JNC TN9400 2003-073

重金属冷却炉の検討

― 平成13年度成果 ―

（研究報告書）

２００３年８月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319－1184　茨城県那珂郡東海村村松４番地４９
核燃料サイクル開発機構
技術展開部　技術協力課
電話：029-282-1122（代表）
ファックス：029-282-7980
電子メール：jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to：
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division ,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49　Muramatsu , Tokai-mura , Naka-gun , Ibaraki 319-1184 ,
Japan

©　核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
２００３

Ⓢ

JNC TN9400 2003-073
２００３年８月

重金属冷却炉の検討

－平成１３年度成果－
（研究報告書）

江沼康弘※1、惣万芳人※1、此村 守※1、
水野朋保※2

要　旨

実用化戦略調査研究においては、安全性を前提に、経済性、資源の有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性に優れた高速炉システムの開発を目標としている。

本研究では、強制循環方式中型鉛ビスマス冷却炉及び自然循環方式中型鉛ビスマス冷却炉に関して、プラント設計の最適化を図り、機器構造図の作成を行うとともに、物量データ、工程、課題とＲ＆Ｄ計画の検討を行った。

(1)　強制循環方式中型鉛ビスマス冷却プラントの概念検討

強制循環炉プラントシステムの出力として75万kWeを設定し、ヒートバランスの最適化を行った。これに基づいて、全体配置図、系統図、原子炉構造図及び冷却系機器構造図等を作成するとともに、その根拠を明確にした。さらに、全体重量の把握、各種工程の検討を行い、経済性評価に必要なデータを整備した。

(2)　強制循環方式中型鉛ビスマス冷却炉の構造健全性の検討

強制循環炉の基本概念を決める主要な課題である、蒸気発生器の熱的健全性、耐震性、炉構造の支持方法について検討を行い、プラントの基本構成を決めた。

(3)　自然循環方式中型鉛ビスマス冷却プラントの概念検討

自然循環炉プラントシステムについてヒートバランスの最適化を行い、全体配置図、系統図、原子炉構造図及び冷却系機器構造図等を作成し、その根拠を明確にした。さらに、全体重量の把握、各種工程の検討を行い、経済性評価に必要なデータを整備した。

(4)　鉛ビスマス炉の課題とＲ＆Ｄ計画

鉛ビスマス炉を計画に当たり考慮すべき課題の検討と、必要なＲ＆Ｄ計画を作成した。

※ 1：大洗工学センター システム技術開発部 FBR システムグループ
※ 2：　　同　　炉心燃料システムグループ

JNC TN9400 2003-073
August, 2 0 0 3

Heavy Liquid Metal Cooled FBR
−Results 2001−

Yasuhiro Enuma※1、Yoshindo Soman※1、Mamoru Konomura※1、
Tomoyasu Mizuno※2

Abstract

In the feasibility studies of commercialization of an FBR fuel cycle system, the targets are economical competitiveness to future LWRs, efficient utilization of resources, reduction of environmental burden and enhancement of nuclear non-proliferation, besides ensuring safety.

Both medium size pool-type lead-bismuth cooled reactor with primary pumps system and without primary pumps system are studied to pursue their improvement in heavy metal coolant considering design requirements from plant structures. The design of plant systems are reformed, and the conceptual design is made and the commodities are analyzed.

(1) Conceptual design of lead-bismuth cooled reactor with pumping system
- Electrical output 750 MWe and 4-module system
- The heat-mass balance is optimized and drawings are made about plant layout, cooling system, reactor structure and cooling component structures.

(2) Structural analysis of main components

(3) Conceptual design of natural circulation type lead-bismuth cooled reactor
- Electrical output 550 MWe and 6-module system
- The heat-mass balance is optimized and drawings are made about plant layout, cooling system, reactor structure and cooling component structures.

(4) Study of R&D program

※ 1 : FBR System Design Group、System Engineering and Technology Division、O-arai Engineering Center JNC
※ 2 : Fuel Core System Engineering Group、System Engineering and Technology Division、O-arai Engineering Center JNC

目　次

頁

要　旨 ・・・

4. 自然循環型鉛ビスマス冷却炉の検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 163
4.1 最適出力の設定 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 163
4.2 全体図及び配置図 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 164
4.3 系統図 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 171
4.3.1 ヒートバランスの検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 171
4.3.2 系統図の作成 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 182
4.4 原子炉構造図 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 184
4.5 冷却系機器構造図 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 194
4.6 ＢＯＰ設備の概念図 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 202
4.6.1 タービン設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 202
4.6.2 鉛ビスマス系補助設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 206
4.7 耐震設備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 208
4.8 物量と工程の検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 211
4.8.1 物量データの整理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 211
4.8.2 定検工程の検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 223
4.8.3 建設工程の検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 230

5. 鉛ビスマス冷却炉の課題とＲ＆Ｄ計画 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 235
6. おわりに ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 258

表リスト

		頁
表 2.1-1	平成 12 年度 強制循環方式 炉心概略仕様	9
表 2.1-2	原子炉出力と外接円径（円形炉心）	10
表 2.1-3	原子炉出力と外接円径（正六角形炉心）	10
表 2.1-4	強制循環型 蒸気発生器の検討	10
表 2.1-5	機械式ポンプの検討	11
表 2.2-1	中型タンク式 鉛ビスマス冷却炉の建屋容積比較表	18
表 2.3.1-1	蒸気発生器 伝熱計算条件	26
表 2.3.1-2	ＳＧ伝熱管肉厚の設定（炉心ΔＴ）	27
表 2.3.1-3	ヒートバランスの検討（炉心圧損等の変化）	27
表 2.3.2-1	強制循環型炉 冷却系構成の比較	37
表 2.3.2-2	蒸気発生器 伝熱計算条件	38
表 2.3.2-3	冷却系構成の検討結果	39
表 2.3.2-4	冷却系構成の追加検討	40
表 2.4-1	強制循環炉 炉心・燃料主要仕様	46
表 2.5-1	蒸気発生器 伝熱計算条件	56
表 2.5-2	蒸気発生器主要目	57
表 2.5-3	１次ポンプ主要目	57
表 2.6.1-1	主要物量表（タービン設備）	65
表 2.9.1-1	強制循環炉 物量データ	79
表 2.9.1-2	モジュール炉における共用化	80
表 2.9.1-3	製作費に関するモジュール効果	80
表 2.9.1-4	強制循環炉の所内負荷率推定	81
表 2.9.1-5	プラント稼働率の検討条件	82
表 2.9.1-6	プラント稼働率	82
表 2.9.1-7	強制循環炉 発電量評価（タービン定検 31 日並行ベース）	83
表 2.9.1-8	強制循環炉 機器仕様と物量	84
表 2.9.3-1	強制循環炉 建設全体工程	100
表 3.1.2-1	キドニ型ＳＧの候補概念と耐熱成立性見通し	107
表 3.2.3-1	熱膨張に関する応力制限値	136
表 3.2.3-2	自重及び地震等に関する制限値	136
表 3.3.3-1	上下応答解析結果	147
表 3.3.3-2	水平応答解析結果	147
表 3.3.3-3	反応度投入評価	147
表 3.4.1-1	評価結果	154
表 3.4.2-1	上下応答解析結果	160

表 3.4.2-2　反応度投入評価 …… 160
表 4.3.1-1　蒸気発生器 伝熱計算条件 …… 175
表 4.3.1-2　ヒートバランスの検討（炉心ΔT） …… 176
表 4.3.1-3　ヒートバランスの検討（炉心出口温度） …… 177
表 4.3.1-4　ヒートバランスの検討（炉心圧損増大） …… 177
表 4.3.1-5　ヒートバランスの検討（推奨炉心） …… 178
表 4.4-1　Pb-Bi 自然循環冷却炉 炉心・燃料主要仕様 …… 187
表 4.5-1　蒸気発生器の検討 …… 197
表 4.6.1-1　主要物量表（タービン設備） …… 203
表 4.8.1-1　自然循環炉 物量データ …… 213
表 4.8.1-2　モジュール炉における共用化 …… 214
表 4.8.1-3　製作費に関するモジュール効果 …… 214
表 4.8.1-4　自然循環炉の所内負荷率推定 …… 215
表 4.8.1-5　プラント稼働率の検討条件 …… 216
表 4.8.1-6　プラント稼働率 …… 216
表 4.8.1-7　自然循環炉 発電量評価（タービン定検 31 日並行ベース） …… 217
表 4.8.1-8　自然循環炉 機器仕様と物量 …… 218
表 4.8.2-1　自然循環炉 定期検査工程表（案） …… 229
表 4.8.3-1　自然循環炉 全体建設工程表（案） …… 234
表 5-1　鉛-ビスマス冷却炉の課題と解決方法 …… 236
表 5-2　Ｒ＆Ｄテーマと開発規模 …… 240
表 5-3　開発課題とＲ＆Ｄ計画一覧 …… 241
表 5-4　中性子照射環境による材料への影響評価 …… 242
表 5-5　鉛ビスマス冷却材の純度管理手法の開発 …… 243
表 5-6　ポロニウム評価手法の開発 …… 244
表 5-7　鉛ビスマス冷却炉の炉心核特性の信頼性確認 …… 245
表 5-8　Pb-Bi 炉心の熱設計手法の開発 …… 246
表 5-9　鉛ビスマス冷却炉の放射線計測精度向上 …… 247
表 5-10　ＳＧ一体型原子炉システムの冷却性能確認 …… 248
表 5-11　制御棒案内管の浮き上がり防止機能確認 …… 249
表 5-12　鉛ビスマス中目視検査装置の開発 …… 250
表 5-13　鉛ビスマス洗浄方法の開発 …… 251
表 5-14　ＣＲＤＭの開発 …… 252
表 5-15　受動的炉停止機構の開発 …… 253
表 5-16　ＳＧＴＲ事象に関する評価手法の開発 …… 254
表 5-17　ＳＧ破損伝熱管の同定と補修方法の開発 …… 255
表 5-18　ＩＳＩ検査装置の開発 …… 256
表 5-19　機械式ポンプの開発 …… 257

図リスト

頁

図 1.1-1　フェーズⅠにおける有望炉型絞り込み …… 5
図 2.1-1　原子炉熱出力と外接円径（円形炉心） …… 12
図 2.1-2　原子炉熱出力と外接円径（正六角形炉心） …… 12
図 2.1-3　強制循環型原子炉構造（電気出力 55 万 kWe） …… 13
図 2.1-4　強制循環型原子炉構造（電気出力 60 万 kWe） …… 13
図 2.1-5　強制循環型原子炉構造（電気出力 65 万 kWe） …… 14
図 2.1-6　強制循環型原子炉構造（電気出力 70 万 kWe） …… 14
図 2.2-1　プロットプラン …… 19
図 2.2-2　プロット配置図 平面図（強制循環炉） …… 20
図 2.2-3　プロット配置図 立面図（強制循環炉） …… 20
図 2.2-4　プロット配置図 強制循環炉と自然循環炉の比較（平面） …… 21
図 2.2-5　プロット配置図 強制循環炉と自然循環炉の比較（立面） …… 22
図 2.3.1-1　発電単価に対する炉型の影響 …… 28
図 2.3.1-2　強制循環炉ヒートバランスの検討 …… 28
図 2.3.1-3　強制循環炉のヒートバランス …… 29
図 2.3.2-1　先行炉での設計例 …… 41
図 2.3.3-1　強制循環炉 基本系統概念図 …… 43
図 2.3.3-2　強制循環炉 機器高低関係図 …… 43
図 2.4-1　強制循環炉 炉心構成概念図 …… 47
図 2.4-2　強制循環炉 炉心燃料集合体及び燃料ピン概念図 …… 48
図 2.4-3　強制循環炉 原子炉構造概念図（立面図） …… 49
図 2.4-4　強制循環炉 原子炉構造概念図（平面図） …… 50
図 2.4-5　強制循環炉 主炉停止系・後備炉停止系（SASS）の概念 …… 51
図 2.4-6　後備炉停止系（SASS）の動作説明図 …… 51
図 2.4-7　後備炉停止系（SASS）の概略寸法図 …… 51
図 2.5-1　キドニー型蒸気発生器 概念図 …… 58
図 2.5-2　１次系ポンプ 概念図 …… 59
図 2.5-3　崩壊熱除去系 系統概念図(強制循環炉) …… 60
図 2.5-4　機器サイジング用ヒートバランス(強制循環炉) …… 61
図 2.5-5　崩壊熱除去系 熱交換器 構造概念図（強制循環炉） …… 62
図 2.5-6　崩壊熱除去系 空気冷却器 構造概念図（強制循環炉） …… 63
図 2.6.1-1　タービン設備 概念系統図 …… 66
図 2.6.1-2　蒸気タービン発電機 機器外形図 …… 67
図 2.6.2-1　鉛ビスマス純化系 系統概念図（強制循環炉） …… 69
図 2.6.2-2　蒸気発生器伝熱管破損対策設備 系統概念図（強制循環炉） …… 69

図 2.7-1　強制循環炉 配置概念図（平面） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 72
図 2.7-2　強制循環炉 配置概念図（立面） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 72
図 2.8-1(1/2)　重金属用ポンプの例 ・・ 75
図 2.8-1(2/2)　重金属用ポンプの例 ・・ 76
図 2.9.1-1　習熟による加工工数低減の想定値 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 88
図 2.9.1-2　モジュール効果の建設に及ぼす効果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 88
図 2.9.2-1　強制循環炉 定期検査工程表（天井クレーン１基のみ） ・・・・・・・・・・・ 95
図 2.9.2-2　強制循環炉 定期検査工程表（ﾎﾟﾝﾌﾟ専用ﾒﾝﾃﾅﾝｽｸﾚｰﾝ設置案） ・・・・・ 95
図 3.1.2-1　ケースＡの解析モデル及び荷重条件（定格時） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 108
図 3.1.2-2　スタンドパイプの変形図及び発生応力（ケースＡ、定格時） ・・・・・ 108
図 3.1.2-3(1/2)　スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布（ケースＡ、定格時） 109
図 3.1.2-3(2/2)　スタンドパイプの変形図および発生応力（ケースＡ、定格時） ・ 110
図 3.1.2-4　キドニー型蒸気発生器概念図（ケースＣ） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 110
図 3.1.2-5　ケースＣの定格出力時及びスクラム時の温度分布（想定図） ・・・・・ 111
図 3.1.2-6　手動トリップ解析結果 軸方向温度分布＜SG 胴側面(i=17)＞ ・・・・・・ 111
図 3.1.2-7　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟのﾐｰｾﾞｽの相当応力分布（ｹｰｽＣ、定格時） ・・・ 112
図 3.1.2-8　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟのﾐｰｾﾞｽの相当応力分布（ｹｰｽＣ、ｽｸﾗﾑ時） ・・・ 112
図 3.1.2-9　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ①) ・・・・・ 113
図 3.1.2-10　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ②) ・・・・・ 113
図 3.1.2-11　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ③) ・・・・・ 114
図 3.1.2-12　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ④) ・・・・・ 114
図 3.1.2-13　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ①) ・・・・・ 115
図 3.1.2-14　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ②) ・・・・・ 115
図 3.1.2-15　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ③) ・・・・・ 116
図 3.1.2-16　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布
(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ④) ・・・・・ 116
図 3.1.2-17　ﾀﾞｳﾝｶﾏ用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの変形図及び最大応力強さ（ｹｰｽ C） ・・・・・・・・・ 117
図 3.1.2-18　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟのミーゼスの相当応力分布(ｹｰｽ C, 定格時) ・・・・ 118
図 3.1.2-19　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟのミーゼスの相当応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時) ・・・・ 119
図 3.1.2-20　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ①) 120
図 3.1.2-21　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ②) 120

図 3.1.2-22　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ③)　121
図 3.1.2-23　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ④)　121
図 3.1.2-24　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ①)　122
図 3.1.2-25　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ②)　122
図 3.1.2-26　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ③)　123
図 3.1.2-27　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの軸方向の応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ④)　123
図 3.1.2-28　伝熱管用ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟの変形図及び最大応力強さ（ｹｰｽ C）・・・・・・・・・ 124
図 3.1.2-29　シュラウドのミーゼスの相当応力分布(ｹｰｽ C, 定格時)・・・・・・・・・・・・ 125
図 3.1.2-30　シュラウドのミーゼスの相当応力分布(ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時)・・・・・・・・・・・・ 126
図 3.1.2-31　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ①）・・・・・・ 127
図 3.1.2-32　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ②）・・・・・・ 127
図 3.1.2-33　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ③）・・・・・・ 128
図 3.1.2-34　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, 定格時, 評価ﾗｲﾝ④）・・・・・・ 128
図 3.1.2-35　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ①）・・・・・・ 129
図 3.1.2-36　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ②）・・・・・・ 129
図 3.1.2-37　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ③）・・・・・・ 130
図 3.1.2-38　シュラウドの軸方向の応力分布（ｹｰｽ C, ｽｸﾗﾑ時, 評価ﾗｲﾝ④）・・・・・・ 130
図 3.1.2-39　シュラウドの変形図及び最大応力強さ（ｹｰｽ C、定格時）・・・・・・・・・ 131
図 3.1.2-40　シュラウドの変形図及び最大応力強さ（ｹｰｽ C、ｽｸﾗﾑ時）・・・・・・・・・ 131
図 3.1.2-41　ダウンカマ用スタンドパイプに生じる温度分布 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 132
図 3.1.2-42　円筒断面構造の場合の軸方向の応力分布 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 132
図 3.2.3-1　原子炉構造 ・・・ 137
図 3.2.3-2　熱膨張解析モデル（入口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 137
図 3.2.3-3　熱膨張解析モデル（出口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 137
図 3.2.3-4　床応答曲線 ・・・ 138
図 3.2.3-5　入口配管 熱膨張解析結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 138
図 3.2.3-6　自重による配管の断面変形に伴う発生応力の検討モデル ・・・・・・・・・ 139
図 3.2.3-7　自重による配管断面の面外変形量及び発生応力 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 139
図 3.2.3-8　自重による発生応力（入口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 140
図 3.2.3-9　入口配管の固有振動数 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 141
図 3.2.3-10　地震＋自重による発生応力（入口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 141
図 3.2.3-11　出口配管 熱膨張解析結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 142
図 3.2.3-12　自重による発生応力（出口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 142
図 3.2.3-13　出口配管の固有振動数 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 143
図 3.2.3-14　地震＋自重による発生応力（出口配管）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 143
図 3.3.3-1　原子炉構造（解析対象とした構造）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 148
図 3.3.3-2　床応答曲線 ・・・ 148
図 3.3.3-3　上下応答解析モデル ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 149

図 3.3.3-4　水平応答解析モデル …… 149
図 3.3.3-5　ＵＩＳの水平応答解析モデル …… 150
図 3.3.3-6　ＵＩＳの国有振動数 …… 151
図 3.3.3-7　ＵＩＳ下端部の水平彷徨変異 …… 151
図 3.3.3-8　投入反応度 …… 151
図 3.3.3-9　炉心支持板の上下応答加速 …… 151
図 3.3.3-10　原子炉容器の座屈評価 …… 151
図 3.3.3-11　制御棒挿入性評価 …… 151
図 3.4.1-1　原子炉構造概念図（解析対象とした構造） …… 155
図 3.4.1-2　床応答曲線 …… 155
図 3.4.1-3　解析モデル …… 156
図 3.4.1-4　原子炉容器 座屈評価 …… 156
図 3.4.1-5　燃料のコンパクションによる投入反応度（６ ¢） …… 157
図 3.4.1-6　ＣＲ引き抜きによる投入反応度 …… 157
図 3.4.1-7　炉心支持板上下の応答加速度 …… 158
図 3.4.1-8　制御棒挿入性の検討 …… 158
図 3.4.2-1　投入反応度 …… 161
図 3.4.2-2　炉心支持板の上下応答加速度 …… 161
図 3.4.2-3　原子炉容器の座屈評価 …… 161
図 4.2-1　プロットプラン（自然循環炉） …… 167
図 4.2-2　プロット配置図 平面図（自然循環炉） …… 168
図 4.2-3　プロット配置図 立面図（自然循環炉） …… 168
図 4.2-4　配置の比較（平面）—H12 年度と H13 年度— …… 169
図 4.2-5　配置の比較（立面）—H12 年度と H13 年度— …… 170
図 4.3.1-1　発電単価に対する炉型の影響 …… 179
図 4.3.1-2　ヒートバランスの検討（炉心出入口温度差） …… 180
図 4.3.1-3　ヒートバランスの検討（炉心出口温度） …… 181
図 4.3.1-4　自然循環炉ヒートバランス …… 181
図 4.3.2-1　自然循環炉 基本系統概念 …… 183
図 4.3.2-2　自然循環炉 機器高低関係 …… 183
図 4.4-1　自然循環炉 炉心構成概念 …… 188
図 4.4-2　自然循環冷却炉 炉心燃料集合体及び燃料ピン 概念図 …… 189
図 4.4-3　自然循環方式 原子炉構造概念図（立面図） …… 190
図 4.4-4　自然循環炉 原子炉構造概念（平面図） …… 191
図 4.4-5　自然循環冷却方式 蒸気発生器取付部概念 …… 192
図 4.4-6　自然循環方式 主炉停止系・後備炉停止系(SASS)の概念 …… 193
図 4.4-7　後備炉停止系(SASS)の動作説明図 …… 193
図 4.4-8　後備炉停止系(SASS)の概略寸法図 …… 193

図 4.5-1　自然循環炉 蒸気発生器構造概念図 …… 198
図 4.5-2　自然循環炉 崩壊熱除去系 系統概念図 …… 199
図 4.5-3　自然循環炉 機器サイジング ヒートバランス …… 199
図 4.5-4　自然循環炉 崩壊熱除去系 熱交換器 構造概念図 …… 200
図 4.5-5　崩壊熱除去系 空気冷却器 構造概念図（自然循環炉） …… 201
図 4.6.1-1　自然循環炉 タービン設備 概念系統図 …… 204
図 4.6.1-2　自然循環炉 蒸気タービン発電機 機器外形図 …… 205
図 4.6.2-1　自然循環炉 鉛ビスマス純化系統系統概念図 …… 207
図 4.6.2-2　自然循環炉 蒸気発生器伝熱管 破損対策設備系統図 …… 207
図 4.7-1　自然循環炉 配置概念図（平面） …… 210
図 4.7-2　自然循環炉 配置概念図（立面） …… 210
図 4.8.1-1　習熟による加工工数低減の想定値 …… 222
図 4.8.1-2　モジュール効果による建設費低減効果 …… 222

1. はじめに

1.1 フェーズⅠにおける重金属炉検討の経緯[1]

(1)検討対象となる重金属冷却材とその特徴

重金属冷却炉の冷却材としては、ロシアでの研究実績等の先行研究例を基に、鉛及び鉛ビスマス（鉛ビスマス共晶合金、Pb45%-Bi55%）を対象とした。これらの重金属冷却材の主要な特徴を以下に示す。

(a) 重金属冷却材の長所

① 二次冷却系が不要であり、冷却材漏えい燃焼に起因した火災防止設備も不要（重金属は水と空気の反応性が低い）

② 冷却材の高沸点による高い安全性（鉛と鉛ビスマスの融点は各々1737℃、1670℃であり、Na より高い）

③ Na 冷却炉より優れた増殖性、マイナーアクチニド（以下、MA）燃焼度（中性子吸収断面積が Na より小さい）

④ 再臨界回避ロジック構築による炉心設計への影響が Na 冷却炉より小さくなる可能性がある（冷却材密度が混合酸化物燃料（以下、MOX 燃料）とほぼ等しいので、仮に燃料が溶融しても炉容器底部に堆積し難い）

(b) 重金属冷却材の短所

① 高比重の冷却材及び厚肉化により重量が増加した容器・配管の支持構造の成立性（冷却材が高比重）

② 重金属は腐食性が強いため構造材料選択の範囲が狭い（構造材との共存性が低い）

③ Na よりも高比重であることから同じ流速で比較すれば、構造材のエロージョンは一段と生じやすいと懸念される。従って線流速の制限が厳しくなり、設計自由度が低くなる（高比重、構造材との共存性が低い）

④ 冷却材の重量が大きいためポンプ出力やトリチェリの真空が問題となり、主冷却系及び崩壊熱除去系においてトップエントリ式ループが成立し難い等、設計自由度が小さくなる（冷却材が高比重）

⑤ 冷却材の中性子照射により揮発性の Po-210 が生じるため、冷却材を覆うカバーガス系及び燃料取扱系を密閉管理する必要がある（核特性）

(2)冷却材の特徴を考慮した有望な炉型の選定

フェーズ１における重金属冷却炉の検討においては、重金属炉設計に関する知見が乏しいため、ロシアでの研究実績等の先行研究例を調査すると共に、冷却材の特徴を活かした炉型選定のために、大型ループ式炉、大型タンク式炉、中型ループ式炉及び中型タンク式炉の多様な４概念を具体化した。その結果、以下の知見を得た。図 1.1-1 に有望な炉型選択の経緯を示す。

(a)大型ループ式炉

大型ループ式炉は、ループに熱荷重を吸収するためのエルボを設置する構造となり、冷却材の高比重のため配管支持構造の成立性が見込めない。また、直管で炉容器とSG容器をつなぐ二重配管方式は、摺動部の磨耗により防食のための酸化皮膜が剥離し、局所的な腐食進展が懸念されると共に、内管部の供用期間中検査(以下、ISI)も困難であるため、技術的課題が大きい。

(b) 大型タンク式炉

大型タンク式炉は、構造健全性を確保するために容器径の増大に比例して容器肉厚を増大させる必要があり、近似的にタンク容器重量∝(容器径 ^{2}×冷却材密度)となることから、重金属炉の大型タンクは重量過大となる。工場からの運搬性にも困難が生ずる。また、大型タンクでは固有振動数が数Hz程度となり、適合する3次元免震装置開発のハードルが高くなる。ロシアで検討されているBREST炉の様なポンド型炉の場合は免震装置なしで耐震性を確保できる可能性があるが、剛性確保のために主要機器の板厚が増大すると共に、ポンド型の特徴であるコンクリート保護のための熱遮蔽構造の物量が過大となり、NSSS物量が約10000t（150万kWe：同出力のNa炉物量は約2700トン）となる見通しである。したがって、経済性目標の達成が困難と考えられる。

(c) 中型ループ式炉

中型ループ式炉では、配管ルートについては大型ループ式炉と同様に、配管支持構造の技術的実現性の課題が大きい。

(d) 中型タンク式炉

中型タンク式炉では、上述の大型タンク式炉の課題を避けることができ、モジュール化による経済性向上の可能性があることから、有望な候補として挙げられる。

(e) 重金属冷却材（鉛 or 鉛ビスマス）

冷却材については、鉛と鉛ビスマスが候補として挙げられる。鉛は高融点（327℃）のため、運転時及び停止時における冷却材の凍結対策の予熱設備負荷が大きい。また、400℃程度の高温センサーや計測線などの高温メンテナンス技術の開発が必要である。さらに、低温側温度が400℃以上となることから、水・蒸気系の給水温度を高く設定する必要があり、熱交換器の伝熱面積の増大により物量が増大する。

また、鉛と鉛ビスマスの自然循環方式による崩壊熱除去系への適合性を比較すると、鉛は冷却材温度制御幅が狭いため、冷却材流路の凍結防止の点で鉛ビスマスに比べて劣る。

鉛ビスマスは、課題としてPo-210問題やビスマス資源量が挙げられていたが、予備的な検討結果から、これらの問題は大きな制約とはならない見通しである。

(f) 冷却材駆動方式（強制循環方式・自然循環方式）

鉛ビスマスとNaの自然循環能力を比較すると、

① 鉛ビスマスは同一流路条件での自然循環除熱能力（$\rho Cp \beta^{0.5}$）はNaとほぼ等しい（Naの約0.8倍）

② 鉛ビスマスは中性子の減速能が小さく（Naの約1/3倍）、同一炉心流路（P/D）条件ではNaに比べ核特性が良い

③ 鉛ビスマスはNa炉と同程度の核特性を得るのに広い炉心流路(大きなP/D)が許容される

となり、鉛ビスマスの必要自然循環ヘッドはNaの数分の1となることから、鉛ビスマスはNaよりも自然循環炉に適している。従って、鉛ビスマス炉概念の駆動方式の候補としては、Na炉と同様の強制循環のほかに自然循環も有望な候補と考えられる。

上記理由により、フェーズIIにおける重金属炉概念検討の対象炉型は、中型タンク式鉛ビスマス冷却炉を選定し、冷却材駆動方式としてはナトリウム冷却炉と同様の強制循環方式の他に自然循環方式も対象とする。

(3)鉛ビスマスの腐食に対する設計方針

フェーズIにおいて重金属冷却材の腐食に関する先行研究の知見を調査した結果、重金属冷却材の防食については溶解度の大きな金属元素を材料表面から冷却材中に溶解させないため、緻密な保護層を材料表面に形成させることに焦点が絞られていることが分かり、以下の知見を得ている。

① 米国における研究では、冷却材中にZrやTiといった抑制材（保護形成元素）を添加することで、材料表面に炭化物や窒化物の保護層形成を狙っている。

② ロシア（旧ソ連）の技術では、鉄の酸化物形成と鉛の酸化物形成に対する酸素ポテンシャルの相違に着目し、冷却材中の酸素濃度を制御することで材料表面に緻密な鉄－クロム系酸化物保護層を形成する手法を採用している。

③ 両者とも対象元素の差はあるが（前者では抑制成分、後者では酸素）、いずれも流体中の元素濃度を限定した範囲に制御する困難さを有する。さらに、前者では緻密かつ母相との密着性が高い反応層を形成させる困難さがあり、後者では冷却材自身の酸化物形成抑制が求められる。

フェーズIIにおける概念検討では、小規模ﾙｰﾌﾟ体系での適用性が確認され、原子力潜水艦での使用実績もあることから、ロシア方式の冷却材中の溶存酸素濃度を制御し構造材表面に酸化防護皮膜を形成する技術を前提とする。冷却材の温度・流速については、ロシアの推奨条件（冷却材温度：５５０℃以下、炉心部流速：２m/s以下、ポンプインペラ部周速：２０m/s以下）を踏襲するものとするが、温度に関しては、１００

０時間程度の短時間ではあるものの６５０℃条件での良好な試験結果があること、ロシア技術者に確認したところ酸素濃度制御による防食技術は６５０℃まで適用できる可能性があるとの見解であること、実用化戦略調査研究では重金属冷却炉の持つポテンシャルを把握したいことから、温度条件については６５０℃以下に拡張し検討を進める。また、冷却材温度が制限されることから、鉛ビスマスの高沸点に期待される高温化多目的利用プラントは検討対象外とし、ナトリウム冷却炉と同様の将来の基幹電源への適用を目的として概念検討を進めることとする。

図1.1-1　フェーズⅠにおける有望炉型絞り込み

1.2 Ｈ１３年度検討の概要

実用化戦略調査研究においては、安全性を前提に、経済性、資源の有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性に優れた高速炉システムの開発を目標としている。

本研究では、鉛ビスマス冷却中型炉に関して、設計要求に適合した自然循環炉および強制循環炉のプラントと機器に関する計画を行った。特に本年度は、プラントの基本パラメーターを設定し、機器の概要を計画した。実施した項目と概要は以下の通りである。

（１） 強制循環型鉛ビスマス冷却炉のプラント計画

強制循環炉についての炉心設計を受け電気出力７５万kWeのプラント計画を行った。検討はヒートバランスの最適化を行い、全体配置、系統構成、原子炉構造、冷却系統、タービンを含むＢＯＰ設備、さらに主要機器の概念図を作成した。　さらに、以上の計画を基に、物量の把握、定期検査の工程、建設方法と工程の検討を行った。

（２） 強制循環型鉛ビスマス冷却炉の構造健全性の検討

強制循環炉では炉構造のコンパクト化を狙い、キドニー型の蒸気発生器を採用した。キドニー型蒸気発生器は構造はコンパクトになるが、構造が非対称形となり熱応力が課外となることが予想された。このため、熱に対する構造健全性の検討を行った。また、コンパクト化の方策として、配管接続型プラントについての検討を行った。

鉛ビスマスは比重が大きく、耐震性が課題となることが予想された。このため、強制循環型炉構造について、支持方式の検討を含めた炉構造の耐震性検討を行い、炉構造の支持方式を設定した。

（３） 自然循環型鉛ビスマス冷却炉のプラント計画

自然循環炉についての炉心設計を受け電気出力５５万kWeのプラント計画を行った。検討はヒートバランスの最適化を行い、全体配置、系統構成、原子炉構造、冷却系統、タービンを含むＢＯＰ設備、さらに主要機器の概念図を作成した。さらに、以上の計画を基に、物量の把握、定期検査の工程、建設方法と工程の検討を行った。

（４） 鉛ビスマス冷却炉の課題とＲ＆Ｄ計画

鉛ビスマス及びこれを用いた炉については、これまで殆どＲ＆Ｄは行われていない。ここでは、以上のプラント計画と機器計画を基本として、開発が必要と考えられる課題と計画を検討した。

2．強制循環型鉛ビスマス冷却炉のプラントに関する検討

強制循環型鉛ビスマス炉について、プラント基本条件および機器設備の基本条件に関する検討を行い、強制循環プラント全体の把握を行う。

2.1 最適出力の設定

2.1.1 目的

自然循環方式と同程度の原子炉容器となる強制循環中型炉の出力規模を検討する。

2.1.2 検討内容

2.1.2.1 検討条件

検討に当たっての条件は以下の通りとする。

(1) タービン効率：38%

(2) 炉心出口温度：540℃、 炉心出入口温度差：124℃

(3) 炉心圧損（バンドル部）：0.23MPa 以下

(4) タービン入口圧力、温度：5.98MPa(abs),400℃

(5) 蒸気発生器給水温度、Pb-Bi 側圧損：220℃、0.02MPa 以下

(6) 原子炉容器径：10.1m(自然循環方式で 55 万 kWe 相当)

2.1.2.2 炉心検討

平成 12 年度検討の 35 万 kWe 強制循環方式炉心仕様に基づき、炉出力と炉心槽径のマップを作成する。

(1) 前提条件

炉心の主要仕様は表 2.1-1 の平成 12 年度に検討した 35 万 kWe 強制循環方式炉心仕様の値と下記の条件を用いて設定する。

- 炉心等価直径の検討条件は、制御棒本数：炉心燃料集合体数の 8.5%(8～10%) とする。
- 炉心槽径の条件は、半径方向ブランケットを１層、半径方向遮へい体(Pb-Bi)を１層。

(2) 炉心等価直径、及び遮へい体外接円径

表 2.1-1 の炉心主要仕様に基づいて、原子炉出力を 35～95 万 kWe に増加させた時の出力と炉心等価直径、径方向遮へい体等価直径（炉心槽径）のマップを作成する。

平成 12 年度の予備検討より、電気出力 350MWe の原子炉の熱出力は 833MWt である。燃料集合体数は 214 本であるから、平均集合体熱出力は 3.8952MWt／集合体となる。

原子炉出力を増やすにあたり、平均集合体熱出力の値は変わらないと仮定し、熱効率は自然循環方式炉と同等の 0.38 と仮定すると、原子炉出力と炉心等価直径は次式で表せる。

$$\pi (D/2)^2=(Pe/0.38/3.8952)(1+0.085)(\sqrt{3}/2)Pa^2 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(1)$$

$$D=2\sqrt{76.09\times Pe} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(2)$$

ここで、 Pe：電気出力(MWe)、Pt：原子炉熱出力(MWt)、D ：炉心等価直径(cm)

Pa：集合体ピッチ（平成 12 年度設計より 19.4cm)

原子炉熱出力と炉心等価直径との関係は次式となる。

$$D=2\sqrt{28.91\times Pt} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots(3)$$

炉心の外側には半径方向ブランケット１層、遮へい体１層を置いている。半径方向ブランケットの出力分担率は、炉心の大きさが変化すると変わるが、今回の概略検討では半径方向ブランケットの出力は2%以下と推定されるので、その変化は考慮していない。

さて、遮へい体外接円径は炉心配置によって大きく変わる。炉心を正六角形に位置した場合となるべく円形に近い形状に配置した場合の炉心等価直径と遮へい体外接円径の関係を表2.1-2と表2.1-3に示し、図2.1-1及び図2.1-2にグラフで示した。

原子炉の炉心配置には、正六角形配置と円形配置があるが、ここでは炉心はなるべく合理的に配置できる円形配置とした。

円形配置は自由度があり一義的には決まらないが、表2.1-2、図2.1-1から遮へい体外接円径は炉心等価直径に95cmを加算するとほぼどの出力でも包絡される。

従って、(3)式より遮へい体外接円径は、$Ds=2\sqrt{28.91\times Pt}+95$ で表せる。

2.1.2.3　冷却系機器の検討

上記の炉心検討結果を基に、蒸気発生器（ＳＧ）及び機械式ポンプの冷却系機器を検討する。出力は、55万kWeから70万kWeとする。

ＳＧは、伝熱計算を行い、圧力損失が 0.02MPa 以下となるＳＧ仕様および機械式ポンプの仕様を表2.1-4及び表2.1-5に示す。

なお、ケース3'として、出力65万kWeで炉心圧損が0.5MPaの場合を示す。

本ケースの場合、圧損が増加させることにより炉心槽は300mm縮小するが、ポンプ径が350mm大きくなるため、結果的に原子炉容器直径は400mm増加(=-300+2×350)となる。

2.1.2.4　原子炉構造の検討

上記の冷却系の検討結果を基に、原子炉容器構造を検討する。55万kWeから70万kWeの原子炉構造概念図を図2.1-3から図2.1-6に示す。原子炉容器径が10.1mに近い出力は、65万kWeの10.2mである。

2.1.3　結論

強制循環方式の原子炉容器は、65万kWeの10.2mが自然循環方式の10.1mとほぼ同程度の原子炉容器径にできる。本検討結果より、65万kWeの出力を強制循環式冷却炉パラメータサーベイ用の基準出力とする。

表 2.1-1　平成 12 年度　強制循環方式炉心概略仕様

Pb-Bi 冷却窒化物燃料炉心、燃焼度：15 万MWｄ／ｔ

項目	記号	単位	強制循環方式 熱出力 833MWt
原子炉出力	Qth	MWt	833
炉心出口温度	Tout	℃	540
炉心入口温度	Tin	℃	416
炉心出入口温度差	ΔT	℃	124
炉心等価直径	Dc	cm	310
平均線出力	Qav	W/cm	150
炉心高さ	Hc	cm	80
燃料ピン径	D	mm	7.8
ピン配列ピッチ	P	mm	9.8
p/d 比	p/d	—	1.26
軸ブランケット厚（上下各）	HAXBL	cm	35
燃料ピン全長	Lpin	cm	251
燃料ピン数／集合体		本	325
集合体配列ピッチ		cm	19.4
炉心燃料集合体数		体	214
制御棒本数		体	18
燃料の炉内滞在日数	Ts	日	4116
被覆管腐食減肉厚さ		mm	0.20
被覆管肉厚	Tclad	mm	0.56
体積比			
・燃料体積比（被覆管内面）	Vf	%	35.2
・構造材体積比	Vsus	%	22.8
・冷却材体積比	Vcool	%	42.0
重金属炉心装荷量	HM	t	21.0
燃料交換バッチ数	Nbatch	—	7
運転サイクル長	Tcycle	月	19.3
バンドル部流速	v	m/s	1.8
バンドル部圧力損失	ΔP	MPa	0.22
各部温度（ＨＣＦ考慮）			
冷却材温度上昇	ΔTcool	℃	197
フィルム温度上昇	ΔTfilm	℃	26
被覆管温度上昇	ΔTc(1/2)	℃	11
被覆管最高温度	TcladHS	℃	650
核特性評価結果（２次元燃焼計算）			
Pu 富化度(IC/OC)		w/o	17.2/21.2
燃焼反応度		%Δk/kk'	1.7
増殖比			1.3

表 2.1-2　原子炉出力と外接円径（円形炉心）

原子炉出力（万 kWt）	炉心燃料集合体数（含む C/R）	ブランケット燃料集合体数	遮へい体数	炉心等価直径（cm）	ブランケット等価直径（cm）	遮へい体等価直径（cm）	遮へい体外接円径（cm）
86.9	241	60	66	316.2	353.4	390.3	408.4
128.9	361	72	78	387.1	423.9	460.5	467.8
180.3	505	84	90	457.8	494.4	530.8	543.7
229.4	631	102	114	514.7	553.78	594.98	601.2

表 2.1-3　原子炉出力と外接円径（正六角形炉心）

原子炉出力（万 kWt）	炉心燃料集合体数（含む C/R）	ブランケット燃料集合体数	遮へい体数	炉心等価直径(cm)	ブランケット等価直径（cm）	遮へい体等価直径（cm）	遮へい体外接円径（cm）
97.4	271	60	66	335.4	370.6	405.9	446.2
143.0	397	72	78	405.9	441.08	476.44	524.5
196.7	547	84	90	476.44	511.7	547	602.7
227.1	631	90	96	511.7	547	582.3	640.8

表 2.1-4　強制循環型蒸気発生器の検討

項　目	単位	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 3'
電気出力	万ｋＷｅ	55	60	65	70	65
炉心出力	MW t	1448	1579	1711	1842	1711
ＳＧ型式	—	ヘリカルコイル	ヘリカルコイル	ヘリカルコイル	ヘリカルコイル	ヘリカルコイル
鉛ビスマス入口温度	℃	540	540	540	540	540
鉛ビスマス出口温度	℃	416	416	416	416	398
鉛ビスマス流量	t/h	2.88×10^5	3.14×10^5	3.403×10^5	3.663×10^5	2.971×10^5
蒸気出口圧力	MPa	6.5	6.5	6.5	6.5	6.5
蒸気出口温度	℃	403.5	403.5	403.5	403.5	403.5
給水入口温度	℃	220	220	220	220	220
給水流量	t/h	2.332×10^3	2.543×10^3	2.755×10^3	2.966×10^3	2.755×10^3
炉心槽直径	mm	5040	5230	5400	5570	5100
伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×1.4	31.8×1.4	31.8×1.4	31.8×1.4	31.8×1.4
内筒外径	mm	6050	6350	6450	6650	6150
シュラウド内径	mm	8500	8850	9150	9450	8950
伝熱管本数	本	1740	1900	2106	2254	2114
伝熱面積	m^2	2165	2365	2605	2795	2785
伝熱部高さ	m	1.96	1.96	1.95	1.95	2.07
鉛ビスマス圧力損失	MPa	0.2	0.2	0.19	0.19	0.2
外側流路径	mm	9100	9500	9800	10150	10150
原子炉容器径	mm	9500	9900	10200	10600	10600

表 2.1-5　機械式ポンプの検討

項　目	単位	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 3'
電気出力	万ｋＷｅ	55	60	65	70	65
炉心出力	MW t	1448	1579	2500	2500	2500
炉心出口温度	℃	540	540	540	540	540
ポンプ入口温度	℃	416	416	416	416	416
鉛ビスマス流量	kg/h	2.88E+08	3.14E+08	3.403E+08	3.663E+08	3.403E+08
炉心部圧力損失	MPa	0.23	0.23	0.23	0.23	0.5
流調機構圧力損失	MPa	0.1	0.1	0.1	0.1	0.2
ＳＧ圧力損失	MPa	0.02	0.02	0.019	0.019	0.02
ポンプ出口配管等圧力損失	MPa	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
系統圧力損失	MPa	0.38	0.38	0.379	0.379	0.75
ポンプ基数	基	3	3	3	3	3
ポンプ揚程	m	3.8	3.8	3.8	3.8	7.4
ポンプ流量	m^3/min	156.5	170.6	184.9	199	184.9
インペラ位置	m	3	3	3	3	3
ポンプ回転数	rpm	210.00	200.00	210.00	190.00	200.00
インペラ周速	m/s	11.1	11.1	11.1	11.1	15.5
インペラ径	m	1.013	1.064	1.064	1.120	1.485
ポンプ本体	m	1.40	1.45	1.46	1.50	1.88
スタンドパイプ	m	1.71	1.78	1.81	1.86	2.16
入口配管	B	43	45	47	48	47

図 2.1-1　原子炉熱出力と外接円径（円形炉心）

図 2.1-2　原子炉熱出力と外接円径（正六角形炉心）

図 2.1-4
強制循環型原子炉構造
(電気出力 60 万 kWe)

図 2.1-3
強制循環型原子炉構造
(電気出力 55 万 kWe)

図 2.1-6
強制循環型原子炉構造
(電気出力　70 万 kWe)

図 2.1-5
強制循環型原子炉構造
(電気出力　65 万 kWe)

2.2 全体配置計画

(1) 目 的

強制循環炉プラントの建屋配置を検討し、建屋の概念を明らかにすると共に合理的なプラント配置を構築する。

(2) 検討内容

a．検討方針・検討条件

(a) 極力コンパクトな建屋とし合理的な配置を計画する。

(b) 建設費低減の観点からモジュールプラントとして計画し、大量生産及び習熟によるコスト低減並びに設備の共用化等を行い物量の削減を図る。また建設工期の短縮を図る。

(c) プラント構成を以下とした配置検討を行う。

i． 原子炉容器 75 万 kWe／1 モジュール×2 モジュールとし、これを 1 ユニットとし、150 万 kWe 出力とする（単其出力の設定は、配置効率に優れたキドニー型ＳＧの採用 [2.3.2 参照]、原子炉容器径約 10m を前提として設定した）。

ii． 150 万 kWe ユニットのツインプラントとする（合計出力 300 万 kWe）。

iii． タービン発電機は、1 ユニットに 150 万 kWe 出力のものを 1 基設置とする。

iv． 鉛-ビスマス系は、強制循環冷却方式とし、原子炉内に循環ポンプを収納する。

(d) 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量は、全体で 4+3／7 炉心分とする。（1 モジュールの 1 炉心分の燃料体数は、計 634 体である。4+3／7 炉心分として計 2,770 体とする。）

(e) 建屋構造型式としては、3 次元免震建屋として計画する。

b．配置検討

(a) プラント全体配置

i．プロットプランを図 2.2-1 に示す。

ii．平成 12 年度のモジュールプラント全体配置の検討で、モジュール配置の最適化検討を行い、モジュールを一直線上に並べた配置と 2 ユニットを対向配置した検討を行ない動線等の観点より対向配置案を選定して計画をすすめた。本強制循環方式プラントでも同様に、各 2 モジュールの 2 ユニットを燃取設備等を収容した原子炉補助建屋を挟んで対向する形で配置した。

iii．本プラントの主要建屋は、原子炉建屋、補助建屋、制御建屋、タービン建屋から構成する。なお、本書では、上記の 4 つの建屋のうちタービン建屋を除く 3 つの建屋を総称して“原子炉建屋施設”と呼称する。その他の本プラントを構成する付属建屋・施設としては、開閉所、補助ボイラー建屋、淡水供給建屋、排水処理建屋、不活性ガス供給施設、取水・放水施設、固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉及び事務管理建屋等が設置される。

(b) 原子炉建屋施設

原子炉建屋、原子炉補助建屋、制御建屋を含めた原子炉建屋施設の配置について概念検討を行った。その配置結果を図 2.2-2 及び図 2.2-3 に示す。以下に配置概念を記載する。

a) 原子炉建屋

i. 1モジュールの原子炉建屋には、NSSS系としてSG及び機械式循環ポンプを内蔵したタンク型の原子炉容器、PRACS空気冷却器の3系統分とダンプタンク1基、水・蒸気系の再循環ラインの気水分離器と再循環ポンプ等が配置される。

ii. その他、原子炉建屋に収容する設備としては、共用化が困難で各モジュールプラント個々に設置する方が望ましいと思われる設備類を配置する。例えば炉容器廻り空調設備とモジュール炉単体に付属する冷却・加熱設備類、並びに電気計装設備類を配置する。但し、これら設備の運転監視は制御建屋内の中央制御室で集中管理する。

iii. 原子炉格納容器は原子炉容器を支持する円筒形状の生体遮へい壁部分と炉上部室の八角形状の部屋を格納容器バウンダリーとした鉄骨コンクリート製格納容器とした。コンクリート内側には、気密性確保のための鋼板製ライナを内貼りする。(なお、躯体を鉄骨鋼板コンクリート構造とする場合は、躯体の鋼板を格納バウンダリーとすることも将来は考慮する)

iv. PRACSの空気冷却器3基は、配管長さが短縮できるよう、炉上部室に隣接して配置した。

v. PRACS空気冷却器の3室の下階の部屋にPb-Biドレンタンク室を配置した。これは、比重の大きい鉛ビスマスの充填性を考慮し、空気冷却器とのレベル差を極力小さくした。

vi. 原子炉建屋部分の建屋容積は、4モジュール全体で14.2万m^3であり、1ユニット(2モジュール150万kWe)分で7.1万m^3である。

b) 原子炉補助建屋

i. 原子炉補助建屋は、原子炉モジュールの原子炉建屋に挟まれた細長い建屋で、各モジュールで共有できる放射線管理区域内への設置設備となる燃料取扱い・貯蔵設備、廃棄物処理設備、補修設備等を収容する。

ii. 燃料交換時の燃料移送は、ナトリウム中型炉で計画している高性能・軽量小型化を目指した新型燃料出入機を採用することで計画した。その新型燃料出入機がユニット1と2の間の燃料移送通路を経由して、各原子炉モジュールにアクセスできるようにした。このため燃料交換時期を各モジュールでずらすことにより燃料出入機は、2ユニット4モジュールで共用化が可能である。新燃料・使用済燃料の移送の流れは、洗浄方式等は異なるが、ナトリウム中型炉を参考として配置計画した。

iii. 燃料移送通路の下部室には、各原子炉モジュールに必要な設備類の他に補助建屋と各モジュールを接続する配管類、ケーブル類の通路を確保した。

iv. 本プラントは、モジュール化の特徴を生かし、建設工期短縮を図るため各モジュールは、建屋構造体並びに機器類を組み込んだ状態までを工場製作とし、設備類を組み込んだモジュールを一体で建設サイトに海上搬送する。現地では予め建設された免震上部基礎版の上に据え付けられ、各モジュール間も固縛・支持する計画とした。

v. 本概念検討での原子炉補助建屋の容積は、4モジュール分の共有建屋で約7.4万m^3で、1ユニット(2モジュール150万kWe)分とすると約3.7万m^3である。

(c) 制御建屋（共有建屋）

i．制御建屋は、2ユニット4モジュールで共用可能な設備等を配置した。主な設備・部屋としては、中央制御室、燃取り操作室、電気計装設備、HVAC設備、放射線管理室、出入り管理室、非常用発電機室等を配置した。

ii．制御建屋は、原子炉建屋と原子炉補助建屋の上部基礎版と一体で、免震建屋として計画した。

iii．本概念検討での制御建屋の容積は、4モジュール分の共有建屋で約3.1万m^3で、1ユニット（2モジュール150万kWe）分とすると約1.6万m^3である。

(d) 自然循環冷却方式との比較

自然循環炉プラント配置（4.2項 自然循環炉の全体配置計画）との比較を図2.2-4及び図2.2-5に示した。自然循環と強制循環の配置上の特徴点を以下に示す。

i．原子炉容器の径と高さは、強制循環炉ID9.85m／H23.5m, 自然循環炉ID10.1m／H27.2mであり、原子炉建屋個々の平面寸法は、原子炉容器径を含む機器類に大きな差がないため、両者での相違はない。しかし高さ方向については、自然循環炉の炉容器高さが大きく、これに伴い燃料交換機器類も長尺となり天井クレーンによる吊り上げ高さも大きくなり、建屋高さの増加となっている。

ii．原子炉建屋モジュールに挟まれた原子炉補助建屋については、自然循環炉が6モジュールで、強制循環炉4モジュールであり、強制循環炉は、補助建屋との接線長さも短いため、補助建屋の幅を拡大して水プールを含む燃取施設を収容した。

iii．制御建屋には、電気計測制御設備が主として設置される。自然循環炉はモジュール数が多く原子炉間分離、系統分離が必要で制御建屋寸法を強制循環炉より、大き目に設定している。

(3) 結　論

a．強制循環炉モジュールプラントの建屋概念を明らかにすることができた。

b．建屋容積としては、1ユニット（150万kWe）分として12.4万m^3となった。これを1モジュール分に換算すると6.2万m^3である。

C. 平成12年度の計画分を含む建屋容積について、まとめたものを表2.2−1に示す。

i．平成12年度は、40万kWeのモジュール炉(自然循環方式)を8モジュールで320万kWe出力プラントと2モジュールで80万kWeのプラントを検討した。その時は、同出力モジュールであれば、モジュール数を増やした方が、共有部分による削減効果もあり物量低減に大きく寄与でき、1モジュール当たりの建設費は低減できるとの結論となった。

ii．今回の検討の結果としては、1モジュールあたりの容量を大型化したが、原子炉建屋寸法へのインパクトは少なく、モジュール数を削減したことで1ユニット当たりの建屋全体容積の削減を図ることができた。

iii．自然循環炉と強制循環炉とでは、自然循環炉が原子炉の長尺化に伴う燃料交換スペース（引抜き高さ）等を確保するため、天井クレーン室の高さ増加もあり、建屋容積の増加傾向となったが、1モジュール単位で見た場合、強制循環炉と自然循環炉はほぼ同等のものとなった。

