリウムを選択的にかつ迅速に検出するために開発している検出器。パルスレーザー光を集光してプラズマを発生させ、ナトリウムが存在する場合に励起状態から基底状態に自然遷移するときにD線と呼ばれる強い蛍光(波長 589nm)を発生することを利用して分光検出することで、ナトリウムの微少漏洩を検出することができる。

**連続炉(ロータリーキルン):**回転式の窯であり、原料の投入と処理を連続的に行える。

**炉心上部機構** ⇒ 「UIS」 参照

**炉心損傷の発生頻度:**原子力発電所に対する確率論的安全評価(PSA)を実施する場合、公衆の安全という観点では、炉心が損傷し、大量の放射性物質が放出される可能性があるような苛酷な事故、いわゆる「シビアアクシデント(苛酷事故)」を解析の対象とする。

PSAでは、起因事象の発生頻度並びに起因事象発生時にその拡大を防止するために予め設けられている安全機能の成功及び失敗の発生頻度に基づき、炉心損傷に至る頻度を評価する。

**炉心取出平均燃焼度:**燃料交換時に取り出される燃料集合体に対する平均燃焼度を指す。すなわち、取り出されるすべての燃料集合体の燃焼度の和をとり、燃料集合体体数で割った平均値である。

**炉心損傷事故(CDA: Core Disruptive Accident):**一般に高速増殖炉では、プラントの安全性を評価するための事故を想定しても、炉心での冷却材沸騰や燃料破損は生じることなく、また格納施設の健全性を損なうことはない。しかし、高速増殖炉では軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度(あるいはウラン濃縮度)の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認する。この仮想的な安全評価事象が炉心損傷事故である。高速増殖炉の開発当初から安全設計・評価が行われ、高速増殖炉の安全研究の重要課題の一つとなってきた。仮想的炉心損傷事故(HCDA:Hypothetical Core Disruptive Accident)とも呼ばれる。

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角速度	ニュートン毎メートル	N/m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
電表面電位	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
電束密度, 電気変位	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
誘電率	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
透磁率	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎キログラム	J/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm <sup>2</sup> =(10 <sup>12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベール	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe <sub>e</sub> =(10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m