表2.2-1　中型タンク式　鉛ビスマス冷却炉の建屋容積比較表

プラント形式	モジュール出力	1ユニット	1ユニット当たりの建屋容積	1モジュール当たりの建屋容積
H12 自然循環炉 160 万 kWe	40 万 kWe	4モジュール 160 万 kWe	21.5 万 m^3	5.4 万 m^3
H12 自然循環炉 40 万 Kwe	40 万 kWe	1モジュール 40 万 kWe	80 万 kWe で 12.5 万 m^3	6.3 万 m^3
H13 自然循環炉 165 万 kWe	55 万 kWe	3モジュール 165 万 kWe	18.5 万 m^3	6.2 万 m^3
H13 強制循環炉 150 万 kWe	75 万 kWe	2モジュール 150 万 kWe	12.4 万 m^3	6.2 万 m^3

図 2.2-1　プロットプラン（強制循環炉）

図 2.2-2　プロット配置図 平面図（強制循環炉）

図 2.2-3　プロット配置図 立面図（強制循環炉）

自然循環炉

強制循環炉

図 2.2-4　プロット配置図 強制循環炉と自然循環炉の比較（平面）

自然冷却炉

強制循環炉

図 2.2-5　プロット配置図 強制循環炉と自然循環炉の比較（立面）

2.3 系統構成

2.3.1 ヒートバランスの検討

2.3.1.1 目的

強制循環型鉛ビスマス中型炉のプラントヒートバランスを設定する。

2.3.1.2 検討内容

(1) 検討方針

検討は、パラメータサーベイ検討用の電気出力である65万kWe一定とし、炉心特性の検討で得られたケースについて、原子炉出力の増減を考慮したプラント全体のヒートバランスが、主要構成機器及び燃料を介して建設コスト及び燃料コストに及ぼす影響を分析し、各ケースの相対的な発電コストが最小となるプラントヒートバランスを選定する。

(2) プラントコスト評価方法

プラント建設コスト、燃料コスト及び発電コストは以下の手法で評価する。

a．発電コスト

発電コストは、資本費＋運転経費＋燃料費であるが、ヒートバランスの検討では相対コストで比較することとする。資本費＋運転経費は、建設コスト以外は変動しないものとして、平成13年度スタート炉心のヒートバランスの建設コストを100%とし、これより増減した分を評価する。燃料費は、平成１２年度の発電単価の割合を燃料コスト 100%とし、これより増減した分を評価する。燃料コストと建設コストの割合は、図2.3.1-1に示す検討結果より資本費対燃料費と同じ割合、即ち、建設コスト35%、燃料コスト30%として、相対的な発電コストを以下で評価する。

$Ip=0.35X+0.3Y+0.35$　　ここで、Ip：発電コスト比率

X：基準とするプラントとの建設コスト比率

Y：基準とするプラントとの燃料コスト比率

また、運転経費が建設コストに比例するものとして以下の発電コストの評価も行う。

$Ip=0.7X+0.3Y$

b．建設コスト比率

建設コストは、分割ＳＧ方式のプラントで検討を行うこととする。強制循環炉の場合、ヒートバランスの変更によって影響を受ける主要機器は、原子炉容器、ポンプ、蒸気発生器及びタービン設備となる。建家等も影響を受けると思われるが、建設コストの評価には加えない。

原子炉容器、ポンプ、蒸気発生器及びタービン設備の建設コストは、各機器の物量から相対評価する。各機器のコストを平成13年度のスタート炉心でのヒートバランスでの建設コスト割合で割り振って、各機器のコストの増減をプラント全体の建設コスト増減に評価したものを建設コスト比率とする。

c．燃料コスト比率

燃料コストは、炉心燃料とブランケット燃料の単位重金属装荷量当たり再処理費は同じとして評価されていることから、燃料コストは、年間の全重金属装荷量（炉心及びブランケットの重金属装荷量の合計）に比例すると想定する。

平成１２年度の炉心ではブランケット／炉心重金属装荷量比は約 2.5 であったが、平成１３年度の炉心ブランケット／炉心重金属装荷量比を 1.41 に削減するので、この削減効果を事前に取り入れ、燃料コストは、平成１２年度の自然循環型炉心の燃料コストの 0.69 倍とする。((1.41＋1)/(2.5＋1)=0.69)

燃料コスト比率Ｙは、自然循環型炉心との全重金属装荷量の比率で以下のように評価する。

$Y=0.69\times Y_{HM}$

ここで、　Y_{HM}：基準とする自然循環型炉心との年間全重金属装荷量比率

年間全重金属装荷量:原子炉熱出力の増減を考慮した炉心及びブランケットの重金属装荷量の合計を燃料寿命で除算したもの

基準とする炉心：原子炉熱出力 1450MWt、全重金属装荷量 124ton

燃料寿命 15.9 年

(3)　ヒートバランスの検討

ヒートバランスの検討は、炉心特性のパラメータサーベイ検討結果で得られた炉心出口温度、炉心出入口温度差を用い、炉心槽径は炉心等価直径を炉心出力補正して算出し、これに基づき、ＳＧ、ポンプ、原子炉構造を検討し、建設コスト、燃料コスト、発電コストを検討する。

検討は、炉心出口温度（炉心出入口温度差）について燃料ピン径が 7.8mm と 6.8mm の２種類について検討する。次に、炉心の高さ及び圧力損失をパラメータにした場合の検討を行う。タービン入口条件は、炉心出口温度をみてなるべく効率の良いタービン入口圧力、温度条件を設定する。ＳＧは、表 2.3.1-1 に示す条件を用いて伝熱計算を行い、主要寸法を検討した。

a．炉心出口温度の検討

炉心出口温度を 540℃、520℃、500℃の３ケースについて、燃料ピン径 7.8mmm と 6.8mm を検討した。炉心出口温度をパラメータにして、物量、建設コスト、発電コストを検討した結果を表 2.3.1-2, 図 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2 のケース１シリーズは燃料ピン径 7.8mm で、ケース２シリーズは燃料ピン径 6.8mm である。

炉心出口温度が低いほど、炉心出入口温度差が大きいので、ポンプ流量を少なくでき、ポンプ物量を低くできるため、建設コストを低くでき、所内負荷率も低減できる。一方、燃料コストは、プラント効率が良くなる炉心出口温度が高いほど低くできる。

このため、炉心出口温度が 500℃から 540℃では、発電コストはほとんど同程度ある。炉心特性、安全性の観点で、炉心出口温度を設定するのが良い。

燃料ピン径については、建設コストはほぼ同程度であるが、燃料コストは 6.8mm の方が低くできるため、発電コストは 6.8mm の方が低くできる。

b．炉心高さ及び炉心圧損の検討

炉心高さ及び炉心圧損をパラメータにして、物量、建設コスト、発電コストを検討した結果を表 2.3.1-3 に示す。

炉心高さを低くすると、炉心槽径が大きくなるため、原子炉容器径が大きくなり、建設コストが僅か高くなる。炉心圧損を低くすると炉心槽径が大きくなるため、原子炉容器径が大きくなり、建設コストが僅か高くなっている。また、炉心圧損を高くするとポンプ物量が大きくなり、建設コストが僅かに高く、炉心高さ、炉心圧損を変更してもコスト低減につながらない。

2.3.1.3　検討結果のまとめ

電気出力 65 万 kWe の強制循環炉のヒートバランスを検討し、以下が分かった。

(1)　炉心出口温度を 500℃にすると、ポンプ物量を小さくでき、建設コスト及び所内負荷率も小さくできるが、燃料コストは高くなる。炉心出口温度 500℃から 540℃では、発電コストはほぼ同程度で、炉心特性、安全性の観点から炉心出口温度を選定する。

(2)　炉心高さを低くしたり、炉心圧損を増減させても建設コストは低減でない。

2.3.1.4　ヒートバランス図の作成

2.1 項では、パラメータサーベイ用のプラント出力を 65 万 kWe としたが、自然循環炉で炉心特性を考慮して設定した原子炉容器径(10.1m)と同程度となる出力を検討した。その結果、約 10m以下の原子炉容器が可能であることから、プラント出力を 75 万 kWe と設定した。

この出力に対する強制循環型プラントのヒートバランス図を図 2.3.1-3 に示す。

炉心出口温度及び炉心出入口温度差は、炉心特性等を考慮して 520℃及び 168℃と設定した。

水・蒸気側条件は、熱効率を向上させるために、タービン入口で 15.19MPa、450℃とし、SG出口蒸気を 452.7℃／15.68MPa、給水温度を 240℃とした。

タービン入口条件、給水温度条件からタービン効率は、40%である。電気出力 75 万 kWe に対し、炉心出力は 1875MWt となる。

表 2.3.1-1　蒸気発生器伝熱計算条件

項　　目	条　　件	条件設定の考え方
1.伝熱管腐食代	①鉛ビスマス腐食代 $X=C_{Pb}\cdot t^{1/2}$ $C_{Pb}=1.144\times10^{5}\exp\{-11160/(273.15+T)\}$ ただし、 T:温度(℃) t:使用時間(h) X:腐食量(μm) ②水側腐食量：0.11mm ③伝熱管曲げ減肉代：肉厚の２％ ④伝熱管支持部摩耗代：0.45mm	①燃料被覆管の評価と同じ評価式(12Cr 鋼 8000 時間試験結果を 1/2 乗則関数) ②火力ボイラデータから類推 ③「もんじゅ」での製作実績 ④1･1/2 鋼及び Mod.9Cr 鋼のデータから類推
2.使用熱伝達式	①鉛ビスマス側：Hoe の式*1 ②水・蒸気側 予熱域：森・中山の液相の式 核沸騰域：修正 Schrock and Grossman の式 膜沸騰域：クオリティによる比例配分 過熱域：森・中山の気相の式	もんじゅのヘリカルコイル採用式
3.材料強度	設計許容値 JNC-SMS-01-001「実用化戦略調査研究のための高温構造設計方針（暫定値)」*2 で HCM12A の伝熱管の S_0 値を用いる。	*2：H13-9-21 改訂版
4.伝熱面積余裕	①伝熱面積余裕：10% ②プラグ余裕：なし	伝熱特性の不確定性を考慮してプラグ余裕なしで 10%。

表 2.3.1-2
ＳＧ伝熱管肉厚の設定（炉心ΔＴ）

項　目	単位	1-1	1-2	1-3	2-1	2-2	2-3
タービン入口圧力	kg/cm²G	169	154	102	169	154	102
タービン入口温度	℃	485	450	425	485	450	425
ＳＧ出口蒸気圧力	kg/cm²G	174	159	107	174	132	107
ＳＧ出口蒸気温度	℃	487.4	452.7	428.8	487.4	452.7	428.8
ＳＧ給水温度	℃	240	230	210	240	230	210
タービン効率	%	41.5	40.0	38.3	39.0	39.0	38.3
炉心出力	Mwt	1567	1625	1698	1567	1625	1698
ＳＧ出口エンタルピ	kcal/kg	774.45	753.8	758.1	774.45	753.8	758.1
入口エンタルピ	kcal/kg	248.3	237.2	215.2	248.3	237.2	215.2
エンタルピ差	kcal/kg	526.15	516.6	542.9	526.15	516.6	542.9
ＳＧ入口温度	℃	540	520	500	540	520	500
出入り口温度差	℃	128	168	206	118	157	196
給水流量	kg/h	2.561E+06	2.705E+06	2.689E+06	2.561E+06	2.705E+06	2.689E+06
１基当たり	kg/h	4.268E+05	4.508E+05	4.482E+05	4.268E+05	4.508E+05	4.482E+05
鉛ビスマス流量	kg/h	3.019E+08	2.385E+08	2.032E+08	3.274E+08	2.552E+08	2.136E+08
１基当たり	kg/h	5.031E+07	3.975E+07	3.387E+07	5.457E+07	4.254E+07	3.560E+07
炉心等価直径	m	4.22	4.16	4.16	3.95	3.86	3.84
炉心槽径	m	5.17	5.11	5.11	4.90	4.81	4.79
伝熱管設計温度	℃	550	530	510	550	530	510
伝熱管許容応力	kg/mm2	10.61	11.38	12.01	10.61	11.38	12.01
伝熱管設計圧力	kg/cm2	195	180	130	195	180	130
伝熱管口径	mm	25.4	25.4	25.4	25.4	25.4	25.4
内圧による肉厚	mm	2.174	1.889	1.317	2.174	1.889	1.317
鉛ビスマス腐食代	mm	0.071	0.050	0.035	0.071	0.050	0.035
水側腐食代	mm	0.09	0.09	0.09	0.09	0.09	0.09
摩耗代	mm	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
必要肉厚	mm	2.689	2.377	1.778	2.689	2.377	1.778
伝熱管肉厚	mm	2.7	2.4	1.8	2.7	2.4	1.8

表 2.3.1-3　ヒートバランスの検討（炉心圧損等の変化）

項　目	単位	1-1 標準	1-4 炉心高さ低減	1-1a 炉心圧損低減	1-1b 炉心圧損増大
タービン入口圧力	kg/cm²G	16.66	16.66	16.66	16.66
タービン入口温度	℃	485	485	485	485
タービン効率	%	41.5	41.5	41.5	41.5
炉心出力	MWt	1567	1567	1567	1567
炉心出口温度	℃	540	540	540	540
炉心出入口温度差	℃	128	136	107	142
炉心高さ	m	0.8	0.6	0.8	0.8
炉心部等価直径	m	4.22	4.60	4.64	3.98
炉心槽直径	m	5.17	5.55	5.59	4.93
炉心部圧損	MPa	0.23	0.23	0.1	0.5
給水入口温度	℃	240	240	240	240
鉛ビスマス流量	t/h	3.019×10^5	2.841×10^5	3.611×10^5	2.721×10^5
ＳＧ給水流量	t/h	2.561×10^3	2.561×10^3	2.561×10^3	2.561×10^3
ＳＧ基数	基	6	6	6	6
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×2.7	31.8×2.7	31.8×2.7	31.8×2.7
ＳＧ伝熱管本数	本	195	195	216	195
ＳＧ伝熱面積	m²	635	658	599	676
ＳＧ伝熱部高さ	m	6.41	6.64	5.46	6.83
ＳＧ圧損	MPa	0.15	0.14	0.15	0.13
ＳＧ外径	m	φ1.9	φ1.9	φ2.0	φ1.9
ポンプ基数	基	3	3	3	3
ポンプ流量	m³/min	164	154.2	196.6	147.6
ポンプ揚程	m	6.2	6.1	5.0	8.6
ポンプ回転数	rpm	310	320	280	330
ポンプケーシング径	m	1.26	1.23	1.26	1.36
スタンドパイプ径	m	1.66	1.62	1.73	1.71
ポンプインペラ位置	m	NsL-5.0	NsL-5.0	NsL-5.0	NsL-5.0
ポンプ出口配管	B	44	44	48	42
原子炉容器径×軸長	m	φ10×17	φ10.4×16	φ10.6×16	φ9.8×17
ＳＧ重量	t	385	410	380	415
ポンプ重量	t	145	145	145	150
ＲＶ重量	t	630	625	640	590
全重金属装荷量	t/年	8.4	8.4	8.4	8.4
建設コスト	%	100	100.4	100.3	100.3
燃料コスト	%	74.4	74.4	74.4	74.4
発電コスト 0.7X+0.3Y	%	92.3	92.6	92.5	92.5
0.35X+0.3Y+0.35	%	92.3	92.5	92.4	92.4

注1) 再処理は先進湿式法、燃料製造は簡素化ペレット法
注2) 将来LWRの発電単価を基準

図 2.3.1-1　発電単価に対する炉型の影響

物量比較

(注記)
実線は燃料ピン径 7.8mm,
点線は燃料ピン径 6.8mm
を示す。

コスト比較

図 2.3.1-2　強制循環炉ヒートバランスの検討

図 2.3.1-3　強制循環炉のヒートバランス

2.3.2 冷却系主要構成の検討

2.3.2.1 目的

強制循環方式の冷却系機器の型式および原子炉容器内配置で原子炉容器径、構造健全性等に影響を与える。そこで、各種の冷却系型式を摘出し、原子炉構造への影響（物量）、製作性、構造健全性等を比較検討し、中型鉛ビスマス強制循環炉の最適な冷却系方式を選定する。

2.3.2.2 検討内容

(1) 検討条件

a．炉心出入口温度差：168℃

炉心出入口温度差は、1次ポンプの寸法に大きな影響を与える。ここでは、ナトリウム炉並の150℃に近い炉心側の検討結果である168℃（ピン径7.8mm）を検討の条件とした。

b．炉心出口温度：520℃

炉心側の検討結果である炉心出入口温度差：168℃、炉心出口温度：520℃を用いる。

c．炉心圧損（バンドル部）：0.23MPa

d．タービン入口圧力、温度：12.54MPa、483℃

原子炉出口温度520℃で「もんじゅ」の条件と近い（530℃）ので、効率の良いプラントを狙って「もんじゅ」と同じタービン条件を用いた。

e．給水温度：240℃（上記タービン条件と整合取った給水温度を用いる。）

f．炉心出力：1645.6MWt（電気出力65万kWe, タービン効率39.5%より、1645.6MWtと設定。）

g．ポンプ揚程：

コロージョン－エロージョン防止の観点からインペラ周速を20m/s以下にする揚程。

(2) 冷却系構成の検討

a．炉心仕様

冷却系構成を検討する条件となる炉心槽径は、炉心概念のパラメータ解析で検討した結果より、炉心出力を補正して設定する。

パラメータ解析を行った炉心等価直径は4.41m一定である。炉心出入口温度差が168℃の炉心出力は、1840MWtである。（炉心高さ80cm、ピン径7.8mm）

冷却系構成を検討する炉心出力は、1645.6MWtであるので、炉心等価直径は炉心出力の1/2乗に比例させた4.18mとする。炉心槽径は、炉心等価直径に95cm加えて、5.13mと設定する。

b．冷却系機器、原子炉容器検討

上記の炉心検討結果を基に、蒸気発生器（ＳＧ）の型式及びＳＧと機械式ポンプの原子炉容器内配置をパラメータにして物量、プラント成立性等を比較検討する。

(a) 検討ケース ： 検討ケースは、以下の４ケースとした。

ｉ．分割ＳＧ方式

ナトリウム炉のタンク型炉と同じ構成で、鉛ビスマスに係わる課題以外の新たな技術的課題がないプラントをねらったケース。

本ケースは、昨年度の検討では候補外の方式であった。ポンプインペラの周速を 8 から 10m/s 程度に抑えるために、蒸気発生器の圧力損失を 0.03MPa 程度に制限したため、蒸気発生器が大きくなり結果として原子炉容器径が大きくなるので、候補外としていた。

ロシアからの入手情報でインペラの周速を 20m/s 程度までは許容できるとのことから、ＳＧの圧損を大きくとっても(0.15MPa～0.2MPa)問題がないため、本方式を候補にとりあげた。

ii．キドニー型ＳＧ方式

ＳＧ形状をキドニー型にして、原子炉容器内でのＳＧ設置スペースを有効に使い、原子炉容器径の縮小を狙ったケース。

キドニー型ＳＧの伝熱管は、原子炉容器上部の給水管板から下降し、下端で折り返してサーペンタイン形状で熱交換部を形成し、原子炉容器上部の蒸気管板に接続する。原子炉容器円周部に下降する伝熱管（非熱交換部）とサーペンタイン状の熱交換部を設置するので、伝熱部を効率よく設置するには、ＳＧ及びポンプの基数を少なくする必要がある。

このため、ポンプコーストダウン時間の延長等の対策が必要となるが、ポンプ及びＳＧをそれぞれ２基構成とした。

iii．一体ヘリカルＣＬポンプ方式

原子炉容器内にＳＧを最も効率よく設置できる一体型ＳＧを用い、ポンプをＳＧ上部に配置させて、原子炉容器径の縮小を狙ったケース。

iv．ポンプ別置き方式

原子炉容器内にＳＧを最も効率よく設置できる一体型ＳＧだけを原子炉容器に設置し、ポンプを原子炉容器外に設置して機器の物量低減を狙ったケース。

本方式では、原子炉容器外に設置するポンプは配置上少ないほうが有利である。このため、ポンプコーストダウン時間の延長等の対策が必要となるが、ポンプを２基構成とした。

(b) 比較検討

各ケースを比較検討した結果を表 2.3.2-1 に示す。ＳＧは、表 2.3.2-2 に示す条件を用いて伝熱計算を行い、主要寸法を設定した。ポンプは、ナトリウム炉と同じ方法でインペラ寸法、ポンプ本体寸法を算出し、流速が 3m/s 程度となるようにスタンドパイプ径を設定した。機器の主要仕様を表 2.3.2-3 に示す。また、ガス巻込みに関する検討については(c)に示す。

分割ＳＧ方式は、ＳＧの胴径が支配的で、原子炉容器径が 10m と最も大きいケースとなるが、原子炉容器軸長は大きくならない。また、ＳＧの圧損が大きいのでポンプ軸動力が大きく、所内負荷率は一番大きい。

キドニー型と一体ヘリカル方式の原子炉容器径は、ポンプ径で決まる。インペラ位置は、キドニー型は深くとれるので 6m に、一体ヘリカル方式は、原子炉容器軸長を小さくしたいことから 3m としている。このため、キドニー型のポンプは、インペラ位置を深く取れる分ポンプヘッドを小さくでき（回転数の低減）、同一インペラ周速条件でよりポンプ径を小さく設定できる（回転数向上）。したがって、ポンプを内蔵した原子炉容器としてはキドニー型が最小の径となっている。

ＳＧは、原子炉容器径に合うように設計をする。このため、径方向の寸法を小さくし、この結果ＳＧ高さは昨年度より大きいが、原子炉容器軸長は他方式に比べ、最も小さくなった。

キドニー型は、原子炉容器径、軸長とも最小であるため、物量は小さくできる。

しかし、ポンプの仕切り構造がポンプ部分だけの扇状の局部構造となり、ホットレグとコールドレグの温度差をうける構造としてその健全性を確保することの難度が高い。また、ＳＧの胴部が円弧状した複雑形状をしているので、その健全性を確保することの難度も高い。

一体ヘリカル方式は、ポンプ径が小さくならないので、キドニー型のように原子炉容器径を小さくできなかった。逆に、原子炉容器軸長は昨年度検討した値より大きくなっている。これは、ポンプの入口配管口径が大きくなってエルボによる曲げ半径が大きくなり、高さ方向の増加（液面からＳＧ上端：6m→8.2m）になっていることと、ＳＧの高さ方向の増加で原子炉容器軸長が増加したためである。

このため、一体ヘリカル方式が最も物量が大きくなっている。また、本方式は、高温及び低温がゆきかう流路を形成しており、構造健全性を確保することの難度が高い。

ポンプ別置き方式は、ＳＧを効率よく配置できるので、最小の原子炉容器径にでき、ポンプもコンパクトなものになっている。

この方式は大型鉛炉で配管の健全性確保が困難ということがいわれてきたが、二重管構造ではなく一方向流れのみであること、口径が小さいこと及び３次元免震の採用と 12Cr 鋼の採用で構造健全性を確保できる見通しである。しかし、ポンプを原子炉容器外に設置しているため、配管引廻しのスペースが必要になり、格納容器容積が最も大きくなっているが、経済的にはキドニー型と同程度である。しかし、ポンプ別置き方式の場合には、かなり大きな配管サポートが必要になると予想されるので、これを考慮するとキドニー型より経済的に劣ると考えられる。また、１次系配管が破損した場合、鉛ビスマスを全ドレンする必要があり、

メンテナンス性に劣る。

これら４つの方式を比較検討すると、技術的課題があるものの、経済的に有利なキドニー型及びポンプ別置き方式を選定する。

今後、配管サポートの必要性や構造健全性確保等の技術的課題の解決の検討が別途必要であるが、現時点では経済的に有利であるキドニー型をレファレンスとして進めるものとする。

(c) ガス巻込みの検討

i．ガス巻き込み評価の考え方

ガス巻き込みはプレナム内の流動とこれに伴って生じる多数の渦が複雑に絡み合って生じる現象であるため、ガス巻き評価は実機を正確に模擬した縮小水流動試験に基づいて行われている。従って、机上でガス巻きの有無を簡単に評価することはできない。そこで、従来炉（ナトリウム炉）との相対比較を行い、防止対策の程度について調べることにした。

ii．ガス巻きパラメータ

1) フルード(Fr)数

自由壁面を含む流動現象の相似則の代表的なものとしてFr数が挙げられる。

$Fr=V/(L\cdot G)^{0.5}$

これは、流体の慣性力と液面部に作用する重力の比であり、大きい程ガス巻き込みが生じやすい。代表流速(V)を燃料集合体からの流出速度、スケール(L)を壁面部炉容器径として比較すれば、鉛ビスマス炉のFr数は代表的なナトリウム炉の約半分(0.43)である。

2) ウェーバ(We)数

渦に伴って微少気泡が流体中に取り込まれる際のパラメータにはWe数が挙げられる。

$We=V/(\sigma/\rho L)^{0.5}$

これは、流体の慣性力と表面張力の比であり、大きい程ガス巻き込みが生じやすい。代表流速とスケールを前項の1)と同様に取れば、鉛ビスマス炉のWe数はナトリウム炉より若干小さい(-5%)程度で、ほぼ同等と見なせる。

3) 巻き込まれた気泡の挙動

気泡が流体中に巻き込まれても、浮力によって上昇し、液面部に抜ける可能性がある。鉛ビスマスはナトリウムに比べて密度（浮力）は約12倍大きく、流体中への気泡の混入は生じにくい。但し、極小さい気泡径についての混入は避けられない。

4) 先行炉との比較

先行炉の設計例を図2.3.2-1に示すが、その図中に鉛ビスマス炉をプロットした。プロットに当たっては、体積流量で比較できるように補正した。

$W^*_{Pb\text{-}Bi} = \rho_{Na} / \rho_{Pb\text{-}Bi} W_{Pb\text{-}Bi}$

これは、Fr 数も We 数も流速で記述されているからである。図 2.3.2-1 は炉心流量が大きく、炉容器径が小さい程ガス巻き対策が必要となる傾向を示しており、鉛ビスマス炉のデータはその境目にプロットされている。ディッププレート等のガス巻き対策の要否は微妙なところと考えられる。

以上の無次元数の比較から、鉛ビスマス炉はナトリウム炉に比べてガス巻きの可能性が小さいことが分かる。これから、ディッププレート等の対策を講じるとしてもルーズなもので良いと考えられる。

iii. 鉛ビスマス炉相互比較

相互比較の観点としては以上に加え、液面流速、吸い込み口深さ及びＳＧ部での下降流速を考慮した。液面部の流速が小さく、吸い込み深さ深い程ガス巻きは生じにくい。また、ＳＧへの下降（吸い込み）流速が大きいと、吸い込み渦が強まり、この渦に沿って気泡が巻き込まれる可能性がある。

尚、液面流速及びＳＧ部での下降流速は液面部の面積及びＳＧ内の下降流路面積に逆比例関係にあると仮定した。

1) 分割ＳＧ方式

ナトリウム炉に比べて Fr 数は約半分、We 数は同等でガス巻きは生じにくいが、防止構造の要否について明確なことが言える段階ではない。

2) キドニー型ＳＧ方式

ＳＧ下降流速が分割ＳＧ方式より遅いため、ガス巻きは生じにくい。

3) 一体ヘリカルＣＬポンプ方式

ＳＧ吸い込み位置が深いので、キドニー型よりもさらにガス巻き込みは生じにくい。

4) ポンプ別置き方式

ＲＶ径が小さいので液面流速が大きく、ガス巻きの程度は分割ＳＧとキドニー型の間と考えられる。

(d) 各方式の追加検討

各冷却系の方式に関し、冷却系熱交換器の伝熱管口径に対する主要機器の物量への影響などについて、追加検討を行った。検討結果を、表 2.3.2-4 にまとめて示す。

i. 検討結果

(i) 分割ＳＧ方式の検討

平成 12 年当初のヒートバランスでの分割ＳＧの寸法を検討した。当時、ＳＧは４基構成

であったのでそれで検討すると、ＳＧ外径は3.15mとなり、ＲＶ径は1.32mと大きくなる。

タービンの圧力が高いので、肉厚が増大していること等によりＳＧ伝面は大きくなっており、かつ圧力損失を0.03MPa程度に抑えているため、ＳＧ径が大きくなっている。

ヒートバランスを変更し、コンパクトなＳＧとするために圧損を増大させると、４基ＳＧ構成でも伝面は減少し、原子炉容器径は10m台になるが、ＲＶ軸長が増加する。さらにコンパクト化を狙って、ＳＧの伝熱管口径を25.4mmにすると、ＲＶ径を更に縮小できる。

レファレンスは、ＲＶ径の更なる縮小を狙って、ＳＧ６基構成を採用し、ＲＶ軸長も減少を図ったものである。(表2.3.2-1、2.3.2-3に記載のもの)

(ii) キドニー型の検討

キドニー型では、口径を25.4mmに縮小した場合を検討した。ＳＧの伝熱管口径を小さくすれば、伝熱面積が小さくでき、ＲＶ軸長も短縮できる。従って、これを代表ケースとした。

ＳＧの幅を小さくして、コンパクトにするケースも検討した。キドニー型は、ポンプでＲＶ径が決まってくるので、ＳＧ圧損が増加したことにより、ポンプが若干大きくなり、その分ＲＶ径が増加する。これに、ＳＧの幅を縮小しているので、ＲＶ高さが増加するため、結果的には、ＲＶ径、軸長とも大きくなりメリットがなくなる。

(iii) ポンプ外置き方式

ポンプ外置き方式はＳＧの圧損を増大させるとＲＶ径が小さくなるが、その代わりに伝熱部高さが増え、ＲＶ軸長が増加する。

ＳＧ圧損増大によりポンプも大きくなるので、あえて圧損を増やして設計するというのではなく、ＳＧが最も小さくなる点で設計するのが良いと考える。

本数を少なくすれば、水側の熱伝達率も増え、ＳＧ伝熱面積を小さくできる。しかし、あまり本数を少なくすると、水側圧力が圧損で大きくなり、伝熱管肉厚を増やすことになると共に、沸騰点圧力が高くなるので、鉛ビスマスと水蒸気温度差が小さくなり、ＳＧ伝熱面積が逆に増加することになる。

今回の検討では、最適点を見つけるまでサーベイしていないが、先行炉での設計ポイントと同程度の管内質量速度（約1500kg/m^{2}s）にしている。

2.3.2.3 結論

強制循環方式の冷却系構成について、４種類の方式を比較検討した結果、技術的課題はあるものの、建設コストを低減できるキドニー型及びポンプ別置き方式が良い。今後、構造健全性を確保するために必要な設備の増加や配管サポートの必要性等を検討していく必要があ

るが、現時点では経済的に有利であるキドニー型をレファレンスとして進めるものとする。

表 2.3.2-1　強制循環型炉 冷却系構成の比較

項目		分割SG方式	キドニー型SG方式	一体ヘリカルCLポンプ方式	ポンプ別置き方式
概念図					
原子炉容器径×軸長		Φ10.0×18.5m	Φ9.3×16.5m	Φ9.7×23m	Φ7.7×19m
特徴		・従来のタンク型Na炉と同様の構成とし、SGはヘリカルコイル型を採用	・SGの設置スペースを有効にするため、キドニー形状のSGを採用	・自然循環炉と同じ一体型SGを採用し、ポンプをSG上部に設置	・自然循環炉と同じ一体型SGを採用し、ポンプを原子炉容器外に設置
物量	蒸気発生器	420ton	315ton	465ton	380ton
	1次ポンプ	115ton	95ton	145ton	105ton
	原子炉容器	630ton	595ton	890ton	450ton
	NSSS合計(含配管)	1165ton	1005ton	1500ton	1000ton
	格納容器容積	4700m³	4200m³	5000m³	7200m³
	所内負荷率	3.6%	3.4%	3.5%	3.4%
建設コスト		95%	92%	100%	92%
プラント成立性 ① 安全性 ② 構造健全性 ③ ガス巻き込み		①流路構成はNa炉と同じで、ポンプも3基以上あるため、新たな課題はない見通し ②Na炉と同様の機器形状であり、新たな課題はない見通し ③Na炉に比べてFr数は約半分、We数は同等でガス巻きは生じにくいが、防止構造の要否は微妙である	①ポンプが2基なので、ポンプスティック時の対策(コーストダウン時間の延長等)が必要となると推定される ②ポンプの仕切り構造、キドニー型SGの容器の健全性確保の難度が高い ③SG下降流速が分割SG方式より遅いため、ガス巻きは生じにくい	①流路が何回も上下するので、自然循環時に流量が波打つ可能性がある ②炉心槽外側の流路壁及び下部ピストンリングの健全性確保の難度が高い ③SG吸い込み位置が深いので、キドニー型よりもさらにガス巻き込みは生じにくい	①ポンプが2基なので、ポンプスティック時の対策が必要となると推定される ②1次系配管の荷重が鉛ビスマスで大きくなるが、3次元免震装置の採用、12Cr鋼の採用で構造健全性を確保できる見通し ③RV径が小さいので液面流速が大きく、ガス巻きの程度は分割SGとキドニー型の間
運転保守性		・Na炉と同様の運転性を有する見通し ・SG及び1次ポンプの引抜補修が可能である	・Na炉と同様の運転性を有する見通し ・SGは伝熱管プラグで補修を行う ・1次ポンプの引抜補修が可能である	・Na炉と同様の運転性を有する見通し ・SGは伝熱管プラグで補修を行う ・1次ポンプの引抜補修が可能である	・Na炉と同様の運転性を有する見通し ・1次系配管破損後の補修で鉛ビスマスのドレンが必要である。
製作性		・特に新たな課題はない	・キドニー型SGの製作性の難度が高い	・一体型SG及び1次ポンプとの炉心槽流路との構造及び組立てを十分検討する必要がある	・特に新たな課題はない
総合評価		・大きな技術的課題はないが、経済的にキドニー型、ポンプ別置き型より劣る。 △	・プラント成立性及び製作性に関し、難度の高い技術的課題が多いが、経済的に有利である。 ○ レファレンス	・物量を小さくできず、難度の高い技術的課題が多い △	・1次系配管の補修に課題が残るが、経済的に有利である。 ○

表 2.3.2-2　蒸気発生器伝熱計算条件

項　　目	条　　件	条件設定の考え方
1．伝熱管腐食代	①　鉛ビスマス腐食代 $X=C_{PB}\cdot t^{1/2}$ $C_{PB}=1.144\times10^{5}\exp\{-11160/(273.15+T)\}$ ただし、 T：温度(℃)、t：使用時間(h) X：腐食量(μm) ②　水側腐食代 0.09mm(498℃蒸気) ③　ヘリカルコイル曲げ減肉代 肉厚の 2% ④　伝熱管支持部摩耗代 0.3mm	①　燃料被覆管の評価と同じ評価式(12Cr 鋼 8000 時間試験結果を 1/2 乗則関数)　とした。 ②　火力ボイラのデータから類推 ③　「もんじゅ」での製作実績 ④　1･1/2 鋼及び Mod.9 鋼のデータから類推
2．使用伝熱式	①　ヘリカルコイル ・鉛ビスマス側：Hoe の式 ・水・蒸気側： 予熱域：森・中山の液相の式 核沸騰域：修正 Schrock and Grossman の式 膜沸騰域：クオリティのよる比例配分 過熱域：森・中山の気相の式 ②　直管 ・鉛ビスマス側：Dwyer の式 ・水・蒸気側： 予熱域：Dittus-Boelter の式 核沸騰域：Jeans-Lottes の式 膜沸騰域：Dougall-Rohsenow の式 過熱域：Dittus-Boelter の式	①　「もんじゅ」のヘリカルコイル採用式 ② ・鉛ビスマス側： IHX ジグザグ流採用式 ・水・蒸気側： 直管に用いられている式
3．材料強度	①　設計許容値 JNC-SMS-01-001「実用化戦略調査研究のための高温構造設計方針（暫定値)」で HCM12A の伝熱管の So を用いる。	H13-9-21 改訂版
4．伝熱面積余裕	①　伝熱面積余裕 10%とする。 ②　プラグ余裕 考慮しない。	伝熱特性の不確定性を考慮してプラグ余裕無で 10%とした。

表 2.3.2-3　冷却系構成の検討結果

項　　目	分割ＳＧ	キドニー	一体ヘリカル	ポンプ外置き
炉心出力(MWt)	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6
炉心出口温度(℃)	520	520	520	520
炉心出入口温度差(℃)	168	168	168	168
タービン入口圧力(MPa)	12.54	12.54	10.09	10.09
タービン入口温度(℃)	483	483	483	483
タービン効率(%)	39.5	39.5	39.5	39.5
炉心高さ(m)	0.8	0.8	0.8	0.8
炉心部等価直径(m)	4.18	4.18	4.18	4.18
炉心槽直径(m)	5.13	5.13	5.13	5.13
炉心部圧損(MPa)	0.23	0.23	0.23	0.23
燃料体積比(%)	40.7	40.7	40.7	40.7
給水入口温度(℃)	240	240	240	240
鉛ビスマス流量(t/h)	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5
ＳＧ給水流量(t/h)	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3
ＳＧ型式	ヘリカルコイル	サーペンタイン	ヘリカルコイル	ヘリカルコイル
ＳＧ基数	6	2	1	1
ＳＧ伝熱管口径×肉厚(mm)	25.4×2.1	25.4×2.1	31.8×2.4	31.8×2.4
ＳＧ伝熱管本数(本)	195	520	1323	840
ＳＧ伝熱面積(m^2)	833	3136	6653	5738
ＳＧ伝熱部高さ(m)	8.41	7.5	6.67	8.99
ＳＧ圧損(MPa)	0.17	0.04	0.02	0.06
ＳＧ外径(m)	φ1.9	1800^{幅}×140°	φ8.8	7.7
ポンプ基数	3	2	3	2
ポンプ流量(m^3/min)	130.2	195.3	130.2	195.3
ポンプ揚程(m)	5.5	4.2	5.0	4.5
ポンプ回転数(rpm)	400	320	230	280
ポンプケーシング径(m)	1.02	1.08	1.46	1.21
スタンドパイプ径(m)	1.41	1.60	1.71	1.69
原子炉容器径×軸長(m)	φ10.0×18.5	φ9.3×16.5	φ9.7×18.5	φ7.7×18.5
ＳＧ重量(t)	420	315	465	380
ポンプ重量(t)	115	95	145	105
外部配管重量(t)	—	—	—	65
ＲＶ重量(t)	630	595	890	450
NSSS 物量(t)	1165	1005	1500	1000

表 2.3.2-4 冷却系構成の追加検討

項　　目	分割ＳＧ方式				キドニー型ＳＧ方式			ポンプ外置き方式	
	H12 年ベース	4 基 φ31.8	4 基 φ25.4	6 基 φ25.4	φ31.8	φ25.4	圧損大	φ31.8	圧損増大
炉心出力(MWt)	1548	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6	1645.6
炉心出口温度(℃)	540	520	520	520	520	520	520	520	520
炉心出入口温度差(℃)	124	168	168	168	168	168	168	168	168
タービン入口圧力(MPa)	169	16.66	12.54	12.54	12.54	10.09	10.09	10.09	12.54
タービン入口温度(℃)	495	483	483	483	483	483	483	483	483
タービン効率(%)	42	39.5	39.5	39.5	39.5	39.5	39.5	39.5	39.5
炉心高さ(m)	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8
炉心部等価直径(m)	4.23	4.18	4.18	4.18	4.18	4.18	4.18	4.18	4.18
炉心槽直径(m)	6.03	5.13	5.13	5.13	5.13	5.13	5.13	5.13	5.13
炉心部圧損(kg/cm^2)	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23	0.23
給水入口温度(℃)	233	240	240	240	240	240	240	240	240
鉛ビスマス流量(t/h)	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5	2.415×10^5
ＳＧ給水流量(t/h)	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3	2.624×10^3
ＳＧ型式	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ	ｻｰﾍﾟﾝﾀｲﾝ	ｻｰﾍﾟﾝﾀｲﾝ	ｻｰﾍﾟﾝﾀｲﾝ	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ	ﾍﾘｶﾙｺｲﾙ
ＳＧ基数	4	4	4	6	2	2	2	1	1
ＳＧ伝熱管口径×肉厚(mm)	31.8×3.3	31.8×2.6	25.4×2.1	25.4×2.1	31.8×2.4	25.4×2.1	25.4×2.2	31.8×2.4	31.8×2.7
ＳＧ伝熱管本数(本/基)	266	173	261	195	468	520	528	840	606
ＳＧ伝熱面積(m^2/基)	1310	1338	1197	833	3550	3136	3080	5738	5756
ＳＧ伝熱部高さ(m)	6.0	9.44	9.03	8.41	8.0	7.5	12.3	8.99	12.5
ＳＧ圧損(MPa)	0.03	0.21	0.17	0.17	0.07	0.04	0.2	0.06	0.15
ＳＧ外径(m)	φ3.15	φ2.3	φ2.2	φ1.9	1800^{幅}×140°	1800^{幅}×140°	1000^{幅}×140°	7.7	φ7.2
ポンプ基数	3	3	3	3	2	2	2	2	2
ポンプ流量(m^3/min)	177.7	130.2	130.2	130.2	195.3	195.3	195.3	195.3	195.3
ポンプ揚程(m)	3.5	6	5.5	5.5	4.5	4.2	5.8	4.5	5.3
ポンプ回転数(rpm)	270	400	400	400	320	320	320	280	280
ポンプケーシング径(m)	1.41	1.05	1.02	1.02	1.11	1.08	1.21	1.21	1.28
スタンドパイプ径(m)	1.97	1.43	1.41	1.41	1.62	1.60	1.69	1.69	1.74
原子炉容器径×軸長(m)	φ13.4×16	φ10.8×19.5	φ10.6×19.0	φ10.0×18.5	φ9.3×17.0	φ9.3×16.5	φ9.45×21.5	φ7.7×18.5	φ7.2×22.0

図 2. 3. 2-1　先行炉での設計例

2.3.3 系統構成の検討

2.3.3.1 目的

鉛ビスマス中型炉の強制循環型プラントの基本仕様である系統基本構成図及び機器高低関係図を作成する。

2.3.3.2. 検討内容

(1) 系統構成

強制循環型プラントの基本系統構成を図 2.3.3-1 に示す。

１次冷却系は、原子炉容器内に１次系ポンプ２基、キドニー型の蒸気発生器を２基を設置し、その上部に崩壊熱除去系の熱交換器を設置する。崩壊熱除去系は、３ループ構成の自然循環による除熱を行う。

水・蒸気系は一体貫流型ＳＧとするが、通常時の崩壊熱除去ができるように、ナトリウム炉のように、気水分離器に崩壊熱を除去できる再循環系を設置する。

原子炉容器には、カバーガスを設け、微正圧に制御する。

(2) 機器高低関係

１次系は、通常強制循環であるが、崩壊熱除去系は自然循環除熱を行うので、機器高低関係を検討した。検討した機器高低関係図を図 2.3.3-2 に示す。

崩壊熱除去系の１次系は、原子炉容器内配置スペースを考慮して設定し、２次系高さは、２次系配管が過度に大きくならないように 8m とし、空気冷却器のスタック高さは、ナトリウム炉と同じ 34m とした。

図 2. 3. 3-1　強制循環炉 基本系統概念図

図 2. 3. 3-2 強制循環炉 機器高低関係図

2.4 原子炉構造

(1) 目的

強制循環冷却方式の原子炉構造について最適炉心仕様、キドニー型 SG、炉壁冷却ライナ等を配置した原子炉構造概念を設定する。また、併せて原子炉容器外側にガードベッセル、炉上部等に燃料交換システムを配置した原子炉構造概念を設定する。

(2) 検討内容

原子炉構造の概念を設定するに際し主要構成機器設備の仕様、機能条件は次のようになる。

a．炉心、燃料形状

原子炉構造を検討するに当たり、基本とした炉心・燃料の構造を表 2.4-1 に示す。また、これによって定まる炉心構成概念を図 2.4-1 に示す。また、炉心燃料集合体及び燃料ピン概念を図 2.4-2 に示した。炉心構成は、炉心等価直径が 442cm、その周りに径方向ブランケット 1 層を配置している、炉心高さは 70cm で下部に厚さ 35cm の軸方向ブランケットを配置し、上部の軸方向ブランケットは削除している。炉心の上部にはB_4C遮へい体 67cm、下部にはフェライト鋼の遮へい体 18.5cm を設置している。径方向遮へい体として Pb-Bi 遮へい体 17cm を設けている。燃料集合体の全長は 346.5cm、燃料ピン全長は 219cm、燃料ピン径は 7.3mm である。

なお、以上の値は、炉構造検討において設定した値であり、今後、炉心・燃料の設計進捗に対応して見直すこととする。

b．原子炉容器径の小型化

・原子炉容器径の縮小化（小型化）を達成するため DHX3 基 (PRACS3 系統) の内 1 基は伝熱面積を確保するために、2 基に分散し、4 基構成 (DHX 異径／2 種) の配置とする。

・燃料交換設備の炉内中継装置、同案内管は SG (キドニー型) を非対称配置で確保した炉心槽外側スペースに配備し原子炉容器径の縮小化を図る。

c．冷却ライナの炉内配備

・原子炉容器内側に事故時の熱膨張による制御棒挿入促進を確保するため炉壁冷却ライナを配備する。

・キドニー型 SG 及び機械式ポンプに起因する周方向温度分布が原子炉容器に直接作用しない炉壁冷却構造を配備する。

d．ガードベッセルの配置構成（自然循環冷却方式と同一システム）

・ライナ型としライナ外側のコンクリート内には冷却コイルを埋設し、ライナと原子炉容器の間には断熱ブロックを設けて、ライナ及びコンクリートを低温維持可能な構成とする。

・原子炉容器と断熱ブロック間の間隙部の雰囲気は空気とする。

e．燃料交換設備の配置構成（自然循環冷却方式と同一システム）

・「単回転プラグ＋コラム型UIS＋パンタグラフ式FHM」による燃料交換方式とする。

・炉上部には燃料交換機、炉内中継装置を設置し炉内の炉心槽外側に炉内中継槽を配置する。

(3) 原子炉構造概念

強制循環方式のキドニー型SGを内蔵した原子炉構造概念図(立面図)を図2.4-3に示す。同原子炉構造概念(平面図)を図2.4-4に示す。原子炉容器は内径9.85m、軸長21.3mの12Cr系鋼製の円筒容器で、ルーフデッキから吊り下げられる。ルーフデッキはスカートにより建物で支持される。

ガードベッセルはライナ型であり、建屋壁の内面にライナを貼り、ライナと原子炉容器との間には断熱ブロックを設けるとともにコンクリート内に冷却コイル（水冷却）を入れてライナを低温に保つようにしている。

炉心で加熱された冷却材は機械式ポンプにより強制循環され上昇しSGスタンドパイプ上端で折り返してSGで冷却されて炉心の下部に戻る循環流を構成する。また、原子炉容器内壁には下部プレナムからの冷却材を流入孔とする2重円筒構造の炉壁冷却ライナ設備を配備する。

炉心とSGの伝熱中心差を5.3mに設定し、SGは1体貫流式キドニー型で、原子炉容器と炉心槽との間のアニュラス部にスタンドパイプに収納し取り付ける。給水管と蒸気管は各々2基づつルーフデッキ上から出入りする。崩壊熱除去は、デッキから吊り下げられる4基のDHX(PRACS3系統)の熱交換器により行なわれる。なお、機械式ポンプはキドニー型SG同様、原子炉容器炉心槽との間のアニュラス部のスタンドパイプに収納し取り付ける。

炉停止系の後備炉停止系制御棒は自己作動型炉停止機構(SASS)を配備する。CRDM駆動軸先端(下端)に電磁石コア(φ140mm)、制御棒上端に吸着アーマチェア(φ135mm)を設けた落下型制御棒とする。主炉停止系及び後備炉停止系(SASS)の概念図を図2.4-5に示す。後備炉停止系(SASS)の制御棒概念図を図2.4-6に、概略寸法を図2.4-7に示す。制御棒切離し(デラッチ)時浮き上がり防止のために図2.4-6に示すよう吸収材上部にタンタル構造材等を用いた制御棒構造とする。

燃料交換方式はナトリウム冷却炉と基本的に同じ方式を採用した。

(4) 結論

強制循環方式のキドニー型SGを内蔵した原子炉構造の概念を構築した。原子炉容器径及び軸長はそれぞれ9.85m及び21.3mとなった。

表 2.4-1 強制循環炉 炉心・燃料主要仕様

項目	単位	仕様	備考
I 炉心			
・炉型		鉛-ビスマス強制循環冷却中型炉	
・電気出力	MWe	750	
・熱出力	MWt	1875	
・炉心出口／入口温度	℃	520／352	
・炉心形式		2領域炉心	
・燃料 炉心		Pu・U混合窒化物	
ブランケット		U窒化物	
・炉心高さ	cm	70	
・炉心等価径	cm	約442	
・炉心構成要素外接円径	cm	約530	
・径方向ブランケット厚	cm	約17	ほぼ1層
・軸方向ブランケット厚	cm	下部：35 上部：無し	
・炉心取出平均燃焼度	10^4MWd/t	15	
・運転サイクル期間	月	約18	
・燃料交換バッチ数	バッチ	7	
II 燃料			
・炉心燃料		Pu・U混合窒化物	^{15}N：100%濃縮
ウラン235含有率	w/o	0.3	
ペレット密度	%	80	被覆管内面スミア密度
・軸ブランケット燃料		U窒化物	^{15}N：100%濃縮
ウラン235含有率	w/o	0.3	
ペレット密度	%	95	被覆管内面スミア密度
・燃料ピン数	本/集合体	331	
・被覆管外径	mm	7.30	
・被覆管肉厚	mm	0.42	
・要素配列ピッチ	mm	8.9	
・p/d比		1.21	
・スペーサ形式		グリッド支持	ﾀｲﾛｯﾄﾞ無し
・ラッパ管内対面距離	mm	163.0	
・ラッパ管肉厚	mm	5.0	
・ラッパ管外対面距離	mm	173.0	
・集合体ピッチ	mm	176.0	

図 2.4-1　強制循環炉　炉心構成概念図

図 2.4-2 強制循環炉 炉心燃料集合体及び燃料ピン概念図

図 2.4-3　強制循環炉　原子炉構造概念図(立面図)

図 2.4-4 強制循環炉 原子炉構造概念図（平面図）

図 2.4-5 強制循環炉
主炉停止系・後備炉停止系(SASS)の概念

図 2.4-6 後備炉停止系(SASS)
の動作説明図

図 2.4-7 後備炉停止系(SASS)
の概略寸法図

2.5 冷却系機器構造

2.5.1 目的

強制循環型プラントの冷却系機器である蒸気発生器、1次系ポンプ、崩壊熱除去系の機器サイジング及び機器主要目を設定する。

2.5.2 検討内容

2.5.2.1 蒸気発生器

(1) 設計条件

a．交換熱量：1875MWt

b．ＳＧ形式：キドニー型（サーペンタイン型）

c．鉛ビスマス側条件：　流量：1.375×10^{8} kg/h、温度：520℃／352℃

d．水・蒸気側条件　：　流量：1.561×10^{6} kg/h、温度：240℃／452.7℃(15.68MPa)

e．伝熱管最高使用温度／圧力：最高使用温度：525℃／最高使用圧力：18.13MPa

f．伝熱管材質：12Cr鋼

g．伝熱管熱伝導率：30.2W／mK

h．伝熱管口径：25.4mm

i．その他、伝熱計算条件：表2.5-1を参照

(2) 検討結果

a．伝熱管板厚

内圧による必要板厚：1.908mm／鉛ビスマス腐食代：0.062mm／水側腐食代：0.11mm／磨耗代：0.45mm／曲げ減肉代：2%

以上の合計＝1.908＋0.062＋0.11＋0.45=2.53/0.98=2.582mm

より、伝熱管はφ25.4mm×2.6mmとする。

b．構造概念図

設計条件に示されたヒートバランス条件を用いて、伝熱計算を実施した。原子炉構造の配置スペースから125°で幅1770mmの範囲で設置するＳＧを検討した。その結果、伝熱面積は3351m²、管群の層数は16層とし、伝熱管本数は544本となった。

ＳＧ構造概念図を図2.5-1に、主要目を表2.5-2に示す。

ＳＧは、ダウンカマ付きサーペンタイン形状のキドニー型で、原子炉容器とはスタンドパイプ介して設置される。スタンドパイプにＳＧ胴部が取り付けられ、胴の内側に流路を形成するシュラウドを設けている。

水は、上部の給水水室から伝熱管内に流入し、下降管内を下降して、下端部の水平に引き回部に至る。ここから、サーペンタイン形状の伝熱管内を上昇し、熱交換をしながら蒸気となり、上部の蒸気水室を通って過熱蒸気で流出する。

鉛ビスマスは、サーペンタイン部分のシュラウド上部からＳＧ内に流入し、崩壊熱除去系熱交換器を通ってサーペンタインの管束部に流れ込み、伝熱管内の水・蒸気と熱交換しながら流下する。

2.5.2.2　1次系ポンプ

1次系ポンプは、ナトリウム炉での検討結果をベースにして検討した。検討結果を表 2.5-3 に示す。構造図を図 2.5-2 に示す。ポンプは、下吸い込み下吐き出しのポンプとした。鉛ビスマス炉用ポンプの課題としては、液体金属用ポンプであることから軸の熱膨張、自由液面に係るナトリウム炉用ポンプと共通の課題があることに加え、下部静圧軸受構造が鉛ビスマスのような高比重冷却材・高腐食環境下での成立性が挙げられる。

2.5.2.3　崩壊熱除去系

(1)　系統基本仕様の検討

a．除熱容量の検討

崩壊熱除去系を運転する事象は、外部電源喪失、水系故障等の水・蒸気系による崩壊熱除去ができない場合である。1次系ポンプがあるが、常用電源に接続されており、外部電源喪失時には1次系は自然循環でＰＲＡＣＳによる崩壊熱除去運転を行う。

そこで、水・蒸気系による崩壊熱除去ができない事象として外部電源喪失を代表事象にする。これに単一故障を重ねあわせて崩壊熱除去系の運転系統を検討するとともに、必要除熱量の検討を行う。

単一故障との重ねあわせは、以下の考えで行い、単一故障はＰＲＡＣＳの除熱量が少なくなるＡ／Ｃダンパ１基開失敗を想定する。なお、PRACSA/C ダンパは、50%×2 の構成とする。

・事象Ⅲ：事象Ⅱ（外部電源喪失）＋１つの単一故障
　外部電源喪失＋ＰＲＡＣＳダンパ１基開失敗（ＰＲＡＣＳ2.5 ループ運転）
・事象Ⅳ：事象Ⅱ（外部電源喪失）＋２つの単一故障
　外部電源喪失＋ＰＲＡＣＳダンパ２基開失敗（ＰＲＡＣＳ2 ループ運転）
・事象Ⅳ：事象Ⅲ（外部電源喪失）＋1つの単一故障
　ＰＲＡＣＳ配管破損＋ダンパ１基開失敗（ＰＲＡＣＳ1.5 ループ運転）

平成 12 年度の崩壊熱除去系の検討では、ダンパが 100%×１の構成であったため、プラント出力 40 万 kWe（1053MW）で 6.6MWt×3 ループ構成であった。

除熱量の 6.6MWt は、事象Ⅳの PRACS が１ループで運転した場合のものであるので、50%×2 の構成のダンパであれば、PRACS は２ループとしても事象Ⅳで１ループの PRACS 運転が可能である。しかし、PRACS が配管破損等で１ループ長期メンテナンス時に、PRACS の法定点検が重なるともう１ループ必要になる。この状態で、何らかの原因で残った１ループの PRACS のダンパが１基閉止しても、除熱量が少なくなるが、炉心崩壊熱も少なくなることから崩壊熱除去は可能となる。

そこで、PRACS は、３ループ構成とし、「PRACS 配管破損＋ダンパ１基開失敗」を想定し、ループ当たりの除熱量は、平成 12 年度の自然循環型炉の熱出力分増加させた除熱容量を 1.5 ループで除算した値とする。

容量：6.6MWt×1875MWt／1043MWt／1.5 =8MWt

ただし、本除熱量は、自然循環型炉をベースとしているので、本原子炉では炉心圧損が大

きい分除熱容量を増加させてやる必要があると考えられる。今後の強制循環炉がレファレンスとなった時点で見直すものとする。

崩壊熱除去系の系統図を図 2.5-3 に示す。

b．機器サイジング用ヒートバランスの設定

8MWt の機器サイジング用ヒートバランスを図 2.5-4 に示す。

温度条件は、平成１２年度と同じものを用い、除熱量の増加は冷却流量を増加させた。

(2) 主要機器のサイジング

a．熱交換器

(a) 設計条件

熱交換器の設計は、以下の条件で行う。

・熱交換器の型式は平行流直管型とし、ナトリウム炉と同様の円周配列とする。

・熱交換器は、蒸気発生器上部に設置できること。

・管束高さ：1.5m 以下　　外シュラウド径：1.6m 以下

・１次側、２次側の圧力損失は、自然循環確保のため、次の圧力損失程度にする。

管外圧損（1 次側）：0.5kPa　　管内圧損（2 次側）：3kPa

・伝熱管は 12Cr 鋼とし、熱伝導率は 30.2W／mK とする。

・熱伝達式は、管内はナトリウムの熱交換器で用いている Subbotin の式、管外は鉛ビスマスと比較的近い Pr 数を持つ NaK から導出された Sleicher の式を用いる。

・圧力損失係数は、Colebrook の式を用い、管粗さは 0.01mm とする。

(b) 熱交換器主要目、構造概念

伝熱管口径を 31.8mm (板厚 1.2mm) とし、伝熱管の半径方向ピッチを 70mm にした場合の伝熱計算を行い、管外圧力損失は 0.2kPa で、管内圧力損失が 2.7kPa となる熱交換器を設定した。

熱交換器の構造概念図及び主要目を図 2.5-5 に示す。伝熱面積は、30.9m^2 で、伝熱管本数は 256 本である。

b．空気冷却器

(a) 設計条件

空気冷却器の設計は、以下の条件で行う。

・空気冷却器の型式は、フィン付きチューブ型とする。

・伝熱管は 12Cr 鋼とし、熱伝導率は 30.2W／mK とする。

・熱伝達式は、ナトリウム炉の空気冷却器と同様、以下の式を用いる。

管内： Subbotin の式　　管外：Jameson の式の 1/1.16

・圧力損失係数は、Colebrook の式を用い、管粗さは 0.01mm とする。

(b) 空気冷却器主要目、構造概念

フィン高さ 16mm、フィンピッチ 1.6mm とし、伝熱管口径を 50.8mm（板厚　3.0mm）、伝熱管ピッチを 125mm にした場合の伝熱計算を行い、伝熱管段数が 6 段となる構造の空気冷却器を設定した。

空気冷却器の構造概念図及び主要目を図 2.5-6 に示す。伝熱面積は、2904m^2 で、伝熱管本数は 72 本である。

表 2.5-1　蒸気発生器伝熱計算条件

項　　目	条　　件	条件設定の考え方
1. 伝熱管腐食代	①鉛ビスマス腐食代 $X=C_{Pb}\cdot t^{1/2}$ $C_{Pb}=1.144\times10^{5}\exp\{-11160/(273.15+T)\}$ ただし、 T：温度(℃) t：使用時間(h) X：腐食量(μm) ②水側腐食量：0.11mm ③伝熱管曲げ減肉代：肉厚の２％ ④伝熱管支持部摩耗代：0.45mm	①燃料被覆管の評価と同じ評価式(12Ｃｒ鋼8000時間試験結果を1/2乗則関数)とした。 ②火力ボイラのデータから類推 ③「もんじゅ」での製作実績 ④1･1/2鋼及びMod.9Cr鋼のデータから類推
2. 使用熱伝達式	①鉛ビスマス側：Hoeの式 ②水・蒸気側 予熱域：Dittus-Boelterの式 核沸騰域：Jeans-Lottesの式 膜沸騰域：Dougall-Rohsenowの式 過熱域：Dittus-Boelterの式	①もんじゅのヘリカルコイル採用式 ②直管に用いられている式
3. 材料強度	設計許容値 JNC-SMS-01-001「実用化戦略調査研究のための高温構造設計方針（暫定値）」*でHCM12Aの伝熱管のS_0値を用いる。	*：H13-9-21改訂版
4. 伝熱面積余裕	①伝熱面積余裕：10% ②プラグ余裕：なし	伝熱特性の不確定性を考慮してプラグ余裕なしで10%とした。

表 2.5-2　蒸気発生器主要目

SG 型式	キドニー型	
管外流体／管内流体	鉛ビスマス／水・蒸気	
交換熱量	1875MWt	
基　数	2 基	
伝熱面積	3550m^2	
伝熱管	外　径／板厚	25.4mm／2.6mm
	伝熱部高さ／本　数	9524mm／578 本
	配列ピッチ	45mm
定格流量	鉛ビスマス側	1.375×10^{8}kg/h
	水・蒸気側	1.561×10^{6}kg/h
定格温度	鉛ビスマス入口／出口	520℃／352℃
	給水入口／蒸気出口	240℃／452.7℃(15.68MPa)
圧力損失	鉛ビスマス入口	98kPa
	水・蒸気側	2.45MPa
伝熱管材質	12Cr 鋼	

表 2.5-3　1 次系ポンプ主要目

項　目	単　位	仕　様
形式	-	縦置き機械式遠心ポンプ
基数	基	2
運転温度／運転流量	℃	352℃／1.375×10^5 t/h
ポンプ流量	m^3/min	222.6
揚程	m	4.8
NPSHav	m	5
回転数	rpm	260
ﾎﾟﾝﾌﾟ本体径／ｽﾀﾝﾄﾞﾊﾟｲﾌﾟ径	m	1.3m／1.81m
出口配管径	B	48
重量	t/基	55

設計仕様

SG型式		サーペンタイン型	
管外流体		鉛ビスマス	
管内流体		水・蒸気	
交換熱量		937.5	MWt/基
基数		2	基
伝熱面積		3361	m²/基
伝熱管	外径	25.4	mm
	板厚	2.6	mm
	伝熱部高さ	9585	mm
	本数	544	本/基
	配列ピッチ(径/軸)	45	mm
定格流量	鉛ビスマス側	1.375×10^{8}	kg/h/基
	水・蒸気側	1.561×10^{8}	kg/h/基
定格温度	鉛ビスマス入口	520	℃
	鉛ビスマス出口	352	℃
	給水入口	240	℃
	蒸気出口	452.7	℃
出口圧力	水・蒸気側	約15.7	MPa

図 2.5-1 キドニー型蒸気発生器概念図

図 2.5-2 1次系ポンプ概念図

図 2.5-3 崩壊熱除去系 系統概念図（強制循環炉）

図 2.5-4 機器サイジング用ヒートバランス（強制循環炉）

設計仕様

型　式	平行流式直管型	
交換熱量	8　MWt	
基　数	3　基	
伝熱面積	30.9　m^2/基	
温　度	1次側(入口/出口)	630/608.45　℃
	2次側(入口/出口)	320/535　℃
流　量	1次側	1.293×10^7 kg/h
	2次側	9.175×10^6 kg/h
伝熱管	本　数	256　本
	材　質	12Cr
	寸　法	φ31.8×t1.2 mm
	コイル高さ	1210　mm
	伝熱管配列	円周配列
	配列ピッチ(径/周)	60mm/61mm
圧力損失	管　内	2.7　kPa
	管　外	0.2　kPa

図 2.5-5 崩壊熱除去系 熱交換器 構造概念図（強制循環炉）

空気冷却器主要目（強制循環時）

項目		仕様	単位
形式		多管フィンチューブ強制式	–
基数		3	基
設計条件	交換熱量	8	MWt
運転条件	鉛ビスマス側	91.75	$\times10^3$Kg/h
運転流量	空気側	8.0	$\times10^4$Kg/h
運転温度	鉛ビスマス側入口/出口	535/320	℃
	空気側入口/出口	50/400	℃
設計諸量	有効伝熱面積	2904	m^2
	管長(含む ヘッダ部)	1.5	m
伝熱管寸法	伝熱管外径/内厚	50.8/3.0	mm
	管長(フィン部)	4.5	m/段
	伝熱管本数	72	本
	段数	6	段
	伝熱管ピッチ	120	mm
フィン寸法	フィン外径/内厚	82.8/1.6	mm
	フィンピッチ	5.08	mm

図 2.5-6 崩壊熱除去系 空気冷却器 構造概念図（強制循環炉）

2.6 ＢＯＰ設備

2.6.1 タービン設備

タービン設備は、蒸気発生器で発生した主蒸気により、蒸気タービンを駆動して電気を発生する設備である。強制循環炉は、１モジュールあたり 750MWe の出力を有するが、複数のモジュールをあわせて１基のタービンで電気を発生させる構成も考えられる。ここでは２モジュールの原子炉を共用化する 1,500MWe タービン設備を検討した。

(1) 設計条件

① 主蒸気圧力： １５．２０ ＭＰａ [abs]

② 主蒸気温度： ４５０℃

③ 蒸気発生器給水温度： ２４０℃

④ 蒸気発生器給水流量： ６２４２ｔ／ｈ （１モジュールあたり３１２１t/h)

(2) 系統構成、仕様

電気出力 1,500MWe のタービン設備の系統構成を図 2.6.1-1 に示す。基本的には、ナトリウム大型炉プラントと同様の系統構成である。発電効率向上のため、湿分分離加熱器を設けタービン効率約４０％を達成している。

蒸気タービンの外形図を図 2.6.1-2 に示す。くし型４車室６流排気再熱型(TC6F-49)で回転数は 1500rpm である。

高圧給水加熱器は、主蒸気の圧力、温度が高いので２段の抽気としている。また、低圧給水加熱器は、出力が同程度の軽水炉と同じ４段の抽気とした。

主給水ポンプは、主蒸気圧力が高く高揚程となることからタービン駆動とし、３台設置する。

タービン設備の主要物量を表 2.6.1-1 に示す。

表 2.6.1-1　主要物量表（タービン設備）

項　　目	単　位	仕　様
1.　定格電気出力 （復水器上部圧力 -96.0kPa[gage]）	kW	1,500,000
2.　タービン		
(1)　型式	—	TC6F-49
(2)　数量	台	1
(3)　概略寸法（長さ×幅） ＊：発電機・励磁機を含む	m	66(*)×10
3.　発電機	台	1
4.　復水器	基(胴)	3
5.　低圧第１給水加熱器	基	3
6.　低圧第２給水加熱器	基	3
7.　低圧第３給水加熱器	基	3
8.　低圧第４給水加熱器	基	3
9.　高圧第６給水加熱器	基	2
10.　高圧第７給水加熱器	基	2
11.　脱気器	基	1
12.　湿分分離加熱器	基	2
13.　主給水ポンプ	台	3

図 2.6.1-1　タービン設備概念系統図

<機器主要目>

種　類	くし型4車室6流排気再熱型 TC6F−49
数　量	1台
定格電気出力	1,500,000kWe
回転数	1,500rpm

図 2.6.1-2　蒸気タービン発電機 機器外形図

2.6.2 鉛ビスマス系補助設備

鉛ビスマス系補助設備の系統構成を設定する。鉛ビスマス系補助設備は、「鉛ビスマス純化系」、「アルゴンガス系」、「鉛ビスマス予熱系」、「ＳＧ伝熱管破損対策設備」の各設備で構成されている。この概要を以下に示す。

(1) 鉛ビスマス純化系

アルゴンガス系、鉛ビスマス予熱系を含めた純化装置の系統概念を図 2.6.2-1 に示す。

鉛ビスマス中に発生する不純物は、ナトリウム炉と同様に酸素と水素があるが、これに加えて腐食生成物（Fe）がある。このため、鉛ビスマス純化系は、酸素濃度を管理する酸素濃度管理装置と腐食生成物を除去する腐食生成物精製装置から成る。

酸素濃度管理装置は、酸素濃度を監視して、酸素又は水素を注入して酸素濃度を所定の濃度に制御して運転する。目標酸素濃度は、0.0023ppm(200℃)ー0.58ppm(352℃)である。鉛ビスマスの駆動は、アルゴンガスの吹き込みによるリフトアップポンプ方式とする。これに水素又は酸素を混合注入し、デミスターで不純物を除去する。また、反応により生成される水蒸気はガス中で冷却して凝縮させる。

腐食生成物精製装置は、腐食生成物が 0.1ppm 以下となるように、コールド部より若干低い温度でデミスタを通して腐食生成物を除去する。デミスタの冷却は室内空気とし、空調設備のダクトに排出する。

(2) アルゴンガス系

アルゴンガス系は、原子炉容器の鉛ビスマスを微正圧で覆うとともに、崩壊熱除去系の充填ドレン等のために設置する。

鉛ビスマス炉では、鉛ビスマス中からポロニウム(Po)が生成され、これがアルゴンガス中に移行してくる。カバーガス中の Po は、通常運転時に閉サイクルで循環させて、ベーパトラップで約 100℃まで冷却してやることにより純化する。

(3) 鉛ビスマス予熱系

鉛ビスマス炉では、崩壊熱除去系が自然循環であるので、崩壊熱除去系を予熱ヒータ等で予熱しても循環しないので、炉容器内鉛ビスマスに伝熱できない。このため、炉容器下部に加熱パネルを設置して炉容器内を予熱し、ポンプのメンテナンス等が行えるようにする。

予熱方式は、補助蒸気で行う。

(4) ＳＧ伝熱管破損対策設備

ＳＧ伝熱管破損対策設備の系統概念図を 2.6.2-2 に示す。ナトリウム炉と同様に水・蒸気系の急速ブローを行うブロー弁と鉛ビスマス中に流出した水蒸気を回収する水蒸気放出プールを設置する。

水蒸気放出プールは、１ＤＥＧの水リーク率（10kg/s）で 100 秒放出された蒸気１m^3を回収する容量で、通常時５m^3の水保管（事故時は６m^3）とする。

図 2.6.2-1
鉛ビスマス純化系
系統概念図
(強制循環炉)

図 2.6.2-2
蒸気発生器
伝熱管破損対策設備
系統概念図
(強制循環炉)

2.7 耐震設備

(1) 目 的

強制循環炉は建屋がコンパクトになる一方で、モジュール化に伴う共通基礎の追加及び鉛-ビスマスを内包する 4 基の原子炉構造により建屋重量が増大する。その結果、原子炉建屋の単位面積当たりの支持重量が大きくなるため、免震装置の配置の成立性が問題になる。ここでは免震装置の配置の成立性見通しを明らかにする。

なお、ここではナトリウム冷却炉の条件に合わせて建屋水平免震の条件で検討を行う。

(2) 検討内容

a．判断条件（暫定条件）

これまでの原子炉建屋は重量約 174000 トン、面積約 5000m² であった。従って、単位面積当たりの支持重量は、17400 トン/約 5000m²≒35 トン/m² となる。

ここでは、水平免震装置として支持重量が 750 トン/基の積層ゴムを用いていた時は配置上の余裕が小さかったが、最終的には支持重量 1000 トン/基の積層ゴムを用いている。両者の積層ゴムの径（フランジを含む）はいずれもφ2m なので、この場合は約 33%（1000/750=1.33）の余裕があったものと考えられる。

∴単位面積当たりの支持重量の制限値=35 トン/m²×1.33≒46.5 トン/m²

b．原子炉建屋の単位面積当たりの重量

(a) 面積 ： 約 6800m²（図 2.7-1 より）

(b) 重量

・共通基礎版（免震装置の上にあり、その上に各モジュールの建屋を搭載している床）

W1=6800m²×2.5m（平均床高さ）×2.3 トン/m²≒39100 トン

・共通基礎床を除く原子炉建屋

建屋重量は建屋容積に比例するものとする。

但し、建屋容積としては、重量の小さい上屋部分は容積から除く。

また、強制循環炉では建屋モジュールをそのまま移送するため船殻構造とし軽量化を図っている。従って、同じ容積であってもこれまでの設計より約 1 割軽量化されている。（1 割はこれまでの検討結果に基づく値である。）

建屋重量 W2=（実証炉の建屋重量）×（強制循環炉の建屋容積）/（実証炉の建屋容積）×0.9

=174000 トン×260000m³/180000m³×0.9≒230000 トン

鉛ビスマス中型強制循環炉の建屋容積：図 2.7-1 及び図 2.7-2 より算出

建屋容積（これまでの設計例）：

・NSSS 重量の付加分（冷却材重量を含む）　W3=11000 トン×4 基-8000 トン≒36000 トン

・免震装置が支持する重量　　∴ W=W1+W2+W3=39100+230000+36000=305100 トン

(c)　単位面積当たりの重量

∴305100 トン/6800m^2=45 トン/m^2

(3)　結論

免震装置が支持する建屋の単位面積当たりの重量は約 45 トン/m^2 であり、暫定制限値 46.5 トン/m^2 を下回った。

なお 3 次元免震装置の開発は始まったばかりであり、装置サイズが現時点で不明である。3 次元免震を採用する時点で、設置スペースを再評価する必要がある。

図 2.7-1 強制循環炉 配置概念図（平面）

図 2.7-2 強制循環炉 配置概念図（立面）

2.8 鉛ビスマス用機械式ポンプの調査

強制循環型中型タンク式鉛—ビスマス冷却炉用の循環ポンプとして計画している鉛-ビスマス機械式ポンプに関して、国内メーカの製作実績を調査した結果を以下にまとめた。

(1) 溶融金属用ポンプメーカである（株）松田ポンプ製作所は、亜鉛精錬所で溶融鉛を汲み上げるために使用する鉛ポンプの納入実績があるので、ポンプ仕様、運転経験等について調査を行った。（図 2.8-1 参照）

(2) 鉛ポンプの実績はあるが、鉛ビスマスポンプの実績はない。

(3) 製作した鉛ポンプの最大流量は 5m^3/min であり、強制循環炉で計画している機械式ポンプの定格流量約 230 m^3/min と比べると 1/46 しかなく、現状の知見だけでそのまま単純に外挿することはできないが、鉛ポンプ及び鉛ビスマスポンプの主な特徴をまとめると以下のようになる。

(4) 使用材料

ビスマスの腐食性は鉛と同程度(わずかにビスマスの方が腐食性が高い)であるため、主要部はパイロメット 17（Ni・高 Cr 系・特殊耐熱ステンレス鋼)、配管部は SUS が適当である。

(5)インペラ

インペラ材料は、パイロメット 17、又は SUS が良いが、6 ヶ月程度で交換が必要である。インペラ周速そのものの制限はしていないが、小さい方が良い。

(6) 軸受

製作している鉛ポンプの軸は短尺であるため、上部の大気中軸受け 1 カ所の 1 点支持とし、鉛において下部に液体軸受を設けた例はない。鉛以外の溶融金属用ポンプとして、液中軸受構造（メタルと呼んでいる）を設けたポンプの実績はあり、その場合、かじりを防ぐためメタルクリアランスはかなり大きく、大きな振れを防止している。ここではメタル摩耗の発生が生じ、メタルの耐久性は 6 ヶ月程度である。

軸受の材料は、クロム鋳鉄材料及びある程度硬度の高い耐熱ステンレス鋼の組み合わせが良いが、耐久性は 6 ヶ月程度であり、1 年間の連続運転は困難である。60 年寿命の場合、ポンプごと何回か交換して使用することになる。

(7) 全体構造

ポンプは、開放空間に溶融鉛を汲み上げるタイプで、閉空間（ループ）内での循環用に使用した例は無い。ロシアのポンプも基本的に汲み上げタイプなので、今後、閉ループでの循環用に使用する場合は、システムレベルとの関係を考慮した軸長、冷却材の密封のための軸封装置等を考えて設計する必要がある。

(8) 溶融金属用ポンプの故障例

・溶融金属のポンプ使用寿命による性能ダウン

・金属温度低下によるポンプ内固化

・予熱不足によるすきま、吐出管内の固化

・メタル摩耗による振動発生

以上の調査の結果、強制循環型中型タンク式鉛ービスマス冷却炉用機械式循環ポンプを採用するに際しては下記の注意が必要である。

1) 鉛ビスマスと材料の共存性について、データを蓄積する必要がある。特に、純度管理によってどの程度腐食量が抑えられるかのデータが必要となる。腐食が問題となるのはインペラ部、液中軸受けである。

2) 本設計で考えているのは、閉ループでの循環ポンプであり、これにより長尺のポンプ軸と軸封構造が必要となる。特に軸が長くなることにより、ナトリウムと同様な下部静圧軸受構造が採用できるかどうかが、地震時の健全性と合わせて重要な開発項目となる。摩耗特性のデータ蓄積も必要である。

3) 故障例にあるような固化の問題は、プラントとして十分な予熱管理をすれば問題となることはない。また、引き抜いて分解点検する際には、鉛ビスマスの洗浄方法も必要となりこの開発が必要となる。

2. 対象実液

取扱い液の主たるものを第1表に示します。

第 1 図

液　　種	融点℃	比　重	比　熱
アルミニウム	660	2.7	0.223
亜　　鉛	419	7.13	0.091
鉛	327	11.34	0.040
ビスマス	271	9.7	0.040
錫	231	7.3	0.054
溶融塩(ナイター)	145	1.86	0.373
ナトリウム	98	0.83	0.300
カリウム	63	0.72	0.160

第 1 表

3. 構成材料

液　種	材　質		
アルミニウム	短　期	中　間	長　期
	鋳鉄、低炭素鋼	カーボン	*セラミックス
亜　鉛	短　期	中　期	長　期
	又ステンレス、特殊ステンレス、低炭素鋼	特殊ステンレス、ステライト、カーボン	*セラミックス
鉛	クローム鋳鉄、鋳鋼、オーステナイトステンレス、特殊耐熱ステンレス		
ビスマス			
錫			
ナイター	クローム鋳鉄、オーステナイトステンレス		
ナトリウム			
カリウム			

第 2 表　　*窒化硼素(BN)

用途、使用頻度、経済性等により適合材を選定します。
例えば、第5図に示す亜鉛、アルミの溶解槽の点検、補修等で、使用頻度が1－2回／年と少ないケースに対して、亜鉛、アルミは金属を激しく腐食させるが、取り扱いの容易さ、安全確実性という見地から金属製ポンプを使用し接液部は消耗品と割り切って使用する。一方第10図～第13図に示すよう亜鉛・アルミ溶液に連続長期間使用するケースの場合は、写真4～写真5に示すセラミックス製ポンプを選定します。

第2表は各種液に対する主たる構成材を示したものです。第1表でわかるように特に高温で溶融する亜鉛とアルミは、金属材を激しく腐食させるため、材料選定に関しては即相談下さい。

4. 制御及び駆動機

吐出し側に弁を取り付けて吐出し量を調整するというのは不可能で、その殆んどが回転数で制御されます。又、駆動機は交流モーター＋インバータか、エアーモーターを選定して下さい。
選定にあたり第3表を御参考にして下さい。

	交流モーター＋インバータ	ロータリーベーン型エアーモーター
長所	1. 精度の高い回転数制御が可能。 2. ランニングコストが安い（効率がよい）。 3. 静かである。	1. 高温雰囲気に強い。 2. コンパクト、軽量。 3. イニシャルコスト、安より安価。
短所	1. 高温雰囲気に対し右のものより劣る。そのため断熱対策を考慮する必要あり。 2. イニシャルコストが右に比べ若干高い。	1. ランニングコストが高い（エアー消費量大で効率悪い）。 2. 通常エアー変動が未然ではたえずおこるので精度の高い回転数制御は困難。 3. 一般に騒音が高い。

第 3 表

5. 金属製ポンプ

(1) 構成材料

第2表に示す材料が一般的ですが、弊社独自の材料として接液部に第4表のものを標準としております。

材　　料	概　　要	用　　途
P－17(パイロメット17)	Ni・高Cr系・特殊耐熱ステンレス鋼	錫・鉛・ビスマス・亜鉛
P－ST(パイロメットST)	ステライト系・耐熱鋼	亜鉛

第 4 表

(2) ポンプの構造

基本的には、第2図、写真1に示すようなうず巻型竪軸ポンプが標準となります。
その理由は、

(a) 液に対する軸封装置がなく、外部への液もれが皆無です。

(b) 揚液部が液中にあるため、呼水が不要です。

(c) 軸受け及び駆動機を上部に位置することによりこれ等を熱伝導、熱輻射から保護できる構造になっております。

第 2 図

写 真 1

1	ケーシング	8	オイル受け
2	カバー	9	メタルケースフランジ
3	インペラー	10	コラム
4	インペラーナット	11	ボールベアリング
5	シャフト	12	ベアリングケースカバー
6	メタル	13	シールプレート
7	メタルケース		

第 5 表

図 2.8-1(1/2)　重金属用ポンプの例

(3) 選定図表

第 3 図

(1) 動力に関しては液相により異なるため、御照会の都度、御応えします。

(4) 主要寸法表

型　式	A	B	C	D	E	F	概略重量 (kg)
US−401	940	1430	365	215	700	400	250
US−501	1100	1450	460	250	700	400	350
US−652	1400	1550	650	380	800	500	500
US−802	1500	1600	680	400	800	500	600
US−102	1500	1600	800	500	1100	700	800

第 6 表

(1) 本表は電動機直結型の概略寸法及び重量を表わしたものです。
(2) A寸法を変更する時は御照会、御問合せ下さい。
(3) 本表は改良を目的に予告することなく変更することがあります。

第 4 図

(5) 使　用　例

(a)メッキ用亜鉛溶解槽の定期点検の為、溶融亜鉛をくみ出す。

第 5 図

(b)線材、鋼板の連続焼き入れ（又は焼なまし）工程に於て、温度を均一にする為、鉛、亜鉛を循環させる。

第 6 図

(c)鉛、亜鉛インゴットの鋳造に。

第 7 図

(d)亜鉛溶解槽の表面ドロスの回収除去。

第 8 図

写真 2

写真 2は、
世界最大級の揚鉛ポンプ
主要材質：鋳鋼　取扱流体：溶融鉛
揚　　程：3M
吐出し量：3000T/H
所要電力：55Kw

溶鉛炉内で、還元反応を受けて蒸気となった亜鉛を、コンデンサー内において、溶融鉛中に溶体として凝縮させます。この亜鉛の溶解した溶融鉛をコンデンサーより汲上げ、冷却槽に導き、この間の溶解度差で、亜鉛と鉛の分離が行われます。本ポンプは、可変速電動機に直結され、上記プロセスに於て、コンデンサーから冷却槽へ溶融鉛を汲上げるメインポンプとして運転中です。

図 2.8-1(2/2)　重金属用ポンプの例

2.9 物量と工程の検討

2.9.1 物量データ等の整理

2.9.1.1 目的

強制循環炉のプラント概念をもとに、概略の物量を算定した。また、モジュール効果の検討、プラント稼働率などの検討を行った。

2.9.1.2 検討内容

(1) 主要物量の算定

構築したプラント概念に対し、主要物量及び建屋容積を算定した結果、NSSS の主要鋼材重量は約 1360ton (炉心構成要素を除く) となり、原子炉建屋容積は約 7.4 万 m^3／基となった。

この結果を表 2.9.1-1 に示す。比較のために、自然循環炉の検討結果も記載した。

(2) モジュール効果の検討

モジュール炉は規格化された炉を複数、かつ連続して製作することにより設計費や加工費、材料費等が削減される。この効果について検討を行った。本検討でのモジュール数は、自然循環炉やナトリウム炉などの他の炉型との比較を行うためナトリウム冷却中型モジュール炉の 300 万 kWe 相当である 4 モジュール(75 万×4 モジュール=300 万 kWe)とする。

モジュール効果については、自然循環炉と共通である。

a. 検討条件

- モジュール効果を見込む機器：原子炉構造、SG、DHRS、原子炉建屋、電気計装とする。その他は共用化を前提とする。(表 2.9.1-2 参照)
- 習熟による加工費低減は、自然循環炉やナトリウム炉での検討条件と同条件とし、10 基目の習熟効果を保守的に 10%と設定し(図 2.9.1-1 参照)、それ以外は対数近似とする。
- シリーズ化による許認可短縮は見込んでいない。
- 機器毎の製作費内訳は実証炉の知見を基に設定する。なお、検査費についてはモジュール効果を考慮しないものとする。(表 2.9.1-3 参照)
- 原子炉構造、SG 以外の構造物に関してのモジュール効果は、原子炉構造、及び SG のモジュール効果の平均値を採用する。

b. 検討結果

各機器に対するモジュール効果を算出し、プラント全体でのコスト低減効果を図 2.9.1-2 に示す。

初号機から 4 号機までの平均で 12.2%の建設費低減の可能性が有り、建設費評価においてはモジュール効果として「-12.2%」であることが分かった。なお、自然循環炉のモジュール効果は 11.7%となっており、モジュール数が少ないにもかかわらず、強制循環炉の方が若干低減効果は大きくなった。これは、モジュール化を図っている対象設備 (モジュール効果が効く

設備）の割合が、ポンプを有する強制循環炉の方が高く（原子炉構造＋１次系設備で約10%高い）、モジュール効果が若干大きくなったものである。

(3) 所内負荷率の検討

所内負荷率については、自然循環炉と同様に、これまでの検討を基に推定を行った。その結果、所内負荷率は、3.3%となった。表2.9.1-4に各設備の負荷を示す。なお、自然循環炉では2.7%であるが、この差は主としてポンプ動力によるものである。

(4) プラント稼働率

稼働率については、2.9.2 項「定検工程の検討」での検討結果を踏まえ、推定を行った。検討にあたっての前提条件はまとめて表2.9.1-5に示す。

モジュール炉としての定検の最適化を行うため、自然循環炉の場合と同様に、モジュール炉としての稼働率を向上させるため、モジュール炉の定検を次の考え方で行うものとする。

(モジュール炉としての定検の考え方)

<u>並行ベース</u>（平成12年度報告書「鉛-ビスマス冷却炉の運転保守性検討」参照）

・燃料交換は各モジュールを連続的に実施する。

(燃交装置はプラントとしては１台しか所有しないため)

・工程的にモジュール間で重複可能なものは、タービンを含め極力、同時並行的に定検を実施する。

以上の考え方で１タービンに相当する３モジュールを連続的に定検することにより、表2.9.1-6に示す様に、プラント稼働率は93.3%と推定された。

自然循環炉と比較すると、モジュール数が低減したものの、定検日数が多いため、結果的には、稼働率はほぼ同等となった。

2.9.1.3 まとめ

主要物量、モジュール効果(-12.2%)、所内負荷率(3.3%)及びプラント稼働率（93.3%）について推定した。本検討は、物量の把握と、各テーマに対する効果の大小（特に自然循環炉）を把握するために行ったもので、最終的な費用の評価は別途行われる費用の評価による。

なお、機器仕様等を含め、費用把握のためにデータ表を作成した。これを表2.9.1-8に示す。

表2.9.1-1 強制循環炉 物量データ

大分類	設備・機器	単位	物量 強制循環冷却方式	物量 参考 自然循環冷却方式	備考
仕様	電気出力	万kWe	75	55	
	熱出力	万kWt	187.5	145	
	ループ数	ﾙｰﾌﾟ	2（ポンプ数）	－	
	ユニット数	ﾓｼﾞｭｰﾙ	4	6	
	冷却材	－	Pb-Bi	Pb-Bi	
原子炉構造	原子炉容器	ton	415	310	
	炉内構造物	ton	180	165	炉心支持構造物，上部機構等
	炉上部構造	ton	220	235	ルーフデッキ、回転プラグ、CRDM等
	炉心構成要素	ton	75	50	遮へい体、CR等
	ガードベッセル	ton	65	80	
原子炉構造合計		ton	880	790	炉心構成要素を除く
1次系	ＳＧ	ton	365	380	
	１次ポンプ	ton	110	－	
	１次系配管	ton	9	－	炉内配管
１次系合計		ton	484	380	
2次系	蒸気発生器	ton	－	－	
	２次系ポンプ	ton	－	－	
	２次系配管	ton	－	－	
２次系合計		ton	－	－	
ＮＳＳＳ物量合計		ton	1,364	1,170	
崩壊熱除去系		MWt	24 (8MWt×3系統)	18 (6MWt×3系統)	
ﾀｰﾋﾞﾝ発電機設備		ton/h	6242 (2ﾓｼﾞｭｰﾙ分)	6861 (3ﾓｼﾞｭｰﾙ分)	
電気計装	ケーブル	km	220	220	１モジュール分
	非常用Ｇ／Ｔ	kW	6,200	4,950	１モジュール分
	計装設備	点	1,600	1,200	１モジュール分
	盤設備	m	330	200	１モジュール分
諸設備	補機冷却系	kW	5,500	4,500	１モジュール分
	換気空調系	m^3/h	560,000	560,000	１モジュール分
	気体廃棄物処理系	Nm^3/h	0.4	0.4	１モジュール分
	液体廃棄物処理系	m^3/h	0.4	0.4	１モジュール分
	固体廃棄物処理系	m^3/y	0.3	0.3	１モジュール分
	冷却材重量	ton	13,400	14,000	１モジュール分
建物構築物	原子炉建屋	m^3	62,000	62,000	１モジュール分
	タービン建屋	m^3	105,000	70,000	１モジュール分
	固体廃棄物貯蔵庫	m^3	5,700	3,500	１モジュール分
	土木工事	m^3	16,900	13,700	１モジュール分
建設期間		月	36.5	36.5	
定検期間		日	36.5	32	

表 2.9.1-2　モジュール炉における共用化

設備	ﾓｼﾞｭｰﾙ化	共用化
原子炉構造	○	
1 次冷却系（DHRS 含む）	○	
燃料取扱設備		○
タービン		○
電気・計装	○	
諸設備		○
建屋	○ (RB)	○ (TB)
土木		○

表 2.9.1-3　製作費に関するモジュール効果

項目	考慮の有無
材料費	○（一括購入 - 20%）
加工費	○（習熟:10%/10 基）
設計費	○（2 基以降 0%）
検査費	×
治具費	○（2 基以降 0%）

*ﾓｼﾞｭｰﾙ効果を見込む場合は○、見込まないものは×

表2.9.1-4　強制循環炉の所内負荷率推定
(75万ｋWe×2ﾓｼﾞｭｰﾙとして負荷を算出；100%出力運転時)

(単位:kWe)

No	系　統　名	強制循環冷却方式(H13年度)	実証炉フェーズ２	所内負荷率推定根拠
1	原子炉構造	53	22	制御棒本数比率で推定（36*2/30＝2.4） 制御棒が１ﾓｼﾞｭｰﾙ36本あり、2ﾓｼﾞｭｰﾙ分とする
2	１次主冷却系	11,636	11,800	ポンプ（11400kWe)は流量比、比重比、揚程比から推定
3	２次主冷却系	0	7,030	２次系削除によりなし
4	１次Ｎａ純化系	38	17	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
5	１次Ａｒガス系	7	3	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
6	２次Ａｒガス系	0	0	２次系削除によりなし
7	２次補助Ｎａ系	0	93	２次系削除によりなし
8	水漏えい検出系	0	0	固体電解質型水素系、酸素系の採用により削除
9	補機冷却系	2,822	1,260	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
10	タービン発電機設備	19,500	8,706	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
11	換気空調設備	7,618	5,218	原子炉建屋体積比率と2ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率で推定 0.65×2.24=1.46倍
12	廃棄物処理系	231	103	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
13	燃料取扱設備	280	250	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比1.12倍
14	炉外燃料貯蔵設備	0	757	EVST削除合理化により負荷削除
15	機器洗浄設備	1,187	1,060	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比1.12倍
16	使用済燃料プール	68	61	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比1.12倍
17	圧縮空気供給設備	526	235	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
18	直接炉心冷却系	0	0	ダンパのみ
19	予熱設備	609	272	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
20	計測制御電源	2,262	1,010	2ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.24倍
21	照明設備	803	550	原子炉建屋体積比率と2ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率で推定 0.65×2.24=1.46倍
22	総合管理建物電源	403	360	2ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率の2.24倍となるが、大きすぎるため、その1/2倍とし、2.24×0.5倍とした。
23	電源損失	961	776	1～22項の合計の２％
24	発電機励磁用電源	0	0	ブラシレス励磁機の採用により送電端出力から容量を除外
所内負荷合計（kWe）		49,004	39,583	
定格電気出力（MWe）		1,500	671.3	
所内負荷率（%）		3.3	5.9	

表 2.9.1-5　プラント稼働率の検討条件

項目	強制循環冷却方式	【参考】 自然循環 冷却方式	備考
モジュール数	４モジュール	６モジュール	
タービン数	２タービン	２タービン	
燃料サイクル	１８ヶ月	１８ヶ月	
定検期間	36.5 日	３２日*	*) 燃料プールに最遠のモジュールの場合
燃料交換期間	10.5 日	９日*	
タービン定検期間	３１日	３１日	

表 2.9.1-6　プラント稼働率

項目	強制循環冷却方式	【参考】 自然循環 冷却方式	備考
プラント稼働率	93.3% (*)	93.5%	*) モジュール炉の定検順序を表 5.11.1-7 に示す

表2.9.1-7　強制循環炉　発電量評価(タービン定検31日 並行ベース)

定検日数:36.5日／モジュール、31日／タービン

日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50
RV1	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	←	—	—	—	—	→	○	○	○	○	○	○	○	○
RV2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○
TG1																																																		
稼動数	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0.5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.5	1	1	1	1	1	2	2	2

日数	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100
RV3	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	←	—	—	—	—	→	○	○	○	○	○	○	○	○
RV4	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○
TG2																																																		
稼動数	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	0.5	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.5	1	1	1	1	1	2	2	2

○:運転中
×:停止中
…タービン定検(31日)
…原子炉定検
…燃料交換
←→…タービン定検に引きずられることによるロス

配置

単基出力:75万kWe

燃料サイクル	18	ヶ月
定検日数	36.5	日
RV基数	4	基
単基出力	75	万kWe

	出力	日数	発電量(万kWh)
1基停止	225	32	172,800
2基停止	150	62	223,200
3基停止	75	0	0
4基停止	0	0	0
100%出力	300	490	3,528,000
発電量(万kWh/月)			204,375
稼働率(%)			93.3

表2.9.1-8強制循環炉 機器仕様と物量

	項目	単位		平成13年度	備考
	鉛ビスマス中型炉FC				入力データに対する備考
20	土地及び土地権		0		
201	土地及び土地権の取得		1		
	土地面積	m2	0	0.00E+00	
21	構築物及び土地改良工事		0	0	
211	現地改良工事及び施設		1	0	
	土壌掘削容積	m3	0	16900	
	岩盤掘削容積	m3	0	0	(免震)
212	原子炉格納施設		0	0	
212.1	建物の基本構造物		8	0	
	建物体積	m3	0	4900	
	冷却コイル		0	0	
	冷却コイル冷却水流量	m3/h	0	0	
	冷却コイル配管径	mm	0	0	
	冷却コイル配管長	m	0	0	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
212.2	建物のサービス施設		8	0	
	空気雰囲気セル容積	m3	0	4900	
	不活性雰囲気セル容積	m3	0	0	
213	NI原子炉補助建物		8	0	
	建物体積	m3	0	57100	
214	タービン建物		8		
	建物体積	m3	0	105000	
215	ディーゼル発電機建物		2	0	ガスタービン発電機建物
	建物体積	m3	0	0	
216	放射性廃棄物建物		1	0	
	建物体積	m3	0	0	
217	NI保守・補修建物		1	0	
	建物体積	m3	0	0	
218	その他の諸設備建物		1	0	固廃貯蔵所+焼却炉
	建物体積	m3	0	3500	
219	スタック		8	0	
	コンクリート基礎体積	m3	0	0	
	排気筒高さ	m	0	18.65	
	排気筒平均径	m	0	1.5	
	排気筒基数	基	0	0.25	
22	原子炉設備		0	0	
221	原子炉機器		0	0	
221.1	原子炉容器及び付属品		0	0	
221.11	炉容器、熱遮蔽板及び支持台		8	0	
	炉容器重量	ton	0	450	原子炉容器径を9.85mから10.8mに変更した場合の外挿値
	炉容器板厚	mm	0	50	
	炉容器材質	-	0		12Cr系鋼——1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	熱遮蔽板重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	熱遮蔽材材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	支持台重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	支持台材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.12	原子炉構造物		8	0	
	炉心上部機構		0	0	
	ステンレス鋼材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉内構造物		0	0	
	下部内部構造物重量	ton	0	8.8	
	下部内部構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉心支持構造物重量	ton	0	171.2	
	炉心支持構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	水平バッフル構造物重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	水平バッフル構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉内貯蔵設備重量	ton	0	0	
	炉内貯蔵設備材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	COSMIC 対応		0	0	
	IHX フローガイド重量	ton	0	0	
	IHX フローガイド材質	-	0	1	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.13	固定遮蔽体及び可動遮蔽体		8	0	
	円周方向可動遮蔽体		0	0	
	鋼製遮蔽体重量	ton/体	0	0.14	鉛ビスマス遮へい体
	鋼製遮蔽体本数	体	0	96	鉛ビスマス遮へい体
	B4C遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	B4C遮蔽体数	体	0	0	
	ZrH遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	ZrH遮蔽体数	体	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体数	体	0	0	
	円周方向固定遮蔽体		0	0	
	鋼製遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型B4C遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型ZrH遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton	0	0	
	固定遮蔽体?円筒型		0	0	
	B4C遮蔽体重量	ton	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton	0	0	
221.14	炉上部構造		8	0	
	上部ﾃﾞｯｷ構造材重量	ton	0	183	熱遮蔽板含む
	回転ﾌﾟﾗｸﾞ構造材重量	ton	0	82	熱遮蔽板含む
	回転ﾌﾟﾗｸﾞ円周長	m	0	15	
	ｹｰﾌﾞﾙ長さ	100m	0	5	ケーブル取扱機構で扱う全ケーブル長
	PSR対応		0	0	
	上部鏡板重量	ton	0	0	
	上部鏡板材質	-	0	0	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod. 9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.2	制御棒駆動機構		8	0	
	主炉停止棒駆動機構基数	体	0	30	
	後備炉停止棒駆動機構基数	体	0	6	
222.3	炉容器内配管		2	0	
	流入配管径	mm	0	0	
	流入配管長	m/ﾙｰﾌﾟ	0	0	
221.5	炉容器ｶｰﾄﾞﾍﾞｯﾄﾞ及び保温材		8	0	
	ｶｰﾄﾞﾍﾞｯﾄﾞ重量	ton	0	66	別にライナ３８tonあり
	保温材表面積	m2	0	620	
	断熱ブロック体積	m3		410	
222	主冷却設備		0	0	
222.1	1次主冷却設備		0	0	
222.11	1次主循環ﾎﾟﾝﾌﾟ、駆動装置及びｶﾞｰﾄﾞﾍﾞｯﾄﾞ		8	0	
	ポンプ		0	0	
	ポンプ長	m	0	11.2	
	ポンプ径	m	0	1.81	
	ﾎﾟﾝﾌﾟ揚程	mNa	0	4.8	
	ﾎﾟﾝﾌﾟ流量	m3/min	0	222.6	
	ﾅﾄﾘｳﾑ比重量	kg/m3	0	10300	
	ﾎﾟﾝﾌﾟ効率	%	0	78	
	ﾎﾟﾝﾌﾟ回転数	rpm	0	260	
	リークフロー処理弁個数	個	0	0	

表2.9.1-8強制循環炉 機器仕様と物量

	項目	単位			平成13年度	備考
222.12	ｺｰﾙﾄﾞﾚｸﾞ逆止弁			8	0	
	逆止弁口径	mm		0	0	
	タンク型炉のみ必要			0	0	
	レダンシール	m		0	0	
	遮蔽体	ton		0	0	
	熱遮蔽板	m2		0	0	
222.14	1次主冷却配管及び支持装置			8	0	
	H/L、U/L、、C/L			0	0	炉内配管のため、炉構造に含む。H/L、C/Lも同じ。
222.4	蒸気発生設備			0	0	
222.41	蒸気発生器			6	0	
	蒸気発生器			0	0	
	伝熱管本数	本/基	0		544	SGは２基あり
	伝熱管長	m	0		52	
	伝熱管外径	mm	0		25.4	
	伝熱管厚さ	mm	0		2.6	
	管板重量	ton/基	0		40	
	ｽﾍﾟｰｻ重量	ton/基/枚	0		0	
	ｽﾍﾟｰｻ枚数	枚/基	0		0	
	上部鏡板重量	ton/基	0		0	
	胴重量	ton/基	0		252	
	下部鏡板重量	ton/基	0		0	
	ﾉｽﾞﾙ重量	ton/基	0		0	
	下降管重量	ton/基	0		0	
	ｼｭﾗｳﾄﾞ重量	ton/基	0		176	内筒＋ｼｭﾗｳﾄﾞ
	EMP吊胴重量	ton/基	0		0	
	熱遮蔽板重量	ton/基	0		0	
	ﾗｲﾅ重量	ton/基	0		0	
	ﾍｯﾀﾞ重量	ton/基	0		0	
	内部配管重量	ton/基	0		0	
	内部支持構造物重量	ton/基	0		39	
	支持構造物重量	ton/基	0		0	
223	補助炉心冷却設備			0	0	
223.1	直接炉心冷却設備			8	0	
	DRACS			0	0	
	自然循環ループ			0	0	
	Na-Na熱交換器 伝熱面積	m2	0		30.9	1ループ当たり
	Na-空気熱交換器 伝熱面積	m2	0		2904	1ループ当たり
	Na配管直径	mm	0		318.5	
	Na配管長さ	m	0		100	1ループ当たり
	ガード配管重量	ton	0		12	1ループ当たり
	HXエンクロージャ重量	ton	0		0	
	膨張タンク重量	ton	0		4.5	1ループ当たり
	自然循環ループ基数	ループ	0		3	
223.2	完全共用方式補助炉心冷却設備			2	0	
	復水器伝熱面積	m2/ﾙｰﾌﾟ	0		0	
	ﾙｰﾌﾟ数	ﾙｰﾌﾟ	0		0	
	補助給水ﾀﾝｸ容量	m3	0		0	
224	放射性廃棄物処理設備			0	0	
224.1	液体廃棄物処理設備			1	0	1/2表記
	液体廃棄物処理量	m3/h	0		0.4	
224.2	気体廃棄物処理設備			1	0	1/2表記
	気体廃棄物処理量	Nm3/h	0		0.4	
	ｶﾞｽ系配管径①	mm	0		35.6	
	ｶﾞｽ系配管長①	m	0		70	
	ｶﾞｽ系配管径②	mm	0		0	
	ｶﾞｽ系配管長②	m	0		0	
	ｶﾞｽ系配管径③	mm	0		0	
	ｶﾞｽ系配管長③	m	0		0	
224.3	固体廃棄物処理設備			1	0	1/2表記
	固体廃棄物処理量	ton/yr	0		0.3	m3/year
225	燃料取扱及び貯蔵設備			0	0	
225.1	燃料受入、貯蔵及び搬出設備			1	0	1/2表記
	プラグ駆動機構			0	0	
	プラグ駆動機構基数	基	0		1	
	遮蔽体			0	0	
	鉛重量	ton	0		0	
	炭素鋼重量	ton	0		32	
	ポリエチレン重量	ton	0		1.3	
	燃料出入機			0	0	
	Aフレーム方式燃料出入機基数	基	0		0	台車２台
	回転チェンバ方式燃料出入機基数	基	0		0	台車２台
	台車式燃料出入機基数	基	0		0.5	台車２台
	炉外燃料貯蔵設備			0	0	
	貯蔵容量	体	0		0	
	移送アーム数	基	0		0	
	検査装置数	基	0		0	
	燃料取扱セル			0	0	
	燃料取扱機数	基	0		0.25	
	缶詰装置数	基	0		0	
	缶詰貯蔵ラック数	基	0		0	
	監視窓数	個	0		0	
	新燃料貯蔵ラック数	体	0		0.25	
	新燃料検査装置数	基	0		0.25	
	新燃料予熱装置数	基	0		0.5	
	燃料昇降機数	基	0		0.75	
	ガスロック数	個	0		0	
	パワーマニプレータ数	基	0		0	
	乾式貯蔵設備			0	0	
	貯蔵管本数	本	0		0	
	貯蔵管収納容器及びダクト重量	ton	0		0	
	湿式貯蔵設備			0	0	
	洗浄槽数	基	0		0.5	
	貯蔵容量	体	0		693	
	水中移送機数	基	0		0.5	
	水処理設備数	基	0		0.25	
	UIS脱脱方式			0	0	
	UISキャスク キャスク基数	基	0		0	
	UISピットライナー ライナー表面積	m2	0		0	
	ドアバルブ 原子炉床バルブ重量	ton	0		0	
	ドアバルブ UISピット床バルブ重量	ton	0		0	
				0	0	
	全重量	ton	0		0	
225.2	格納容器内燃料取扱設備			8	0	
	燃料交換機			0	0	
	直動式燃料交換機基数	基	0		0	
	伸縮アーム型燃料交換機基数	基	0		0.5	
	炉内中継装置			0	0	
	炉内中継装置機基数	基	0		1	
	燃料移送セル			0	0	
	燃料移送セル監視窓数	個	0		0	
				0	0	
	全重量	ton	0		0	

表2.9.1-8強制循環炉 機器仕様と物量

	項目	出位		平成13年度	備考
226	その他原子炉プラント設備		0	0	
226.1	不活性ガス受入及び処理設備		8	0	
	カバーガス流量		0	0	
	1次アルゴンガス流量	Nm3/h	0	0.5	通常運転時
	2次アルゴンガス流量	Nm3/h	0	0	通常運転時
	カバーガス配管径		0	0	配管径と配管長が対応するように記載
	1次アルゴンガス配管径①	mm	0	34	
	②	mm	0	60.5	
	③	mm	0	0	
	④	mm	0	0	
	カバーガス配管長		0	0	
	1次アルゴンガス配管長	m	0	60	
	②	m	0	80	
	③	m	0	0	
	④	m	0	0	
	2次アルゴンガス配管長①	m	0	0	
	②	m	0	0	
	③	m	0	0	
	窒素ガス流量	Nm3/h	0	0	実証炉並
	窒素ガス配管径①	mm	0	0	
	②	mm	0	0	
	③	mm	0	0	
	窒素ガス配管長①	m	0	0	
	②	m	0	0	
	③	m	0	0	
	リフトポンプアルゴンガス注入系			0	水素注入装置
	アルゴンガス注入系ガス流量	Nm3/min		7	
	アルゴンガス注入系配管径	mm		34	
	アルゴンガス注入系配管長	m		50	
226.2	予熱保温設備		8	0	
	予熱保温面積	m2	0	1370	PRACSを含む
	炉容器加熱用パネル容量	kW		1000	
	炉容器加熱用パネル熱流束	kW/m2		25	
226.3	冷却材受入、貯蔵、充填及び移化設備		8	0	
	プラントのナトリウム重量	ton	0	19200	鉛ビスマスPRACSを含む
	EVST冷却設備除熱量	MWth	0	0.0	
226.6	ナトリウム漏洩検出設備		8	0	
	予熱保温面積	m2	0	1370	PRACSを含む
226.7	原子炉設備補助冷却設備		0	0	
226.71	非常用冷却水設備		8	0	
	非常用冷却水設備		0		
	流量	m3/h	0	710	
	配管径①	mm	0	318.5	
	配管長①	m	0	500	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
226.72	窒素雰囲気ガス冷却設備			0	実証炉プラント最適化研究では該当設備なし
			8		
			0		
226.8	保守・補修設備		0	0	
226.82	ナトリウム除去及び除染装置		8	0	
	洗浄槽容積	m3	0	15	ナトリウムを鉛ビスマスに読み替え
227	計測制御設備		0	0	
227.1	プロセス計測制御設備		0	0	
227.14	プラント制御設備及び安全保護系		8	0	
	制御棒体数	体	0	36	
277.2	データ処理及び表示設備		8	0	
	運転員操作室数	室	0	0.25	
	アナログ入力点数	点	0	1200	
	アナログ出力点数	点	0	190	
	ディジタル入出力点数	点	0	400	
227.3	放射線監視設備		8	0	
	放射線監視装置設置部屋数	室	0	2	
23	タービン発電機設備		0	0	
231	タービン発電機		0	0	
231.1	タービン発電機及び付属品		2	0	
	発電機出力	kWe	0	750000	
231.2	基礎		2	0	
	据付架台コンクリート体積	m3	0	750	
231.3	主及び補助蒸気設備		2	0	
	主蒸気流量	ton/hr	0	3121	
			0	0	
	主蒸気配管				
	配管径	mm	0	762	
	配管長	m	0	150	
232	循環水設備		2	0	
	建物体積	m3	0	0	
	循環水流量	m3/h	0	172500	
	配管長	m	0	270	
233	復水設備		2	0	
	重量流量	ton/hr	0	2100	
	屋外設置タンク据付基礎コンクリート体積	m3	0	0	
234	給水加熱設備		2	0	
	給水流量	ton/hr	0	3121	
			0		
	給水配管				
	配管径	mm	0	711.2	
	配管長	m	0	200	
235	その他のタービン設備機器		2	0	
	重量流量	ton/hr	0	0	
24	付属電気設備		0	0	
241	開閉設備		0	0	
241.2	所内給電用開閉設備		2	0	
	開閉盤数	台	0	5	
242	所内給電用設備		0	0	
242.1	所内給電用及び起動用変圧設備		2	0	
	変圧器数	台	0	0.75	
	基礎体積	m3	0	1500	
242.2	ユニットサブステーション		2	0	
	開閉器数	台	0	26	
	変圧器数	台	0	21	
242.3	補助電力設備		2	0	
	バッテリ設備数①	系統	0	4	
	バッテリ設備容量①	Ah/系統	0	2000	
	バッテリ設備数②	系統	0	0	
	バッテリ設備容量②	Ah/系統	0	0	
	ディーゼル発電設備数①	系統	0	2	ガスタービン、4モジュール共用
	ディーゼル発電設備容量①	kW/系統	0	3100	ガスタービン、4モジュール共用
	ディーゼル発電設備数②	系統	0	0	
	ディーゼル発電設備容量②	kW/系統	0	0	
	インバータ数①	系統	0	4	
	インバータ容量①	kVA/系統	0	160	

表2.9.1-8強制循環炉 機器仕様と物量

	項目	単位		平成13年度	備考
243	配電盤		0	0	
243.1	制御盤		2	0	
	盤数	面	0	70	
243.2	補助電力及び信号盤		2	0	
	盤数	面	0	130	
244	防護設備		2	0	
	設備数	式	0	5	
245	電気関係構築物及び配線収納設備		0	0	
245.1	地下配線用ダクト		2	0	
	ダクト長さ	m	0	130	
245.2	ケーブルトレイ		2	0	
	トレイ長さ	m	0	4100	
245.3	コンジット		2	0	
	コンジット長さ	m	0	12100	
246	動力用及び制御用配線		0	0	
246.1	発電機回路用配線		2	0	
	発電機回路用母線長さ	m	0	25	
	高圧母線長さ	m	0	220	
246.2	所内給電用配線		2	0	
	所内給電用動力配線長	m	0	160000	
	制御及び計装用配線長	m	0	60000	
	格納容器貫通部数	箇所	0	36	
25	発電用雑設備		0	0	
251	輸送・荷役設備		0	0	
251.1	クレーン及びホイスト		2	0	
	一般グレードクレーン容量①	ton	0	50	
	一般グレードクレーンスパン①	m	0	19	
	一般グレードクレーン容量②	ton	0	0	
	一般グレードクレーンスパン②	m	0	0	
	一般グレードクレーン容量③	ton	0	0	
	一般グレードクレーンスパン③	m	0	0	
	耐震グレードクレーン容量①	ton	0	300	
	耐震グレードクレーンスパン①	m	0	21	
	耐震グレードクレーン容量②	ton	0	0	
	耐震グレードクレーンスパン②	m	0	0	
	耐震グレードクレーン容量③	ton	0	0	
	耐震グレードクレーンスパン③	m	0	0	
	ホイスト容量①	ton	0	0	
	ホイスト容量②	ton	0	0	
	ホイスト容量③	ton	0	0	
	ジブクレーン容量	ton	0	0	
252	空気・水・蒸気供給設備		0	0	
252.1	圧縮空気供給設備		8	0	
	コンプレッサ数	台	0	0.75	
	配管径	mm	0	34	
	配管長	m	0	60	
252.2	アシストサービス水設備		1	0	1/2表記
	機器数	台	0	0.5	
	配管径①	mm	0	139.3	
	配管長①	m	0	100	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
252.3	通常消火設備		1	0	1/2表記
	機器数	台	0	0.5	
	配管径①	mm	0	42.7	
	配管長①	m	0	3500	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
252.4	補助蒸気設備		8	0	
	機器数	台	0	0.5	
	配管径①	mm	0	89.1	
	配管長①	m	0	1000	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
252.5	ナトリウム消火設備		8	0	
	2次主冷却設備及びSG据付最下室床面積	m2	0	0	
26	特殊材料		0	0	
261	1次冷却材		1	0	
	ナトリウム重量	ton	0	18600	全冷却材合計
262	2次冷却材		1	0	
	ナトリウム重量	ton	0	600	PRACS鉛ビスマス重量追加です
263	その他の流体		1	0	
	その他の流体の全重量	ton	0	0	

図 2. 9. 1-1 習熟による加工工数低減の想定値

図 2. 9. 1-2　モジュール効果の建設に及ぼす効果
（習熟による加工工数低減：10 基で-10%）

2.9.2 定検工程の検討

(1) 目的

発電コストに大きな影響を与える定検期間について、概略工程を設定し検討する。

(2) 従来の検討結果

平成 12 年度の検討結果から、自然循環炉の定検工程は、標準定検で原子炉とタービンを同時に定期検査するケース及び原子炉のみ定期検査するケース共に 38.5 日（燃料プールより最も遠い位置のモジュールの場合、燃料交換期間の延長により 39 日)、原子炉のみ定期検査するケースで、タービン点検期間中に一部の点検を並行して実施しておく場合は、31 日と設定されている。

クリティカルパスは、主として以下の項目となっている。

① CRD 駆動部点検
② ＳＧ伝熱管ＩＳＩ準備
③ 原子炉容器及び炉内構造物 ISI
④ ＳＧ伝熱管ＩＳＩ後片付け
⑤ 燃料交換
⑥ ＣＲＤ性能試験
⑦ 炉物理試験

(3) 強制循環炉の定検工程の検討

a．検討方針

強制循環炉の特徴を踏まえ、自然循環炉及びナトリウム中型炉を参考に、定検工程を設定する。

b．特徴

今年度の検討結果を反映した強制循環炉の特徴の内、定検工程に影響があると考えられるものを以下にまとめて示す。

・電気出力 750MW／モジュールとする。
・原子炉２モジュールに対し、１基のタービン(1500MWe)が設置される。サイト全体では４モジュール、タービン２基設置の 3000MWe が設置される。
・冷却材が鉛ビスマスのため、２次系は設けず直接、水・蒸気系で冷却する。
・１次主循環ポンプを設置する。
・非常用発電機はガスタービンを原子炉４モジュールに対して A,B,C の３系統設置し、主に補機及び空調に接続する。崩壊熱除去系は自然循環であり非常用ガスタービンには接続しない。
・炉心高さは 0.7m、燃料集合体本数は、内側炉心 276 体、外側炉心 258 体、ブランケット 90 体、制御棒 36 体である。
・燃料交換バッチ数は７バッチ、運転サイクル長さ 18 ヶ月である。
・燃料交換機は、炉内中継ありとしたナトリウム大型炉と同様の方式である。また使用済燃料

は炉外燃料貯蔵槽なしで水プール貯蔵とする。

c．定検の前提条件

定期検査を実施する場合の前提条件（各機器への設計要求条件等）を以下にまとめる。

(a) 定検期間は、発電機解列から発電機併入までとする。

(b) 定検期間の短縮を考慮し、定検期間中は炉停止時のみ実施可能な原子炉構造、熱輸送系の点検を中心に行うものとし、格納施設外の燃料取扱設備、放射性廃棄物処理設備、共通保修設備などの定検は原子炉運転中に実施する。

(c) 原子炉容器ホットプレナム温度は、炉停止後１日以降 200℃と暫定する。ＩＳＩ機器の耐熱温度の高温化が図られているものとする。

(d) 海水系、補機冷却水系等は炉停止 24 時間以降、点検開始可能とする。

(e) 原子炉容器溶接部は、VTM-2 による ISI 対象とする（異材継手部は体積検査による ISI 対象とする）。炉内構造物は、VTM-3 の目視定検対象とする。ISI に際しては、検査装置が開発されており利用できるものとする。検査速度は、Na 炉用に開発中のものと同等と仮定する。

(f) ＳＧ伝熱管については、ISI として体積検査を毎定検全数実施するものとする。伝熱管本数は 578 本×２基（給水ヘッダ，蒸気ヘッダは各２個）、伝熱管長さは 124m/本（ダウンカマ等含む）とする。検査速度は、実証炉及びナトリウム大型炉と同等とする。

(g) CRD 駆動部は 3 定検に１回分解点検を行う。CR 駆動速度は 1 本誤引き抜き制限 0.03 セント/s（暫定）と１本誤引き抜き反応度 2.2 セント/cm（H12 年度評価）から 0.14mm/s とする。

(h) 燃料交換方式は、炉内中継ありで炉外燃料貯蔵槽なしとし、１本当りの必要交換時間は、ナトリウム大型炉と同等の 60 分とする。

(i) 燃料交換時は、以下の条件とする。

① 炉心燃料の交換は、崩壊熱の減衰を待って炉停止後 10 日以降より開始とする。

② CRD：切離し、上限停止

③ コンファインメントバウンダリを確保する。（燃料交換中のコンファインメントエリア内作業は不可）

④ コンファインメントエリアの非常用 HVAC は待機。

⑤ 燃料取扱設備に接続された 2 系統の非常用電源は待機とする。

⑥ 燃料移送経路のヒートシンクとなる HVAC 等、燃料取扱設備の運転に必要なサービス系が運転状態であること。

(j) 非常用ガスタービンは、３系統設置されるため１系統の点検中も常に２系統を待機状態に維持できるため、運転中に点検を行うこととする（オンパワーメンテナンス化）。

(k) HVAC 等諸設備は、燃料交換や他の点検に支障ない時期に運転を停止して点検する。

(l) 仮置き、点検スペースは確保されているものとする。

(m) １日の作業時間は、通常８時間、交替勤務時は２２時間とする。

(n) 官庁立会検査時の曜日、時間調整については考慮しないものとする。

(o) ユーザースペック的な作業は考慮しない。

d．定検工程の検討

強制循環炉は、モジュール方式を採用しており原子炉２基に対してタービン１基を設ける計画であることから、多数の定期点検組み合わせパターンが存在する。設備利用率の向上のためには、タービン定検中に２つの原子炉モジュールの定検を極力同時に行うのが得策である。ただし燃料プールは１設備であるため、燃料交換については２モジュール並行で行えないことに留意が必要である。

ここでは、最も基本となる原子炉とタービンを同時に定期検査するケースについて、その定検工程を検討する。策定した定検工程表(案)を表 2. 9. 2-１に示す。定検必要期間は自然循環型に比べて長くなり 52.5 日となった。これは１次主循環ポンプの点検が必要となること、及び燃料集合体及び制御棒本数が増加していることによる。また、天井クレーンの使用待ち時間が発生しているためである。

ここで、１次主循環ポンプについては専用のメンテナンスクレーンを準備する。 さらに、ＳＧ伝熱管ＩＳＩ装置については、自走式または可搬式とし、準備及び後片付け時に天井クレーンを使用する必要がないものと仮定する。オペフロ上での作業（SG-ISI,R/V-ISI,炉心支持構造物等 ISI, １次主循環ポンプ点検,CRD 点検,C/V ハッチ仮置きスペースなど）の干渉が発生しないことを前提に定検工程表(案)の見直しを行った。その結果を表 2. 9. 2-２に示す。この場合、天井クレーンの待ち時間が減少することから、必要期間は 36.5 日となった。主なクリティカルパスは、１次主循環ポンプ点検 → 燃料交換 → ＣＲＤスクラム試験 → 炉物理試験となる。

以下に各項目の詳細について述べる。

(a) ＣＲＤ試験工程

駆動部点検は、駆動部切り離し、駆動部取り外し、取付け、駆動部電気試験までを見込む。ＣＲＤは３定検に１回分解点検することを想定すると、点検対象ＣＲＤは 12 体／定検である。実証炉では 10 体の点検に３日と設定されていることから、12 体/10 体×3 日=3.5 日（交替勤務）と設定する。なお、クリティカルパスではないが、駆動部点検後に漏洩試験を行う。実証炉では 30 体で２日と設定されていることから、ここでは 36 体/30 体×2 日=2.5 日と設定する。

性能試験については、交換対象の 12 体については常駆動試験、スクラム試験を２回繰り返すことを想定し、残りの交換対象外の 24 体については、各１回行うことを想定する。ナトリウム大型炉では、交換対象については３回繰り返し実施している。鉛ビスマス炉では、制御棒の昇降速度が遅く時間を要するので、実績を積めば繰返し数を３回から２回に減らせると考え、ここでは予め２回に減らした。

また性能試験の内、常駆動試験については燃料交換準備前に行うことにし、非クリティカルパス化を図る。したがって性能試験項目は、スクラム試験、位置ゼロ調節、ラッチ・デラッチ試験とな

るため、以下ではスクラム試験と呼ぶ。

性能試験の所要時間は、炉心検討結果より駆動速度が 0.14mm/s =8.4mm/min、炉心高さが 0.7m であるから、駆動試験が 700/8.4×2 =167 分／回、スクラム試験が 84 分／回となる。

したがって常駆動試験の試験正味所要時間は、167×(2×12+24)=8016 分=133.6 時間となる。試験対象ＣＲＤの切り替え時の準備・評価・後始末に 1 時間／体を見込むと総作業時間は、133.6+36=169.6 時間=7.7 日(作業時間 22 時間／日)の所要時間となる。したがって常駆動試験については、8.0 日を見込む。

スクラム試験の試験所要時間は、84×(2×12+24)=4032 分=67.2 時間となる。試験対象ＣＲＤの切り替え時の準備・評価・後始末、及び位置ゼロ調、ラッチ・デラッチ試験に 1 時間／体を見込むと総作業時間は、67.2+36×1=103.2 時間=4.7 日（作業時間 22 時間／日）の所要時間となる。したがってスクラム試験については、5 日を見込む。

(b) 1 次主循環ポンプ点検工程

ナトリウム中型炉の 1 次系主循環ポンプとほぼ同容量であり、ナトリウムポンプと鉛ビスマスポンプでの点検手順は同等であるため、ナトリウム中型炉での 1 次主循環ポンプ点検期間と同一と設定する。

(c) 原子炉容器、炉心支持構造物等 ISI 工程

平成 12 年度の自然循環型の定検工程と比較して特に見直しは不要と考えられるため、平成 12 年度と同一の 22 時間／日として、それぞれ 3 日、合計 6 日を見込む。

ただし検査に必要となる ISI 装置類は開発されていることを前提とする。また検査速度もナトリウム大型炉の場合と同等性能を有するものとする。

(d) ＳＧ伝熱管 ISI 準備・後片付け工程

ISI の準備・後片付け必要時間は、ISI 装置の台数が変更になっているが平成１２年度の自然循環型の検討結果から変更を必要とするほどの差はないと考えられる。したがって、平成 12 年度と同一のそれぞれ 5 日を見込む。

(e) ＳＧ伝熱管 ISI 工程

SG は 1 基当り入口管板、出口管板が 2 組設置されているため、検査装置 4 台を用いた並行作業で伝熱管全数を毎定検検査する。ただし SG 伝熱管用 ISI 検査装置は開発済みであることを前提とする。ここで検査装置 1 台当りの検査対象伝熱管本数は 578/2=289 本、伝熱管長 124m である。

検査装置の検査速度を、位置決め時間 5 分/本、探傷速度 10m/分と設定すると、必要検査期間は、289 本×(5 分/本＋134m/本／10m/分)=88.6 時間=4.1 日となり、必要検査期間を 4.5 日と設定する。

なお、鉛ビスマス中型炉では、SG が原子炉容器内に設置されていることから、本点検はコンファインメントエリア確保のためにも燃料交換開始前に終了する必要がある。またＣＲＤ点検、原子炉容器 ISI、炉内構造物 ISI、1 次主循環ポンプ点検、燃料交換準備等の炉上部作業との混在作業になることから、天井クレーン、作業エリアの干渉に十分注意が必要である。

(f) 燃料交換準備・後片付け工程

燃料交換の準備・後片付け必要時間は、平成 12 年度の自然循環型の検討結果からの差はないと考えられる。したがって、平成 12 年度と同一のそれぞれ 2.5 日を見込む。

(g) 燃料交換工程

交換対象燃料集合体数は、強制循環炉では 7 バッチでの交換を想定しており、1 定検での交換本数は、燃料関係 90 体（燃料集合体(276+258+90)/7=89.1 体)、制御棒 18 体（定検毎に半数の交換を想定）の合計 108 体である。

燃料集合体 1 体当りの燃料取扱い時間は、強制循環型と同一の 60 分/体と設定する。モジュール炉の効果については後述する。

90 体の燃料交換に必要な時間は、90 体×60 分=90 時間=4.1 日(作業時間 22 時間／日)となる。また、18 体の制御棒交換に必要な時間は、18 体×60 分=18 時間=0.8 日(作業時間 22 時間／日)となる。したがって燃料交換工程は 4.5 日、制御棒交換 1.0 日と設定する。

なお、強制循環炉はモジュール型を採用しており 4 炉心に対して 1 つの燃料プールが設置されている。そのため燃料プールより遠い炉心は、近い炉心と比較して燃料の移送距離が最大 25m 程度長くなる。したがって燃料交換必要時間が各モジュールで異なった値となる。近い炉心は上記の値となる。遠い炉心の場合、燃料移送速度をナトリウム大型炉と同等の 10m/min と設定すると、往復 50m の移送に要する時間が 5 分となる。したがって燃料 1 体当りの必要交換時間を 60 分＋5 分＝65 分と設定する。必要期間を求めると燃料交換工程は 4.5 日、制御棒交換 1.0 日となり、燃料交換工程に変更はない。

なお、制御棒については、現状 2 サイクルに 1 回の交換（定検毎に半数交換）を想定しているが、将来の制御棒長寿命化による交換頻度減少により、定検毎の交換本数低減による交換時間の短縮の可能性を有している。

(h) 鉛-ビスマス純化工程

燃料交換後の昇温前には、鉛ビスマス中の酸素濃度の調整が必要である。コールドトラップ能力及び目標酸素濃度から純化期間として、ここでは 8.5 日を考慮し、燃料交換作業等と並行して実施するものとする。（平成 12 年度と同一）

(i) 非常用ガスタービン自動起動試験工程

非常用ガスタービン自動起動試験は、定検毎に行う官庁検査項目であり、実際にガスタービンを自動的に起動させ、シーケンスが正しく作動するか確認するものである。軽水炉の実績で 2 日程度要していることから 2 日を考慮する。

(j) 炉物理試験工程

原子炉停止余裕検査及び過剰反応度測定検査は、定検毎に行う官庁検査項目である。本試験には、軽水炉の実績(2 日程度)を参考に、昇温開始前に炉物理試験期間として 2 日を考慮する。

(k) タービン点検工程

タービンの分解点検に必要な点検期間は、電気出力 1000MW クラスの軽水炉では、１日２２時間作業を採用して最短３７日の実績がある。本炉では出力 1500MW であるが、軽水炉より蒸気温度が高いため出力に比較してタービンは小さくなるが基本的には軽水炉と同一構造であるので、この 37 日工程を踏襲するものとした。

(l) 補機冷却系点検工程

補機冷却系点検にてクリティカルとなる海水ポンプの点検期間については、軽水炉の点検実績を参考にした。軽水炉の点検実績では、詳細点検に 16～17 日、簡易点検に 2～3 日となっている。ただし、軽水炉では全体としては現在のところ他の点検工程がクリティカルとなるため、上記の点検日数には若干の余裕が含まれている。鉛ビスマス中型炉では毎定検、１台詳細点検、１台簡易点検をシリーズに行うことを想定し、18 日を想定する。(平成 12 年度と同一)

(m) 非常用ガスタービン点検工程

ガスタービンは３系統のため、１系統の点検中も残りの２系統を待機状態にしておけるため、オンパワーメンテナンスを採用し、原子炉運転中に分解点検を行うものとする。

(4) まとめ

強制循環炉の定検工程の検討を行い、定検工程(案)を作成した。必要定検期間は 36.5 日となる(１次主循環ポンプ専用メンテナンスクレーン,自走式または可搬式ＳＧ伝熱管ＩＳＩ装置を準備)。なお、オペフロ上での作業エリアの確保、作業の干渉確認は設計詳細化に伴い見直しが必要である。

自然循環炉の定検工程 31.5 日に対して、強制循環炉は 5 日延びて 36.5 日となった。この理由は以下の通りである。

- 強制循環炉の燃料体数の方が多いが、交換バッチ数が少ないため、１定検での燃料交換本数は自然循環炉 50 体に対して、強制循環炉 90 体となる。したがって、燃料交換日数が自然循環炉 2.5 日に対して、強制循環炉 4.5 日と 2 日延びる結果となった。
- 自然循環炉の制御棒本数 36 本に対して、強制循環炉の制御棒本数は 24 本と少なく、スクラム試験は、自然循環炉 3.5 日が強制循環炉 5 日になり、1.5 日強制循環炉の定検日数が増加した。
- 強制循環炉のクリティカルパスである１次主循環ポンプ点検日数は 15 日、自然循環炉のクリティカルパスであるＳＧ伝熱管ＩＳＩは 13.5 日であるので、１次主循環ポンプ点検のクリティカルパスの方が 1.5 日長い。

すなわち、強制循環炉と自然循環炉の炉心仕様の相違及びポンプの有無から、強制循環炉の方が、燃料体数増により 2 日、制御棒本数増により 1.5 日、１次主循環ポンプ有無 1.5 日の併せて 5 日だけ定検工程が自然循環炉よりも長くなっている。

図 2.9.2-1 強制循環炉 定期検査工程表（天井クレーン１基のみ）

図 2.9.2-2 強制循環炉 定期検査工程表（ポンプ専用メンテナンスクレーン設置案）

2.9.3　建設工程の検討

(1)　目的

建設工期と、建設手法について検討した。

(2)　検討

a．ナトリウム中型炉の検討結果

ナトリウム冷却中型炉の建設工程は、以下の主要な特徴を踏まえた上で33ヶ月と設定されている。本検討では、このナトリウム中型炉の工程をベースに検討を行う。

① 熱出力1190MW／モジュール（電気出力500MW／モジュール）

② ３モジュールで１ユニット（電気出力1500MW）とし、ツインプラントとする。

③ １次冷却系２ループ、２次冷却系１ループ（従って１次主循環ポンプは２基、蒸気発生器は１基設置される。）

④ 建屋は、免震建屋を採用し建屋容積31.6万m^3／6モジュール(シングルモジュール15.0万m^3（原子炉建屋１モジュール分、それ以外の共用部分は６モジュール分))、その内、格納容器容積1.07万m^3である。

⑤ 炉外燃料貯蔵槽の削除

⑥ 燃料集合体本数は、内側炉心120体、外側炉心102体、ブランケット60体、制御棒１９体、中性子遮蔽体210体である。

⑦ 大型ユニット工法の採用

b．強制循環炉の特徴

建設工程に影響があると考えられる特徴を以下に示す。

① １モジュール当りの熱出力1875MW、電気出力750MW。２モジュールで１ユニット（電気出力1500MW）とし、ツインプラントとする。

② 鉛ビスマス冷却のため、２次系は設けず直接、水・蒸気系で冷却する。

③ 非常用発電機はガスタービンを原子炉４モジュールに対してA,B,Cの３系統設置し、主に補機及び空調に接続する。崩壊熱除去系は自然循環であり非常用発電機に接続しない。

④ 燃料集合体本数は、内側炉心276体、外側炉心258体、ブランケット90体、制御棒36体、遮蔽体96体である。

⑤ 建屋は、３次元免震建屋を採用し建屋容積24.8万m^3／4モジュール（シングルモジュール18.6万m^3(原子炉建屋１モジュール分、それ以外の共用部分は４モジュール分))、その内、格納容器容積0.5万m^3である。

c．建設工程の検討

(a)　前提条件

i．建設時期

建設は2030年代からを前提とし、この時点での技術開発を見通したものとする。

ii．サイト条件

現時点では立地条件が具体化されていないため、立地点に依存する気象条件、地質条件及びサイト特有の条件等の建設計画を制約する特殊な条件はないものとした。

本検討では、季節や気象条件による稼働率の変化や水切り作業制限等の制約条件を考慮せず、一定条件のもとで建設が進められるとともに、必要な時期に機器を搬入できるものとした。

iii．労働条件

建設工期の評価にあたっては、最新の軽水炉プラントと同等の標準的な労働条件や工期で建設することを考慮する。(4週6休ベース)ただし、クリティカルとなる作業(例えば燃料装荷作業等)について、必要に応じて条件の変更を行う。

iv．その他の条件

下記の諸設備については、必要な時期までに整備され使用可能とする。

① 港湾施設、荷揚岸壁及び荷揚設備

② ユーティリテイ設備（補助蒸気設備、淡水供給系、排水処理系、アルゴンガス供給系及び窒素ガス供給系等）

③ 送電線や開閉所等の外部電源設備

④ 下記の仮設備については、必要な期間までに整備され使用可能な状態にあるものとする。
／仮設用地（原子炉建屋周辺及び仮設加工場用用地等）／構内道路／電源設備／
／仮設用水供給設備及び仮設排水（処理設備含む）設備／

⑤ クレーン取合いについては、各設備の工事物量が明確になっていないこと、及びこのためにクレーン取合い調整ができないことから、本検討にあたっては考慮しないものとし、仮設揚重設備は必要な時期に必要な期間使用できるものとする。

⑥ 試験・検査工程については、現状の軽水炉に適用される法規、法令等に定められる試験・検査項目をベースとして計画する。

v．官庁立会い検査に関する曜日、時間の制約はないものとして計画する。

vi．ユーザースペック的作業（例えば総点検やデータ収得を目的とした追加試験）は考慮しない。

vii．機器製作及び許認可取得等は、建設工事遂行に必要な時期までに完了しているものとする。

viii．建設は、最低限の運転が可能となる原子炉建屋1モジュール分と補助建屋2ユニット(=4モジュール)分、制御建屋2ユニット(=4モジュール)分を行うことを前提とする。

ix．ナトリウム中型炉と同様の大型ユニット工法を採用するものとする。大型ユニット工法の前提条件を以下に示す。

① 原子炉建屋は、FL+0からオペフロまでを1モジュール分一体輸送する。
② 原子炉建屋内のコンクリートについては、全て現地で施工するものとする。
③ 原子炉建屋内のライナ等の内装、配管、電気・計装等は可能な限り工場で施工しておく。
④ 主要機器（R/V、G/V等）は、現地にて据付けるものとする。
⑤ 原子炉建屋（オペフロ以上）については現地にて施工するものとする。
⑥ 制御建屋、補助建屋、タービン建屋についても同様の大型ユニット工法を採用する。
⑦ 大型ユニットの海上輸送の必要期間は1ヶ月とする。
⑧ 大型ユニットの現地水切りから据付け完了までの必要期間は2ヶ月とする。

(b) 工程の検討

主要なクリティカルパスとなる項目について以下に建設工程を検討した。

i．建屋工程

強制循環炉での建屋容積は、ナトリウム中型炉の建屋と比較検討すると以下となっている。

ナトリウム中型炉の場合、建屋容積は、原子炉建屋１モジュール分に、補助建屋と制御建屋の２ユニット(6 モジュール)分を加えたもので、原子炉建屋(3.3 万 m^3/モジュール)＋補助建屋(8.4 万 m^3/2 unit)＋制御建屋(3.3 万 m^3/2 unit)で求められ、15.0 万 m^3／モジュールである。

一方、強制循環炉の場合、建屋容積は、原子炉建屋１モジュール分に補助建屋と制御建屋の２ユニット(４モジュール)分を加えたもので、原子炉建屋(3.6 万 m^3/モジュール)＋補助建屋(7.4 万 m^3/2 unit)＋制御建屋(3.2 万 m^3/2 unit)で求められ、14.2 万 m^3／モジュールである。

まとめると以下となる。

・建屋容積：「ナトリウム中型炉」=15 万 m^3／モジュール
→ 「強制循環炉」=14.2 万 m^3／モジュール

・格納容器容積　：「ナトリウム中型炉」=1.07 万 m^3／モジュール
→ 「強制循環炉」=0.5 万 m^3／モジュール

建屋容積については、ほとんど差がなく同等と考えられる。また建設工期に影響の大きい階層数についても、オペフロ高さが双方とも FL+35m と同一であり、階層数は、格納容器でナトリウム中型炉は５階層、強制循環炉は６階層、格納容器外でナトリウム中型炉は８階層、強制循環炉は４階層であり、ほぼ同等と判断される。

建屋の建設工程の内、クリティカルパスとなるのは鉄筋コンクリート（RC 造）建屋部分の工事であり、主に格納容器のコンクリート工事がこれに該当する。

格納容器容積については、ナトリウム中型炉と比較して出力の増大(1.5 倍)にもかかわらず、鉛ビスマス冷却のため２次系が無いこと、タンク型であることから約５割減少している。原子炉容器径はナトリウム中型炉の 6.57m に対し、強制循環炉では 9.85m となっており、５割程度増加している。これを工期に反映すると、ナトリウム中型炉の格納容器コンクリート工事期間 11 ヶ月(現地４ヶ月，工場７ヶ月)に対して８ヶ月程度(現地４ヶ月，工場４ヶ月)と見積もられる。

鉄骨建方期間については、ナトリウム中型炉では１ヶ月を見込んでいる。クレーン上屋全体の容積の内、工程上クリティカルとなる原子炉建屋クレーンの上屋容積は、ナトリウム中型炉の約 0.6 万 m^3(=10m×25m×(58.5m-35m))に対し、強制循環炉では約 1.2 万 m^3(=19m×21m×(65m-35m))と２倍となっている。したがって、鉄骨建方のクリティカル期間を２ヶ月とする。

ii．炉上部機器・ブランケット燃料体据付け

ここで据付ける炉上部機器、炉心支持構造物、模擬炉心については、ナトリウム中型炉と比較すると、原子炉容器径の増大による炉上部機器の大型化、ブランケット燃料体数の減少、CRD の増加を考慮して、0.5 ヶ月延長し、5.5 ヶ月を想定する。

iii. 総合機能試験

ナトリウム中型炉の総合機能試験は、主として以下の順で行われる。

① 格納容器漏えい率試験
② ＣＲＤ試験
③ 燃料取扱機試験
④ 予熱
⑤ ナトリウム充填・純化
⑥ ナトリウム中燃料取扱機試験
⑦ ナトリウム中ＣＲＤ試験
⑧ 冷却系総合試験
⑨ ナトリウム注入後格納容器漏えい率試験
⑩ 燃料装荷開始（性能試験へ）

鉛ビスマス炉ではこの内、ナトリウムを鉛ビスマスに読み替えた試験を実施する必要があると考えられる。上記試験の内、ＣＲＤ試験については、ＣＲＤの本数の増加、及びＣＲＤ駆動速度が低いことを考慮して②⑦合せて１ヶ月延長する。

鉛ビスマスの充填・純化については、冷却材が鉛ビスマスであり１万トン以上の物量になるが、取扱が比較的容易であること、及び容積的にはナトリウム中型炉と大差なく、熱容量もナトリウムと同程度であることから、ナトリウム中型炉と同等の 1.5 ヶ月を考慮する。

冷却系総合試験については、１次系配管、２次ポンプ、２次系配管、ＩＨＸが存在しないことを考慮して 0.5 ヶ月短縮し 1.5 ヶ月を想定する。

以上の結果から総合機能試験として８ヶ月を想定する。

iv. 性能試験

炉物理試験は最低限必要なものに絞り込み、出力試験は３回(30%、70%、100%)、プラント熱過渡試験は連続的に実施する。ＰＷＲでの実績(230 日)も考慮し、８ヶ月と設定する。

(c) まとめ

以上の検討から、強制循環炉の建設工程は 35.5 ヶ月と設定する。設定した建設工程表（案）を表 2.9.3-1 に示す。強制循環炉の建設工程の主なクリティカルパスは以下となる。括弧内はナトリウム中型炉の工程を示す。

・建屋：13.5 ヶ月（12 ヶ月）
・炉上部機器・ブランケット燃料体据付け：6 ヶ月（5.5 ヶ月）
・総合機能試験：８ヶ月（7.5 ヶ月）
・性能試験：８ヶ月（８ヶ月）

(3) まとめ

強制循環炉の建設工程について、ナトリウム中型炉の建設工程をベースに検討し、建設工程を設定した。全体工程は 35.5 ヶ月となった。なお、工場内での大型ユニット建設の先行期間を含めると、全体建設工程は 36.5 ヶ月となる。ナトリウム中型炉より長くなる主な原因は、タンク型採用に伴う原子炉容器径の増大による炉上部機器の大型化と、制御棒本数の増加及び制御棒駆動速度が小さいことに伴う制御棒関連検査時間の増加である。

表 2.9.3-1　強制循環炉 全体建設工程

3. 強制循環型鉛ビスマス炉の構造健全性に関する検討

3.1 キドニー型蒸気発生器の構造健全性検討

構造の小型化と、物量の削減が可能なポテンシャルを有するキドニ型蒸気発生器に関し、クリティカルになると考えられる熱荷重に対する構造成立性の見通しを得るとともに、開発課題を明らかにする。

3.1.1 キドニ型蒸気発生器の構造成立性に関する課題の整理

キドニ型蒸気発生器の構造成立性に関する主要課題を摘出する。現時点で考えられるキドニ型蒸気発生器の特徴的な課題を以下に示す。

1) 伝熱管部（高温）とダウンカマ部（低温）の温度差（水平面内温度差）

蒸気発生器のダウンカマ（給水管）部と伝熱管部は大きな温度差を伴って隣接する。そのため蒸気発生器には大きな水平面内の温度差が生じ、特にダウンカマ部と伝熱管部の仕切構造部では高い熱応力が発生しやすい。

2) 上部プレナムとSG側の温度差（内外温度差）

高温の上部プレナムと蒸気発生器の低温部（ダウンカマ部及び下方の伝熱管部）の間には大きな内外温度差が生じる。特に、ダウンカマ部の給水管支持板及び伝熱管支持板の取付部では構造不連続部となるため、高い熱応力が発生しやすい。

3) 低温のダウンカマ内と高温のダウンカマ外の液位差

低温のダウンカマ内と高温のダウンカマ外では液位差が生じる。スタンドパイプの温度は接している流体温度に支配されるため、内外で大きな温度差がある冷却材の液位に差があると、そこでステップ状の軸方向温度分布が生じ、大きい熱応力の発生要因になる。特に、液位差が頻繁に変動する場合は注意が必要である。

4) スクラム後の熱成層（軸方向温度分布）

熱成層発生時には、構造不連続部（仕切板や伝熱管支持板とスタンドパイプの接合部）を界面が通過するのを避けることができない。このような状態では高い熱応力の発生が予想される。

3.1.2 構造成立性の検討

3.1.2.1 蒸気発生器の候補概念の設定

蒸気発生器の候補概念として、表3.1.2-1に示すA案からE案の5通りの概念を考案した。A案は最も単純な構造であり、Eに向かうにつれて熱荷重に対する対策が増し複雑になっている。表に示す如くE案は構造が成立する見通しが高いが構造が複雑化し物量も多い。

3.1.2.2 耐熱性検討

(1) 応力の制限値の設定

評価が最もクリティカルとなるクリープ疲労損傷を満足できる制限値を設定する。なお、

プラント寿命は60年とした。

[繰返し数600回の場合：通常起動回数（熱過渡回数）]

「高速増殖実証炉高温構造設計方針（案）」の疲労曲線Bより $\varepsilon_t \leqq 0.0035$（520℃、Df≒0.5）

溶接部の疲労強度低減係数=1.3（Mod.9Cr-1Moの値を準用）、弾性追従係数：q=2.0とする。

∴ Sn≦460MPa

[繰返し数10000回（2日に1回に相当）と仮定した場合

：ポンプ回転数変動によるダウンカマ内液位の変化回数（仮定値）]

疲労曲線Bより $\varepsilon_t \leqq 0.0018$（520℃、Df≒0.5）

溶接部の疲労強度低減係数=1.3（Mod.9Cr-1Moの値を準用）とする。

∴ Sn≦230MPa

(2) ケースAの検討

耐熱性が最も厳しい(物量は最小)と考えられるケースAの耐熱性の見通し検討を行う。

a. 解析モデル・荷重条件：図3.1.2-1に示す。定格時の温度分布による熱応力解析を行う。

b. 解析結果

変形図を図3.1.2-2に、ミーゼスの相当応力分布を図3.1.2-3に示す。周方向温度差のあるフランジ近傍で最大で約600MPaの応力強さが発生し、胴部では400MPa近い応力である。

c. 成立性評価

成立性が見通せる応力強さ範囲は460MPa程度である。定格出力時だけでこれを大きく上回っており、ケースAでは成立性を見通すことができない。

d. 結　論

ケースAの構造は物量が最小であるが、耐熱成立性に課題がある。

(3) ケースBの検討

ケースAより、ダウンカマと伝熱管を一つのスタンドパイプに収容するのは、温度分布が大きくなり耐熱性は良くなく、ケースBは解析対象とはせず、ケースCの検討を行う。

(4) ケースCの検討

ダウンカマ用スタンドパイプ、伝熱管用スタンドパイプ及びシュラウドの3種類の構造の成立性を検討する。(図3.1.2-5を参照) なお、ケースD及びケースEは物量へのインパクトが大きいと考えられるため、ケースCで成立する概念を追求するものとする。

a. 解析モデル及び荷重条件

図3.1.2-4にケースCの構造概念図を示す。今回の検討モデルは、炉心槽の直径が5.13mの場合のものである。次に定格出力時及びスクラム時の温度分布（推定値）を図3.1.2-5に示す。ダウンカマの内面と外面には定格時で1.21m、スクラム時で0.33mの液位差が生じる。なお、スクラム時の解析では、手動トリップ時の熱流動解析で得られた熱成層条件を入力する。図3.1.2-6に熱成層条件を示す。解析ではスクラム後600秒後の温度分布を入力している。

b. 解析結果

(a) 各構造の変形図及びミーゼスの相当応力

各構造の変形図及びミーゼスの相当応力分布を以下の図に示す。なお、変形図は室温状態からの変形を表している。変位量の最大値は図中の左下の括弧内に示す。(単位：mm)

[ダウンカマ用スタンドパイプ]

・ミーゼスの相当応力分布（定格時）　：図 3. 1. 2-7
・ミーゼスの相当応力分布（スクラム時）　：図 3. 1. 2-8
・主なライン上の応力分布（定格時）　：図 3. 1. 2-9～図 3. 1. 2-12
・主なライン上の応力分布（スクラム時）　：図 3. 1. 2-13～図 3. 1. 2-16
・変形図及び最大応力強さ　：図 3. 1. 2-17

[伝熱管用スタンドパイプ]

・ミーゼスの相当応力分布（定格時/スクラム時）：図 3. 1. 2-18、図 3. 1. 2-19
・主なライン上の応力分布(定格時/スクラム時)：図 3. 1. 2-20～図 3. 1. 2-3. 2、図 3. 1. 2-24～図 3. 1. 2-27
・変形図及び最大応力強さ　：図 3. 1. 2-28

[シュラウド]

・ミーゼスの相当応力分布（定格時）　：図 3. 1. 2-29
・ミーゼスの相当応力分布（スクラム時）　：図 3. 1. 2-30
・主なライン上の応力分布（定格時）　：図 3. 1. 2-31～図 3. 1. 2-34
・主なライン上の応力分布（スクラム時）　：図 3. 1. 2-35～図 3. 1. 2-38
・変形図及び最大応力強さ（定格時）　：図 3. 1. 2-39
・変形図及び最大応力強さ（スクラム時）　：図 3. 1. 2-40

(b) 最大応力発生箇所と応力値

[ダウンカマ用スタンドパイプ]＝ダウンカマ内の液位レベル（定格時）：$\langle Qm+b \rangle max=624MPa$

[伝熱管用スタンドパイプ]＝スクラム時のフランジ部：$\langle Qm+b \rangle max=514MPa$

[シュラウド]＝スクラム時のフランジ部：$\langle Qm+b \rangle max=458MPa$

c. 成立性評価及び成立性確保のための対策

(a) ダウンカマ用スタンドパイプ

i. 成立性評価

応力が最も厳しいのはダウンカマ内の液位レベルであり、定格時とスクラム時とで応力の符号の逆転は生じていない。従って、応力強さの変動範囲はスクラムに関係なくポンプの回転数変化により液位が上下することによる。その概念を図 3. 1. 2-41 に示す。この事象は 10000 回程度（2 日に 1 回相当）の繰返し数を想定しておく必要があると考えられる。最大応力強さ範囲 Sn は評価ライン②(図 3. 1. 2-10) で生じ、その値は Sn=720MPa (|-580MPA|+|140MPa|)

である。Sn を決める 2 つの応力状態を図 3. 1. 2-10 の軸方向応力のグラフ中に丸印を付けて示す。応力の制限値は 2. 30MPa であり、このままの構造では成立性がない。

ii .成立性確保のための対策案

(i) 円筒断面構造の採用

ダウンカマ用スタンドパイプを直径 1900mm、板厚 30mm の円筒構造としたときの定格時の応力解析を行った。その結果を図 3. 1. 2-42 に示す。上記と同様にスタンドパイプ内液位が変化するときの応力強さの変動範囲は Sn=600MPa であり、四角形断面の場合と同様、発生応力は大きな値である。従って円筒構造を採用しても、直接的には成立性確保にはつながらない。

(ii) ダウンカマ用スタンドパイプ多重構造化

内外液位差を小さくするため、ダウンカマ用スタンドパイプを多重構造として、隙間にスタグナント領域を作る案である。2 重構造では内外温度差の低減が不十分であるため、3 重構造を用いる場合の成立性を検討する。この概念を図 3. 1. 2-41 に示す。内外温度差は 1/3 になることが期待できるため、発生応力も 1/3(720MPa/3=240MPa)となる。この場合は制限値 230MPa 程度では、裕度は無いものの成立可能性のある範囲内に入る。

iii結論

ダウンカマ用スタンドパイプは内外温度差が大きいため、1 重構造では成立しない。3 重構造とすることにより、成立の可能性がでてくる。

(b) 伝熱管用スタンドパイプ

i. 成立性評価

定格時の発生応力は低く、スクラム時に高い応力が生じている。これはスクラム発生時には主流路（スタンドパイプの外面及びシュラウド内面）の温度が低下するのに対し、スタンドパイプとシュラウドの間の冷却材が高温のまま残るため、内外温度差が大きくなることによる。最大応力強さ範囲はスクラムと均一温度状態との組み合わせで決まり、図 3. 1. 2-26 に示す評価ライン③のフランジ部近傍で生じ、その値は 410MPa である。裕度は小さいものの制限値 460MPa 以下であり、伝熱管用スタンドパイプは成立性を有すると判断できる。

ii. 結論

伝熱管用スタンドパイプは裕度は小さいものの、耐熱性を確保できる見通しがある。

(c) シュラウド

i. 成立性評価

応力が大きいのは図 3. 1. 2-36 に示すスクラム時の評価ライン②のフランジ近傍と、図 3. 1. 2-38 に示す評価ライン④の伝熱管支持板接合部である。最大応力強さ範囲は発生応力の高いスクラム時で決まる。スクラム時の評価ライン②では Sn=455MPa であり、制限値 460MPa を僅かに下回っている。一方、評価ライン④では Sn=410MPa である。発生箇所はシュラウド

と伝熱間支持板との接合部であるため、溶接部かつ構造不連続部である。構造不連続部のひずみ集中係数として少なくとも Kε=1.3 は見込む必要があると考えられるため、応力の制限値は Sn≦460/1.3≒350MPa となる。発生応力はこれを超えており、このままでは成立性確保は厳しい。

ii. 成立性確保のための対策案

(i) シュラウドと伝熱管支持板との接合部の鍛造構造化

接合部を鍛造製作することにより、溶接部の疲労強度低減係数 1.3 を適用しなくて済むようになる。この場合の制限値は 460MPa であり、余裕は小さいが成立範囲内に入る。但し、製作コストはかなり上昇する。

(ii) シュラウドの多孔構造化

シュラウドを多孔構造として隙間の冷却材をスクラム時に早く温度低下させる案である。しかし、この案の場合にはスタンドパイプでの内外温度差が大きくなることが考えられる。また、定格時に隙間をバイパスする流量を抑えるため、隙間を十分に小さくする必要がある。製作性の観点から異形断面形状構造物を小さな隙間で作ることは相当に困難を伴い、大幅なコストアップも避けられない。従って、本案は現実的でないと考えられる。

iii. 結論

シュラウドは伝熱管支持板の接合部で高い応力が発生しており、現状の構造では成立しない。シュラウドと伝熱管支持板との接合部の鍛造構造化することにより成立性は得られるが、製作コストはかなり上昇すると考えられる。

3.1.3 健全性のまとめと機器設計への反映

キドニ型蒸気発生器の耐熱性を検討した。表 3.1.2-1 のケース C の構造に以下の対策を施すことにより、耐熱成立性を確保できる見通しが得られた。但し、今回の検討は冷却材温度を推定しているものが多く、今後流動解析を行い温度条件を確認しなければならない。その結果によっては、更に追加対策が必要になる可能性がある。

① ダウンカマ用スタンドパイプ：ダウンカマ用スタンドパイプを 3 重構造とする。

② 伝熱管用スタンドパイプ：特別な対策は不要と考えられる。

③ シュラウド：シュラウドと伝熱管支持板との接合部を鍛造構造とする。

以上に実施した健全性の検討結果を反映し、機器構造計画と原子炉構造計画を行った。

図 3.1.3-1 にキドニ型蒸気発生器概念図を、図 3.1.3-2 に原子炉構造概念図（平面図）を示す。原子炉容器径は、従来想定していたφ9.85m からφ10.8m に増大する。図 3.1.3-3 には組立手順概念図を示した。ダウンカマ部と伝熱管部を現地で組み立てるのは困難と考えられるため、工場で組み立てた状態で隔壁上に取り付けることになる。なお、この場合の蒸気発生

器1基（スタンドパイプ、シュラウド及びSG取付フランジを含む）当たりの重量は275トンである。

また、キドニー型蒸気発生器の関する開発課題を整理した。これを以下に示す。

・鉛-ビスマス炉に適合する高強度鋼の開発

・伝熱管の精度良い3次元曲げ加工方法の開発

（開発が困難な場合には曲率変化部に溶接部を設けることになり、溶接部が多数になる。）

・伝熱管用スタンドパイプとシュラウドとの間のバイパス流を抑えるための皿ばねタイプ型シール材の製作方法開発及び健全性確認

・蒸気発生器試作による製造方法の実証

・サーペンタイン型伝熱管の熱伝達特性の確認

・隙間部の熱流動特性の確認

・熱流動解析による冷却材温度分布の確認（特に多重構造の隙間の温度分布）

表 3.1.2-1　キドニ型 SG の候補概念と耐熱成立性見通し

候補概念		A	B	C	D	E
		・スタンドパイプの内側に伝熱部と給水管を直接設置 ・伝熱部と給水管（ダウンカマ）との間に仕切板を設置	・スタンドパイプに仕切板を取り付ける代わりに、ダウンカマを包む胴をスタンドパイプ内に設置	・スタンドパイプの周方向温度分布を緩和するため、SG 伝熱部とダウンカマ用のスタンドパイプを別々に設置	・スタンドパイプ内に SG 外胴を設置 ・SG 外胴の中に、伝熱部とダウンカマを仕切る板を設置	・スタンドパイプ内に SG 外胴を設置 ・SG 外胴の中に、ダウンカマを包む胴を設置
健全性の見通し	伝熱管部とダウンカマの温度差	(△) ●スタンドパイプに大きな周方向温度分布（温度差）が発生する。 ●温度差が生じる位置に構造不連続部（スタンドパイプと仕切板の接合部）があるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(○) ○A よりは緩和されるものの、スタンドパイプの周方向にそれなりの周方向温度差の発生が予想される。 ○スタンドパイプの熱応力は比較的大きいと予想されるが、温度差発生位置に構造不連続部が無いため、成立性があると予想される。	(○) ○スタンドパイプに周方向温度分布は生じない。	(△) ○スタンドパイプに生じる周方向温度分布はかなり緩和される。 ●SG、外胴の周方向温度差は大きく、仕切板との接合部で大きな熱応力の発生が予想される。	(○) ○スタンドパイプに生じる周方向温度分布は D よりも更に緩和される。 ○SG 外胴の周方向温度分布は B のスタンドパイプと同様である。
	上部プレナムと SG 側の温度差	(△) ●スタンドパイプ(フランジを含む)に大きな内外温度差が発生する。 ●スタンドパイプと仕切板及び伝熱管支持板との接合部で大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ○ダウンカマと上部プレナムとの間に 2 重壁が存在するため、スタンドパイプの内外温度差は緩和する。 ●伝熱部（下部）と上部プレナムとの間のスタンドパイプには、A と同じく内外温度差が生じる。 ●スタンドパイプと伝熱管支持板との接合部で大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●ダウンカマ用スタンドパイプには大きな内外温度差が生じる。給水管サポートとの接合部で大きな熱応力の発生が予想される。 ●伝熱管用スタンドパイプの内外温度差は大きく、伝熱管支持板との接合部で大きな熱応力の発生が予想される。	(○) ○SG と上部プレナムとの間に 2 重壁が存在するため、スタンドパイプ及び SG 外胴の内外温度差は緩和する。	(○) ○ダウンカマ側では 3 重壁、伝熱管側では、2 重壁が存在するため、スタンドパイプ及び各胴に生じる内外温度差はかなり緩和する。
	低温のダウンカマ内と高温のダウンカマ外の温度差及び液位差	(△) ●内外で大きな温度差がある冷却材の液位に差があると、そこでステップ上の軸方向温度分布が生じるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●内外で大きな温度差がある冷却材の液位に差があると、そこでステップ上の軸方向温度分布が生じるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●内外で大きな温度差がある冷却材の液位に差があると、そこでステップ上の軸方向温度分布が生じるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●内外で大きな温度差がある冷却材の液位に差があると、そこでステップ上の軸方向温度分布が生じるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(□) ○高温の上部プレナムとダウンカマとの間に 3 層の壁があるため内外温度差は緩和される。
	スクラム後の熱成層による軸方向温度分布	(△) ●熱成層の界面部に構造不連続部があるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●熱成層の界面部に構造不連続部があるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(△) ●熱成層の界面部に構造不連続部があるため、大きな熱応力の発生が予想される。	(○) ○熱成層の界面部に構造不連続部が無いため、成立性があると推定される。	(○) ○熱成層の界面部に構造不連続部が無いため、成立性があると推定される。
評価		×	△	△（スタンドパイプを多重化すれば○）	△（スタンドパイプを多重化すれば○）	○

図 3. 1. 2-1　ケース A の解析モデル及び荷重条件（定格時）

図 3. 1. 2-2　スタンドパイプの変形図及び発生応力（ケース A、定格時）

（内面側）

（外面側）

図 3. 1. 2-3 (1/2)　スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布（ケース A、定格時）

（内面拡大図）

（外面拡大図）

図 3. 1. 2-3 (2/2)
スタンドパイプの変形図
および発生応力
（ケース A、定格時）

図 3. 1. 2-4
キドニ型蒸気発生器
概念図（ケース C）

図 3.1.2-5　ケース C の定格出力時及びスクラム時の温度分布（想定図）

図 3.1.2-6　手動トリップ解析結果 軸方向温度分布 <SG 胴側面 (i=17)>

(内面側)　　(外面側)　　単位：MPa

図 3. 1. 2-7　ダウンカマ用スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布
(ケースC、定格時)

(内面側)　　(外面側)　　単位：MPa

図 3. 1. 2-8　ダウンカマ用スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布
(ケースC、スクラム時)

図 3.1.2-9
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン①）

図 3.1.2-10
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン②）

図 3. 1. 2-11
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン③）

図 3. 1. 2-12
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン④）

図 3. 1. 2-13
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン①）

図 3. 1. 2-14
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン②）

図 3. 1. 2-15
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン③）

図 3. 1. 2-16
ダウンカマ用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン④）

定格時

スクラム時

図 3. 1. 2-17　ダウンカマ用スタンドパイプの変形図及び最大応力強さ（ケース C）

単位：MPa

(内面側)　　(外面側)

(内面側拡大)　　(外面側拡大)

単位：MPa

図 3. 1. 2-18　伝熱管用スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布
(ケース C、定格時)

(内面側)　　(外面側)　　単位：MPa

(内面側拡大)　　(外面側拡大)　　単位：MPa

図3.1.2-19　伝熱管用スタンドパイプのミーゼスの相当応力分布
(ケースC、スクラム時)

図 3. 1. 2-20
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン①）

図 3. 1. 2-21
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン②）

図 3. 1. 2-22
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン③）

図 3. 1. 2-23
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン④）

図 3.1.2-24
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン①）

図 3.1.2-25
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン②）

図 3.1.2-26
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン③）

図 3.1.2-27
伝熱管用スタンドパイプの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン④）

定格時

スクラム時

図 3. 1. 2-28　伝熱管用スタンドパイプの変形図及び最大応力強さ（ケース C）

内面側（全体）　　内面側（伝熱管支持板）

外面側（全体）　　外面側（伝熱管支持板）

内面側拡大　　外面側拡大

図 3. 1. 2-29　シュラウドのミーゼスの相当応力分布（ケースC、定格時）

内面側（全体）　　内面側（伝熱管支持板）　　単位：MPa

外面側（全体）　　外面側（伝熱管支持板）

内面側拡大　　外面側拡大　　単位：MPa

図3.1.2-30　シュラウドのミーゼスの相当応力分布（ケースC、スクラム時）

図 3.1.2-31
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン①）

図 3.1.2-32
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン②）

図 3.1.2-33
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン③）

図 3.1.2-34
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、定格時、評価ライン④）

図 3. 1. 2-35
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン①）

図 3. 1. 2-36
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン②）

図 3.1.2-37
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン③）

図 3.1.2-38
シュラウドの軸方向の応力分布
（ケース C、スクラム時、評価ライン④）

図 3. 1. 3-39 シュラウドの変形図及び最大応力強さ（ケースC、定格時）

図 3. 1. 3-40 シュラウドの変形図及び最大応力強さ（ケースC、スクラム時）

図3.1.3-41 ダウンカマ用スタンドパイプに生じる温度分布

図3.1.3-42
円筒断面構造の場合の
軸方向の応力分布

3.2. 配管方式の成立性の検討

3.2.1 概要

循環ポンプを原子炉容器外部に設置した強制循環炉を想定し、ポンプの出入口配管の構造成立性に関する課題を整理するとともに、構造健全性上成立が厳しい部位に関し成立性評価を行う。本検討は配管方式にした場合、どのような構成となるかについてフィージビリティー検討を行うものである。

3.2.2 配管の構造健全性に関する課題の整理

鉛-ビスマス配管の構造健全性に関する主要課題を摘出し、定性的な評価により特に成立性への影響が大きくなると予想される項目を整理する。強制循環炉の現設計上の特徴、それを踏まえた主要課題は以下の通りである。

1) 流速を小さく抑えるため配管口径は大きくなる。その結果、配管重量が大きくなり、サポート容量が非常に大きくなる。

2) 鉛-ビスマス配管に特徴的な荷重あるいは応力に基づく以下の課題がある。

・流体重量による管の断面変形による応力

・自重によるビーム変形

・重量が大きいため低固有振動数。免震構造にしても共振領域に入る可能性があり、地震による応力に注意する必要がある。

3.2.3 構造成立性の検討

(1) 検討内容

3.2.2 項で整理された主要課題に対する成立性を見通すための検討を行う。

(2) 検討手順

検討手順を以下に示す。検討対象は図 3.2.3-1 の入口配管及び出口配管とする。

1) 熱膨張に対する成立性を確保できる引き廻し形状を設定する。

2) 口径及び板厚をパラメータに、自重による応力（断面変形とビーム変形による応力の和）を求め、成立性を確保するのに必要な配管板厚とサポート条件を求める。

3) 板厚をパラメータに地震応答解析を行い、成立性確保に必要な配管板厚とサポート条件を求める。

(3) 検討条件

a. 熱膨張解析用温度条件

ホットショック時を考慮して、保守的に炉心出口温度と同じ 520℃とする。解析モデルを図 3.2.3-2 及び図 3.2.3-3 に示す。

b. 地震荷重条件

・レファレンス S2 波

・水平免震（f=0.5Hz、h=20%）/上下免震（f=1.0Hz、h=20%）

・床応答曲線：図 3. 2. 3-4 に示す。

c. 成立性見通し検討用の評価条件

・熱膨張に関する制限条件　　：表 3. 2. 3-1

・自重及び地震に関する制限条件　：表 3. 2. 3-2

(4) RV 入口配管の検討

a. 熱膨張荷重に対する検討（引き廻し形状の設定）

・口径 30B, 40B, 48B, 50B で板厚 15mm の場合の熱膨張解析結果を図 3. 2. 3-5 に示す。（暫定値 M/Z、エルボ：C2・M/Z）

・制限条件（表 3. 2. 3-1 参照）を十分に満足しており、図 3. 2. 3-2 の引き廻し形状で成立する。

b. 自重に対する検討

(a) 断面変形による応力

解析モデルを図 3. 2. 3-6、発生応力を図 3. 2. 3-7 に示す。断面変形による応力は小さい。

(b) 断面変形及びビーム変形による応力

・両者の変形モードによる応力の合計値を図 3. 2. 3-8 に示す。

・必要板厚：30B は 26mm 以上、40B は 27mm 以上、50B は 28mm 以上である。

c. 地震に対する検討

(a) 固有振動数：上下モード及び水平モードの固有振動数を図 3. 2. 3-9 に示す。

・上下の固有振動数：30B：6. 7～10. 1Hz、40B：7. 2～10. 7Hz、50B：7. 7～11. 3Hz

・水平の固有振動数：30B：4. 9～6. 6Hz、40B：5. 4～7. 4Hz、50B：5. 6～7. 9Hz

(b) 自重及び地震による応力

・発生応力を図 3. 2. 3-10 に示す。RV 近傍部直管の応力がクリティカルである。

・必要板厚：30B は 26mm 以上、40B は 27mm 以上、50B は 28mm 以上である。

d. まとめ

・入口配管は 50B 程度まででであれば図 3. 2. 3-2 の引き廻し形状で成立する。

・自重及び地震荷重に対しては、以下の板厚でサポート無しでも成立性を確保し得る。
30B は 26mm 以上、40B は 27mm 以上、50B は 28mm 以上である。

(5) RV 出口配管の検討

a. 熱膨張荷重に対する検討（引き廻し形状の設定）

・口径 30B, 40B, 48B, 50B で板厚 15mm の場合の熱膨張解析結果を図 3. 2. 3-11 に示す。

・制限条件を十分に満足しており、図 3. 2. 3-3 の引き廻し形状で成立する。

b. 自重に対する検討

(a) 断面変形による応力

解析モデルを図 3. 2. 3-6、発生応力を図 3. 2. 3-7 に示す。断面変形による応力は小さい。

(b) 断面変形及びビーム変形による応力

・両者の変形モードによる応力の合計値を図 3. 2. 3-12 に示す。中間部エルボ（ポンプより）の応力がクリティカルになっている。

・自重に対しては、以下の板厚とすることでサポート無しで成立性を確保し得る。

・必要板厚：30B→47mm 以上、40B→48mm 以上、50B→51mm 以上である。

c. 地震に対する検討

(a) 固有振動数：上下モード及び水平モードの固有振動数を図 3. 2. 3-13 に示す。

・上下の固有振動数：30B：6. 8～10. 8Hz、40B：7. 3～11. 8Hz、50B：7. 5～12. 5Hz

・水平の固有振動数：30B：3. 7～5. 8Hz、40B：3. 8～6. 4Hz、50B：3. 8～6. 7Hz

(b) 自重及び地震による応力

・発生応力を図 3. 2. 3-14 に示す。RV 近傍部直管の応力がクリティカルである。

・必要板厚：30B は 35mm 以上、40B は 37mm 以上、50B は 37mm 以上である。

d. 成立性のまとめ

・入口配管は 50B 程度までであれば図 3. 2. 3-3 の引き廻し形状で成立する。

・自重及び地震荷重に対しては、以下の板厚でサポート無しでも成立性を確保し得る。
30B は 47mm 以上、40B は 48mm 以上、50B は 51mm 以上

・将来、地震条件が厳しくなった場合にはサポートの設置またはループ数を増加するなどの対策が必要になる可能性がある。

3. 2. 4 まとめと開発課題

3 次元免震の採用を前提として、口径が 50B 程度以下であれば 50mm 前後の板厚とすることでサポート無しで成立する見通しである。（サポートを設けなければならなくなると、重量が大きいためサポート容量が非常に大きくなり、物量へのインパクトが大きくなる。）従って、鉛-ビスマス冷却炉においても配管タイプの成立可能性はある。但し、配管の剛性が大きいため、容器への反力（反力によるノズル部の健全性及び容器の変形）には注意が必要である。

配管方式の、構造健全性に関する開発課題を下記に示す。

・3 次元免震装置の開発（上下の固有振動数：約 1Hz、減衰率：約 20%の免震装置）

・鉛-ビスマス炉に適合する高強度鋼の開発

・開発した材料の特性に基づく構造設計基準の作成

・エロージョン、コロージョン特性の確認

表3.2.3-1　熱膨張に関する応力制限値

種類	制限値	備　考
管台	M/Z≦0.5×1.5Sy=250MPa	繰返し曲げ変位によるラチェット：$M/Z \leq 0.5 \times 1.5Sy$ (0.5はクリープなどを考慮して保守的に設定した補正係数) ブリーラチェット　：$M/Z \leq 3Sy(<P_L+P_b> \leq Sy/3)$
エルボ	C_2・M/Z≦400MPa	繰返し曲げ変位によるラチェット：$C_2 \cdot M/Z \leq 1.36 \times 3S_m = 3.67Sy$ ブリーラチェット　：$C_2 \cdot M/Z \leq 2Sy(<P_L+P_b> \leq Sy/2)$ クリープ疲労　：$C_2 \cdot M/Z \leq 400MPa$ (繰返し回数600回としてDf=0.3(C線図) となるときの応力)

表3.2.3-2　自重及び地震等に関する制限値

項目	制限値	備考
自重による発生応力の制限値	直管　：100MPa以下 エルボ：100MPa以下	直管　：M/Z≦Min[Sy/3]=Min[121MPa]≒100MPa[1)] エルボ：B_2・M/Z≦Min[Sy/3]≒100MPa[1)] Sy=363MPa(352℃)
地震＋自重による発生応力の制限値	直管　：150MPa以下 エルボ：310MPa以下	直管　：M/Z≦1.27Sy/1.5/2≒150MPa[2)] エルボ：B_2・M/Z≦1.5×1.27×0.9Sy/2≒310MPa[2)] Sy=363MPa(352℃)

1）長期1次応力に対する制限値である。塑性変形の発生を防止するとともに、熱応力との重畳によるラチェット（ブリーラチェット）の発生を防止できるように、長期1次応力を降伏応力の1/3以下に抑えるものとした。(長期1次応力が大きくなると熱膨張応力を小さく抑えなければならなくなり、現実的な引廻し形状の実現が困難になっていく。)

2）運転状態Ⅳの座屈に対する制限値である。ここでは、原子炉容器及びポンプの振動による配管への入力増幅を考慮して、基準の許容値の1/2を制限値とする。

図3.2.3-1　原子炉構造

図3.2.3-2　熱膨張解析モデル（入口配管）

図3.2.3-3　熱膨張解析モデル（出口配管）

図 3. 2. 3-4 床応答曲線

図 3. 2. 3-5
入口配管熱膨張解析結果

図3.2.3-6
自重による配管の断面変形に伴う発生応力の検討モデル

図3.2.3-7　自重による配管断面の面外変形量及び発生応力

図 3. 2. 3-8
自重による発生応力（入口配管）

図 3. 2. 3-9　入口配管の固有振動数

図 3. 2. 3-10
地震＋自重による発生応力（入口配管）

図3.2.3-11　出口配管熱膨張解析結果

図3.2.3-12　自重による発生応力（出口配管）

図3.2.3-13　出口配管の固有振動数

図3.2.3-14　地震＋自重による発生応力（出口配管）

3.3 原子炉容器側部支持方式の耐震性評価

3.3.1 概要

原子炉容器を上吊り方式で支持する場合、一般的に原子炉容器の座屈や制御棒挿入性が厳しくなる。そのため、本検討では原子炉容器の側部支持を前提に地震応答解析を行い、耐震成立性の評価を行う。また、それと同時に開発課題を明らかにする。検討条件は、原子炉容器側部支持、レファレンス S2 波入力、3 次元免震とした。(3.4 項に「原子炉容器上吊り方式の耐震性評価」、「上下免震を用いない場合の耐震性評価」を示す。)

3.3.2 原子炉構造耐震成立性の課題の整理

レファレンス S2 波及び 3 次元免震条件に対する原子炉構造の耐震性の概略見通しを示す。

(1) 上下応答

・炉心の耐震成立性については、炉心支持構造の剛性を高めることで成立する見通しである。(平成 12 年度に自然循環炉の検討で見通しを得ている。)

(2) 水平応答

・原子炉容器上吊り方式の場合は、原子炉容器の変形が大きく、更に UIS の剛性が低いことから制御棒挿入性が厳しくなる。(3.4 項参照)

・原子炉容器を側部支持することを前提に検討を行う。

3.3.3 耐震成立性の検討

3.3.3.1 検討条件

(1) 原子炉構造概念

原子炉構造概念図を図 3.3.3-1 に示す。なお、原子炉容器の側部支持位置は原子炉構造の回転中心に近い位置である。

(2) 地震条件：床応答曲線を図 3.3.3-2 に示す。

(3) 制限条件

a. 投入反応度：CR 引抜きと炉心のコンパクションによる投入反応度を 1$以下に抑える。

b. 炉心支持板中央の応答加速度：1G 以下（暫定）（集合体の浮き上がりをラッチスプリングで防止するが、ラッチスプリングに対する負荷（燃交機に対する負荷）を抑える。）

c. 原子炉容器の座屈評価：「高速増殖実証炉高温構造設計方針（案）（DDS)」の座屈評価

d. 制御棒挿入性

UIS 下端と炉心槽頂部の水平相対変位を 15mm 以下に制限する。(ナトリウム炉の値を準用)

3.3.3.2 検討内容

(1) 原子炉容器の応答解析

原子炉容器の板厚をパラメータに上下及び水平の応答解析を行う。

a. 解析モデル

図 3.3.3-3 及び図 3.3.3-4 に解析モデルを示す。なお、炉心支持構造の形状は次の通りで

ある。

炉心支持構造形状→底板板厚：100mm、補強リブ：板厚 50mm×高さ約 1m

b. 解析結果

応答解析結果を表 3.3.3-1 及び表 3.3.3-2 に示す。表 3.3.3-1 より、3 次元免震を採用することで炉心支持板中心の上下応答加速度が 1G 以下に抑えられることが分かる。また、表 3.3.3-2 から、原子炉容器を側部支持することにより炉心側の水平方向変位を低く抑えられることが分かる。

(2) UIS の応答解析

CRD 案内管の板厚及び水平板の枚数をパラメータに水平応答解析を行う。

a. 解析モデル

図 3.3.3-5 に解析モデルを示す。なお、解析モデルは下記の考え方に基づいて作成した。

・水平板は UIS の最下端に 1 枚設け、最下端から 1.2m 上から液面より 1.7m 下の間に残りの水平板を等間隔に設ける。

・UIS 切込部に隣接する案内管の板厚は 10mm で固定する。

・ホールドダウンプレートから 1 段目バッフルプレートまでの各案内管の板厚は 10mm とする。

b. 解析結果

解析結果を図 3.3.3-6 及び図 3.3.3-7 に示す。同図より共振領域から離れていること、及び UIS 下端の水平方向変位を低下させるためには CRD 案内管の板厚増加が有効であることが分かる。

(3) 評価

a. 投入反応度

表 3.3.3-3 及び図 3.3.3-8 に評価結果を示す。同図から原子炉容器板厚が 40mm、50mm、60mm の各ケースとも余裕をもって制限値を満足していることが分かる。

b. 炉心支持板の上下応答加速度：図 3.3.3-9 に結果を示す。各ケースとも制限値を満足する。

c. 原子炉容器の座屈評価

図 3.3.3-10 に評価結果を示す。余裕をもって DDS の評価を満たすためには原子炉容器の板厚として 50mm が必要である。

d. 制御棒挿入性評価

評価結果を図 3.3.3-11 に示す。同図より制限値を満足する条件を下記に示す。

水平板枚数 6 枚　：CRD 案内管板厚 50mm 以上

水平板枚数 8 枚　：CRD 案内管板厚 45mm 以上

水平板枚数 10 枚　：CRD 案内管板厚 40mm 以上

更に、地震条件が厳しくなる場合は UIS 下端と炉心側の結合方式等を検討する必要がある。

(4) 構造への反映

側部支持での耐震成立性を満足するために、以下の設備対応を施すものとする。

・原子炉容器（板厚 50mm）の支持位置変更（上吊り→側部）

・UIS 構造：水平板枚数 10 枚、板厚 40mm 以上

（計装ウェル等の流力振動や耐震性を考慮すると、水平板の間隔は 1m を大きく超えない範囲で設けるのが望ましく、水平板枚数を 10 枚とする。）

3.3.4 まとめと開発課題

バネマスモデルを用いて耐震性の検討を行った。上下動に対してよりも水平動に対する成立性が厳しいことが分かった。このため、成立性を確保するには以下の対策が必要である。

・原子炉容器を側部支持とし、原子炉容器の板厚を 50mm 以上とする。

・UIS の水平板を 10 枚設けるとして、CRD 案内管の板厚を 40mm 以上とする。

原子炉構造の耐震性を確保するための開発課題を下記に示す。

・3 次元免震装置の開発（上下の固有振動数：約 1Hz、減衰率：約 20%の免震装置）

・鉛-ビスマス炉の条件に適応した制限値の設定（特に炉心の耐震性及び制御棒挿入性）

・ラッチスプリングからの集合体引抜き特性の確認試験

・原子炉容器支持構造の耐熱性評価

・UIS の配置・構造設計

表 3.3.3-1　上下応答解析結果

原子炉容器板厚	単位	40mm	50mm	60mm
炉心支持板中央の上下応答加速度	G	0.78	0.79	0.70
炉心支持板中央の上下応答変位	mm	6.73	6.07	4.92
炉心支持板の面外変形	mm	1.36	1.37	1.21
固有振動数	Hz	5.42	5.73	5.99

表 3.3.3-2　水平応答解析結果

原子炉容器板厚	単位	40mm	50mm	60mm
固有振動数	Hz	4.56	5.01	5.40
炉心側の水平方向変位	mm	4.27	2.55	1.89

表 3.3.3-3　反応度投入評価

原子炉容器板厚	単位	40mm	50mm	60mm
炉心支持板中心の上下変位①	mm	6.73	6.07	4.92
炉心支持板の面外変形②	mm	1.36	1.37	1.21
燃料のコンパクション③	¢	0.82	0.82	0.73
燃料のコンパクションによる投入反応度④（③×7　¢/mm）＊	¢	5.71	5.75	5.08
CR引き抜きによる投入反応度⑤（①×3　¢/mm）＊	¢	20.19	18.21	14.76
投入反応度（④+⑤）	¢	25.90	23.96	19.84

＊：燃料のコンパクション 1mm 当たりの投入反応度=7¢/mm
　CR 引き抜き量 1mm 当たりの投入反応度=3¢/mm
（根拠）
平成 13 年度報告書「PE-01-004　中型タンク式鉛-ビスマス冷却炉の炉心特性解析作業」4.3.3.2 制御棒誤引抜き時の特性解析の表 4.3.3.3-2 より炉心支持板膨張係数（全炉心）は-5.37×10^{-6}Δk/kk'/℃である。これより、炉心支持板の熱膨張係数を用いて、半径方向の単位変位当たりの反応度に換算すると燃料のコンパクション 1mm 当たりの投入反応度は、6.34¢/mm≒7¢/mm（k_{eff}=0.0033）となる。また、同報告書の「4.3.3.2　制御棒誤引抜き時の特性解析、C.制御棒駆動軸伸びに伴う反応度」より全制御棒が 1cm 挿入されたときの投入反応度は 0.102%Δk/kk'/cm（ノミナル値）である。従って 1mm 当たりの投入反応度は 3¢/mm となる。

なお、自然循環冷却炉については、平成 13 年度報告書「PE-01-003　中型タンク式鉛-ビスマス冷却炉概念図等の作成」4.4.3.2 制御棒誤引抜き時の特性解析の表 4.4.3.3-2 より炉心支持板膨張係数（全炉心）は-6.63×10^{-6}Δk/kk'/℃である。従って燃料のコンパクション 1mm 当たりの投入反応度は、8¢/mm（k_{eff}=0.0033）となる。また、同報告書の「4.4.3.2　制御棒誤引抜き時の特性解析、d.制御棒駆動軸伸びに伴う反応度」より、同様に 1mm 当たりの投入反応度は 3¢/mm となる。

図3.3.3-1　原子炉構造
(解析対象とした構造)

図3.3.3-2　床応答曲線

図3.3.3-3　上下応答解析モデル

<RV板厚：40mm>

	長さ (mm)	ヤング率 (N/mm²)	断面積 (mm²)	断面2次モーメント (mm⁴)
a～b	2000	1.91E+05	1.23E+06	1.48E+13
b～c	1800	1.91E+05	1.23E+06	1.48E+13
c～d	8415	1.79E+05	1.23E+06	1.48E+13
d～e	8085	1.79E+05	1.23E+06	1.48E+13
e～f	3000	1.79E+05	6.79E+05	2.47E+12

	重量 (kg)
a	300
b	310
c	3440
d	6760
e	3670
f	375

<RV板厚：50mm>

	長さ (mm)	ヤング率 (N/mm²)	断面積 (mm²)	断面2次モーメント (mm⁴)
a～b	2000	1.91E+05	1.54E+06	1.85E+13
b～c	1800	1.91E+05	1.54E+06	1.85E+13
c～d	8415	1.79E+05	1.54E+06	1.85E+13
d～e	8085	1.79E+05	1.54E+06	1.85E+13
e～f	3000	1.79E+05	8.47E+05	3.08E+12

	重量 (kg)
a	300
b	310
c	3450
d	6750
e	3680
f	380

<RV板厚：60mm>

	長さ (mm)	ヤング率 (N/mm²)	断面積 (mm²)	断面2次モーメント (mm⁴)
a～b	2000	1.91E+05	1.85E+06	2.21E+13
b～c	1800	1.91E+05	1.85E+06	2.21E+13
c～d	8415	1.79E+05	1.85E+06	2.21E+13
d～e	8085	1.79E+05	1.85E+06	2.21E+13
e～f	3000	1.79E+05	1.01E+06	3.67E+12

	重量 (kg)
a	300
b	310
c	3460
d	6760
e	3690
f	380

＊：原子炉容器支持構造のバネ=3.90×10¹⁴kg・mm/rad

図3.3.3-4　水平応答解析モデル

図 3.3.3-5　UIS の水平応答解析モデル

図 3. 3. 3-6　UIS の固有振動数

図 3. 3. 3-7　UIS 下端部の水平彷徨変異

図 3. 3. 3-8　投入反応度

図 3. 3. 3-9　炉心支持板の上下応答加速

*:上下の加速度が大きいと集合体の浮き上がりを防止しているラチェットのバネ力を大きくしなければならなくなる。燃料交換機の挿入引抜力の容量増大への負担を軽減するため、制限値を 1G と暫定した。

図 3. 3. 3-10　原子炉容器の座屈評価

図 3. 3. 3-11　制御棒挿入性評価

3.4 耐震性に関する各種の検討

耐震性について、「原子炉容器の上吊り方式」「上下免震の無い場合の評価」「炉上部プレナム内のスロッシング」について検討を行った。前２項目については、課題の難しさを判断するために、スロッシングについては今後の詳細な検討の必要性を判断するために行った。

3.4.1 原子炉容器の上吊り方式の検討

原子炉構造を上吊り方式で支持した場合についての耐震性評価を行い、原子炉容器の支持方法についての判断材料とする。

(1) 検討条件

強制循環炉の原子炉構造を図3.4.1-1に示す。水平及び上下の床応答曲線を図3.4.1-2に示す。なお、上下、水平ともに免震ありで検討を行う。

ここでの評価および制限条件は以下の通りである。

a. 原子炉容器の座屈：DDSの座屈評価式を用いる。

b. 投入反応度：CR引抜きと炉心のコンパクションによる投入反応度を1$以下に抑える。

c. 炉心支持板中央の応答加速度：１G 以下(暫定)(集合体の浮き上がりをラッチスプリングで防止するが、ラッチスプリングに対する負荷(燃交機に対する負荷)を抑える。)

d. CR挿入性：UIS下端と炉心槽頂部の水平相対変位を15mm以下に制限する。

(2) 検討内容

原子炉容器の応答解析は、原子炉容器の板厚をパラメータに上下及び水平の応答解析を行う。この解析モデルを図3.4.1-3に示す。なお、炉心支持構造形状は下記の通りである。

炉心支持構造形状→底板板厚：100mm、補強リブ：板厚50mm×高さ約1m

応答解析の結果を表3.4.1-1に示す。

(3) 評価

a. 原子炉容器の座屈評価結果を図3.4.1-4に示す。余裕をもちDDS評価を満たすには、原子炉容器の板厚として60mmが必要となる。

b. 投入反応度

図3.4.1-5及び図3.4.1-6から、炉心支持板の等価板厚を0.5mとすれば成立の見通しが得られる。これと剛性が等価になるように底板を底板板厚：100mm、補強リブ：板厚50mm×高さ約1mのリブ付き構造とする。なお、RV板厚60mm、炉心支持板の等価板厚が0.5mのときの固有振動数は、上下が4.89Hz、水平が2.26Hzである。

c. 炉心支持板中心の応答加速度

図 3.4.1-7 によれば、RV の板厚が 60mm のとき炉心支持板中央の加速度は 0.8G となり、制限値を満足している。

d. CR 挿入性

図 3.4.1-8 に CR 挿入性の検討結果を示す。同図によれば、UIS 下端と炉心槽頂部の水平相対変位は 24mm となり制限値 15mm を上回る結果となった。制限値内に抑えるためには炉心槽頂部及び UIS 下端の水平方向変位を共に 10mm 以下に抑える必要がある。この場合、RV 板厚を 200mm 程度にする必要があり、上吊り方式では原子炉容器の耐震性を見通すことが出来ない。CR 挿入性を満足するためには以下の対策が必要である。

・原子炉容器を容器の中間部で支持

・UIS の剛性向上

(4) まとめ

表 3.4.1-1 に原子炉容器上吊り方式の場合の評価結果をまとめた。その結果、原子炉容器の座屈評価、投入反応度、炉心支持板の上下応答加速度については制限値を満足するが、CR 挿入性については制限値を上回る結果となった。成立性を確保するためには、UIS の剛性向上が必要であり、UIS の下部を支持する構造が成立する場合には、上吊り方式の可能性もある。

但し、原子炉容器の側部支持方式（3.3 項に示す）と比較すると、耐震性に対して裕度が少ない支持方式である。

3.4.1-1　評価結果

評価項目	発生値	制限値	評価	地震の方向	対策
原子炉容器の座屈評価	2.96*	1.50	○	水平 上下	
投入反応度	30¢	100¢	○	上下	
炉心支持板中心の上下応答加速度	0.8G	1.0G以下	○	上下	
制御棒挿入性	UIS下端の変位：15mm 炉心側の変位　：19mm	10mm 10mm	×	水平	UISの剛性増大 RV支持位置の変更

*：この値は原子炉容器の座屈裕度を表している。

図 3.4.1-1
原子炉構造 概念図
(解析対象とした構造)

図 3.4.1-2　床応答曲線

図 3.4.1-3 解析モデル

図 3.4.1-4 原子炉容器座屈評価

図 3.4.1-5
燃料のコンパクション
による投入反応度(6¢)

図 3.4.1-6
CR引き抜きによる
投入反応度

図 3.4.1-7
炉心支持板上下の応答加速度

図 3.4.1-8 制御棒挿入性の検討

3.4.2 上下免震なしの場合の耐震性評価

原子炉構造を側部支持する方式で、上下免震を採用しない場合の耐震性評価を行い、上下免震の必要性を把握する。

(1) 検討条件

原子炉構造概念図を図 3.4.2-1 に、床応答曲線を図 3.4.2-2 に示す。なお、原子炉構造は原子炉構造の回転中心に近い場所で側部支持する。

ここで使用した評価条件、制限条件は以下の通りである。

a. 投入反応度：CR 引抜きと炉心のコンパクションによる投入反応度を 1$以下に抑える。

b. 炉心支持板中央の応答加速度：1G 以下(暫定)(集合体の浮き上がりをラッチスプリングで防止するが、ラッチスプリングに対する負荷(燃交機に対する負荷)を抑える。)

c. 原子炉容器の座屈評価

「高速増殖実証炉高温構造設計方針」で定められている座屈評価方式を適用する。

(2) 検討内容

原子炉容器の応答解析は、原子炉容器の板厚をパラメータに上下の応答解析を行う。

解析モデルを図 3.4.2-3 に示す。なお、炉心支持構造形状は下記の通りである。

炉心支持構造形状→底板板厚：100mm、補強リブ：板厚 50mm×高さ約 1mH

応答解析結果を表 3.4.2-1 に示す。

(3) 評価

a. 投入反応度

表 3.4.2-2 及び図 3.4.2-1 に評価結果を示す。同図から原子炉容器板厚が 40mm、50mm、60mm の各ケースとも余裕をもって制限値を満足していることが分かる。

b. 炉心支持板の応答加速度

表 3.4.2-1 及び図 3.4.2-2 に解析結果を示す。各ケースとも 1G を 2 倍程度上回っており、制限値を超える結果となった。

c. 原子炉容器の座屈評価

図 4.3.2-3 に評価結果を示す。余裕をもって DDS の評価を満たすためには原子炉容器の板厚として 60mm が必要である。

(4) まとめ

上下免震を導入しない場合、投入反応度及び原子炉容器の座屈評価については制限値を満足出来るが、炉心支持板の応答加速度については制限値を満足することが出来なかった。炉心支持板の応答加速度の制限値を満足するためには上下免震装置の導入が必要である。

表3.4.2-1　上下応答解析結果

原子炉容器板厚	単位	40mm	50mm	60mm
炉心支持板中央の上下応答加速度	G	1.94	2.07	2.21
炉心支持板中央の上下応答変位	mm	16.43	15.68	15.34
炉心支持板の面外変形	mm	3.32	3.54	3.79
固有振動数	Hz	5.42	5.73	5.99

表3.4.2-2　反応度投入評価

原子炉容器板厚	単位	40mm	50mm	60mm
炉心支持板中心の上下変位①	mm	16.43	15.68	15.34
炉心支持板の面外変形②	mm	3.32	3.54	3.79
燃料のコンパクション③	¢	1.99	2.12	2.27
燃料のコンパクションによる投入反応度④（③×7¢/mm）＊	¢	13.94	14.87	15.92
CR引き抜きによる投入反応度⑤（①×3¢/mm）＊＊	¢	49.29	47.04	46.02
投入反応度（④+⑤）	¢	63.23	61.91	61.94

図3.4.2-1　投入反応度

図3.4.2-2
戸心支持板の上下応答加速度

図3.4.2-3
原子炉容器の座屈評価

3.4.3　スロッシングに関する検討

S1 地震時のスロッシング波高を計算により推定し、鉛ビスマス冷却炉においてスロッシングが課題となるか否かを検討する。

(1)　スロッシングの固有振動数の検討

スロッシングの固有振動数は次式のように与えられる。

$$f=\frac{1}{2\pi}\sqrt{\frac{g}{R}\varepsilon_i tanh\left(\varepsilon_i\frac{H}{R}\right)}$$

R：タンクの半径(m)、H：タンク内液面高さ(m)

上記の式から、鉛-ビスマス冷却炉の 1 次のスロッシングモードの固有振動数を求めると 0.305Hz となる。(R=4.925m、H=13.2m)

(2)　スロッシングの波高の検討

本検討では保守的に炉内構造物を無視して計算を行った。また、強制循環炉ではガス巻き防止のためディッププレートを設けなければならない可能性があるが、ここではディッププレートは無しで計算を行った。

a.　ナトリウム炉

直径 9.6m、深さ 7.3m、タンク内液面高さ 7.3m に 550℃の液体ナトリウムを満たした簡易モデルで解析した結果、スロッシング波高が約 4.0m という結果が得られている。

b.　鉛-ビスマス炉

ナトリウムと鉛ビスマスでスロッシング波高は殆ど変わらないこと、及び波高が加速度に比例することからナトリウム炉の結果から比例計算で鉛-ビスマス炉のスロッシング波高を求めた。

波高=ナトリウム炉の結果×（鉛-ビスマス炉の加速度*/ナトリウム炉の加速度*）

=約 4.0m ×（2.1 m/s^2）/（6.1 m/s^2）≒約 1.4m

∴　レファレンス S1 波：約 1.4m

*：スロッシング 1 次モードに相当する応答加速度値。

(3)　スロッシングの評価

内部構造物を無視して保守的にスロッシング波高を計算した結果、レファレンス S1 波ではルーフデッキへの衝突は生じない事が分かった。(鉛-ビスマス炉の静止液面からルーフデッキまでの高さは 1.8m である)。但し、以上は、簡易的な評価であること、液体が重金属で密度が高いことから、今後、更に検討を進める必要のあることが分かった。

なお、ディッププレートの流体圧による健全性も今後の検討課題である。

4．自然循環型鉛ビスマス冷却炉の検討

4.1 最適出力の設定

4.1.1　目的

自然循環炉の経済的に有利(建設費 20 万円/kWe の達成) な電気出力を設定する。

4.1.2　検討内容

(1)　原子炉容器径

従来、低コストで高い品質を得られるように、直径約 10m以下の鍛造製作による原子炉容器を指向している。10mを超えた場合には鍛造製作のための設備（熱処理設備）改造が必要となり、コストアップが避けられない。

従って、平成 12 年度の検討結果から設備改造を必要としない範囲で、リング鍛造の見通しのあるφ10.5mを制限値とする。

平成 12 年度の検討では、55 万 kWe の原子炉容器径は 10.45mであったが、今年度のスタートポイントの原子炉容器径は 10.1mであり制限値を満足している。

なお、モジュールプラントの場合には、たとえ設備改造が必要になっても複数の原子炉容器の製作で分担するので、１基あたりのコスト増はある程度小さくなると考えられる。

(2)　クレーンの吊り下げ重量

現在、国内に存在するクレーンの最大吊り下げ重量は 1000 トンである。これを吊り下げ重量の目安と考えれば、今年度のスタートポイントの原子炉容器重量は、平成 12 年度検討より低減されて 1000 トン以下にできる見通しであるので、クレーン吊り下げ重量の観点から特に問題となることはない。

(3)　建設費

平成 12 年度の検討結果では、出力を 55 万 kWe とすることにより、モジュール効果を考慮すると、建設費 20 万円／kWe を達成できる見通しである。

5.1.3　結論

上記の検討結果より、製作、輸送等の制限条件を満足できる見通しであり、かつ 20 万円／kWe の建費を達成可能な見通しである 55 万 kWe の出力を自然循環式冷却炉の出力とする。

4.2 全体図及び配置図

(1) 目 的

自然循環型鉛ビスマス冷却炉の建屋配置を検討し、建屋の概念を明らかにすると共に合理的なプラント配置を構築する。

(2) 検討内容

a．検討方針・検討条件

(a) 極力コンパクトな建屋とし合理的な配置を計画する。

(b) 建設費低減の観点から、モジュールプラントとして計画し、大量生産及び習熟によるコスト低減並びに設備の共用化等を行い物量の削減を図るものとする。また建設工期の短縮を図る。

(c) プラント構成を以下として配置検討を行う。

i．原子炉容器 55 万 kWe /1モジュール×3 モジュールとし、これを1ユニットとし、165 万 kWe 出力とする。

ii．165 万 kWe ユニットのツインプラントとする（合計出力 330 万 kWe)。

iii．タービン発電機は、1ユニットに 165 万 kWe 出力のものを1基設置とする。

iv．鉛-ビスマス系は、完全自然循環冷却方式とする。

(d) 使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量は、330 万 kWe プラントの 6 モジュールの場合、全体で 5.5 炉心分とする。（1モジュールの1炉心分の燃料体数は、計 396 体である。5.5 炉心分として計 2,180 体である。）

(e) 建屋構造型式としては、3次元免震建屋として計画する。

b．配置検討

(a) プラント全体配置

i．プロットプランを図 4.2-1 に示す。

ii．前年度のモジュールプラント全体配置の検討の中でモジュールをどう配置するのが妥当かということでモジュールを一直線上に並べた配置と2ユニットを対向するように並べた配置の検討を行ない、動線等の観点より対向配置案を選定して計画をすすめるものとした。本検討でも前年度と同様、各 3 モジュールの 2 ユニットを燃取設備等を収容した原子炉補助建屋を挟んで対向する形で配置した。

iii．本プラントの主要建屋は、原子炉建屋、補助建屋、制御建屋、タービン建屋から構成する。なお、本書では説明の都合上、上記の 4 つの建屋のうちタービン建屋を除く 3 つの建屋を総称して“原子炉建屋施設”と呼称するものとする。その他の本プラントを構成する付属建屋・施設としては、開閉所、補助ボイラー建屋、淡水供給建屋、排水処理建屋、不活性ガス供給施設、取水・放水施設、固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉及び事務管理建屋等が設置される。

(b) 原子炉建屋施設

原子炉建屋、原子炉補助建屋、制御建屋を含めた原子炉建屋施設の配置について概念検討を行った。配置結果を図 4. 2-2 及び図 4. 2-3 に示す。以下に配置概念を記載する。

a) 原子炉建屋

i. 1モジュールの原子炉建屋には、NSSS 系として SG を内蔵したタンク型の原子炉容器、PRACS 空気冷却器の 3 系統分とダンプタンク 1 基、水・蒸気系の再循環ラインの気水分離器と再循環ポンプ等が配置される。

ii. その他、原子炉建屋に収容する設備としては、共用化が困難で各モジュールプラント個々に設置する方が望ましいと思われる設備類を配置する。例えば炉容器廻り空調設備とモジュール炉単体に付属する冷却・加熱設備類、並びに電気計装設備類を配置する。但し、これら設備の運転監視は制御建屋内の中央制御室で集中管理する。

iii. 原子炉格納容器は原子炉容器を支持する円筒形状の生体遮へい壁部分と炉上部室の八角形状の部屋を格納容器バウンダリーとした鉄骨コンクリート製格納容器として設定した。コンクリート内側には、気密性確保のための鋼板製ライナを内貼りするものとした。(なお、躯体を鉄骨鋼板コンクリート構造とする場合は、躯体の鋼板を格納バウンダリーとすることも将来的には考慮する)

上記の構造以外に、下部はガードベッセルをＣＶバウンダリにし、上部は円筒鋼製ドームをかぶせた構造としてＣＶを構成することも考えられるが、将来の合理化設計の中で検討を行うものとする。

iv. PRACS の空気冷却器 3 基は、炉上部室に隣接して配置した。

v. PRACS 空気冷却器 3 室の下階に Pb-Bi ドレンタンク室を配置した。これにより比重の大きい鉛ビスマスの充填性を考慮し、空気冷却器とのレベル差を極小とした。

vi. 原子炉建屋部分の建屋容積は、6 モジュール全体で 24. 8 万 m^3 であり、1ユニット(3 モジュール 165 万 kWe) 分で 12. 4 万 m^3 である。

b) 原子炉補助建屋

i. 原子炉補助建屋は、原子炉モジュールの原子炉建屋に挟まれた細長い建屋で、各モジュールで共有できる放射線管理区域内への設置設備となる燃料取扱い・貯蔵設備、廃棄物処理設備、補修設備等を収容するものとした。

ii. 燃料交換時の燃料移送は、ナトリウム中型炉で計画している高性能・軽量小型化を目指した新型燃料出入機を採用することで計画した。その新型燃料出入機がユニット１と２の間の燃料移送通路を経由して、各原子炉モジュールにアクセスできるように計画した。このため燃料交換時期を各モジュールでずらすことにより燃料出入機は、２ユニット 6 モジュールで共用化が可能である。新燃料・使用済燃料の移送の流れは、洗浄方式等は異なるが、ナトリウム中型炉を参考として配置計画した。

iii. 燃料移送通路の下部室には、各原子炉モジュールに必要な設備類の他に補助建屋と各モジュールを接続する配管類、ケーブル類の通路を確保した。

iv. 本プラントは、モジュール化の特徴を生かし、建設工期短縮を図るため各モジュールは、建屋構造体並びに機器類を組み込んだ状態までを工場製作とし、設備類を組み込んだモジュールを一体で建設サイトに海上搬送する。現地では予め建設された免震上部基礎版の上に据え付けられ、各モジュール間も固縛・支持する計画とした。

v. 本概念検討での原子炉補助建屋の容積は、6モジュール分の共有建屋で約8.4万m^3で、1ユニット（3モジュール165万kWe）分とすると約4.2万m^3である。

c) 制御建屋（共有建屋）

i. 制御建屋は、2ユニット6モジュールで共用可能な設備等を配置した。主な設備・部屋としては、中央制御室、燃取操作室、電気計装設備、HVAC設備、放射線管理室、出入り管理室、非常用発電機室等を配置した。

ii. 制御建屋の基礎版は、原子炉建屋と原子炉補助建屋との上部基礎版と一体であり、免震建屋として計画した。

iii. 本概念検討での制御建屋の容積は、6モジュール分の共有建屋で約3.9万m^3で、1ユニット（3モジュール165万kWe）分とすると約2万m^3である。

(3) 結　論

a. 自然循環炉（モジュラープラント）の建屋概念を明らかにすることができた。

b. 建屋容積としては、1ユニット(165万kWe)分として18.5万m^3(前年度160万kWeで21.5万m^3）となった。これを1モジュール分に換算すると6.2万m^3（前年度5.4万m^3）である。(前年度の設計は、1モジュールあたり40万kWeの出力であり、4モジュールで1ユニットを構成していた。前年度との配置比較図を図4.2-4及び図4.2-5に示した。)

c. なお、前年度は、40万kWeのモジュール炉を8モジュールで320万kWe出力プラントと2モジュールで80万kWeのプラントを検討した、その時は、モジュール数を増やした方が、物量の削減効果が大きく、1モジュール当たりの建設費は低減できるとの結論となった。

今回の検討結果としては、1モジュールあたりの容量を大型化したが、炉容器径の増加がわずかであり、原子炉建屋寸法の増加も若干（1m）であり、モジュール数を削減したことで1ユニットあたりの建屋全体容積としては削減を図ることができた。

図 4.2-1　プロットプラン（自然循環炉）

図 4.2-2　プロット配置図 平面図（自然循環炉）

図 4.2-3　プロット配置図 立面図（自然循環炉）

平成１２年度

平成１３年度

図 4.2-4　配置の比較（平面）—H12 年度と H13 年度—

平成１２年度

平成１３年度

図 4.2-5　配置の比較（立面）—H12 年度と H13 年度—

4.3 系統図

4.3.1 ヒートバランスの検討

4.3.1.1 目的

自然循環型鉛ビスマス冷却炉のプラント基本仕様であるヒートバランスを設定する。

4.3.1.2 検討内容

(1) 検討方針

検討は、電気出力を55万kWe一定とし、炉心特性の検討で得られたケースについて、原子炉出力の増減を考慮したプラント全体のヒートバランスが、主要構成機器および燃料を介して建設コスト及び燃料コストに及ぼす影響を分析し、平成１２年度の55万kWeプラントとの比較評価を行うことにより、発電コストが最小となるプラントヒートバランスを選定する。

また、導入シナリオの観点からPu-fis装荷量を低減できるプラントヒートバランスを検討する。

(2) プラントコスト評価方法

プラント建設コスト、燃料コスト及び発電コストは以下の手法で評価する。

a．発電コスト

発電コストは、資本費＋運転経費＋燃料費であるが、ヒートバランスの検討では相対コストで比較することとする。

資本費＋運転経費は、建設コスト以外は変動しないものとして、平成12年度の建設コストを100%とし、これより増減した分を評価する。

燃料費は平成12年度の発電単価の割合を燃料コスト100%とし、これより増減した分を評価する。

燃料コストと建設コストの割合は、図4.3.1-1に示す検討結果より資本費対燃料費と同じ割合、即ち、建設コスト35%、燃料コスト30%とし、相対的な発電コストを以下で評価する。

$Ip=0.35X+0.3Y+0.35$　　ここで、Ｉｐ：発電コスト比率

Ｘ：基準とするプラントとの建設コスト比率

Ｙ：基準とするプラントとの燃料コスト比率

また、運転経費が建設コストに比例するものとして、以下の発電コストの評価も行う。

$Ip=0.7X+0.3Y$

b．建設コスト比率

自然循環炉の場合、ヒートバランスの変更によって影響を受ける主要機器は、原子炉容器、蒸気発生器及びタービン設備となる。建家等も影響を受けると思われるが、建設コストの評価に加えない。

原子炉容器、蒸気発生器及びタービン設備の建設コストは、各機器の物量から相対評価する。各器機のコスト増減を平成12年度の55万kWeの建設コスト割合で割り振ってプラント全体の建設コスト増減に評価したものを建設コスト比率とする。

c．燃料コスト比率

燃料コストは、炉心燃料とブランケット燃料の単位重金属重量当たりの再処理費は同じとして評価されていることから、年間の全重金属装荷量（炉心及びブランケットの重金属装荷量の合計）に比例すると想定する。

平成 12 年度の炉心ではブランケット／炉心重金属装荷量比は約 2.5 であったが、平成 13 年度の出発点となる炉心(4.2.2(3)項を参照)ではブランケット／炉心重金属装荷量比が 1.41 に削減されるので、この削減効果を事前に取り入れ、燃料コストは、平成 12 年度炉心の燃料コストの 0.69 倍とする。((1.41＋1)／(2.5＋1)=0.69)

燃料コスト比率Yは、基準炉心との年間の全重金属装荷量の比率で以下のように評価する。

$Y=0.69\times Y_{HM}$

ここで、Y_{HM}：基準とする炉心との年間重金属装荷量比率

年間重金属装荷量：原子炉熱出力の増減を考慮した炉心及びブランケットの重金属装荷量を燃料寿命で除算したもの(全重金属装荷量/燃料寿命)

基準とする炉心：原子炉熱出力 1450MWt、全重金属装荷量 124t、燃料寿命 15.9 年

(3) ヒートバランスの検討

ヒートバランスの検討は、炉心特性のパラメータサーベイ検討結果で得られた炉心出口温度を用い、炉心槽径は炉心等価直径を炉心出力補正して算出して、これに基づき、ＳＧ、原子炉構造を検討し、建設コスト、燃料コスト、発電コスト、さらにPu-fis 装荷量を検討する。

検討は、まず炉心出入口温度差について検討し、これに基づき、炉心出口温度及び炉心の圧力損失をパラメータにして検討を行う。タービン入口条件は、炉心出口温度をみてなるべく効率の良いタービン入口圧力、温度条件を設定するものとする。

ＳＧは、表 4.3.1-1 に示す条件を用いて伝熱計算を行い、主要寸法を検討した。

a．炉心出入口温度差の検討

炉心出入口温度差の検討は、160℃、180℃、200℃の３ケースで、炉心出口温度を高くできる炉心側の検討結果を用いて行った。

炉心出口温度差をパラメータにして、物量、建設コスト、発電コストを検討した結果を表 4.3.1-2、図 4.3.1-2 に示す。

炉心出入口温度差 160℃が建設コスト、燃料コストを最も小さくできるが、その差は僅かであり、ほぼ同等である。逆に、Pu-fis 装荷量は、炉心出入口温度差 160℃が最も大きくなっている。本検討結果からでは、炉心出入口温度差に関して、その優劣をつけることは難しい。

炉心特性のサーベイ検討結果から、Pu-fis 装荷量を少なくすると炉心出口温度が低くなる。

炉心出入口温度差 200℃は、炉心出口温度が 515℃でＳＧ出口温度が比較的高いので、ＳＧの伝熱面積が大きくなっていないが、Pu-fis 装荷量を少なくしたプラントを目指して炉心出口温度を低くしていくと、炉心出入口温度差の小さいヒートバランスと比べ、ＳＧ出口温度が水蒸気飽和温度より低くなり、ＳＧ伝熱面積が非常に大きくなる可能性が高い。

このため、炉心出口温度の検討では、炉心出入口温度差 160℃、180℃について検討する。

b．炉心出口温度の検討

炉心出口温度をパラメータにして、物量、建設コスト、発電コストを検討した結果を表 4.3.1-3、図 4.3.1-3 に示す。

炉心高さの 70 cmと 90 cmを比べると、燃料の年間当たりの重金属装荷量が少ない 90 cmのほうが燃料コストを低くできるため、発電コストを低くできるが、Pu-fis 装荷量は大きくなる。

建設コストは、NSSS 物量がボトムになる炉心出口温度 505℃が最も低くでき、プラント効率もよいので、燃料の年間重金属装荷量を小さくでき、発電コストも最小にできる。しかし、炉心出口温度が 500℃以下になると、タービン効率は大きく変わらないので、建設コスト、燃料コストともほぼ横ばいとなる。

一方、Pu-fis 装荷量は、炉心出口温度が高くなるほど大きくなるため、この点からは炉心出口温度を低くするほうが良い。また、炉心出入口温度差が 160℃の場合は、180℃と比べ、建設コスト、発電コストともほぼ同等であるが、Pu-fis 装荷量は若干多くなる。

以上より、炉心出入口温度差を 180℃とし、プラント効率は若干悪くなるが、炉心出口温度を低くすることにより、建設コスト、燃料コストを大幅にに上昇させずに、Pu-fis 装荷量を少なくすることが可能である。

ただし、炉心出口温度が 450℃より低くなると、ＳＧ出口温度が水蒸気飽和温度より低くなり、鉛ビスマス温度と水蒸気温度との温度差が小さくなるため、ＳＧの伝熱面積は大きくなり、ＳＧの物量が非常に増大し、プラントとして成立しない。

一方、炉心圧損を増大させた場合の検討結果を表 4.3.1-4 に示す。炉心の圧力損失が高くなると、圧力損失増大を炉心とＳＧの伝熱中心差でカバーするため、原子炉容器軸長が長くなり、建設コストが高くなる。炉心の圧力損失が高くなると、炉心がコンパクトになることから、年間の重金属装荷量が少なくなり、燃料コストが低くなるが、建設コストの上昇が効いて発電コストは高くなる。

Pu-fis 装荷量は、炉心圧損を高くすると低減し、0.05MPa 増大させると約 1t/GWe 程度低下できる。この場合、原子炉容器軸長は約 28mに達しており、工場での原子炉容器内のＳＧコイル組込みは現状では困難で、新たな設備投資が必要である。

c．推奨炉心での検討

炉心特性、安全上有利である推奨炉心のケースのヒートバランスを検討した。

検討結果を表 4.3.1-5 に示す。炉心高さ 70 cmのケースは、ＲＶがφ9.4×25.5m で建設コストを 93%と低減できるが、発電コストは約 86%から 88%となる。

炉心高さを 90cm にするとＲＶがφ9.8×26.8m と大きくなり、建設コストが 94%と炉心高さ 70 cmより増加するが、発電コストは燃料コストが低減するため、約 86%から 84%に低減できる。また、Pu-fis 装荷量は、6.94t/GWe となるが、ＲＶ軸長が約 27m となり、工場の改造等の新たな設備投資が必要となる。

4.3.1.3 検討のまとめ

電気出力55万kWeの自然循環炉のヒートバランスを検討し、以下が分かった。

(1) 炉心出入口温度差は、燃料の重金属装荷量、Pu-fis装荷量を少なくでき、炉心出口温度が低くなった時のＳＧ伝熱面積を大きくしない180℃が良い。

(2) 燃料の重金属装荷量少なくさせた炉心を採用することにより、炉心出口温度を450℃まで低下させ、建設コスト、燃料コストをあまり上昇させずに、Pu-fis装荷量を低減させることが可能である。

(3) 炉心圧損を0.05MPa増加させることにより、Pu-fis装荷量を約1t/GWe程度低下できるが、原子炉容器軸長が26mから28mに達するため、新たな設備投資が必要となる。

4.3.1.4 ヒートバランス図の作成

自然循環型プラントのヒートバランス図を図4.3.1-3に示す。炉心出口温度及び炉心出入口温度差は、炉心特性等を考慮して465℃及び180℃と設定している。

水・蒸気側条件は、ＳＧの伝熱面積が大きくならないように、タービン入口で5.98MPa、400℃とし、ＳＧ出口蒸気を403.5℃／6.5MPa、給水温度を210℃とした。

タービン入口条件、給水温度条件から、タービン効率は38%である。電気出力55万kWeに対し、炉心出力は1450MWtとなる。

表 4.3.1-1　蒸気発生器伝熱計算条件

項　目	条　件	条件設定の考え方
1. 伝熱管腐食代	①鉛ビスマス腐食代 $X=C_{Pb}\cdot t^{1/2}$ $C_{Pb}=1.144\times10^{5}\exp\{-11160/(273.15+T)\}$ ただし、 T：温度(℃) t：使用時間(h) X：腐食量(μm) ②水側腐食量：0.11mm ③伝熱管曲げ減肉代：肉厚の２％ ④伝熱管支持部摩耗代：0.45mm	①燃料被覆管の評価と同じ評価式（12Cr 鋼 8000 時間試験結果を 1/2 乗則関数）とした。 ②火力ボイラから類推 ③「もんじゅ」での製作実績 ④1･1/2鋼及びMod.9Cr鋼のデータから類推
2. 使用熱伝達式	①鉛ビスマス側：Hoe の式*1 ②水・蒸気側 予熱域：森・中山の液相の式 核沸騰域：修正 Schrock and Grossman の式 膜沸騰域：クオリティによる比例配分 過熱域：森・中山の気相の式	もんじゅヘリカルコイル採用式 *1：本式は乱流の式であるが、設計した SG の Re は約 4×10^{4} 程度であり使用可能である。
3. 材料強度	設計許容値 JNC-SMS-01-001「実用化戦略調査研究のための高温構造設計方針（暫定値）」*2 で HCM12A の伝熱管の S_0 値を用いる。	*2：H13-9-21 改訂版
4. 伝熱面積余裕	①伝熱面積余裕：10% ②プラグ余裕：なし	伝熱特性の不確定性を考慮してプラグ余裕なしで 10%とした。

表 4.3.1-2　ヒートバランスの検討（炉心ΔT）

項　目	単位	ケース１	ケース２	ケース３
タービン入口圧力	MPa	15.19	15.19	12.54
タービン入口温度	℃	485	450	450
タービン効率	%	40.6	40.0	39.0
炉心出力	MWt	1355	1375	1410
炉心出口温度	℃	530	520	515
炉心出入口温度差	℃	160	180	200
炉心高さ	m	0.7	0.7	0.7
炉心部等価直径	m	5.48	5.54	5.45
炉心槽直径	m	6.55	6.59	6.48
炉心部圧損	MPa	0.012	0.012	0.012
給水入口温度	℃	240	230	210
鉛ビスマス流量	t/h	2.088×10^5	1.884×10^5	1.738×10^5
ＳＧ給水流量	t/h	2.193×10^3	2.289×10^3	2.248×10^3
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×2.8	31.8×2.8	31.8×2.4
ＳＧ伝熱管本数	本	808	808	808
ＳＧ伝熱面積	m^2	5390	6084	6818
ＳＧ伝熱部高さ	m	6.61	7.46	8.36
ＳＧ圧損	MPa	0.0061	0.0058	0.0057
原子炉容器径	m	9.8	9.8	9.8
系統圧損	MPa	0.0178	0.0175	0.0174
自然循環ヘッド	MPa	0.0178	0.0175	0.0174
必要伝熱中心差	m	9.34	8.16	7.31
原子炉容器軸長	m	24.1	23.4	23.0
ＳＧ重量	t	385	415	425
ＲＶ重量	t	720	710	700
全重金属装荷量	t/年	7.34	7.40	7.54
Pu-fis 装荷量	t/GWe	10.52	10.28	10.15
建設コスト	%	92.7	93.5	93.2
燃料コスト	%	65.0	65.5	66.7
発電コスト 0.7X+0.3Y	%	84.4	85.1	85.3
0.35X+0.3Y+0.35	%	87.0	87.4	87.7

表 4.3.1-3　ヒートバランスの検討　（炉心出口温度）

項　目	単位	3-1	3-1b	3-7	3-7b	3-1a	3-1c	3-7a	3-7c
タービン入口圧力	MPa	10.09	10.09	5.98	5.98	10.09	10.09	10.09	10.09
タービン入口温度	℃	400	400	400	400	425	425	400	400
タービン効率	%	38.1	38.1	38.0	38.0	38.3	38.3	38.1	38.1
炉心出力	MWt	1444	1444	1448	1448	1436	1436	1444	1444
炉心出口温度	℃	470	465	455	450	475	475	460	455
炉心出入口温度差	℃	180	180	180	180	160	160	160	160
炉心高さ	m	0.7	0.7	0.9	0.9	0.7	0.7	0.9	0.9
炉心部等価直径	m	4.69	4.34	4.42	4.08	4.79	4.45	4.53	4.19
炉心槽直径	m	5.77	5.40	5.48	5.11	5.90	5.54	5.62	5.25
炉心部圧損	MPa	0.012	0.017	0.012	0.017	0.012	0.017	0.012	0.017
給水入口温度	℃	210	210	210	210	210	210	210	210
鉛ビスマス流量	t/h	1.978×10^5	1.978×10^5	1.984×10^5	1.984×10^5	2.213×10^5	2.213×10^5	2.225×10^5	2.225×10^5
ＳＧ給水流量	t/h	2.366×10^3	2.366×10^3	2.287×10^3	2.287×10^3	2.274×10^3	2.274×10^3	2.366×10^3	2.366×10^3
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×1.9	31.8×1.9	31.8×1.4	31.8×1.4	31.8×1.9	31.8×1.9	31.8×1.9	31.8×1.9
ＳＧ伝熱管本数	本	950	1023	747	790	855	747	798	830
ＳＧ伝熱面積	m^2	8630	10315	7923	9373	6610	7118	8065	9283
ＳＧ伝熱部高さ	m	9	9.99	9.35	10.48	7.66	8.4	8.91	9.86
ＳＧ圧損	MPa	0.0062	0.006	0.0053	0.0053	0.0063	0.0057	0.0055	0.0056
原子炉容器径	m	9.6	9.6	9.5	9.35	9.5	9.5	9.7	9.7
系統圧損	MPa	0.0179	0.0226	0.0171	0.0220	0.0180	0.0223	0.0172	0.0222
自然循環ヘッド	MPa	0.0179	0.0226	0.0171	0.0220	0.0180	0.0223	0.0172	0.0222
必要伝熱中心差	m	8.35	10.54	7.94	10.22	9.44	11.70	9.03	11.65
原子炉容器軸長	m	24.4	27.0	24.1	28.2	24.8	27.4	25.0	28.2
ＳＧ重量	t	435	485	375	410	375	385	385	385
ＲＶ重量	t	680	720	660	710	690	730	695	725
全重金属装荷量	t/年	8.02	7.91	7.33	7.28	8.05	7.98	7.39	7.35
Pu-fis 装荷量	t/GWe	7.68	6.55	7.48	6.55	7.96	6.93	7.79	6.86
建設コスト	%	93.7	95.6	92.2	93.8	92.5	93.1	93.1	94.0
燃料コスト	%	71.0	70.0	64.9	65.4	71.2	70.6	65.4	65.0
発電コスト 0.7X+0.3Y	%	86.9	87.9	84.0	85.3	86.1	86.6	84.8	85.3
0.35X+0.3Y+0.35	%	89.1	89.5	86.7	87.5	88.7	88.9	87.2	87.4

表 4.3.1-4　ヒートバランスの検討（炉心圧損増大）

項　目	単位	1-1	1-9	2-1	2-9	3-1	3-7	3-1a	3-7a
タービン入口圧力	MPa	15.19	10.09	10.09	5.98	10.09	5.98	10.09	10.09
タービン入口温度	℃	450	425	450	400	400	400	425	400
タービン効率	%	40	38.3	38.5	38.0	38.1	38.0	38.3	38.1
炉心出力	MWt	1375	1436	1429	1448	1444	1448	1436	1444
炉心出口温度	℃	520	485	505	455	470	455	475	460
炉心出入口温度差	℃	180	180	180	180	180	180	160	160
炉心高さ	m	0.7	0.9	0.7	0.9	0.7	0.9	0.7	0.9
炉心部等価直径	m	5.54	4.94	5.09	4.66	4.69	4.42	4.79	4.53
炉心槽直径	m	6.59	6.13	6.19	5.80	5.77	5.48	5.90	5.62
炉心部圧損	MPa	0.012	0.012	0.012	0.012	0.012	0.012	0.012	0.012
給水入口温度	℃	230	210	210	210	210	210	210	210
鉛ビスマス流量	t/h	1.884×10^5	1.967×10^5	1.958×10^5	1.984×10^5	1.978×10^5	1.984×10^5	2.213×10^5	2.225×10^5
ＳＧ給水流量	t/h	2.289×10^3	2.274×10^3	2.196×10^3	2.287×10^3	2.366×10^3	2.287×10^3	2.274×10^3	2.366×10^3
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×2.8	31.8×2.8	31.8×2.0	31.8×1.4	31.8×1.9	31.8×1.4	31.8×1.9	31.8×1.9
ＳＧ伝熱管本数	本	808	873	776	714	950	747	855	798
ＳＧ伝熱面積	m^2	6084	6767	5209	7937	8630	7923	6610	8065
ＳＧ伝熱部高さ	m	7.46	7.68	6.65	9.8	9	9.35	7.66	8.91
ＳＧ圧損	MPa	0.0058	0.0061	0.0064	0.0059	0.0062	0.0053	0.0063	0.0055
原子炉容器径	m	9.8	9.6	9.5	9.5	9.6	9.5	9.5	9.7
系統圧損	MPa	0.0175	0.0178	0.0181	0.0176	0.0179	0.0171	0.0180	0.0172
自然循環ヘッド	MPa	0.0175	0.0178	0.0181	0.0176	0.0179	0.0171	0.0180	0.0172
必要伝熱中心差	m	8.16	8.30	8.44	8.21	8.35	7.94	9.44	9.03
原子炉容器軸長	m	23.4	23.6	23.3	24.6	24.4	24.1	24.8	25.0
ＳＧ重量	t	415	385	330	385	435	375	375	385
ＲＶ重量	t	710	685	670	680	680	660	690	695
全重金属装荷量	t/年	7.40	6.89	7.80	7.03	8.02	7.33	8.05	7.39
Pu-fis 装荷量	t/GWe	10.28	9.31	9.07	8.15	7.68	7.48	7.96	7.79
建設コスト	%	93.5	92.5	91.2	92.5	93.7	92.2	92.5	93.1
燃料コスト	%	65.5	61.0	69.0	62.2	71.0	64.9	71.2	65.4
発電コスト 0.7X+0.3Y	%	85.1	83.1	84.5	83.4	86.9	84.0	86.1	84.8
0.35X+0.3Y+0.35	%	87.4	85.7	87.6	86.0	89.1	86.7	88.7	87.2

表 4.3.1-5　ヒートバランスの検討（推奨炉心）

項　目	単位	2-3b	2-9b
タービン入口圧力	MPa	5.98	5.98
タービン入口温度	℃	400	400
タービン効率	%	38.0	38.0
炉心出力	MWt	1448	1448
炉心出口温度	℃	465	450
炉心出入口温度差	℃	180	180
炉心高さ	m	0.7	0.9
炉心部等価直径	m	4.53	4.25
炉心槽直径	m	5.69	5.37
炉心部圧損	MPa	0.017	0.017
給水入口温度	℃	210	210
鉛ビスマス流量	t/h	1.984×10^5	1.984×10^5
ＳＧ給水流量	t/h	2.287×10^3	2.287×10^3
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×1.6	31.8×1.6
ＳＧ伝熱管本数	本	783	830
ＳＧ伝熱面積	m^2	6277	9829
ＳＧ伝熱部高さ	m	7.48	10.44
ＳＧ圧損	MPa	0.0054	0.0049
原子炉容器径	m	9.4	9.8
系統圧損	MPa	0.022	0.0216
自然循環ヘッド	MPa	0.022	0.0216
必要伝熱中心差	m	10.26	10.03
原子炉容器軸長	m	25.5	26.8
ＳＧ重量	t	385	415
ＲＶ重量	t	690	730
全重金属装荷量	t/年	7.69	6.95
Pu-fis 装荷量	t/GWe	7.32	6.94
建設コスト	%	93.1	94.0
燃料コスト	%	68.1	61.5
発電コスト 0.7X+0.3Y	%	85.6	84.3
0.35X+0.3Y+0.35	%	88.0	86.4

注1) 再処理は先進湿式法、燃料製造は簡素化ペレット法
注2) 将来LWRの発電単価を基準

図 4.3.1-1　発電単価に対する炉型の影響

計算条件表

項　目	ケース1	ケース2	ケース3
炉心出口温度(℃)	530	520	515
炉心出入口温度差(℃)	160	180	200
タービン入口圧力(atg)	154	154	127
タービン入口温度(℃)	485	450	450
タービン効率(%)	40.6	40.0	39.0

図 4.3.1-2　ヒートバランスの検討（炉心出入口温度差）

物量比較

コスト比較

注記
1) 炉心ΔT＝180℃のものを示す。ただし、白抜き印はΔT＝160℃である。
2) 実線は炉心高さ 70cm、点線は炉心高さ 90cm を示す。

図4.3.1-3　ヒートバランスの検討（炉心出口温度）

図4.3.1-4
自然循環炉ヒートバランス

4.3.2 系統図の作成

4.3.2.1 目的

鉛ビスマス中型炉の自然循環型プラントの基本仕様である系統基本構成図及び機器高低関係図を作成する。

4.3.2.2 検討内容

(1) 系統構成

自然循環型プラントの基本系統構成を図4.3.2-1に示す。

１次冷却系は、原子炉容器内に一体型の蒸気発生器を設置し、その上部に崩壊熱除去系の熱交換器を設置する。崩壊熱除去系は、３ループ構成の自然循環による除熱を行う。

水・蒸気系は一体貫流型ＳＧとするが、通常時の崩壊熱除去ができるように、ナトリウム大型炉のように、気水分離器に崩壊熱を除去できる再循環系を設置する。

原子炉容器には、カバーガスを設け、微正圧に制御する。

(2) 機器高低関係

自然循環型プラントは、自然循環力である機器高低関係が重要である。自然循環型プラントの機器高低関係図を図4.3.2-2に示す。

炉心とＳＧ伝熱中心差は、系統の圧損とバランスする自然循環力により10.31mと設定した。崩壊熱除去系の１次系は、原子炉容器内配置スペースを考慮して設定し、２次系高さは、２次系配管が過度に大きくならないように8mとし、空気冷却器のスタック高さは、ナトリウム炉と同じ34mとした。

図 4.3.2-1　自然循環炉　基本系統概念

図 4.3.2-2
自然循環炉　機器高低関係

4.4 原子炉構造図

(1) 目的

完全自然循環方式（出力 55 万 kWe）の原子炉構造概念を構築する。

(2) 検討内容

a．検討条件

原子炉構造を検討するに当たり、基本とした炉心構成概念を図 4.4-1 に示す。炉心燃料集合体及び燃料ピン概念を図 4.4.-2 に示す。炉心構成は、炉心等価直径が 453cm、炉心高さは 70cm で上下に厚さ 30cm の軸方向ブランケットを配置している。炉心の上部にはB_4C遮へい体 67cm、下部にはフェライト鋼の遮へい体 18.5cm を設置している。径方向遮へい体として Pb-Bi 遮へい体 40cm を設けている。燃料集合体の全長は 381.5cm、燃料ピン全長は 254cm、燃料ピン径は 8.5mm である。表 4.4.-1 に炉心・燃料の主要仕様を示す。

その他の条件は以下の通りである。

・炉心配置：集合体ピッチ：210.3mm、集合体外接円径：5.49m

・炉心出入口温度：465℃/285℃

・崩壊熱除去系：PRACS×3 系統

b．原子炉構造概念

完全自然循環冷却方式の、SG を内蔵した原子炉構造概念図(立面図)を図 4.4-3 に示す。同原子炉構造概念図(平面図)を図 4.4-4 に示す。原子炉容器は内径 10.1m、軸長 25.0m の 12Cr 系鋼製の円筒容器で、ルーフデッキから吊り下げられる。ルーフデッキはスカートにより建物に支持される。ガードベッセルはライナ型であり、建屋壁の内面にライナを貼り、ライナと原子炉容器との間には断熱ブロックを設けるとともにコンクリート内に冷却コイル(水冷却)を入れてライナを低温に保つようにしている。

炉心で加熱された冷却材は自然対流により上昇し、内筒の上端で折り返して内筒外側を下降し SG で冷却されて炉心の下部に戻る循環流を構成する。自然循環流を確保するため、炉心部を初めとして圧損を小さくするとともに、炉心と SG の伝熱中心差を 10.31m に設定した。また、定検時などにおける自然循環流確保のため、原子炉容器の下に加熱用パネルを設けた。SG は一体貫流式ヘリカルコイル型で、原子炉容器と内筒との間のアニュラス部にリング状に取り付けられる。給水管と蒸気管は各々３基づつルーフデッキ上から出入りする。崩壊熱の除去は、デッキから吊り下げられる３基の PRACS の熱交換器により行われる。燃料交換方式はナトリウム冷却炉と基本的に同じ方式を採用している。

c．原子炉構造の基本仕様

(a) 原子炉構造型式

・SG 内蔵タンク型原子炉構造

(b) 燃料交換方式

・「単回転プラグ＋コラム型 UIS＋パンタグラフ式 FHM」による燃料交換方式

(c) 燃料出入方式

・使用済燃料の取出ルート：炉内中継槽→鉛直の案内管→炉内中継装置（台車）

・新燃料の取入ルート：上記の逆

(d) 原子炉容器

・型式：上吊り円筒容器 ／ ・材料：12Cr 系鋼

・内径：10.1m（上部）、7.8m（下部） ／ ・軸長：25.0m

・板厚：50mm（ナックルより上の上部胴）、40mm（下部胴及び下部鏡）

(e) ルーフデッキ・回転プラグ

・回転プラグ貫通孔径：4.82m ／ ・回転プラグ偏心量 ：0.33m

・高さ：2m（放射線遮蔽：1.5m、冷却層：0.5m）

(f) CRDM

制御棒(粗調整棒)：12 基 ／ 制御棒(微調整棒)：6 基 ／ 制御棒(後備炉停止棒)：6 基

(g) ルーフデッキ上に配置される主要な機器

水蒸気管の SG 出入口：6 基 ／ PRACS：3 基 ／ 炉内中継装置案内管：1 基

(h) FFDL ： セレクタバルブ方式

(i) 炉心槽

・内径：6.74m ／ ・板厚：30mm

・材料：9Cr 系鋼（12Cr 系鋼よりも高い中性子照射を許容できるため）

(j) 炉心支持構造物

・スカートにより原子炉容器から支持（炉心下部支持方式）

・炉心支持構造底板（板厚 100mm）の下面に補強リブ（連結管取付部と干渉しないように放射状ではなく平行配置のリブ（高さ 1m、板厚 50mm）とした。）

・集合体の浮き上がり防止対策：ラッチスプリングにより連結管に固定

(k) ガードベッセル

・型式：ライナ型

・ライナ外側のコンクリート内には冷却コイルを、ライナと原子炉容器の間には断熱ブ

ロックを設けて、ライナ及びコンクリートを低温に維持する。

・原子炉容器と断熱ブロックの隙間/雰囲気：150mm（一般部）/空気

(l) 加熱用パネル

・メインテナンス時の凍結防止のため原子炉容器室の底に加熱用パネルを設置

・パネル内の流体は補助ボイラからの蒸気（2系統）

(m) 蒸気発生器取付け構造

・ 内筒上端の内フランジ上にSG外側シュラウドと一体形成するSG内筒フランジを搭載しボルトで固定する。フランジ面間には、冷却材の漏洩抑止を図るためにシール材を入れるものとする。蒸気発生器取付部概念を図4.4-5に示す。

(n) 落下型SASS

・後備炉停止系制御棒は自己作動型炉停止機構(SASS)を配備する。CRDM駆動軸先端（下端）に電磁石コア（φ145mm）、制御棒上端に吸着アーマチェア（φ140mm）を設けた落下型制御棒とする。主炉停止系・後備炉停止系（SASS）の概念図を図4.4-6に示す。後備炉停止系(SASS)の制御棒概念図を図4.4-7に、概略寸法を図4.4-8に示す。

・ 制御棒切離し（デラッチ）時浮き上がり防止のために、図4.4-7に示すよう吸収材上部にタンタル構造材等を用いた制御棒構造とする。

表4.4-1　Pb-Bi自然循環冷却炉　炉心・燃料主要仕様

項目	単位	仕様	備考
I　炉心			
・炉型		鉛-ビスマス自然循環冷却中型炉	
・電気出力	MWe	550	
・熱出力	MWt	1450	
・炉心出口／入口温度	℃	465／285	
・炉心形式		2領域炉心	
・燃料　炉心		Pu・U混合窒化物	
ブランケット		U窒化物	
・炉心高さ	cm	70	
・炉心等価径	cm	約453	
・炉心構成要素外接円径	cm	約549	
・径方向ブランケット厚	cm	無し	
・軸方向ブランケット厚	cm	上下各：30	
・炉心取出平均燃焼度	10^4MWd/t	約15	
・運転サイクル長さ	月	約18	
・燃料交換バッチ数	バッチ	8	
II　燃料			
・炉心燃料		Pu・U混合窒化物	^{15}N：100%濃縮
ウラン235含有率	w/o	0.3	
ペレット密度	%	80	被覆管内面スミア密度
・軸ブランケット燃料		U窒化物	^{15}N：100%濃縮
ウラン235含有率	w/o	0.3	
ペレット密度	%	90	被覆管内面スミア密度
・燃料ピン数	本/集合体	271	
・被覆管外径	mm	8.50	
・被覆管肉厚	mm	0.46	
・要素配列ピッチ	mm	12.5	
・p/d比		1.47	
・スペーサ形式		グリッド支持	ﾀｲﾛｯﾄﾞ無し
・ラッパ管内対面距離	mm	205.3	
・ラッパ管肉厚	mm	2.0	
・ラッパ管外対面距離	mm	209.3	
・集合体ピッチ	mm	210.3	

図 4.4-1　自然循環炉　炉心構成概念

図4.4-2　自然循環冷却炉　炉心燃料集合体及び燃料ピン概念図

図 4.4-3　自然循環方式　原子炉構造概念図（立面図）

図 4.4-4　自然循環炉　原子炉構造概念（平面図）

図 4.4-5　自然循環冷却方式　蒸気発生器取付部概念

図 4.4-6 自然循環方式
主炉停止系・後備炉停止系(SASS)の概念

図 4.4-7 後備炉停止系(SASS)
の動作説明図

図 4.4-8 後備炉停止系(SASS)
の概略寸法図

4.5 冷却系機器構造図

4.5.1 目的

自然循環型プラントの冷却系機器である蒸気発生器、崩壊熱除去系の機器サイジング及び機器主要目を設定する。

4.5.2 検討内容

4.5.2.1 蒸気発生器

(1) 設計条件

a．交換熱量とＳＧ型式：一体貫流ヘリカルコイル型、1450MWt

b．鉛ビスマス側条件

流量：1.984×10^{8} kg/h 、 温度：465℃／285℃

c．水・蒸気側条件

流量：2.287×10^{6} kg/h 、 温度：210℃／403.5℃(6.47MPa)

d．伝熱管最高使用温度／圧力

最高使用圧力：8.8MPa 、 最高使用温度：450℃

e．伝熱管口径と材質：31.8mm、12Cr 鋼

f．伝熱管熱伝導率：30.2W／mK

g．鉛ビスマス側圧力損失条件：5.5kPa 以下

(2) 検討結果

a．伝熱管板厚

・内圧による必要板厚：1.071mm ・鉛ビスマス腐食代：0.022mm

・水側腐食代：0.11mm ・磨耗代：0.45mm ・曲げ減肉代：2%

合計：1.071＋0.022＋0.11＋0.45=1.653/0.98=1.687mm

以上より、伝熱管は、φ31.8mm×1.7mm とする。

b．伝熱計算

設計条件に示されたヒートバランス条件を用いて、伝熱計算を実施した。

実施に当たって、伝熱管ピッチを軸方向は従来実績より 50mm とし、径方向は鉛ビスマス側の圧力損失が小さくなるように 85mm から 95mm をパラメータにして検討した。炉心槽径 6800mm を考慮して、内筒外径 6900mm 以上にした。検討結果を表 4.5-1 に示す。

ＳＧ重量が少なくなるのは伝熱管口径がφ25.4mm のケースであるが、φ31.8mm と比べると重量が非常に少なくなるわけでなく、伝熱管本数が 1000 本と多くなるので、溶接、検査工数が多くなり、製作コストが増加するものと考えられる。

このため、φ31.8mm の伝熱管で、ＳＧの重量が小さくなる伝熱管ピッチ 90mm を選定した。伝熱面積は 6614m^2、ヘリカルコイル層数は 15 層となった。

c．構造概念図

ＳＧ構造概念図、主要目を図 4.5-1 に示す。

ＳＧは、ダウンカマ付きヘリカルコイルで、原子炉容器とは内筒を介して炉心槽壁に固定されている。ヘリカルコイルは、８ヶ所（暫定）伝熱管支持金具で支持される。

水は、上部の給水水室から伝熱管内に流入し、下降管を通ってＳＧの最外側部（原子炉容器壁側）を下降し、Ｕチューブで反転してヘリカルコイル部に熱交換をしながら沸騰して蒸気となって上昇する。ヘリカルコイル部から上部の蒸気水室を通って過熱蒸気で流出する。

鉛ビスマスは、内筒上部の流入孔からＳＧ内に流入し、崩壊熱除去系熱交換器を通ってヘリカルコイル管束部に流れ込み、伝熱管内の水・蒸気と熱交換しながら流下する。

4.5.2.2　崩壊熱除去系

(1)　系統基本仕様の検討

ａ．除熱容量の検討

崩壊熱除去系を運転する事象は、外部電源喪失、水系故障等の水・蒸気系による崩壊熱除去ができない場合である。完全自然循環型プラントでは、１次系には１次系ポンプもなく１ループ構成なので、１ループ逆流といった事象もない。このため、水・蒸気系による崩壊熱除去ができない事象として外部電源喪失を代表事象にする。これに単一故障を重ねあわせて崩壊熱除去系の運転系統を検討するとともに、必要除熱量の検討を行う。

単一故障との重ねあわせは、以下の考えで行い単一故障はＰＲＡＣＳの除熱量が少なくなるＡ／Ｃダンパ１基開失敗を想定する。なお、ＰＲＡＣＳのＡ／Ｃダンパは、50%×2 の構成とする。

・事象Ⅲ：事象Ⅱ（外部電源喪失）＋１つの単一故障
　外部電源喪失＋ＰＲＡＣＳダンパ１基開失敗（ＰＲＡＣＳ2.5ループ運転）
・事象Ⅳ：事象Ⅲ（外部電源喪失）＋２つの単一故障
　外部電源喪失＋ＰＲＡＣＳダンパ２基開失敗（ＰＲＡＣＳ2ループ運転）
・事象Ⅳ：事象Ⅲ（外部電源喪失）＋1つの単一故障
　ＰＲＡＣＳ配管破損＋ダンパ１基開失敗（ＰＲＡＣＳ1.5ループ運転）

平成１２年度の崩壊熱除去系の検討では、ダンパが 100%×１の構成であったため、プラント出力 40 万 kWe（1053MW）で 6.6MWt×3 ループ構成であった。

除熱量の 6.6MWt は、事象ⅣのＰＲＡＣＳが１ループで運転した場合のものであるので、50%×2 の構成のダンパであれば、ＰＲＡＣＳは２ループとしても事象Ⅳで１ループのＰＲＡＣＳ運転が可能である。しかし、ＰＲＡＣＳが配管破損等で１ループ長期メンテナンス時に、ＰＲＡＣＳの法定点検が重なるともう １ ループ必要になる。この状態で、何らかの原因で残り１ループのＰＲＡＣＳのダンパが１基閉止しても、除熱量が少なくなるが、炉心崩壊熱も少なくなることから崩壊熱除去は可能となる。

そこで、ＰＲＡＣＳは、３ループ構成とし、「ＰＲＡＣＳ配管破損＋ダンパ１基開失敗」を想定し、ループ当たりの除熱量は、平成１２年度の熱出力分増加させた除熱容量を 1.5 ループで除算した値とする。

容量：6.6MWt×1450MWt／1043MWt／1.5=6MWt

崩壊熱除去系の系統図を図 4.5-2 に示す。

b．機器サイジング用ヒートバランスの設定

9MWt の機器サイジング用ヒートバランスを図 4.5-3 に示す。

温度条件は、平成１２年度と同じものを用い、除熱量の増加は冷却流量を増加させた。

(2) 主要機器のサイジング

a．熱交換器

(a) 設計条件 ： 熱交換器の設計は、以下の条件で行う。

・熱交換器の型式は平行流直管型とし、ナトリウム炉と同様の円周配列とする。

・熱交換器は、蒸気発生器上部に設置できること。

・管束高さ：1.5m 以下　　外シュラウド径：1.3m 以下

・１次側、２次側の圧力損失は、自然循環確保のため、次の圧力損失程度にする。

管外圧損（1 次側）：0.5kPa　　管内圧損（2 次側）：10kPa

・伝熱管は 12Cr 鋼とし、熱伝導率は 30.2W／mK とする。

・熱伝達式は、管内はＮａの熱交換器で用いている Subbotin の式、管外は鉛ビスマスと比較的近い Pr 数を持つ NaK から導出された Sleicher の式を用いる。

・圧力損失係数は、Colebrook の式を用い、管粗さは 0.01mm とする。

(b) 熱交換器主要目、構造概念

伝熱管口径を 31.8mm（板厚　1.2mm）とし、伝熱管の半径方向ピッチを 70mm にした場合の伝熱計算を行い、管外圧力損失は 0.5kPa となるが、管内圧力損失は 5.4kPa となる構造の熱交換器を設定した。熱交換器の構造概念図及び主要目を図 4.5-4 に示す。伝熱面積は、19.6m^2 で、伝熱管本数は 183 本である。

b．空気冷却器

(a) 設計条件 ： 空気冷却器の設計は、以下の条件で行う。

・空気冷却器の型式は、フィン付きチューブ型とする。

・伝熱管は 12Cr 鋼とし、熱伝導率は 30.2W／mK とする。

・熱伝達式は、Ｎａ炉の空気冷却器で用いている以下の式を用いる。

管内： Subbotin の式　　管外：Jameson の式の 1/1.16

・圧力損失係数は、Colebrook の式を用い、管粗さは 0.01mm とする。

(b) 空気冷却器主要目、構造概念

フィン高さ 16mm、フィンピッチ 1.6mm とし、伝熱管口径を 50.8mm（板厚　3.0mm）、伝熱管ピッチを 125mm にした場合の伝熱計算を行い、伝熱管段数が 6 段となる構造の空気冷却器を設定した。空気冷却器の構造概念図及び主要目を図 4.5-5 に示す。伝熱面積は、2510m^2 で、伝熱管本数は 70 本である。

表 4.5-1　蒸気発生器の検討

項　目	単位	φ31.8	φ31.8	φ31.8	φ25.4
		ピッチ 85mm	ピッチ 90mm	ピッチ 95mm	ピッチ 75mm
タービン入口圧力	MPa	5.98	5.98	5.98	5.98
タービン入口温度	℃	400	400	400	400
タービン効率	%	38	38.0	38.0	38.0
炉心出力	MWt	1450	1450	1450	1450
炉心出口温度	℃	465	465	465	465
炉心出入口温度差	℃	180	180	180	180
炉心高さ	m	0.7	0.7	0.7	0.7
炉心部等価直径	m	4.53	4.53	4.53	4.53
炉心槽直径	m	6.80	6.80	6.80	6.80
炉心部圧損	MPa	0.0167	0.0167	0.0167	0.0167
給水入口温度	℃	210	210	210	210
鉛ビスマス流量	t/h	1.984×10^{5}	1.984×10^{5}	1.984×10^{5}	1.984×10^{5}
ＳＧ給水流量	t/h	2.287×10^{3}	2.287×10^{3}	2.287×10^{3}	2.287×10^{3}
ＳＧ伝熱管口径×肉厚	mm	31.8×1.7	31.8×1.7	31.8×1.7	31.8×1.7
ＳＧ伝熱管ピッチ（径×軸）	mm	85×50	90×50	95×50	75×45
ＳＧ伝熱管本数	本	792	690	609	999
ＳＧ伝熱面積	m^2	6477	6614	6939	6374
ＳＧ伝熱部高さ	m	7.63	8.45	9.52	7.6
ＳＧ圧損	MPa	5.4×10^{-3}	5.5×10^{-3}	5.7×10^{-3}	5.8×10^{-3}
ＳＧ内筒外径	m	7.055	6.93	6.935	6.975
ＳＧシュラウド内径	m	9.775	9.63	9.595	9.675
原子炉容器径	m	10.2	10.1	10.0	10.1
系統圧損	MPa	0.0221	0.0222	0.0224	0.0225
自然循環ヘッド	MPa	0.0221	0.0222	0.0224	0.0225
必要伝熱中心差	m	10.27	10.31	10.41	10.45
炉心中心からＳＧ上端	m	14.08	14.54	15.17	14.25
ＳＧ重量	t	390	380	400	370

設計仕様

SG型式	一体貫流ヘリカルコイル型		
管外流体	鉛ビスマス		
管内流体	水・蒸気		
交換熱量	1450 MWt		
基　数	1 基		
伝熱面積	6614 m^2		
伝熱管	外　径	31.8	mm
	板　厚	1.7	mm
	伝熱部高さ	8450	mm
	本　数	690	本
	配列ピッチ(径/軸)	90 mm/ 50 mm	
定格流量	鉛ビスマス側	1.984×10^7	kg/h
	水・蒸気側	2.287×10^7	kg/h
定格温度	鉛ビスマス入口	465	℃
	鉛ビスマス出口	285	℃
	給水入口	210	℃
	蒸気出口	403.5 ℃ (6.47MPa)	
圧力損失	鉛ビスマス側	5.5	kPa
	水・蒸気側	1.58	MPa
伝熱管材質	12 Cr鋼		

図4.5-1 自然循環炉　蒸気発生器構造概念図

図4.5-2 自然循環炉　崩壊熱除去系 系統概念図

図4.5-3 自然循環炉 機器サイジングヒートバランス

設計仕様

型　式	平行流式直管型	
交換熱量	6　MWt/基	
基　数	3　基	
伝熱面積	19.6　m^2/基	
温　度	1次側(入口/出口)	630/624.35 ℃
	2次側(入口/出口)	320/535　℃
流　量	1次側	2.62×10^7 kg/h
	2次側	6.88×10^5 kg/h
伝熱管	本　数	183　本
	材　質	12Cr鋼
	寸　法	φ31.8×t1.2 mm
	コイル高さ	1220　mm
	伝熱管配列	円周配列
	配列ピッチ(径/周)	70mm/70mm
圧力損失	管　内	5.4　kPa
	管　外	0.5　kPa

図 4.5-4 自然循環炉　崩壊熱除去系 熱交換器構造概念図

C部 詳細(1:5)

D部 詳細(1:20)

A-A 断面

B-B 断面

空気冷却器主要目（自然循環時）

項目		仕様	単位
形式		多管フィンチューブ空冷式	-
基数		3	基
設計条件	交換熱量	6	MWt
運転条件	鉛ビスマス側	68.8	$\times10^4$Kg/h
運転流量	空気側	5.89	$\times10^4$Kg/h
運転温度	鉛ビスマス側入口/出口	535/320	℃
	空気側入口/出口	50/400	℃
設計結果	有効伝熱面積	2510	m^2
	管束高さ（ヘッダ間）	1.5	m
伝熱管寸法	伝熱管外径/肉厚	50.8/3.0	mm
	管長（フィン部）	5.0	m/段
	伝熱管本数	80	本
	段数	6	段
	伝熱管ピッチ	125	mm
フィン寸法	フィン外径/肉厚	82.8/1.6	mm
	フィンピッチ	5.08	mm

図4.5-5 崩壊熱除去系 空気冷却器 構造概念図（自然循環炉）

4.6 ＢＯＰ設備の概念図

4.6.1 タービン設備

タービン設備は、蒸気発生器で発生した主蒸気により、蒸気タービンを駆動して電気を発生する設備である。自然循環冷却式鉛ビスマス冷却炉は、１モジュールあたり 550MWe の出力を有するが、複数のモジュールをあわせて１基のタービンで電気を発生させる構成も考えられる。ここでは３モジュールの原子炉を共用化する 1,650MWe タービン設備を検討した。

(1) 設計条件

① 主蒸気圧力： ５．９８ＭＰａ［abs］

② 主蒸気温度： ４００℃

③ 蒸気発生器給水温度： ２１０℃

④ 蒸気発生器給水流量： ６８６１ｔ／ｈ

（１モジュールあたり２２８７ｔ／ｈ）

(2) 系統構成、仕様

電気出力 1,650MWe のタービン設備の系統構成を図 4.6.1-1 に示す。基本的には、ナトリウム炉の大型炉とほぼ同様の系統構成である。発電効率向上のため、再熱器を設けタービン効率約３８％を達成している。

蒸気タービンの外形図を図 4.6.1-2 に示す。くし型４車室６流排気再熱型(TC6F-49)で回転数は 1500rpm である。

高圧給水加熱器は、主蒸気の圧力、温度が低いので１段の抽気としている。また、低圧給水加熱器は、出力が同程度の軽水炉と同じ４段の抽気とした。

主給水ポンプは、モータ駆動とし、２台設置する。

タービン設備の主要物量を表 4.6.1-1 に示す。

表 4.6.1-1　主要物量表（タービン設備）

項　　目	単　位	仕　様
1.　定格電気出力 （復水器上部圧力 -96.0kPa[gage]）	kW	1,650,000
2.　タービン		
(1)　型式	―	TC6F-49
(2)　数量	台	1
(3)　概略寸法（長さ×幅） ＊：発電機・励磁機を含む	m	66(*)×10
3.　発電機		
(1)　数量	台	1
4.　復水器		
(1)　数量	基(胴)	3
5.　低圧第１給水加熱器		
(1)　数量	基	3
6.　低圧第２給水加熱器		
(1)　数量	基	3
7.　低圧第３給水加熱器		
(1)　数量	基	3
8.　低圧第４給水加熱器		
(1)　数量	基	3
9.　高圧第６給水加熱器		
(1)　数量	基	2
10.　脱気器		
(1)　数量	基	1
11.　再熱器		
(1)　数量	基	1
12.　主給水ポンプ		
(1)　数量	台	2

図 4.6.1-1 自然循環炉　タービン設備概念系統図

<機器主要目>

種　類	くし型４車室６流排気再熱型 ＴＣ６Ｆ－４９
数　量	１台
定格電気出力	１，６５０，０００kWe
回転数	１，５００rpm

図 4.6.1-2 自然循環炉　蒸気タービン発電機 機器外形図

4.6.2 鉛ビスマス系補助設備

自然循環型鉛ビスマス冷却炉の補助設備の系統構成を設定する。

(1) 検討対象

鉛ビスマス系補助設備は、「鉛ビスマス純化系」「アルゴンガス系」「鉛ビスマス予熱系」「ＳＧ伝熱管破損対策設備」で構成される。

(2) 鉛ビスマス純化系

アルゴンガス系、鉛ビスマス予熱系を含めた純化装置の系統概念を図 4.6.2-1 に示す。

鉛ビスマス中に発生する不純物は、ナトリウム炉と同様に酸素と水素があるが、これに加えて腐食生成物（Fe）がある。このため、鉛ビスマス純化系は、酸素濃度を管理する酸素濃度管理装置と腐食生成物を除去する腐食生成物精製装置から成る。

酸素濃度管理装置は、酸素濃度を監視して、酸素又は水素を注入して酸素濃度を所定の濃度に制御して運転する。目標酸素濃度は、0.0023ppm（200℃）ー0.122ppm（285℃）である。鉛ビスマスの駆動は、アルゴンガスの吹き込みによるリフトアップポンプ方式とする。これに水素又は酸素を含ませて注入し、デミスターにより不純物を除去する構成とする。また、反応により生成される水蒸気はガス中で冷却して凝縮させる構成とする。

腐食生成物精製装置は、腐食生成物が 0.1ppm 以下となるように、コールド部より若干低い温度でデミスタを通して腐食生成物を除去する。デミスタの冷却は、室内空気とし、空調設備のダクトに排出する設計とする。

(3) アルゴンガス系

アルゴンガス系は、原子炉容器の鉛ビスマスを微正圧で覆うとともに、崩壊熱除去系の充填ドレン等のために設置する。

鉛ビスマス炉では、鉛ビスマス中からポロニウム（Ｐｏ）が生成され、これがアルゴンガス中に移行してくる。カバーガス中のＰｏ濃度は、純化しないと非常に高いものとなる。このため、通常運転時に閉サイクルで循環させて、ベーパトラップで約 100℃まで冷却してやることにより純化する構成とした。

(4) 鉛ビスマス予熱系

鉛ビスマス自然循環炉は、炉心崩壊熱が小さくなった時には崩壊熱除去設備から予熱ヒータ等で炉容器外部から入熱させても炉容器内を暖めることができない。このため、炉容器下部に加熱パネルを設置し、炉容器内を予熱させることにした。予熱方式は、補助蒸気で行う。

(5) ＳＧ伝熱管破損対策設備

ＳＧ伝熱管破損対策設備の系統概念図を 4.6.2-2 に示す。ナトリウム炉と同様に水・蒸気系の急速ブローを行うブロー弁と鉛ビスマス中に流出した水蒸気を回収する水蒸気放出プールを設置する。水蒸気放出プールは、１ＤＥＧの水リーク率（10kg/s）で 100 秒放出された蒸気１m^3を回収する容量で、通常時５m^3の水保管（事故時は６m^3）とする。

図 4.6.2-1
自然循環炉
鉛ビスマス純化系統
系統概念図

図 4.6.2-2
自然循環炉
蒸気発生器伝熱管
破損対策設備系統図

4.7 耐震設備

(1) 目 的

自然循環型鉛ビスマス炉は建屋がコンパクトになる一方で、モジュール化に伴う共通基礎の追加及び鉛-ビスマスを内包する 6 基の原子炉構造により建屋重量が増大する。その結果、原子炉建屋の単位面積当たりの支持重量が大きくなるため、免震装置の配置の成立性が問題になる。ここでは免震装置の配置の成立性見通しを明らかにする。

なお、将来的には 3 次元免震装置を採用する予定であるが、ここではナトリウム冷却炉の条件に合わせて建屋水平免震の条件で検討を行う。

(2) 検討内容

a．判断条件（暫定条件）

実証炉（フェーズ 1）[(2)(3)(4)]の原子炉建屋は重量約 174000 トン、面積約 5000m^{2}であった。従って、単位面積当たりの支持重量は、17400 トン/約 5000m^2≒35 トン/m^{2}となる。

実証炉の水平免震装置として支持重量が 750 トン/基の積層ゴムを用いていた時は配置上の余裕が小さかったが、最終的には支持重量 1000 トン/基の積層ゴムを用いている。両者の積層ゴムの径（フランジを含む径）はいずれもφ2m であるので、この場合は約 33%（1000/750=1.33）の余裕があったものと考えられる。

∴単位面積当たりの支持重量の制限値=35 トン/m^2×1.33≒46.5 トン/m^2

b．原子炉建屋の単位面積当たりの重量

(a) 面積 ： 約 8000m^2 （ 図 4.7-1 より）

(b) 重量

・共通基礎版（免震装置の上にあり、その上に各モジュールの建屋を搭載している床）

W1=8000m^2×2.5m（平均床高さ）×2.3 トン/m^2≒46000 トン

・共通基礎床を除く原子炉建屋

建屋重量は建屋容積に比例するものとする。但し、建屋容積としては、重量の小さい上屋部分は容積から除く。また、鉛ビスマス中型自然循環炉では建屋モジュールをそのまま移送するため船殻構造とし軽量化を図っている。従って、同じ容積であっても実証炉フェーズ 1 よりも約 1 割軽量化されている。（1 割は過去の設計例に基づく値である。）

建屋重量 W2=（実証炉の建屋重量）×（自然循環炉の建屋容積）/（従来の建屋容積）×0.9

=174000 トン×380000m^3/180000m^3×0.9≒331000 トン

鉛ビスマス中型自然循環炉の建屋容積：図 4.7-1 及び図 4.7-2 より算出

・NSSS 重量の付加分（冷却材重量を含む） ＝ W3=13500 トン×6 基-8000 トン≒73000 トン

・ 免震装置が支持する重量 ＝ W=W1+W2+W3=46000+331000+73000=450000 トン

(c) 単位面積当たりの重量 ＝ 450000 トン/8000m²=56 トン/m²

(3) 結論

免震装置が支持する建屋の単位面積当たりの重量は約 56 トン/m² であり、暫定制限値 46.5 トン/m² を約 1.2 倍上回る結果となった。制限値を満足するためには以下のいずれかの対策が必要となる。

・小型・大容量の免震装置の開発

・メンテナンススペースの削減

・建屋の軽量化

なお 3 次元免震装置の開発は始まったばかりであり、装置サイズが現時点で不明である。3 次元免震を採用する時点で、装置設置スペースを再評価する必要がある。

図 4.7-1　自然循環炉　配置概念図（平面）

図 4.7-2　自然循環炉　配置概念図（立面）

4.8 物量と工程の検討

4.8.1 物量データの整理

4.8.1.1 目的

自然循環冷却炉のプラント概念をもとに、概略の物量を算定した。また、モジュール効果の検討、プラント稼働率の検討を行った。

4.8.1.2 検討内容

(1) 主要物量の算定

主要物量及び建屋容積を算定した結果、NSSS の主要鋼材重量は約 1170ton（炉心構成要素を除く）となり、原子炉建屋容積は約 6.2 万 m^3／基となった。

この結果と昨年度の検討結果とを併せて表 4.8.1-1 に示す。

(2) モジュール効果の検討

モジュール炉とは規格化された炉を複数、かつ連続して製作することにより設計費や加工費、材料費等を削減し、建設単価を低減させることを目的とした炉である。本年度の検討でのモジュール数は、ナトリウム炉などの他の炉型との比較を行うためナトリウム冷却中型モジュール炉の 300 万 kWe 相当である 6 モジュール（55 万×6 モジュール＝330 万 kWe）とする。

モジュール効果については、ナトリウム炉での検討方法と同じ以下の方法で推定し、概略評価を実施する。

a．検討条件

・モジュール効果を見込む機器：原子炉構造、SG、DHRS、原子炉建屋、電気計装とする。その他は共用化を前提とする。（表 4.8.1-2 参照）

・習熟による加工費低減は、ナトリウム炉での検討条件と同条件とし、10 基目の習熟効果を保守的に 10%と設定し（図 4.8.1-1 参照）、それ以外については対数近似とする。

・シリーズ化による許認可短縮は見込んでいない。

・機器毎の製作費内訳は実証炉の知見を基に設定する。なお、検査費についてはモジュール効果を考慮しないものとする。（表 4.8.1-3 参照）

・原子炉構造、SG 以外の構造物に関してのモジュール効果は、原子炉構造、及び SG のﾓｼﾞｭｰﾙ効果の平均値を採用する。

b．検討結果

各機器に対するモジュール効果を算出し、プラント全体でのコスト低減効果を図 4.8.1-2 に示す。

初号機から 6 号機までの平均で 11.7%の建設費低減の可能性が有り、建設費評価においてはモジュール効果としては「-11.7%」を採用することとする。

(3) 所内負荷率の検討

所内負荷率については、昨年度と同様に、実証炉フェーズ２での検討結果を基に、推定を行った。その結果、所内負荷率は、昨年度とほぼ同じ2.7%となった。表4.8.1-4に各設備の負荷を示す。

(4) プラント稼働率

稼働率については、4.8.2 項「定検工程の検討」での検討結果を基に、推定を行った。検討にあたっての前提条件をまとめて表4.8.1-5に示す。

モジュール炉としての定検の最適化を行うため、昨年度の検討結果(平成12年度報告書「鉛―ビスマス冷却炉の運転保守性検討」)を踏まえ、モジュール炉としての稼働率を向上させるため、モジュール炉としての定検を次の考え方にて行うものとする。

(モジュール炉としての定検の考え方)

<u>並行ベース</u>

・燃料交換は各モジュールを連続的に実施する。
(燃交装置はプラントとしては１台しか所有しないため)

・工程的にモジュール間で重複可能なものは、タービンを含め極力、同時並行的に定検を実施とする。

以上の考え方で１タービンに相当する３モジュールを連続的に定検することにより、表4.8.1-6に示す様に、プラント稼働率は最大で93.5%と推定され、昨年度(約92%)より、モジュール数が少なくなったこと並びに定検期間の短縮などにより若干向上した。

4.8.1.3 まとめ

自然循環炉に対する経済性評価を行うために必要なデータである主要物量、モジュール効果(-11.7%)、所内負荷率(2.7%)及びプラント稼働率(93.5%)について推定した。

表4.8.1-1　自然循環炉 物量データ

大分類	設備・機器	単位	物量 H12年度 (40万kWe×8)	物量 H13年度 (55万kWe×6)	備考
仕様	電気出力	万kWe	40	55	
	熱出力	万kWt	105	145	
	ループ数	ﾙｰﾌﾟ	—	—	
	ユニット数	ﾓｼﾞｭｰﾙ	8	6	
	冷却材	—	Pb-Bi	Pb-Bi	
原子炉構造	原子炉容器	ton	220	310	
	炉内構造物	ton	230	165	炉心支持構造物, 上部機構等
	炉上部構造	ton	200	235	ルーフデッキ、回転プラグ、CRDM等
	炉心構成要素	ton	150	50	遮へい体、CR等
	ガードベッセル	ton	50	80	
原子炉構造合計		ton	700	790	炉心構成要素を除く
1次系	ＳＧ	ton	235	380	
	１次ポンプ	ton	—	—	
	１次系配管	ton	-	-	
１次系合計		ton	235	380	
2次系	蒸気発生器	ton	—	—	
	２次系ポンプ	ton	—	—	
	２次系配管	ton	—	—	
２次系合計		ton	—	—	
ＮＳＳＳ物量合計		ton	935	1170	
崩壊熱除去系		MWt	19.8 (6.6MWt×3系統)	18 (6MWt×3系統)	
ﾀｰﾋﾞﾝ発電機設備		ton/h	1696	6861 (3ﾓｼﾞｭｰﾙ分)	
電気計装	ケーブル	km	140	220	１モジュール分
	非常用Ｇ／Ｔ	kW	4,000	4,950	１モジュール分
	計装設備	点	1,200	1,200	１モジュール分
	盤設備	m	160	200	１モジュール分
諸設備	補機冷却系	kW	3,100	4,500	１モジュール分
	換気空調系	m^3/h	470,000	560,000	１モジュール分
	気体廃棄物処理系	Nm^3/h	0.3	0.4	１モジュール分
	液体廃棄物処理系	m^3/h	0.2	0.4	１モジュール分
	固体廃棄物処理系	m^3/y	0.2	0.3	１モジュール分
	冷却材重量	ton	12,600	14,000	１モジュール分
建物構築物	原子炉建屋	m^3	54,000	62,000	１モジュール分
	タービン建屋	m^3	56,000	70,000	１モジュール分
	固体廃棄物貯蔵庫	m^3	3,500	3,500	１モジュール分
	土木工事	m^3	11,500	13,700	１モジュール分
建設期間		月	38	36.5	
定検期間		日	39	32	

表 4.8.1-2　モジュール炉における共用化

設備	ﾓｼﾞｭｰﾙ化	共用化
原子炉構造	○	
1 次冷却系（DHRS 含む）	○	
燃料取扱設備		○
タービン		○
電気・計装	○	
諸設備		○
建屋	○ (RB)	○ (TB)
土木		○

表 4.8.1-3　製作費に関するモジュール効果

項目	考慮の有無
材料費	○（一括購入 - 20%）
加工費	○（習熟:10%/10 基）
設計費	○（2 基以降 0%）
検査費	×
治具費	○（2 基以降 0%）

*ﾓｼﾞｭｰﾙ効果を見込む場合は○、見込まないものは×

表4.8.1-4　自然循環炉の所内負荷率推定
(55万ｋWe×3ﾓｼﾞｭｰﾙとして算出；100%出力運転時)

(単位:kWe)

No	系　統　名	自然循環冷却方式(H13年度)	実証炉フェーズ2	所内負荷率推定根拠
1	原子炉構造	53	22	制御棒本数比率で推定（24*3/30＝2.4） 制御棒が１ﾓｼﾞｭｰﾙ24本あり、３ﾓｼﾞｭｰﾙ分とする
2	１次主冷却系	0	11,800	自然循環の採用によりポンプ削除
3	２次主冷却系	0	7,030	２次系削除によりなし
4	１次Ｎａ純化系	42	17	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
5	１次Ａｒガス系	7	3	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
6	２次Ａｒガス系	0	0	２次系削除によりなし
7	２次補助Ｎａ系	0	93	２次系削除によりなし
8	水漏えい検出系	0	0	固体電解質型水素系、酸素系の採用により削除
9	補機冷却系	3,100	1,260	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
10	タービン発電機設備	21,417	8,706	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
11	換気空調設備	12,836	5,218	原子炉建屋体積比率と3ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率で推定 1.0×2.46=2.46倍
12	廃棄物処理系	253	103	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
13	燃料取扱設備	205	250	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比0.82倍
14	炉外燃料貯蔵設備	0	757	EVST削除合理化により負荷削除
15	機器洗浄設備	869	1,060	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比0.82倍
16	使用済燃料プール	50	61	出力比率で推定、１炉分で共用 1ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比0.82倍
17	圧縮空気供給設備	578	235	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
18	直接炉心冷却系	0	0	ダンパのみ
19	予熱設備	669	272	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
20	計測制御電源	2,485	1,010	3ﾓｼﾞｭｰﾙの出力との比2.46倍
21	照明設備	1,353	550	原子炉建屋体積比率と3ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率で推定 1.0×2.46=2.46倍
22	総合管理建物電源	443	360	3ﾓｼﾞｭｰﾙ出力比率の2.46倍となるが、大きすぎるため、その1/2倍とし、2.46×0.5倍とした。
23	電源損失	887	776	1～22項の合計の２％
24	発電機励磁用電源	0	0	ブラシレス励磁機の採用により送電端出力から容量を除外
所内負荷合計（kWe）		45,247	39,583	
定格電気出力（MWe）		1,650	671.3	
所内負荷率（%）		2.7	5.9	

表 4.8.1-5　プラント稼働率の検討条件

項目	【参考】 自然循環冷却方式 H12 年度	自然循環冷却方式 H13 年度	備考
モジュール数	８モジュール	６モジュール	
タービン数	２タービン	２タービン	
燃料サイクル	１９ヶ月	１８ヶ月	
定検期間	３９日*	３２日*	*) 燃料プールに最遠のモジュールの場合
燃料交換期間	９日*	９日*	
タービン定検期間	３７日	３１日	

表 4.8.1-6　プラント稼働率

項目	【参考】 自然循環冷却方式 H12 年度	自然循環冷却方式 H13 年度	備考
プラント稼働率	91.8%	93.5%(*)	*) モジュール炉の定検順序を表 4.8.1-7 に示す

表4.8.1-7　自然循環炉　発電量評価(タービン定検31日 並行ベース)

定検日数:32日／モジュール、31日／タービン

日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55
RV1	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	←	×	×	×	×	×	×	×	→	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RV2	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RV3	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	←	×	×	×	×	×	×	→	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○	○	○
TG1																																																							
稼動数	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	2	2	2	2	2	2	2	3	3	3	3	3

日数	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102	103	104	105	106	107	108	109	110
RV4	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	←	×	×	×	×	×	×	×	→	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RV5	○	○	○	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RV6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	←	×	×	×	×	×	×	→	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	○	○	○	○	○
TG2																																																							
稼動数	2	2	2	2	2	2	2	2	2	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2	2	2	2	2	2	2	2	3	3	3	3	3

○:運転中
×:停止中
…タービン定検(31日)
…原子炉定検
…燃料交換
←→ …タービン定検に引きずられることによるロス

配置

TG1:165万kWe		
RV1	RV2	RV3
燃料交換機		
RV4	RV5	RV6
TG2:165万kWe		

単基出力:55万kWe

燃料サイクル	18	ヶ月
定検日数	32	日
RV基数	6	基
単基出力	55	万kWe

	出力	日数	発電量(万kWh)
1基停止	275	36	237,600
2基停止	220	2	10,560
3基停止	165	62	245,520
4基停止	110	0	0
5基停止	55	0	0
6基停止	0	0	0
100%出力	330	480	3,797,640
発電量(万kWh/月)			225,242
稼働率(%)			93.5

表4.8.1-8　自然循環炉　機器仕様と物量

	項　目	単 位		平成12年度	備 考
	鉛ビスマス中型炉ＮＣ				入力データに対する備考
20	土地及び土地権		0		
201	土地及び土地権の取得		1		
	土地面積	m2	0	0.00E+00	
21	構築物及び土地改良工事		0	0	
211	現地改良工事及び施設		1	0	
	土壌掘削容積	m3	0	13700	
	岩盤掘削容積	m3	0	0	(免震)
212	原子炉格納施設		0	0	
212.1	建物の基本構造物		8	0	
	建物体積	m3	0	5400	
	冷却コイル		0	0	
	冷却コイル冷却水流量	m3/h	0	0	
	冷却コイル配管径	mm	0	0	
	冷却コイル配管長	m	0	0	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
212.2	建物のサービス施設		8	0	
	空気雰囲気セル容積	m3	0	5400	
	不活性雰囲気セル容積	m3	0	0	
213	補助原子炉補助建物		8	0	
	建物体積	m3	0	56600	
214	タービン建物		8		
	建物体積	m3	0	70000	
215	ディーゼル発電機建物		2	0	ガスタービン発電機建物
	建物体積	m3	0	0	
216	放射性廃棄物建物		1	0	
	建物体積	m3	0	0	
217	補助保守・補修建物		1	0	
	建物体積	m3	0	0	
218	その他の諸設備建物		1	0	
	建物体積	m3	0	3500	固廃貯蔵所+焼却炉
219	スタック		8	0	
	コンクリート基礎体積	m3	0	0	
	排気筒高さ	m	0	18.65	
	排気筒平均径	m	0	1.5	
	排気筒本数	本	0	0.17	
22	原子炉設備		0	0	
221	原子炉機器		0	0	
221.1	原子炉容器及び付属品		0	0	
221.11	炉容器、熱遮蔽板及び支持台		8	0	
	炉容器重量	ton	0	310	
	炉容器板厚	mm	0	50	
	炉容器材質	-	0		12Cr系鋼——1;316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	熱遮蔽板重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	熱遮蔽体板厚	mm	0	0	
	熱遮蔽体材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	支持台重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	支持台板厚	mm	0		
	支持台材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.12	原子炉構造物		8	0	
	炉心上部機構		0	0	
	インコネル718重量	ton	0	0	
	ステンレス鋼重量	ton	0	0	
	ステンレス鋼材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉内構造物		0	0	
	下部内部構造物重量	ton	0	8.8	
	下部内部構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉心支持構造物重量	ton	0	156.2	
	炉心支持構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	水平バッフル構造物重量	ton	0	0	炉上部構造に含む
	水平バッフル構造物材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
	炉内貯蔵設備重量	ton	0	0	
	炉内貯蔵設備材質	-	0	3	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.13	固定遮蔽体及び可動遮蔽体		8	0	
	円周方向可動遮蔽体		0	0	
	鋼製遮蔽体重量	ton/体	0	0.18	鉛ビスマス遮へい体
	鋼製遮蔽体本数	体	0	162	鉛ビスマス遮へい体
	B4C遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	B4C遮蔽体数	体	0	0	
	ZrH遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	ZrH遮蔽体数	体	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton/体	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体数	体	0	0	
	円周方向固定遮蔽体		0	0	
	鋼製遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型B4C遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型ZrH遮蔽体重量	ton	0	0	
	非円筒型ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton	0	0	
	固定遮蔽体?円筒型		0	0	
	B4C遮蔽体重量	ton	0	0	
	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ遮蔽体重量	ton	0	0	
221.14	炉上部構造		8	0	
	上部ﾃﾞｯｷ構造材重量	ton	0	140	熱遮蔽板含む
	回転ﾌﾟﾗｸﾞ構造材重量	ton	0	95	熱遮蔽板含む
	回転ﾌﾟﾗｸﾞ円周長	m	0	15	
	ｹｰﾌﾞﾙ長さ	100m	0	5	ケーブル取扱機構で扱う全ケーブル長
	PSR対応		0	0	
	上部積板重量	ton	0	0	
	上部積板材質	-	0	0	1:316SS, 2:304SS, 3:Mod.9Cr-1Mo, 4:2-1/4Cr-1Mo, 5:Carbon steel
221.2	制御棒駆動機構		8	0	
	主炉停止棒駆動機構基数	体	0	18	
	後備炉停止棒駆動機構基数	体	0	6	
222.3	炉容器内配管		2	0	
	流入配管径	mm	0	0	
	流入配管長	m/ﾙｰﾌﾟ	0	0	
221.5	炉容器ｶﾞｰﾄﾞﾍﾞｯﾄﾙ及び保温材		8	0	
	ｶﾞｰﾄﾞﾍﾞｯﾄﾙ重量	ton	0	0	ライナー80トン
	保温材表面積	m2	0	0	
	断熱ブロック体積	m3		440	
222	主冷却設備		0	0	
222.1	1次主冷却設備		0	0	
	タンク型炉のみ必要		0	0	
	レダンシール	m	0	0	
	遮蔽体	ton	0	0	
	熱遮蔽板	m2	0	0	

表4.8.1-8　自然循環炉　機器仕様と物量

	項　　目	単 位		平成12年度	備　考
222.4	蒸気発生器設備		0	0	
222.41	蒸気発生器		8	0	
	蒸気発生器		0	0	
	伝熱管本数	本/基	0	690	
	伝熱管長	m	0	131	
	伝熱管外径	mm	0	31.8	
	伝熱管厚さ	mm	0	1.7	
	管板重量	ton/基	0	25	
	ｽﾍﾟｰｻ重量	ton/基/枚	0	0	
	ｽﾍﾟｰｻ枚数	枚/基	0	0	
	上部鏡板重量	ton/基	0	0	
	胴重量	ton/基	0	0	
	下部鏡板重量	ton/基	0	0	
	ﾉｽﾞﾙ重量	ton/基	0	0	
	下降管重量	ton/基	0	0	
	ｼｭﾗｳﾄﾞ重量	ton/基	0	204	内筒＋ｼｭﾗｳﾄﾞ
	EMP吊胴重量	ton/基	0	0	
	熱遮蔽板重量	ton/基	0	0	
	ﾗｲﾅ重量	ton/基	0	0	
	ﾍｯﾀﾞ重量	ton/基	0	0	
	内部配管重量	ton/基	0	0	
	内部支持構造物重量	ton/基	0	37	
	支持構造物重量	ton/基	0	0	
	気水分離器、配管、再循環設備、ﾅﾄﾘｳﾑ-水反応生成物収納設備				
222.42			2	0	
	蒸気ドラム重量	ton/ﾙｰﾌﾟ	0	70	
	給水配管径①	mm	0	609.6	
	②	mm	0		
	給水配管長①	m/ﾙｰﾌﾟ	0	150	
	②	m/ﾙｰﾌﾟ	0		
	蒸気配管径①	mm	0	812.8	
	②	mm	0		
	蒸気配管長①	m/ﾙｰﾌﾟ	0	70	
	②	m/ﾙｰﾌﾟ	0		
	再循環流量	m3/min/ﾙｰﾌﾟ	0	23.7	
223	補助炉心冷却設備		0	0	
223.1	直接炉心冷却設備		8	0	
	DRACS		0	0	
	自然循環ループ		0	0	
	PbBi-PbBi熱交換器 伝熱面積	m2	0	19.6	
	PbBi-空気熱交換器 伝熱面積	m2	0	2510	
	Na配管直径	mm	0	267.4	
	Na配管長さ	m	0	100	
	ガード配管重量	ton	0	9	
	HXエンクロージャ重量	ton	0	0	
	膨張タンク重量	ton	0	3.5	
	自然循環ループ基数	ループ	0	3	
223.2	完全共用方式補助炉心冷却設備		2	0	
	復水器伝熱面積	m2/ﾙｰﾌﾟ	0	0	
	ﾙｰﾌﾟ数	ﾙｰﾌﾟ	0	0	
	補助給水タンク容量	m3	0	0	
224	放射性廃棄物処理設備		0	0	
224.1	液体廃棄物処理設備		1	0	1/2表記
	液体廃棄物処理量	m3/h	0	0.4	
224.2	気体廃棄物処理設備		1	0	1/2表記
	気体廃棄物処理量	Nm3/h	0	0.4	
	ｶﾞｽ系配管径①	mm	0	35.6	
	ｶﾞｽ系配管長①	m	0	70	
224.3	固体廃棄物処理設備		1	0	1/2表記
	固体廃棄物処理量	ton/yr	0	0.3	m3/year
225	燃料取扱及び貯蔵設備		0	0	
225.1	燃料受入、貯蔵及び搬出設備		1	0	1/2表記
	プラグ駆動機構		0	0	
	プラグ駆動機構基数	基	0	1	
	遮蔽体		0	0	
	鉛重量	ton	0	0	
	炭素鋼重量	ton	0	32	
	ポリエチレン重量	ton	0	1.3	
	燃料出入機		0	0	
	Aフレーム方式燃料出入機基数	基	0	0	
	回転チェンバ方式燃料出入機基数	基	0	0	台車２台
	台車式燃料出入機基数	基	0	0.33	
	炉外燃料貯蔵設備		0	0	
	貯蔵容量	体	0	0	
	移送アーム数	基	0	0	
	検査装置数	基	0	0	
	燃料取扱セル		0	0	
	燃料取扱機数	基	0	0.17	
	缶詰装置数	基	0	0	
	缶詰貯蔵ラック数	基	0	0	
	監視窓数	個	0	0	
	新燃料貯蔵ラック数	体	0	0.17	
	新燃料検査装置数	基	0	0.17	
	新燃料予熱装置数	基	0	0.33	
	燃料昇降機数	基	0	0.5	
	ガスロック数	個	0	0	
	パワーマニプレータ数	基	0	0	
	乾式貯蔵設備		0	0	
	貯蔵管本数	本	0	0	
	貯蔵管収納容器及びダクト重量	ton	0	0	
	湿式貯蔵設備		0	0	
	洗浄槽数	基	0	0.33	
	貯蔵容量	体	0	364	
	水中移送機数	基	0	0.33	
	水処理設備数	基	0	0.17	
	UIS遮蔽方式		0	0	
	UISキャスク　キャスク基数	基	0	0	
	UISピットライナー　ライナー総面積	m2	0	0	
	ドアバルブ　原子炉床バルブ重量	ton	0	0	
	ドアバルブ　UISピット床バルブ重量	ton	0	0	
			0	0	
	全重量	ton	0	0	
225.2	格納容器内燃料取扱設備		8	0	
	燃料交換機		0	0	
	直動式燃料交換機基数	基	0	0	
	伸縮アーム型燃料交換機基数	基	0	0.33	
	炉内中継装置		0	0	
	炉内中継装置機基数	基	0	1	
	燃料移送セル		0	0	
	燃料移送セル監視窓数	個	0	0	
			0	0	
	全重量	ton	0	0	

表4.8.1-8　自然循環炉　機器仕様と物量

	項　目	単 位		平成12年度	備 考
226	その他原子炉ﾌﾟﾗﾝﾄ設備		0	0	
226.1	不活性ｶﾞｽ受入及び処理設備		8	0	
	ｶﾊﾞｰｶﾞｽ流量		0	0	
	1次ｱﾙｺﾞﾝｶﾞｽ流量	Nm3/h	0	0.5	通常運転時
	2次ｱﾙｺﾞﾝｶﾞｽ流量	Nm3/h	0	0	通常運転時
	ｶﾊﾞｰｶﾞｽ配管径		0	0	配管径と配管長が対応するように記載
	1次ｱﾙｺﾞﾝｶﾞｽ配管径①	mm	0	34	
	②	mm	0	60.5	
	③	mm	0	0	
	④	mm	0	0	
	ｶﾊﾞｰｶﾞｽ配管長		0	0	
	1次ｱﾙｺﾞﾝｶﾞｽ配管長	m	0	60	
	②	m	0	80	
	③	m	0	0	
	④	m	0	0	
	窒素ｶﾞｽ流量	Nm3/h	0	0	実証炉並
	窒素ｶﾞｽ配管径①	mm	0	0	
	②	mm	0	0	
	③	mm	0	0	
	窒素ｶﾞｽ配管長①	m	0	0	
	②	m	0	0	
	③	m	0	0	
	リフトポンプアルゴンガス注入系			0	水素注入設置
	アルゴンガス注入系ガス流量	Nm3/min		7	
	アルゴンガス注入系配管径	mm		34	
	アルゴンガス注入系配管長	m		50	
226.2	予熱保温設備		8	0	
	予熱保温面積	m2	0	1280	ＰＲＡＣＳを含む
	炉容器加熱用パネル容量	kW		1000	
	炉容器加熱用パネル熱流束	kW/m2		25	
226.3	冷却材受入、貯蔵、充填及び純化設備		8	0	
	プラントのナトリウム重量	ton	0	14000	鉛ビスマスＰＲＡＣＳを含む
	EVST冷却設備除熱量	MWth	0	0.0	
226.6	ﾅﾄﾘｳﾑ漏洩検出設備		8	0	
	予熱保温面積	m2	0	1280	ＰＲＡＣＳを含む
226.7	原子炉設備補助冷却設備		0	0	
226.71	非常用冷却水設備		8	0	
	常用冷却水設備		0		
	流量	m3/h	0	0	
	配管径①	mm	0	0	
	配管長①	m	0	0	
	配管径②	mm	0	0	
	非常用冷却水設備		0		
	流量	m3/h	0	580	
	配管径①	mm	0	267.4	
	配管長①	m	0	500	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
226.72	窒素雰囲気ｶﾞｽ冷却設備			0	実証炉プラント最適化研究では該当設備なし
			8		
			0		
226.8	保守・補修設備		0	0	
226.82	ﾅﾄﾘｳﾑ除去及び除染装置		8	0	
	洗浄槽容積	m3	0	15	ナトリウムを鉛ビスマスに読み替え
227	計測制御設備		0	0	
227.1	ﾌﾟﾛｾｽ計測制御設備		0	0	
227.14	プラント制御設備及び安全保護系		8	0	
	制御棒体数	体	0	24	
227.2	データ処理及び表示設備		8	0	
	運転員操作室数	室	0	0.17	
	ｱﾅﾛｸﾞ入力点数	点	0	1200	
	ｱﾅﾛｸﾞ出力点数	点	0	190	
	ﾃﾞｨｼﾞﾀﾙ入出力点数	点	0	400	
227.3	放射線監視設備		8	0	
	放射線監視計測設置部屋数	室	0	2	
23	タービン発電機設備		0	0	
231	タービン発電機		0	0	
231.1	タービン発電機及び付属品		2	0	
	発電機出力	kWe	0	550000	
231.2	基礎		2	0	
	据付架台コンクリート体積	m3	0	550	
231.3	主及び補助蒸気設備		2	0	
	主蒸気流量	ton/hr	0	2287	
	主蒸気配管		0	0	
	配管径	mm	0	812.8	
	配管長	m	0	150	
232	循環水設備		2	0	
	建物体積	m3	0	0	
	循環水流量	m3/h	0	126500	
	配管長	m	0	270	
233	復水設備		2	0	
	重量流量	ton/hr	0	1500	
	屋外設置タンク据付基礎コンクリート体積	m3	0	0	
234	給水加熱設備		2	0	
	給水流量	ton/hr	0	2287	
	給水配管		0		
	配管径	mm	0	609.6	
	配管長	m	0	400	
235	その他のタービン設備機器		2	0	
	重量流量	ton/hr	0	0	
24	付属電気設備		0	0	
241	開閉設備		0	0	
241.2	所内給電用開閉設備		2	0	
	開閉器数	台	0	3.3	
242	所内給電用設備		0	0	
242.1	所内給電用及び起動用変圧設備		2	0	
	変圧器数	台	0	0.5	
	基礎体積	m3	0	1000	
242.2	ﾕﾆｯﾄｻﾌﾞｽﾃｰｼｮﾝ		2	0	
	開閉器数	台	0	17.3	
	変圧器数	台	0	14	

表4.8.1-8　自然循環炉　機器仕様と物量

	項　　目	単　位		平成12年度	備　考
242.3	補助電力設備		2	0	
	ﾊﾞｯﾃﾘ設備数①	系統	0	4	
	ﾊﾞｯﾃﾘ設備容量①	Ah/系統	0	2000	
	ﾊﾞｯﾃﾘ設備数②	系統	0	0	
	ﾊﾞｯﾃﾘ設備容量②	Ah/系統	0	0	
	ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備数①	系統	0	2	ガスタービン、6モジュール共用
	ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備容量①	kW/系統	0	2500	ガスタービン、6モジュール共用
	ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備数②	系統	0	0	
	ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電設備容量②	kW/系統	0	0	
	ｲﾝﾊﾞｰﾀ数①	系統	0	4	
	ｲﾝﾊﾞｰﾀ容量①	kVA/系統	0	160	
	ｲﾝﾊﾞｰﾀ数②	系統	0	0	
	ｲﾝﾊﾞｰﾀ容量②	kVA/系統	0	0	
243	配電盤		0	0	
243.1	制御盤		2	0	
	盤数	面	0	40	
243.2	補助電力及び信号盤		2	0	
	盤数	面	0	80	
244	励磁設備		2	0	
	設備数	式	0	5	
245	電気関係構築物及び配線収納設備		0	0	
245.1	地下配線用ﾀﾞｸﾄ		2	0	
	ﾀﾞｸﾄ長さ	m	0	150	
245.2	ｹｰﾌﾞﾙﾄﾚｲ		2	0	
	ﾄﾚｲ長さ	m	0	4100	
245.3	ｺﾝｼﾞｯﾄ		2	0	
	ｺﾝｼﾞｯﾄ長さ	m	0	12100	
246	動力用及び制御用配線		0	0	
246.1	発電機回路用配線		2	0	
	発電機回路用母線長さ	m	0	25	
	高圧母線長さ	m	0	220	
246.2	所内給電用配線		2	0	
	所内給電用動力配線長	m	0	160000	
	制御及び計装用配線長	m	0	60000	
	格納容器貫通部数	箇所	0	36	
25	発電用雑設備		0	0	
251	輸送、荷役設備		0	0	
251.1	クレーン及びホイスト		2	0	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量①	ton	0	50	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ①	m	0	16	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量②	ton	0	0	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ②	m	0	0	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量③	ton	0	0	
	一般ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ③	m	0	0	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量①	ton	0	80	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ①	m	0	21	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量②	ton	0	0	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ②	m	0	0	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝ容量③	ton	0	0	
	耐震ｸﾞﾚｰﾄﾞｸﾚｰﾝｽﾊﾟﾝ③	m	0	0	
	ﾎｲｽﾄ容量①	ton	0	0	
	ﾎｲｽﾄ容量②	ton	0	0	
	ﾎｲｽﾄ容量③	ton	0	0	
	ｼﾞｬﾌﾞｸﾚｰﾝ容量	ton	0	0	
252	空気・水・蒸気供給設備		0	0	
252.1	圧縮空気供給設備		8	0	
	ｺﾝﾌﾟﾚｯｻ数	台	0	0.5	
	配管径	mm	0	34	
	配管長	m	0	60	
252.2	ﾌﾟﾗﾝﾄｻｰﾋﾞｽ水設備		1	0	1/2表記
	機器数	台	0	0.5	
	配管径①	mm	0	139.3	
	配管長①	m	0	100	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
252.3	通常消火設備		1	0	1/2表記
	機器数	台	0	0.5	
	配管径①	mm	0	42.7	
	配管長①	m	0	3500	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
252.4	補助蒸気設備		8	0	
	機器数	台	0	0.33	
	配管径①	mm	0	89.1	
	配管長①	m	0	1000	
	配管径②	mm	0	0	
	配管長②	m	0	0	
	配管径③	mm	0	0	
	配管長③	m	0	0	
252.5	ﾊﾛﾝ消火設備		8	0	
	2次主冷却設備及びSG付属下室床面積	m2	0	0	
26	特殊材料		0	0	
261	1次冷却材		1	0	
	冷却材重量	ton	0	11900	全冷却材合計
262	2次冷却材		1	0	
	冷却材重量	ton	0	2100	PRACS給ビスマス重量追加です
263	その他の流体		1	0	
	その他の流体の全重量	ton	0	0	

図 4.8.1-1　習熟による加工工数低減の想定値

図 4.8.1-2　モジュール効果による建設費低減効果
（習熟による加工工数低減：10 基目で-10%）

4.8.2　定検工程の検討

(1) 目的

発電コストに大きな影響を与える定検期間について、その概略工程を設定することによりプラントコスト評価に必要となるデータを提示することを目的とする。

(2) 従来の検討結果

平成 12 年度の検討結果により、自然循環炉の定検工程は、標準定検で原子炉とタービンを同時に定期検査するケース及び原子炉のみ定期検査するケース共に 38.5 日（燃料プールより最も遠い位置のモジュールの場合、燃料交換期間の延長により 39 日)、原子炉のみ定期検査するケースで、タービン点検期間中に一部の点検を並行して実施しておく場合は、31 日と設定されている。

クリティカルパスは、主として以下の項目となっている。

① CRD 駆動部点検

② ＳＧ伝熱管ＩＳＩ準備

③ 原子炉容器及び炉内構造物 ISI

④ ＳＧ伝熱管ＩＳＩ後片付け

⑤ 燃料交換

⑥ ＣＲＤ性能試験

⑦ 炉物理試験

(3) 自然循環炉の定検工程の検討

a．検討方針

平成 12 年度の鉛ビスマス中型炉の定検工程検討結果をベースに、自然循環型炉の特徴を踏まえて、その定検工程を設定する。

b．特徴

今年度の検討結果を反映した鉛ビスマス冷却中型炉の特徴の内、定検工程に影響があると考えられるものを以下にまとめて示す。

・電気出力 550MW／モジュールとする。

・原子炉３モジュールに対し、１基のタービン(電気出力 1650MW)が設置される。サイト全体では６モジュール、タービン２基設置の 3300MW が設置される。

・冷却材が Pb-Bi のため、２次系は設けず直接、水・蒸気系で冷却する。

・１次主循環ポンプは設置せず自然循環冷却とする。

・非常用発電機はガスタービンを原子炉６モジュールに対し A,B,C の３系統設置し、主に補機及び空調に接続する。崩壊熱除去系は自然循環であり非常用ガスタービンには接続しない。

・炉心高さは 0.7m、燃料集合体本数は、内側炉心 252 体、外側炉心 144 体、ブランケット 0 体、制御棒 24 体である。

・燃料交換バッチ数は８バッチ、運転サイクル長さ 18 ヶ月である。

・燃料交換機は、炉内中継ありとしたナトリウム冷却大型炉と同様の方式である。また使用

済燃料は炉外燃料貯蔵槽なしで水プール貯蔵とする。

c．定検の前提条件

定期検査を実施する場合の前提条件（各機器への設計要求条件等）を以下にまとめる。

(a) 定検期間は、発電機解列から発電機併入までとする。

(b) 定検期間の短縮を考慮し、定検期間中は炉停止時のみ実施可能な原子炉構造、熱輸送系の点検を中心に行うものとし、格納施設外の燃料取扱設備、放射性廃棄物処理設備、共通保修設備などの定検は原子炉運転中に実施する。

(c) 原子炉容器ホットプレナム温度は、炉停止後１日以降 300℃と暫定する。ＩＳＩ開始時の温度は 250℃と暫定する。ＩＳＩ機器の耐熱温度の高温化を図る。

(d) 海水系、補機冷却水系等は炉停止 24 時間以降、点検開始可能とする。

(e) 原子炉容器溶接部は、VTM-2 による ISI 対象とする（異材継手部は体積検査による ISI 対象とする）。炉内構造物に対しては、VTM-3 の目視定検対象とする。ISI に際しては、検査装置が開発されており利用できるものとする。検査速度は、ナトリウム炉用に開発中のものと同等と仮定する。

(f) ＳＧ伝熱管については、ISI として体積検査を毎定検全数実施するものとする。伝熱管本数は 690 本×１基（給水ヘッダ,蒸気ヘッダは各３個）、伝熱管長さは 134m/本（ダウンカマ等含む）とする。検査速度は、実証炉及びナトリウム大型炉と同等とする。

(g) ＣＲＤ駆動部は、３定検に１回分解点検を行うものとする。CR 駆動速度は１本誤引き抜き制限 0.03 セント/s（暫定）と１本誤引き抜き反応度 2.2 セント/cm（平成 12 年度評価）から 0.14mm/s とする。

(h) 燃料交換方式は、炉内中継ありで炉外燃料貯蔵槽なしとし、１本当りの必要交換時間は、ナトリウム大型炉と同等の 60 分とする。

(i) 燃料交換時は、以下の条件とする。

① 炉心燃料の交換は、崩壊熱の減衰を待ち炉停止後 10 日以降（集合体崩壊熱 10kW 以下）より開始とする。

② CRD：切離し、上限停止

③ コンファインメントバウンダリを確保する。（燃料交換中のコンファインメントエリア内作業は不可）

④ コンファインメントエリアの非常用 HVAC は待機。

⑤ 燃料取扱設備に接続された 2 系統の非常用電源は待機とする。

⑥ 燃料移送経路のヒートシンクとなる HVAC 等、燃料取扱設備の運転に必要なサービス系が運転状態であること。

⑦ 非常用ガスタービンは、３系統設置されるため１系統の点検中も常に２系統を待機状態に維持できるため、運転中に点検を行うこととする（オンパワーメンテナンス化）。

⑧ HVAC 等諸設備は、燃料交換や他の点検に支障ない時期に運転を停止して点検する。

⑨ 仮置き、点検スペースは確保されているものとする。

⑩ １日の作業時間は、通常８時間、交替勤務時は２２時間とする。

⑪ 官庁立会検査時の曜日、時間調整については考慮しないものとする。

⑫ ユーザースペック的な作業は考慮しない。

d．定検工程の検討

鉛ビスマス中型炉は原子炉がモジュール化されているため、１プラントで３モジュール＋１タービンを有し、多数の定期点検組み合わせパターンが存在する。設備利用率の向上のためには、タービン定検中に３つの原子炉モジュールの定検を極力同時に行うのが得策である。ただし燃料プールは１設備であるため、燃料交換については３モジュール並行で行うことはできない。

ここでは、最も基本となる原子炉とタービンを同時に定期検査するケースについて、その定検工程を検討する。策定した定検工程表（案）を表 4. 8. 2-１に示す。定検必要期間は平成１２年度の 38.5 日より短縮し 31.5 日となった。これは制御棒本数が 36 本から 24 本に大幅低減されたことによるものである。

主なクリティカルパスは、ＳＧ伝熱管ＩＳＩ → 燃料交換 → 非常用ガスタービン自動起動試験 → ＣＲＤスクラム試験 → 炉物理試験となる。ISI がクリティカルになる点が特徴的であるが、これは、通常の強制循環プラントでクリティカルパスとなる１次ポンプ点検が、１次ポンプが設置されていないために不要であることが原因である。

各点検項目の詳細について以下に述べる。

(a) ＣＲＤ試験工程

駆動部点検は、駆動部切り離し、駆動部取り外し、取付け、駆動部電気試験までを見込む。ＣＲＤは３定検に１回分解点検することを想定すると、点検対象ＣＲＤは８体／定検であり、実証炉では 10 体に対して３日と設定されていることから、８体/10 体×3 日=2.5 日（交替勤務）と設定する。なお、クリティカルパスではないが点検終了後にはＣＲＤの漏えい試験を行う。漏えい試験は、実証炉では 30 体に対して２日要していることから、ここでは 24 体/30 体×2 日=2.0 日と設定する。

性能試験については、交換対象の 8 体については常駆動試験、スクラム試験を２回繰り返すことを想定し、残りの交換対象外の 16 体については、各１回行うことを想定する。ナトリウム大型炉では、交換対象については３回繰り返し実施している。鉛ビスマス炉では、制御棒の昇降速度が低いため時間を要するので、実績を積めば繰返し数を３回から２回に減らせると考え、ここでは予め２回に減らした工程とした。

また性能試験の内、常駆動試験については燃料交換準備前に行うことにし、非クリティカルパス化を図るものとした。したがって性能試験項目は、スクラム試験、位置ゼロ調節、ラッチ・デラッチ試験となるため、以下ではスクラム試験と呼ぶことにする。

所要時間は、炉心検討結果より駆動速度が 0.14mm/s =8.4mm/min、炉心高さが 0. 7m で

あるから、常駆動試験が 700/8.4×2 =167 分／回、スクラム試験が 84 分／回となる。

したがって常駆動試験の試験正味所要時間は、167×(2×8+16)=5344 分=89.1 時間となる。試験対象ＣＲＤの切り替え時の準備・評価・後始末に 1 時間／体を見込むと総作業時間は、89.1+24=113.1 時間=5.1 日（作業時間 22 時間／日）の所要時間となる。したがって常駆動試験については、5.5 日を見込むものとする。

スクラム試験の試験正味所要時間は、84×(2×8+16)=2688 分=44.8 時間となる。試験対象ＣＲＤの切り替え時の準備・評価・後始末、及び位置ゼロ調、ラッチ・デラッチ試験に 1 時間／体を見込むと総作業時間は、44.8+24×1=68.8 時間=3.1 日（作業時間 22 時間／日）の所要時間となる。したがってスクラム試験については、3.5 日を見込むものとする。

(b) 原子炉容器、炉心支持構造物等 ISI 工程

平成１２年度と比較して特に見直しは不要と考えられるため、平成１２年度と同一の２２時間／日として、それぞれ３日、合計６日を見込む。

ただし検査に必要となる ISI 装置類は開発されていることを前提とする。また検査速度もナトリウム大型炉の場合と同等性能を有するものとする。

(c) ＳＧ伝熱管 ISI 準備・後片付け工程

ISI の準備・後片付け必要時間は、平成１２年度の検討結果との差はないと考えられる。したがって、平成１２年度と同一のそれぞれ５日を見込む。

(d) ＳＧ伝熱管 ISI 工程

SG は入口管板、出口管板が３組設置されているため、検査装置３台を用いた並行作業にて伝熱管全数を毎定検検査することを想定する。ただし、SG 伝熱管用 ISI 検査装置の開発が完了し使用できることを前提として考える。またこの検査装置は、自走式または可搬式ものが開発され、準備及び後片付けに天井クレーンが不要であることを前提条件とする。ここで検査装置１台当りの検査対象伝熱管本数は 690 本／3 台＝230 本、伝熱管長 134m である。

検査装置の検査速度を、位置決め時間５分/本、探傷速度 10m/分と設定すると、必要検査期間は、230 本×(5 分/本＋134m/本／10m/分)=71 時間=3.2 日（作業時間 22 時間／日）必要となる。したがって必要検査期間は 3.5 日と設定する。

なお、鉛ビスマス中型炉では、SG が原子炉容器内に設置されていることから、本点検はコンファインメントエリア確保のためにも燃料交換開始前に終了する必要がある。またＣＲＤ点検、原子炉容器 ISI、炉内構造物 ISI、燃料交換準備等の炉上部作業との混在作業になることから、作業エリアの干渉に十分注意が必要である。なお、自走式または可搬式を採用することにより天井クレーンの取合いがなくなるため、他の炉上部作業と並行化するものとした。

(e) 燃料交換準備・後片付け工程

燃料交換の準備・後片付け必要時間は、平成１２年度からの差はないと考えられる。したがって、平成１２年度と同一のそれぞれ 2.5 日を見込む。

(f) 燃料交換工程

交換対象燃料集合体数は、自然循環型炉では８バッチでの交換を想定しており、１定検での交換本数は、燃料関係 50 体（燃料集合体(252+144)/8=49.5 体)、制御棒 12 体（定検毎に半数の交換を想定）の合計 62 体である。

燃料集合体１体当りの燃料取扱い時間は、平成１２年度と同一の 60 分/体と設定する。

50 体の燃料交換に必要な時間は、50 体×60 分=50 時間=2.3 日(作業時間 22 時間／日)となる。また、12 体の制御棒交換に必要な時間は、12 体×60 分=12 時間=0.55 日(作業時間 22 時間／日) となる。したがって燃料交換工程は 2.5 日、制御棒交換 1.0 日と設定する。

モジュール型炉であり６炉心に対して１つの燃料プールが設置され、燃料プールに最も遠い炉心の場合、最も近い炉心と比較して燃料の移送距離が最大 50m 程度長くなる。したがって燃料交換必要時間が各モジュールで異なった値となる。最も近距離の炉心については、上記の値となる。最も遠距離の炉心の場合、燃料移送速度をナトリウム大型炉と同等の 10m/min と設定すると、往復 100m の移送に要する時間が 10 分となる。したがって燃料１体当りの必要交換時間を 60 分＋10 分＝70 分と設定する。必要期間を求めると燃料交換工程は 3.0 日、制御棒交換 1.0 日となり、燃料交換工程が 0.5 日延びることになる。

なお、制御棒については、現状２サイクルに１回の交換（定検毎に半数交換）を想定しているが、将来の制御棒長寿命化による交換頻度減少により、定検毎の交換本数低減による交換時間の短縮の可能性を有している。

(g) 鉛-ビスマス純化工程

燃料交換後の昇温前には、鉛ビスマス中の酸素濃度の調整が必要である。冷却材の循環力は、炉容器下部に設置したヒートパネルからの入熱及び PRACS での除熱による自然循環力で確保する。コールドトラップ能力及び目標酸素濃度から純化期間として、ここでは 8.5 日を考慮し、燃料交換作業等と並行して実施するものとする。（平成１２年度と同一）

(h) 非常用ガスタービン自動起動試験工程

非常用ガスタービン自動起動試験は、定検毎に行う官庁検査項目であり、実際にガスタービンを自動的に起動させ、シーケンスが正しく作動するか確認するものである。軽水炉のＤＧ自動起動試験の実績で２日程度要していることから２日を考慮する。

(i) 炉物理試験工程

原子炉停止余裕検査及び過剰反応度測定検査は、定検毎に行う官庁検査項目である。本試験には、軽水炉の実績で２日程度要していることから、昇温開始前に炉物理試験期間として２日を考慮する。

(j) タービン点検工程

タービンの分解点検に必要な点検期間は、電気出力 1000MW クラスの軽水炉では、１日２２時間作業を採用して最短３７日の実績がある。鉛ビスマス中型炉では出力 1650MW であるが、軽水炉より蒸気温度が高いため出力に比較してタービンは小さくなるが基本的には軽水炉と同一構造である。またナトリウム大型炉のタービン点検工程が３１日と設定

されていることから、ここでも、この３１日工程を採用する。

(k) 補機冷却系点検工程

補機冷却系点検にてクリティカルとなる海水ポンプの点検期間については、軽水炉の点検実績に照らして点検期間の検討を行った。軽水炉の点検実績では、詳細点検に 16～17 日、簡易点検に 2～3 日となっている。ただし、軽水炉では現在のところ他の点検工程がクリティカルとなるため、上記の点検日数には若干の余裕が含まれている。鉛ビスマス中型炉では毎定検、１台詳細点検、１台簡易点検をシリーズに行うことを想定し、15 日＋2 日=17 日を想定する。

(l) 非常用ガスタービン点検工程

ガスタービンは３系統設置するため、１系統の点検中も残りの２系統を待機状態にしておくことが可能なためオンパワーメンテナンスを採用し、原子炉運転中に分解点検を行う。

(m) 総合インタロック試験

総合インタロック試験の内、ナトリウム炉で想定されている１次主循環ポンプ機能検査、１次純化系電磁ポンプ機能検査、２次冷却系電磁ポンプ機能検査が不要であり、ポンプを起動して実際に流量を流す試験は必要なくなる。またインタロック回路も大幅に簡素化されると考えられるため、ナトリウム炉で想定されている６日を４日に短縮する。

(4) まとめ

自然循環炉の定検工程の検討を行い、定検工程(案)を作成した。必要定検期間は、31.5 日（燃料プールより最も遠い位置のモジュールの場合、燃料交換期間の延長により 32 日）となった。平成１２年度の検討結果の 38.5 日より短縮しているのは、制御棒本数が 36 本から 24 本に大幅低減されたこと、及びＳＧ伝熱管ＩＳＩの準備・後片付け作業に天井クレーンが不要になったことによるものである。

表 4.8.2-1　自然循環炉 定期検査工程表（案）

4.8.3　建設工程の検討

(1)　目的

建設コストに影響を与える建設工期について、その概略工程を設定する。

(2)　検討

a．検討方法

ナトリウム中型炉の建設工程は、以下の主要な特徴を踏まえた上で33ヶ月と設定されている。本検討では、このナトリウム中型炉の工程をベースに検討を行う。

① 熱出力1190MW／モジュール（電気出力500MW／モジュール）

② ３モジュールで１ユニット（電気出力1500MW）とし、ツインプラントとする。

③ １次冷却系２ループ、２次冷却系１ループ（したがって１次主循環ポンプは２基、蒸気発生器は１基設置される。）

④ 免震建屋を採用し建屋容積31.6万m^3／６モジュール（シングルモジュール15.0万m^3（原子炉建屋１モジュール分、それ以外の共用部分は６モジュール分））、その内、格納容器容積1.07万m^3である。

⑤ 炉外燃料貯蔵槽の削除

⑥ 燃料集合体本数は、内側炉心120体、外側炉心102体、ブランケット60体、制御棒１９体、中性子遮蔽体210体である。

⑦ 大型ユニット工法の採用

b．自然循環炉の特徴

建設工程に影響があると考えられる特徴を以下に示す。

① １モジュール当りの電気出力550MW。3モジュールで１ユニット（電気出力1650MW）とし、ツインプラントとする。

② 鉛ビスマス冷却のため、２次系は設けず直接、水・蒸気系で冷却する。

③ １次主循環ポンプは設置せず、自然循環冷却とする。

④ 非常用発電機はガスタービンを原子炉６モジュールに対してA,B,Cの３系統設置し、主に補機及び空調に接続する。崩壊熱除去系は自然循環であり非常用発電機に接続しない。

⑤ 燃料集合体本数は、内側炉心252体、外側炉心144体、ブランケット０体、制御棒24体、遮蔽体162体である。

⑥ 建屋は、３次元免震建屋を採用し建屋容積37万m^3／6モジュール（シングルモジュール16.6万m^3（原子炉建屋１モジュール分、それ以外の共用部分は６モジュール分））、その内、格納容器容積0.54万m^3である。

c．建設工程の検討

(a)　前提条件

i．建設時期

建設は2030年代からを前提とし、将来的に解決される見通しのある技術、工法等を採用する。

ii．サイト条件

現時点では立地条件が具体化されていないため、立地点に依存する気象条件、地質条件及びサイト特有の条件等の建設計画を制約する特殊な条件はないものとした。

本検討では、季節や気象条件による稼働率の変化や水切り作業制限等の制約条件を考慮せず、一定条件のもとで建設が進められ、必要な時期に機器を搬入できるものとして計画した。

iii．労働条件

建設工期の評価では、軽水炉プラントと同等の標準的な労働条件や工期とする。(4 週 6 休基準)但し、クリティカルとなる作業(例えば燃料装荷作業等)は、必要に応じて条件の変更を行う。

iv．その他の条件

下記の諸設備については、必要な時期までに整備され使用可能とする。

① 港湾施設、荷揚岸壁及び荷揚設備

② ユーティリテイ設備(補助蒸気設備、淡水供給系、排水処理系、アルゴンガス供給系及び窒素ガス供給系等)

③ 送電線や開閉所等の外部電源設備

④ 下記の仮設備については、必要な期間までに整備され使用可能な状態にあるものとする。

・仮設用地（原子炉建屋周辺及び仮設加工場用用地等）　・構内道路

・電源設備　・仮設用水供給設備及び仮設排水（処理設備含む）設備

⑤ クレーン取合いは、各設備の工事物量が明確でなく調整ができないことから、本検討では考慮せず、仮設揚重設備は必要な時期に必要な期間使用できるものとする。

⑥ 試験・検査工程については、現状の軽水炉に適用される法規、法令等に定められる試験・検査項目をベースとして計画する。

v．官庁立会い検査に関する曜日、時間の制約はないものとして計画する。

vi．本検討にあたって、ユーザースペック的な作業（例えば総点検やデータ収得を目的とした追加試験等）は考慮しないものとする。

vii．機器製作及び必要な許認可取得等は、建設工事遂行に必要な時期までに完了済みとする。

viii．建設は、最低限の運転が可能となる原子炉建屋１モジュール分と補助建屋２ユニット（=6 モジュール）分、制御建屋２ユニット（=6 モジュール）分を行うことを前提とする。

ix．大型ユニット工法を採用するものとする。大型ユニット工法の前提条件を以下に示す。

① 原子炉建屋は、FL+0 からオペフロまでを１モジュール分一体輸送する。

② 原子炉建屋内のコンクリートについては、全て現地で施工するものとする。

③ 原子炉建屋内のライナ等の内装、配管、電気・計装等は可能な限り工場で施工しておく。

④ 主要機器（R/V、G/V 等）は、現地にて据付けるものとする。

⑤ 原子炉建屋（オペフロ以上）については現地にて施工するものとする。

⑥ 制御建屋、補助建屋、タービン建屋についても同様の大型ユニット工法を採用する。

⑦ 大型ユニットの海上輸送の必要期間は１ヶ月とする。

⑧ 大型ユニットの現地水切りから据付け完了までの必要期間は２ヶ月とする。

(b) 工程の検討

主要なクリティカルパスとなる項目について以下に建設工程を検討した。

ｉ．建屋工程

ナトリウム中型炉の場合、建屋容積は、原子炉建屋１モジュール分に、補助建屋と制御建屋の２ユニット（=6 モジュール）分を加えたものであり、原子炉建屋（3.3 万 m^3/モジュール）＋補助建屋(8.4 万 m^3/2 unit)＋制御建屋(3.3 万 m^3/2 unit)で求められ、15.0 万 m^3／モジュールである。

一方、自然循環方式中型炉の場合、建屋容積は、原子炉建屋１モジュール分に、補助建屋と制御建屋の２ユニット(=6 モジュール)分を加えたものであり、原子炉建屋(4.2 万 m^3/モジュール)＋補助建屋(8.4 万 m^3/2 unit)＋制御建屋(3.9 万 m^3/2 unit)で求められ、16.5 万 m^3／モジュールである。　まとめると以下となる。

・建屋容積：ナトリウム中型炉=15 万 m^3／モジュール
→「自然循環炉」=16.5 万 m^3／モジュール

・格納容器容積　：ナトリウム中型炉=1.07 万 m^3／モジュール
→「自然循環炉」=0.54 万 m^3／モジュール

建屋容積については、10%の増加となっている。また建設工期に影響の大きい階層数はオペフロ高さがナトリウム中型炉の FL+35m に対して、自然循環炉では FL+39.5m と 10%程度高い。階層数は、格納容器でナトリウム中型炉は 5、自然循環炉は 6、格納容器外でナトリウム中型炉は 8、自然循環炉は 4 であり、ほぼ同等と判断される。

建屋の建設工程の内、クリティカルパスとなるのは鉄筋コンクリート（RC 造）建屋部分の工事であり、主に格納容器のコンクリート工事がこれに該当する。

格納容器容積は、ナトリウム中型炉と比較して出力の増大(10%)にもかかわらず、鉛ビスマス冷却で２次系が削除されていることにより約 5 割減少している。原子炉容器径は、ナトリウム中型炉の 6.57mに対し、自然循環炉はタンク型でＳＧを内蔵していることもあり 10.1mと５割程度増加する。これを工期に反映すると、ナトリウム中型炉の格納容器コンクリート工事期間 11 ヶ月(現地4ヶ月,工場7ヶ月)に対して8ヶ月程度(現地4ヶ月,工場4ヶ月)と見積もられる。

鉄骨建方期間は、ナトリウム中型炉では１ヶ月である。クレーン上屋全体の容積の内、工程上クリティカルとなる原子炉建屋クレーンの上屋容積は、ナトリウム中型炉の約0.6万 m^3(=10m×25m×(58.5m-35m))に対し、自然循環炉では約 1.7 万 m^3(=21m×25m×(72.5m-39.5m))と約 3 倍となる。従って、鉄骨建方のクリティカル期間を３ヶ月とする。

ii．炉上部機器・ブランケット燃料体据付け

ここで据付ける炉上部機器、炉心支持構造物、模擬炉心については、ナトリウム中型炉と比較すると、原子炉容器径の増大による炉上部機器の大型化、ブランケット燃料体数の減少、ＣＲＤの増加を考慮して、0.5 ヶ月延長し、5.5 ヶ月を想定する。

iii．総合機能試験

ナトリウム中型炉の総合機能試験は、主として以下の順で行われる。

① 格納容器漏えい率試験
② ＣＲＤ試験
③ 燃料取扱機試験
④ 予熱
⑤ ナトリウム充填・純化
⑥ ナトリウム中燃料取扱機試験
⑦ ナトリウム中ＣＲＤ試験
⑧ 冷却系総合試験
⑨ ナトリウム注入後格納容器漏えい率試験
⑩ 燃料装荷開始（性能試験へ）

鉛ビスマス炉ではこの内、ナトリウムを鉛ビスマスに読み替えた試験を実施する必要がある。上記試験の内、ＣＲＤ試験は、ＣＲＤの本数の増加、及びＣＲＤ駆動速度が低いことを考慮して②⑦合せて１ヶ月延長する。

充填・純化は、自然循環炉では冷却材が鉛ビスマスであり１万トン以上の物量になるが、ナトリウムに比較して取扱が比較的容易であること、及び容積的にはナトリウム中型炉と大差なく、熱容量もナトリウムと同程度なので、ナトリウム中型炉と同等の 1.5 ヶ月を考慮する。

冷却系総合試験については、完全自然循環冷却のため１次ポンプ、１次系配管、２次ポンプ、２次系配管、ＩＨＸが存在しないことを考慮して 1.5 ヶ月短縮し 0.5 ヶ月を想定する。

以上の結果から総合機能試験として７ヶ月を想定する。

ⅳ. 性能試験

炉物理試験は最低限必要なものに絞り込み、出力試験は３回(30%、70%、100%)、プラント熱過渡試験は連続的に実施する。ＰＷＲでの実績(230 日)も考慮し、８ヶ月と設定する。

(c) まとめ

自然循環炉の建設工程は 35.5 ヶ月と設定する。設定した建設工程表(案)を表 4.8.3-1 に示す。自然循環炉の建設工程の主なクリティカルパスは以下となる。括弧内はナトリウム中型の工程を示す。

・建屋：14.5 ヶ月（12 ヶ月）
・炉上部機器・ブランケット燃料体据付け：6 ヶ月（5.5 ヶ月）
・総合機能試験：7 ヶ月（7.5 ヶ月）
・性能試験：８ヶ月（８ヶ月）

(3) まとめ

自然循環炉の建設工程について、ナトリウム中型の建設工程をベースに検討し、建設工程（案）を設定した。全体工程は 35.5 ヶ月となった。なお、工場内での大型ユニット建設の先行期間を含めると、全体建設工程は 36.5 ヶ月となる。ナトリウム中型炉より長くなる主な原因は、原子炉容器径の増大による炉上部機器の大型化、制御棒本数の増加と制御棒駆動速度が低いことによる試験期間の増加である。

表 4.8.3-1　自然循環炉 全体建設工程表(案)

5. 鉛ビスマス冷却炉の課題とＲ＆Ｄ計画

平成 12 年度及び平成 13 年度の検討を基に、中型タンク式鉛ビスマス冷却炉に関する課題を摘出した。課題の解決方法の分類（試験、設計、基準、調査）を行い、試験を伴うものについては以下のように位置付け（重要度）を示した。

Ａ：成立性がクリティカルと考えられ、早期に見通しを得ておく必要があるもの

Ｂ：時間がかかるため工程的に、早期に試験を開始する必要があるもの

Ｃ：重要性は比較的高いがＢよりも遅く開始してよいもの

Ｄ：見通しがあり確認すればよいもの、あるいは設計進捗を待ってＲ＆Ｄ計画を具体化するのが適切なもの

以上をまとめて表 5-1 に示す。自然循環方式と強制循環方式は殆ど同じであるが、強制循環方式の場合、以下の２点を考える必要がある。

・機械式ポンプの採用；強制循環炉

・定格運転時は強制循環のため、自然循環挙動はトリップ後に限定

表 5-1 においてＡ、ＢまたはＣと位置付けられたＲ＆Ｄ課題についてＲ＆Ｄ計画を作成した。なお、Ｃと位置付けられた課題についても、できるだけ早期着手が望ましいことから、開始時期は早めに設定している。

また、各Ｒ＆Ｄテーマの開発規模も合わせて表 5. 12-2 に示す。表 5-3 には、開発課題と作成したＲ＆Ｄ計画書を一覧表にまとめた。

表 5-1(1/4)　鉛―ビスマス冷却炉の課題と解決方法(1/4)

大項目	小項目	中型炉の検討内容	残された課題	課題の解決方法	課題の位置付け
I.　鉛―ビスマス冷却材採用に伴う一般的な課題（冷却方式に依存しない課題）					
1.Pb-Bi、中性子照射環境による材料への影響	(1)腐食、質量移行 (2)材料特性 (3)中性子照射の影響	○被覆管は温度を 650℃以下に制限することにより腐食量を 0.2mm 以下に制限 ○構造材は、共存性が比較的良好な Cr-Mo 系鋼（12Cr 鋼（一部 9Cr 鋼））を採用するとともに酸素濃度を管理して酸素被膜を安定的に形成することにより顕著な腐食が生じないと判断 ○フェライト系鋼の中性子照射制限値は SUS 材よりも高い見通し	・採用予定材の腐食及び質量移行データの取得 ・各温度における適切な酸素濃度の確認 ・Pb-Bi 環境に適合する材料の開発 ・フェライト系鋼に対する中性子照射効果の確認	・調査もしくは試験 ・調査 ・試験 ・試験	(B（基本的な見通し確認の試験は A）)
2.冷却材の純度管理	(1)酸素濃度管理 (2)腐食生成物の除去	○固体電解質型酸素計により酸素濃度を監視し、酸素または水素を注入して酸素濃度を管理 ○腐食生成物が 0.1ppm 以下となるようにコールド部より低温（280℃）にしたうえでデミスタを通して腐食生成物を除去	・固体電解質型酸素計及び水素計の有効性の確認 ・O_2、H_2注入量の適正化 ・鉛ビスマス中のＳＧ水素透過量データの取得 ・腐食生成物除去方法の実証	・試験・調査 ・試験 ・試験 ・試験	(A)
3.ポロニウム対策	(1)カバーガス中ポロニウム (2)使用済み燃料の付着ポロニウム	○カバーガス循環流量を 10Nm³/h とし、ベーパトラップで温度を下げることにより放出制限値 5×10⁻⁸Bq/cc 以下の濃度となるようにポロニウムを除去 ○水プールに至るまで大気開放にはしない。水プール上もエアカーテン設置 ○洗浄槽で高温ガスブロー及び水蒸気ブローにより付着 Pb-Bi をできるだけ除去。不足ならば NaOH に 2 分間漬ける。	・鉛ビスマス中のポロニウム放射能評価 ・カバーガス中へのポロニウム移行量の取得 ・ポロニウム除去方法の開発	・設計 ・試験 ・試験	(C)

表 5-1 (2/4) 鉛―ビスマス冷却炉の課題と解決方法(2/4)

大項目	小項目	中型炉の検討内容	残された課題	課題の解決方法	課題の位置付け
II. 冷却方式に依存する課題					
1.炉心燃料	(1)炉心核特性	○各循環炉に適合する炉心を構築し、実効増倍率・増殖性・出力分布・反応度係数などを評価。	・Pb-Bi 冷却窒化物燃料炉心の核設計手法の信頼性確認。	・試験	(C)
	(2)炉心熱・燃料特性	○被覆管最高温度、CDF、バンドル部圧損を評価。	・流量再配分効果の確認。 ・強制循環時の被覆管表面熱伝達特性の確認。 ・圧損特性の確認	・設計 ・試験 ・試験	(C)
	(3)放射線計測精度向上	○鉛―ビスマス冷却窒化物燃料炉心の核設計を評価	・核設計手法の信頼性確認	・試験	(C)
2.原子炉構造及び冷却系	(1)自然循環熱流動の安定性確保	○定格時は安定な各循環流況 ○過渡変化時には自然循環となり、炉心部の冷却材の温度上昇が小さいと流量が小さくなる場合がある。	・原子炉容器内熱流動の確認	・設計・試験	(C)
	(2)崩壊熱除去系概念の設定	○パッシブで除熱特性に優れる PRACS×3 基を設定	・熱交換器の炉内配置による除熱特性解析評価	・設計	(D)
	(3)冷却系概念の設定	○SG の物量削減及び原子炉容器径の小型化のため、曲率の大きい一体型ヘリカル型 SG を採用	・鉛ビスマスによる伝熱特性の取得 ・伝熱管取付方法の開発	・調査・試験 ・試験	伝熱特性：(C) 取付方法：(D)
	(4)集合体の浮き上がり防止	○ラッチスプリングにより集合体の浮き上がりを防止	・機能確認	・試験	(C)
	(5)耐熱性	○Pb-Bi であるためスクラム時の温度変化が比較的小さいため耐熱性は確保できる見通し	・鉛ビスマスに適合する 12Cr 鋼の開発 ・材料強度基準の整備	・試験・基準 ・基準	(B)

表 5-1 (3/4) 鉛—ビスマス冷却炉の課題と解決方法(3/4)

大項目	小項目	中型炉の検討内容	残された課題	課題の解決方法	課題の位置付け
II. 冷却方式に依存する課題					
2.原子炉構造及び冷却系	(6)炉内構造物の目視検査	○ナトリウム中目視検査装置のPb-Bi中への適用性を検討した。文献調査によりPb-Bi中とナトリウム中での超音波伝播特性を比較検討し、画像化が可能であることが推測できた。	下記のPb-Bi中超音波伝播特性の把握による画像化性能の向上 ・ぬれ性 ・音速、減衰等の温度特性 Pb-Bi中への検査装置挿入手法の開発(浮上り防止対策の開発) ・耐圧性のある装置の開発	・試験 ・設計・試験	(C)
	(7)燃料交換システム概念の設定	○基本的にNa中型炉と同様の燃料交換システムを設定(昇降式炉内中継用案内管及びタングステン錘付きポットが相違点)	・システムの具体化と機能の確認 ・鉛ビスマスの洗浄方法の開発	・設計・試験 ・設計・試験	(機能確認:D) (洗浄方法:C)
	(8)CRDM概念の設定	○挿入型のCRDM概念を設定 ○後備系にはキューリー点利用型のSASSの設置を検討	・挿入型CRDMの具体化と機能確認 ・SASSの具体化と特性確認	・設計・試験 ・設計・試験	(B)
	(9)受動的安全性の確保	○CR引き抜き速度を0.02¢/s以下に制限しSASSの作動時間を確保することにより受動安全は達成できる見通し(引き続き検討の詳細化が必要)	・SASSの応答性確認 ・安全シナリオの構築(UTOP事象の位置付け) ・解析モデルの詳細化	・設計・試験 ・設計 ・設計	(B)
			・高い高温強度を有する被覆管材の開発 ・1000℃を超える温度領域を含む高温強度データの取得	・試験	(A)

表 5-1 (4/4) 鉛―ビスマス冷却炉の課題と解決方法(4/4)

大項目	小項目	中型炉の検討内容	残された課題	課題の解決方法	課題の位置付け
II. 冷却材循環方式に依存する課題					
3.プラント	(1)運転方法の設定	(強制循環の場合) ○２次系削除システムのため、水・蒸気の応答が直接炉心入口に影響を与えるが、制御可能な見通し (自然循環の場合) ○起動速度を 15℃/h 程度とし、安定な自然循環特性を維持し、昇温できる見通し。 ○ﾒﾝﾃﾅﾝｽ時の凍結防止及び自然循環確保のため、原子炉容器室の下部に補助ボイラーの蒸気を用いた加熱パネルを設置。	・プラント制御方法の具体化	・設計	(D)
	(2)ＩＳＩ検査装置の開発	○定検工程短縮のため高温下において蒸気発生器のＩＳＩを実施 ○ＲＶと蒸気発生器ＩＳＩを並行実施	・高温で使用できるＩＳＩ装置の開発	・設計 ・試験	(C)
4.安全性	(1)SGTR 時の安全性の確保	○ラプチャーディスクで蒸気を放出しブロータンク内で蒸気を冷却することで圧力による破損を防止 ○反応生成物の発生量は非常に小さく、炉心の局所閉塞の可能性は考えにくい。	・炉内熱流動変化が炉心安全に及ぼす影響評価 ・SGTR 時の炉内熱流動解析コードの開発 ・伝熱管の同定・補修	・設計・試験 ・設計・試験	(C)
2.原子炉構造及び冷却系	(1)１次系ポンプ	○ナトリウムの知見を基に概念図を作成したが、長期運転の可能性、運転性は不明	・耐久性　・実証性 ・低速運転性	・設計・試験	(A)

[備考] 1. 解決方法の記号説明　設計：フェーズII設計による解決，試験：試験による解決，調査：文献調査等による解決
基準：設計手法の高度化による解決

2. Ｒ＆Ｄの位置付け　A：成立性がクリティカルでありフェーズIIで見通しを得ておく必要があるもの
B：時間がかかるため、工程的にフェーズIIから開始する必要があるもの
C：重要性は比較的高いが、Ｂよりも遅く開始してもよいもの
D：見通しが有り確認すればよいもの、あるいは設計進捗を待ってＲ＆Ｄ計画を具体化すべきもの

表5-2　Ｒ＆Ｄテーマと開発規模

No.	Ｒ＆Ｄテーマ	概略規模*
1	Pb-Biに適合する材料開発及び強度腐食データ取得	
2	鉛-ビスマス純度管理手法の開発	中
3	ポロニウム評価手法の開発	小
4	Pb-Bi冷却炉の核特性の確認	小
5	Pb-Bi冷却炉心の熱設計手法の開発	小～中
6	窒化物及びMOX燃料炉心まわりの放射線束精度確認試験	中
7	原子炉容器内熱流動試験	中
8	ラッチスプリングの健全性及び挿入・引き抜き抗力の確認	小～中
9	炉内構造物の目視検査	小
10	付着Pb-Biの洗浄方法の開発	小
11	挿入型CRDMの具体化及び駆動特性確認	中
12	SASSの保持力及び応答特性の確認	中
13	SGTR事象に関する評価手法の開発	中
14	SG破損伝熱管の同定と補修方法の開発	小
15	ＩＳＩ検査装置の開発	小
16	Pb-Bi機械式ポンプの開発	大

*) 規模区分

大：約50億円以上

中：約10～約50億円

小：約10億円以下

表 5-3　開発課題とＲ＆Ｄ計画一覧

分野	開発課題	開発内容	Ｒ＆Ｄ計画書
1. 冷却材	(1) 中性子照射環境による材料への影響評価	・鉛-ビスマス環境に適合する材料の開発 ・フェライト系鋼に対する中性子照射効果の確認 ・採用予定材の腐食及び質量移行データの取得 ・各温度における適切な酸素濃度の確認	表 5.-4
	(2) 冷却材の純度管理手法の開発	・酸素濃度管理方法の確立（O_2、H_2 注入量適正化） ・固体電解質型酸素計及び水素計の有効性の確認 ・鉛-ビスマス中のＳＧ水素透過量データの取得 ・腐食生成物除去方法の実証	表 5.-5
	(3) ポロニウム評価手法の開発	・鉛-ビスマス中のポロニウム放射能評価 ・カバーガス中へのポロニウム移行量の取得 ・ポロニウム除去方法の開発	表 5.-6
2. 炉心燃料	(1) 炉心核特性の信頼性確認	・鉛-ビスマス冷却窒化物燃料炉心の核設計手法の信頼性確認	表 5.-7
	(2) Pb-Bi 炉心の熱設計手法の開発	・流量再配分効果の確認 ・被覆管表面熱伝達特性の確認 ・圧損特性の確認	表 5.-8
	(3) 放射線計測精度向上	・遮へい及び中性子計測精度向上のために実験及び解析等による中性子束・ガンマ線束の精度確認	表 5.-9
3. 原子炉構造及び冷却系	(1) SG 一体型原子炉ｼｽﾃﾑの冷却性能確認	・原子炉容器内自然循環熱流動による冷却機能を解析及び試験により確認	表 5.-10
	(2) PRACS の性能確認	・熱交換器の炉内配置による除熱特性の確認	3(1) に含む
	(3) 鉛-ビスマス加熱ＳＧの開発	・鉛-ビスマスによる伝熱特性の取得 ・ＳＧ伝熱管取付方法の開発	3(1) に含む
	(4) 制御棒案内管の浮上り防止機能	・ﾗｯﾁｽﾌﾟﾘﾝｸﾞによる制御棒案内管の浮き上がり防止機能確認	表 5.-11
	(5) 材料開発と強度基準の整備	・鉛-ビスマスに適合する 12Ｃｒ鋼の開発 ・材料強度基準の整備	1(1) に含む
	(6) 鉛-ビスマス中目視検査装置の開発	・鉛-ビスマス中超音波伝播特性（ぬれ性と音速，減衰等の温度特性）の把握による画像化性能向上 ・検査装置挿入手法の開発	表 5.-12
	(7) 鉛-ビスマス洗浄方法の開発	・鉛-ビスマスの洗浄方法の開発（燃料集合体など）	表 5.-13
	(8) ＣＲＤＭの開発	挿入型ＣＲＤＭの具体化及び駆動特性確認	表 5.-14
	(9) 受動的炉停止機構の開発	ＳＡＳＳの保持力及び応答特性の確認	表 5.-15
4. 安全性	(1) ＳＧ伝熱管破損時の安全性評価	・炉内熱流動変化が炉心安全に及ぼす影響評価 ・ＳＧ伝熱管破損時の炉内熱流動解析コードの開発 ・リーク検出性確認試験 ・ＳＧ破損伝熱管の同定と補修方法の開発	表 5.-16 表 5.-17
5. ﾌﾟﾗﾝﾄ	(1) ２次系削除ｼｽﾃﾑ運転方法の開発	・プラント制御方法の具体化と実証	3(1) に含む
	(2) 定検工程の具体化	・高温下でのＩＳＩ検査装置の開発	表 5.-18
ﾎﾟﾝﾌﾟ	(1) １次系ポンプ（強制循環炉特有）	・耐久性 ・実証性 ・低速運転性	表 5.-19

表 5-4　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	中性子照射環境による材料への影響評価

1．目　的

液体金属を用いるプラントでは、構造材料の液体金属への溶出が重要となる。Na と構造材料の共存性については国内外において多くのデータが取得されてきたが、Pb-Bi との共存性については、ロシアでデータ取得がなされているが、国内では殆どデータが取得されていない。

Pb-Bi 冷却炉の機器設計には、耐食性を有する材料の強度データ、並びに腐食データを取得する必要がある。本研究では Pb-Bi に適した材料開発を行うと共に、大気中強度データ、及び腐食データを取得する。

2．従来知見（海外知見も含む）

・Pb-Bi への Ni 溶解度は特に高い。
・鋼材の耐食性は、低合金鋼＞高 Cr 鋼＞オーステナイト系鋼の順である。
・防食のためには Zr,Ti,Si 等が有効
・Pb-Bi 中の酸素濃度を制御することで防食が可能

3．必要性

Pb-Bi に対する耐食性はプラント設計に非常に重要である。従来型の Cr-Mo 鋼（Mod.9Cr-1Mo 鋼や 12Cr 鋼）は Pb-Bi に対する耐食性を考慮した材料ではないため、酸素濃度制御だけでは防食を抑制できない可能性がある。耐食材料はすでにロシアで開発されているようであるが、強度データ等設計に必要となるデータは十分入手できていない。また、耐食鋼として提示されている 1 Cr-Si-Mo-V-Nb 鋼は低温度域では高 Cr 鋼（18Cr-10Ni-Ti）よりも耐食性に優れているが、高温での腐食量は殆ど差がない傾向が見られている。

検討している Pb-Bi 冷却炉の場合、炉心出口温度が約 500℃に達するため、上記の知見も踏まえて耐食鋼の開発をする必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1)各国材料の調査

Pb-Bi 耐食材料の腐食データは各国で取得されているが、強度データが不明である。よって、強度データを中心に調査を行う。

(2)従来材の腐食試験

Pb-Bi 炉の設計に採用している高強度 12Cr 系鋼（HCM12A）の耐 Pb-Bi 腐食性は未知であるため、適用性を確認するための Pb-Bi 腐食試験を実施する。また、腐食環境下での強度特性を把握するため。強度試験が可能なループを製作し、試験を実施する。

(3)従来材の改良・強度データの取得

高温高強度鋼に Pb-Bi 耐食性に有効な Zr,Ti,Si 等を添加した改良材を製作し、大気中強度データ（引張、クリープ、疲労、クリープ疲労等）を取得する。その後(2)で製作した腐食試験ループを用いて腐食試験を実施し、耐食性、強度の観点から Pb-Bi に適した材料を選定する。

(4)新材料の耐中性子照射特性

耐中性子照射特性の優れた材料を高照射領域に採用することで、Pb-Bi 冷却炉のコンパクト化が可能となる。現在 HCM12A の照射データは得られていないが、高強度 12Cr 鋼の一種である HT9 鋼が 300℃近傍の照射下で DBTT 温度（延性―脆性遷移温度）が急激に上昇する結果も得られているため、新材料の照射特性を把握する必要がある。

照射温度：３００℃～５００℃中心

確認事項：照射前後のΔDBTT、破断延性

(5)溶接材料の開発・施工法の確立

耐食性を向上させるために Si 等を添加すると、溶接性の低下が予想されるため、溶接材料の開発、並びに溶接条件を把握する。また、EBW 等の高効率溶接施工法の確立を行う。

5．期待される成果

・各国の Pb-Bi 用構造材料の強度を把握できる
・レファレンス材である 12Cr 鋼の耐 Pb-Bi 腐食性を把握できる。→設計に反映
・Pb-Bi 炉に適用可能な高温高強度鋼を開発できる→設計に反映
・新材料の照射特性を把握することで、遮蔽の最適化が図れる→設計に反映
・溶接材料の開発・溶接施工法を確立できる。
・

6．実施想定場所・試験施設

・重金属材料試験ループ：腐食試験
・中性子照射試験設備：照射試験

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)各国材料の調査	←→							
(2)従来材の腐食試験	←→		→					
(3)従来材の改良・強度データの取得			←→				→	
(4)新材料の耐中性子照射特性					←→			
(5)溶接材料の開発・施工法の確立					←→			

表 5-5　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	鉛ビスマス冷却材の純度管理手法の開発

1．目　的

鉛ビスマス冷却炉では、酸素濃度を管理して被覆管及び構造材の酸化被膜を安定的に形成させ、腐食を防いでいる。鉛ビスマス冷却炉は、新燃料より酸素及び水素が、ＳＧから水素が混入し、不純物となって低温部に析出してくるので、酸素又は水素を注入して酸素濃度管理を行う計画である。

また、酸素による被覆管及び構造材の酸化で腐食生成物が生成され、これが低温部に析出してくるので、腐食生成物を除去する計画である。

ここでは、酸素濃度、腐食生成物の純度を管理する方法を開発するとともに、鉛ビスマス取扱技術の取得を目的とする。

2．従来知見（海外知見も含む）

国内には、鉛ビスマスの純化方法に関する直接的な知見はない。東工大にて鉛ビスマスループで水素注入による酸素濃度管理運転が行われようとしている。

ロシアでは、酸素及び水素の飽和溶解度、腐食生成物（鉄、Ｎｉ等）の飽和溶解度が示されており、酸素濃度の低減に水素を注入することが効果的といわれている。

現在のところロシアのデータが設計に役立っている。

3．必要性

鉛ビスマス炉の酸素濃度管理は、構造材料の腐食の観点できわめて重要である。鉛ビスマス中の酸素濃度を管理する手法として、水素或いは酸素の注入が有効といわれているが、具体的な注入方法は不透明であり、実際に運転して純化方法を確立していくとともに、鉛ビスマスの取扱技術を習得していくことが必要である。

4．実施項目・内容・方法

(1) 固体電解質型酸素計及び水素計実証試験

鉛ビスマス中の酸素及び水素濃度を計測するのに有効と考えられている固体電解質型の酸素及び水素計を鉛ビスマス試験ループに取付け、計測精度、応答性等を確認する。

(2) 酸素濃度管理実証試験

温度による飽和酸素濃度を確認するとともに、温度、酸素濃度をパラメータに水素、酸素の注入量をサーベイして、最適な酸素濃度管理方法を確立する。同時に、メッシュによる不純物捕獲効果も確認する。

(3) 腐食生成物除去実証試験

酸化した腐食生成物（酸化鉄等）について、温度をパラメータに飽和濃度を確認するとともに、メッシュで捕獲する方法の有効性を確認する。

(4) ＳＧ水素透過量データの取得

１２Ｃｒ鋼を用いた小型ＳＧを製作し、ＳＧ伝熱管からの鉛ビスマス中への水素透過量を確認する。

5．期待される成果

(1) 固体電解質型酸素計及び水素計実証試験

鉛ビスマス中の酸素及び水素検出計の検出特性が把握でき、酸素濃度管理方法に反映できる。

(2) 酸素濃度管理実証試験

最適な酸素濃度管理手法の実証と鉛ビスマス取扱技術が習得でき、純化系設備設計に反映できる。

(3) 腐食生成物除去実証試験

腐食生成物除去方法が実証でき、純化系設備設計に反映できる。

(4) ＳＧ水素透過量データの取得

運転中の酸素濃度を評価でき、酸素濃度管理に反映できる。

6．実施想定場所・試験施設

重金属試験装置：　固体電解質型酸素計及び水素計試験装置
酸素濃度管理試験装置
腐食生成物除去試験装置

7．実施工程

工　程	フェーズII				フェーズIII			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 固体電解質型酸素計及び水素計実証試験	←→	←→						
(2) 酸素濃度管理実証試験	←→	←→	←→	←→	←→			
(3) 腐食生成物除去実証試験	←→	←→	←→	←→	←→			
(4) ＳＧ水素透過量データの取得				←→	←→	←→		

表 5-6　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	ポロニウム評価手法の開発

1．目　的

鉛ビスマス冷却炉では、ポロニウムが生成され、これがカバーガス中に移行する。カバーガス中に移行したポロニウムは、通常運転時に回転プラグのシール部等から漏えいし換気系を介して施設外に放出されるので、その量が多いと問題となる。そこで、カバーガス中にポロニウム除去装置を設置し、通常時カバーガスを循環させてカバーガス中の放射能酸素濃度を低く抑える計画である。

ここでは、効果的にポロニウムを除去する装置を開発することを目的とする。

2．従来知見（海外知見も含む）

国内には、ポロニウム関する直接的な知見はない。

米国及びロシアのデータはあるが、蒸発速度、蒸気圧のデータは異なっており、カバーガス中の移行割合データの形で整理されたものはない。また、カバーガス空間中のポロニウムの沈着に関するデータも一部のデータしか入手されていない。

3．必要性

鉛ビスマス炉のカバーガス中ポロニウム放射能濃度、沈着等は、通常運転中の換気による放出、事故時の公衆への被曝評価上、重要である。ポロニウムの挙動、データは、これまでの文献に頼らざるを得ないが、今後設計、安全評価をしていくには、ポロニウムのカバーガス中移行割合等のデータを取得、整理していくとともに、ポロニウムの除去方法を確立していく必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1) カバーガス中へのポロニウム移行量評価試験

温度、圧力をパラメータにして、ポロニウムのカバーガス移行割合を確認するとともに、沈着等のデータの確認をおこなう。

(2) ポロニウム除去方法の開発

温度、圧力をパラメータにして、ベーパトラップ（メッシュ捕獲方式）の効果的なポロニウムの除去方法を確認する。

5．期待される成果

(1) カバーガス中へのポロニウム移行量評価試験

カバーガス中のポロニウム放射能量の評価と安全評価上の諸データの取得ができ、系統設計、安全設計に反映できる。

(2) ポロニウム除去方法の開発

最適なカバーガス中のポロニウム除去方法が取得でき、設備設計に反映できる。

6．実施想定場所・試験施設

中性子照射設備：ポロニウム生成試験

ポロニウム取り扱い装置：カバーガス中へのポロニウム移行量評価試験

ポロニウム除去方法の開発

7．実施工程

工　程	フェーズII				フェーズIII			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) カバーガス中へのポロニウム移行量評価試験		←→						
(2) ポロニウム除去方法の開発		←→						

表 5-7　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	鉛ビスマス冷却炉の炉心核特性の信頼性確認

1．目　的

Pb-Bi 冷却・窒化物燃料炉心及び MOX 燃料炉心の炉物理実験を行い、炉心核設計精度を確認する。

2．従来知見（海外知見も含む）

Ｎａ冷却高速増殖炉の模擬臨界実験は多数おこなわれているが、Pb-Bi 冷却炉を模擬した炉物理実験は、国内では行われていない。

3．必要性

核設計手法（核データ及び核計算コード）の信頼性確認のために必須である。設計の上流側である炉心核設計の設計値については、プラント設計全体への手戻りが無いように、早期にその信頼性を確認しておく必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1) 実験準備・材料手配

実験計画を策定し、Pb-Bi 材料購入とプレート加工など実験準備を行う。

(2) 模擬臨界実験

Pb-Bi 冷却炉心（窒化物燃料及び MOX 燃料）を模擬した、高速中性子スペクトル場での炉物理実験（臨界実験）を行い、炉心設計上重要な核特性を測定する。炉心特性は、冷却材対燃料の体積比によって大きく変化することから、実験では、燃料プレートと Pb-Bi プレートなどのプレート配列、装填割合をパラメトリックに変えた実験を行う。

必要な測定項目は、

- 臨界性
- 反応率比（増殖性の評価に必要）
- 反応率分布（出力分布・増殖性）
- 炉心に含まれる核種（U・Pu 同位元素、Pb-Bi、構造材など）のサンプルワース
- 制御棒価値
- ドップラー反応度
- Pb-Bi ボイド反応度

(3) 解析評価

炉心設計手法及び詳細解析手法により実験データの解析・評価を行い、設計手法の精度確認を行うとともに、設計手法の高度化を図る。

（対象図・試験装置図等）

5. 期待される成果

核設計手法の信頼性を確認できる。臨界性、出力分布、制御棒価値などの設計裕度の合理的な切り詰めによる経済性向上が期待できる。プラント許認可向け「核設計手法の信頼性」説明資料に反映できる。

6. 実施想定場所・試験施設

・試験：日本原子力研究所　高速炉臨界実験装置（ＦＣＡ）等

7. 実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 実験準備	←→	←→						
(2) 模擬臨界実験実施			←→	←→				
(3) 解析評価			←→	←→				

表5-8　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	Pb-Bi 炉心の熱設計手法の開発

1．目　的

Pb-Bi 冷却中型炉強制循環冷却型では、ダクト付グリッド型燃料集合体で構成する炉心・燃料を採用している。本研究では、Pb-Bi 冷却中型燃料集合体内の被覆管熱伝達特性及び流動特性についてデータを取得し、Pb-Bi 冷却中型炉心の熱設計手法を確立し、設計成立性を確認することを目的とする。

2．従来知見（海外知見も含む）

1) 被覆管表面の熱伝達特性については、以下の Sleicher 式を暫定的に適用しているが、他にも試験データに基づく評価式がある。

Sleicher 式：$Nu = 6.3 + 0.0167 \cdot Pe^{0.85} \cdot Pr^{0.08}$　　Pe:ペクレ数　Pr:プラントルル数

2) 燃料集合体の流動抵抗値は、ナトリウム炉で蓄積したデータを使用している。グリッドの流動抵抗には Rehme 式を用いているが、この式はグリッド閉塞率の関数であり、グリッド高さの影響が考慮されていない。

3．必要性

Pb-Bi 冷却炉では、被覆管表面の熱伝達特性がナトリウムに比べ、低下することが知られている。すなわち、Pb-Bi 冷却の場合の被覆管最高温度の評価においては表面熱伝達が重要な因子となるので、実験データの取得が必要である。

また、燃料集合体設計においては採用するグリッドを含めて、試作及び圧力損失特性を試験により製造性及び流動特性を確認する必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1)　Pb-Bi 試験ループの製作

Pb-Bi 試験ループ装置を製作する。試験ループの仕様は被覆管表面熱伝達特性試験データ取得及び集合体スケールモデルの流動試験が可能なものとする。

(2)　被覆管表面熱伝達特性試験

Pb-Bi 試験ループ装置により、模擬燃料要素（ヒータピン）を使用して被覆管の表面熱伝達を自然循環時流量から定格流量までをパラメータとして測定する。

(3)　燃料集合体試作及び圧力損失測定試験

ダクト付グリッド型模擬燃料集合体を試作し、既存の水流動試験装置により圧力損失測定試験を行い流動特性を確認する。また、集合体スケールモデルを製作し、Pb-Bi 試験ループにおいて流動特性を確認する。

5．期待される成果

・熱設計評価の妥当性が確認できる。
・燃料健全性評価（ＣＤＦ評価）の入力条件（被覆管温度）を決定できる。
・製作性を含めた燃料設計成立性の見通しが得られる。

6．実施想定場所・試験施設

重金属試験装置：被覆管表面熱伝達特性試験
流動試験装置：模擬燃料集合体製作及び圧力損失測定試験

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)Pb-Bi 試験ループ製作	←→							
(2) 被覆管表面熱伝達特性試験		←→	←→					
(3) 燃料集合体製作及び圧力損失測定試験	← 水	→←		Pb-Bi ←	→			

表 5-9　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	鉛ビスマス冷却炉の放射線計測精度向上

1．目　的

窒化物燃料及び MOX 燃料の炉心まわりを模擬した遮へい体系に対して放射線束透過実験を行い、計算手法の精度を確認する。

2．従来知見（海外知見も含む）

Ｎａ冷却高速増殖炉の遮へい実験は JNC 指導で JASPER 計画として米国で行われたが、Pb-Bi 冷却炉及び He ガス冷却炉を模擬した遮へいに対する放射線束実験は、国内では行われていない。

3．必要性

遮へい設計手法（核データ及び遮へい計算コード）の信頼性確認のために必須である。設計の上流側である遮へい設計及び中性子計装の設計値については、プラント設計全体への手戻りが無いように、早期にその信頼性を確認しておく必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1) 実験準備・材料手配
　実験計画を策定し、遮へい材料の購入とプレート加工など実験準備を行う。
(2) 放射線透過実験
　窒化物燃料及び MOX 燃料炉心廻りを模擬した、高速中性子スペクトル場での放射線束透過実験を行い、遮へい及び中性子計装の設計上重要な放射線束及びスペクトルを測定する。これらの値は、炉心まわりの遮へい構成によって大きく変化することから、実験では、遮へい構成及び遮へい体積比などをパラメトリックに変えた実験を行う。
　必要な測定項目は、
　・放射線束の減衰比
　・スペクトル
　・中性子検出器の応答データ
(3) 解析評価
　遮へい設計手法及び詳細解析手法により実験データの解析・評価を行い、設計手法の精度確認を行うとともに、設計手法の高度化を図る。

（対象図・試験装置図等）

5．期待される成果

遮へい設計手法の信頼性が確認できる。炉心まわり遮へい体及び中性子検出器の応答データなどの設計裕度の合理的な切り詰めによる経済性向上が期待できる。プラント許認可向け「遮へい設計手法の信頼性」説明資料に反映できる。

6．実施想定場所・実験施設

・放射線透過実験装置：Oak Rige National Laboratory（Tower Shielding Facility）等

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 実験準備	←→	←→						
(2) 放射線透過実験			←→	←→				
(3) 解析評価				←→	←→			

表 5-10　実用化戦略調査研究：R&D 計画書

件　名	SG 一体型原子炉システムの冷却性能確認

1．目　的

強制循環冷却方式 Pb-Bi 中型炉は、SG が原子炉容器内に設置されたタンク型炉であり，崩壊熱除去は自然循環冷却方式を採用している。

熱流動試験により、定格時及びスクラム後等の各種運転時における熱流動特性を把握し、問題がないことを確認する。また、必要に応じて、Pb-Bi の物性データを取得する。

2．従来知見（海外知見も含む）

Pb 炉及び Pb-Bi 炉の主な設計例を下表に示す。全て、ポンプによる強制循環方式を採用している。また、ロシアの BREST-300、-1200 は、低圧損炉心設計である点及び炉容器～SG～ポンプを短尺の水平配管で接続し一巡圧損を低減させる点より、自然循環流量が定格の 10%以上確保されている。

冷却材	炉型名称	国名	出力	冷却系統	冷却材駆動循環方式
Pb	BREST-300	ロシア	300MWe	ループ型	強制循環型（機械式ポンプ）
Pb	BREST-1200	ロシア	1200MWe	ループ型	強制循環型（機械式ポンプ）
Pb	LCFBR	日本	625MWe	タンク型	強制循環型（機械式ポンプ）
Pb-Bi	ANGSTREM	ロシア	30MWt	ループ型	強制循環型（機械式ポンプ）
Pb-Bi	SWBR-75	ロシア	265MWt	タンク型	強制循環型（機械式ポンプ）

3．必要性

SG 一体型強制循環冷却方式 Pb-Bi 炉は、国内において未だ実例がない。また，Pb-Bi による完全自然循環冷却による崩壊熱除去系の実例もない。このため，成立性確認のみならず，安全審査も視野に入れ、これらの特性を把握しておく必要がある。

熱流動試験により確認すべき必要事項は、以下の通りである。

(1)　各種運転時の熱流動特性

トリップ後の崩壊熱除去等の各モードにおいて、原子炉及び冷却系には安定した除熱が要求される。各モード下での除熱特性は熱流動解析コード等により予測可能であるが、安全審査を視野に入れた場合、原子炉容器内を対象とした熱流動試験により確証を得ておく必要がある。必要となる主要な試験項目は、以下の通りである。

○　トリップ後の崩壊熱除去時自然循環特性（一巡流量の安定性、各部温度変動、DHX での除熱挙動等）

○　炉容器下部に設置する加熱パネルによる停止時の自然循環流動特性

(2)　部分熱流動特性（定常／過渡）

以下に示す項目は原子炉容器内全体の特性に含まれるが、別途、部分試験等により詳細に把握する必要があると考えられる。

○　炉心出口部近傍の温度揺らぎ

○　プレナム内混合／温度成層化特性

○　SG 及び DHX 部伝熱流動特性（伝熱出口部の温度分布／揺らぎ、圧力損失）

(3)　Pb-Bi 熱的物性値の取得

Pb-Bi 炉の熱流動特性を明らかにしていくためには、精度良い冷却材物性（主に温度依存性）を把握しておく必要がある。先行例としてロシアのデータ等が参考となるが、冷却材物性についての広範な調査を行い、不確かさの大きいものについては小規模な熱物性試験を行い、物性データを揃えていく必要がある。なお、炉心設計及び安全性評価にも関連するため、必要データの取得に当たっては横通しが必要である。

4．実施項目・内容・方法

(1)　水による各種運転時の熱流動試験

○　約 1/10 ｽｹｰﾙ（ﾌﾙｾｸﾀ）試験装置とし、炉容器はｱｸﾘﾙで作り可視化する。炉容器下部にﾋｰﾀを設置する。

○　動作流体は水とし、一巡の Ri 数（各部の Eu 数）を一致させる。

○　炉心部は S/A をｸﾞﾙｰﾋﾟﾝｸﾞしたﾁｬﾝﾈﾙ（ﾋｰﾀ）模擬とし、各ﾁｬﾝﾈﾙには CR、RB、NS を含める。

○　熱交換器（SG、DHX）は可能な限り実機形状を模擬し、2 次側はﾁﾗｰ水循環により境界条件を与える。

○　計測は各部の流量（流速）及び温度変化／分布（揺らぎ含む）とする。

(2)　Pb-Bi による部分熱流動試験

○　炉心出口部、ﾌﾟﾚﾅﾑ部、SG 及び DHX 部伝熱体等を適切にﾓﾃﾞﾙ化（ｽｹｰﾙ／形状）した試験体及びこれらを装着可能とする Pb-Bi ﾙｰﾌﾟを用いる。

○　相似則として、Pe 数、Ri 数、Re 数等を適宜組み合わせ、現象を模擬する。

○　計測は各部の流量（流速）及び温度変化／分布（揺らぎ含む）とする。

○　試験条件は実機及び上記(1)との対応関係をもたせ、Pe 数等で整理して実機条件を予測し、設定する。

(3)　Pb-Bi 熱的物性値試験

○　必要な物性値について小型ポットを用いた物性値試験を行う。

6．期待される成果

(1)　Pb-Bi 中型炉の SG 一体型原子炉システム及び完全自然循環方式崩壊熱系の成立性評価

(2)　Pb-Bi 中型炉の伝熱流動特性の把握（Na 冷却炉並を目指す。）

(3)　Pb-Bi 中型炉の熱的物性の取得（Na 冷却炉並を目指す）

7．実施想定場所・試験施設

試験：JNC、電中研、メーカ

図－1
強制循環冷却方式 Pb-Bi の原子炉構造概念

8．実施工程

工　程	フェーズ Ⅱ				フェーズ Ⅲ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
1)各種運転時の熱流動試験(水)	設計製作	試験						
2)部分熱流動試験（Pb-Bi）			設計製作	試験				
3) Pb-Bi 熱的物性値試験	設計製作	試験						

表 5-11　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	制御棒案内管の浮き上がり防止機能確認

1．目　的

Pb-Bi 冷却炉では冷却材の比重が大きいため、燃料を初めとする各種の炉心構成要素は自重よりも大きい浮力を受ける。そのため浮き上がり防止対策としてラッチスプリングを用いたメカニカルホールドダウン方式を採用している。(図 1)

本 R&D では、Pb-Bi 冷却材中におけるラッチスプリングの挿入・引き抜き抗力を確認して燃料交換機の設計に反映するとともに、ラッチスプリングが健全性を有することを確認する。

図 1　　炉心燃料集合体下部ラッチ機構概念図

2．従来知見（海外知見も含む）

・ 先行ナトリウム冷却炉では CR 案内管の浮き上がり防止にラッチスプリングを採用している。
・ ナトリウム中の摩擦データを取得しているが有意なバラツキがある。

3．必要性

集合体の浮き上がり防止は Pb-Bi 冷却炉の安全性及び運転性にとって非常に重要な技術であり、高い信頼性が求められる。一方、摺動面の腐食など Pb-Bi 特有の問題があるため、実機相当の環境条件下での健全性を確認する必要がある。

また燃料交換機の容量が過大になるのを防ぐためには抗力のバラツキが小さいことが望ましい。そのため、Pb-Bi 環境中における挿入・引き抜き抗力（摩擦抗力＋ばね力）データを取得する必要がある。

4．実施項目・内容・方法

（1）試験ループ・装置及び供試体の製作

Pb-Bi ループ、抗力負荷装置及び試験供試体を製作する。ラッチスプリングの材料としては 12Cr 鋼を予定しているが、試験供試体としては必要に応じて更に強度の高いばね鋼の適用も検討する。

（2）挿入・引き抜き抗力確認試験

・試験片を用いて Pb-Bi 中の摩擦率を測定する。
　試験パラメータ：表面硬化材、面圧、温度、Pb-Bi 中の酸素濃度、摺動繰り返し数
・実機形状を用いて挿入・引き抜き効力を測定する。
　試験パラメータ：表面硬化材、ばね力、温度、Pb-Bi 中の酸素濃度、摺動繰り返し数（上記の試験片を用いた試験結果からパラメータを絞り込む。）

（3）健全性確認試験

ラッチスプリングの健全性及びラッチスプリングを受ける側の長期健全性を確認する。(摺動面の腐食を含む。)

5．期待される成果

Pb-Bi 冷却材中におけるラッチスプリングの健全性が確認できる。また、挿入・引き抜き抗力が確認でき燃料交換機の設計を合理的に行うことができる。

6．実施想定場所・試験施設

強度試験装置：挿入・引き抜き抗力確認試験
　　健全性確認試験

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)試験ループ・装置及び供試体の製作	←→	←→						
(2)挿入・引き抜き抗力確認試験			←→	←→				
(3)健全性確認試験					←→	←→	←→	

表 5-12　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	鉛ビスマス中目視検査装置の開発

1．目　的

これまでに Pb-Bi 炉の炉内構造物目視検査手法の開発を目的として、超音波を用いたナトリウム中目視検査装置の適用性について机上検討を行ってきたが、Pb-Bi 中での超音波伝播特性に関する知見が少ないため、必ずしも十分な検討はできていない。

Pb-Bi 中での超音波伝播特性取得のための基礎試験を実施し、Pb-Bi 中目視検査装置の試作・試験を行い、目視検査装置の成立性を確認する。

2．従来知見（海外知見も含む）

・Pb-Bi 中の超音波特性について十分なデータは取得されていない。
・超音波を用いたナトリウム中目視検査装置については、これまでにナトリウム中での画像化が可能なことが確認されている。

3．必要性

Pb-Bi 炉内を軽水炉と同様に目視できることは、炉内検査及びＰＡの観点から必要である。

4．実施項目・内容・方法

(1) 超音波伝播特性試験
　Pb-Bi とのぬれ性を考慮して材料を選定し、ぬれ性の確認試験を行った後、Pb-Bi 中の超音波伝播特性試験を行う。
(2) Pb-Bi 中目視検査装置の設計・試作
　超音波伝播特性試験結果を反映し、Pb-Bi 中用の目視検査装置を設計、試作する。
(3) Pb-Bi 中画像化試験
　試作した目視検査装置を用いて Pb-Bi 中試験を行い、画像化の成立性を確認する。
(4) 挿入装置の設計・試作
　目視検査装置は耐圧性が低いため内外圧のバランスを取りながら Pb-Bi 中に挿入する必要がある。また、Pb-Bi の密度が大きいため浮き上がり防止機構を設ける必要がある。これらについて検討を実施し、Pb-Bi 中で駆動可能な装置を設計、試作する。
(5) 目視検査装置・挿入装置の組合せ試験
　組合せ試験を行い、目視検査システムの成立性を確認する。

5．期待される成果

(1) Pb-Bi 中でのぬれ性及び超音波伝播特性の把握
(2) Pb-Bi 中目視検査手法（装置）の構築

ナトリウム中目視検査装置検出部概念図（光方式）

6．実施想定場所・試験施設

重金属中試験装置：　超音波伝播特性試験
　　Pb-Bi 中目視検査装置の設計・試作
　　Pb-Bi 中画像化試験
　　目視検査装置・挿入装置の組合せ試験

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)超音波伝播特性試験	←→							
(2)Pb-Bi 中目視検査装置の設計・試作		←→						
(3)Pb-Bi 中画像化試験			←→					
(4)挿入装置の設計・試作				←→				
(5)組合せ試験					←→			

表 5-13　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	鉛ビスマスの洗浄方法の開発

1．目　的

燃料集合体及び補修のため炉内から引き抜いた機器の表面にはPoを含んだPb-Biが付着している。本R&Dでは、付着しているPb-Biを洗浄する方法を開発する。

2．従来知見（海外知見も含む）

・ 化学的に不活性であるため、ナトリウムのように蒸気との化学反応を利用することができない。
　高温下での液滴落下及びガス吹きつけが主体にならざるを得ないと考えられる。
・ NaOHに2分間漬けると9割以上のPb-Biが除去できるとの情報がある。

3．必要性

燃料集合体の洗浄は、燃取設備のPo対策の簡素化のために必要である。使用済燃料は最終的には水プールで保管するため、Poの放散が防止できれば若干のPb-Biが残ることは大きな問題ではない。むしろ、燃料交換時間の短縮のため短時間で洗浄することが要求される。

一方、機器の補修のためにはPb-Biをできる限り取り除くことが必要である。この場合は若干長く時間をかけることは許容できる。

4．実施項目・内容・方法

（1）試験ループ・装置及び供試体の製作
　Pb-Biループ、洗浄装置及び試験供試体を製作する。

（2）簡易供試体による洗浄試験
　丸棒、円筒あるいは板などの小型の簡易試験供試体を用いて洗浄に関する基礎的なデータを取得する。
　試験パラメータ：液滴落下→温度、時間
　　ガス吹きつけ→温度、流速、時間
　　NaOH浸漬→時間

（3）実機模擬供試体による洗浄試験
　（2）の結果に基づき洗浄方法を設定して実機模擬供試体による洗浄試験を行い、実機における洗浄性を確認する。必要に応じて洗浄方法の見直し・改良を行う。

5．期待される成果

燃料集合体や引き抜き機器に付着しているPoを含むPb-Biの適切な洗浄方法が開発できる。これにより、燃取設備における簡素なPo対策が実現できる。また、補修機器の補修開始時間の短縮が図れる。

6．実施想定場所・試験施設

重金属試験装置：簡易供試体による洗浄試験
　　実機模擬供試体による洗浄試験

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)試験ループ・装置及び供試体の製作	←→		←→					
(2)簡易供試体による洗浄試験		←→	←→					
(3)実機模擬供試体による洗浄試験				←→	←→			

表 5-14　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	CRDMの開発

1．目　的

Pb-Bi 冷却炉では冷却材の比重が構造材のそれよりも大きく、液中では浮力が重量を上廻るという特徴を持っている。このため、制御棒も錘を設置するなどの特殊な構造対応を採らない限り浮くことになる。

ここでは、挿入型 CRDM の構造を具体化すると共に、炉停止系として要求される基本機能である駆動（スクラム含む）特性を有し、CRDM として十分な信頼性があることを確認する。

2．従来知見（海外知見も含む）

・ 浮力により制御棒を挿入する炉停止系については、ロシアでの概念（主として小配管のガス、液体圧による駆動方式）が示されているだけで、実績はない。

・ 炉停止系の機能確認、信頼性実証等の開発手順、手法は先行炉での知見で確立されている。

3．必要性

炉停止系は原子炉の安全に直接係る最重要機器の一つであり、高い信頼性が要求される機器であると共に、多数の機械、電気部品で構成される長尺の機器であり、しかも動的機器である。このため炉停止系の開発には、机上の検討だけではなく、試験体を用いて実際の駆動特性を試験で把握し、所定の機能を有していることを確認する必要がある。

4．実施項目・内容・方法

従来の実績がある開発方法により、以下を実施する。

(1)　炉停止系の設計　：主及び後備炉停止系を対象として、実機での要求条件に基づき、CRDM、制御棒の設計を実施し、構造の具体化を図る。

(2)　炉停止系の試作　：(1)の成果に基づき、主及び後備炉停止系、CRDM、制御棒のフルモックアップ試験体を試作する。

(3)　気中機能試験　：CRDM 部を対象として、CRDM の基本動作である常駆動、燃料交換動作を行う。また、主炉停止系（駆動軸と制御棒の一体落下）についてはスクラム時の駆動軸の切離し動作を行う。駆動軸の浮上りについては浮力を模擬したスプリング力を用いることとする。

(4)　液中振動試験　：Pb-Bi を模擬した液体（Hg）を用いて、非加振、加振の条件で制御棒のスクラム特性を把握する。Pb-Bi と Hg の比重の差（浮力の差）は、試験体重量、加速力で実機条件に合わせるものとする。

(5)　Pb-Bi 中機能・耐久試験　：実機と同等の温度、雰囲気下で、常駆動、スクラム、燃料交換動作を行い、基本機能を確認すると共に、実機で想定される動作回数の 2 倍以上の耐久性試験を実施する。

5．期待される成果

Pb-Bi 冷却炉に用いる挿入型 CRDM（主及び後備系）の成立性（信頼性）が確認できると共に許認可に必要となる試験データが取得できる。

6．実施想定場所・試験施設

気中機能試験装置
液中振動試験（液体金属中試験装置）
鉛ビスマス中機能・耐久試験装置

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 炉停止系の設計	←→	←→						
(2) 炉停止系の試作			←→	←→				
(3) 気中機能試験					←→			
(4) 液中振動試験						←→		
(5) Pb-Bi 中機能・耐久試験							←→	←→

表 5-15　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	受動的炉停止機構の開発

1．目　的

Pb-Bi 冷却炉では冷却材の比重が構造材のそれよりも大きく、液中では浮力が重量を上廻るという特徴を持っている。このため、制御棒も錘を設置するなどの特殊な構造対応を採らない限り浮くことになる。

ここでは、後備炉停止系に適合する自己作動型炉停止機構(SASS)の構造を具体化すると共に、SASS に要求される保持力特性、応答特性を有し十分な信頼性があることを確認する。

2．従来知見（海外知見も含む）

- Na 冷却炉を対象としたキュリー点式 SASS の開発を実施中であり、開発に必要な基本的知見は揃っている。

3．必要性

実用化に向けての課題は、経済性の向上と共に更なる安全性の向上があり、受動的炉停止系の設置が必要となっている。SASS については、Na 冷却炉を対象とした開発が進められており、基本的な知見は有しているが、Pi-Bi 冷却炉では挿入型の炉停止系が計画されていることから、Na 冷却炉とは異なる構成の SASS が必要である。このため、Pi-Bi 冷却炉の挿入型炉停止系に適合する SASS の具体化を図ると共に、SASS が所定の特性を有していることを確認する必要がある。

4．実施項目・内容・方法

Na 冷却炉の開発実績、知見により、以下を実施する。

(1)　SASS の設計　：SASS への要求条件（誤落下防止温度、切離し温度、保持力、応答特性、寸法）に基づき、SASS の設計を行い材料選定及び構造を具体化すると共に、使用材料（感知合金、鉄芯）の B-H 特性試験を実施し、保持力特性を評価する。また、熱流動解析結果に基づき応答特性を評価する。

(2)　SASS 試験体の試作：(1)の成果に基づき、SASS 試験体（電磁石、アーマチュア）を試作する。

(3)　保持力特性試験　：高温気中で温度をパラメータとして保持力を測定し、保持力特性を把握すると共に要求条件を満足していることを確認する。

(4)　応答特性試験　：高温 Pb-Bi 中で、実機条件を模擬した熱過渡を負荷して、応答特性を把握すると共に、要求条件を満足していることを確認する。

(5)　耐熱試験　：高温 Pb-Bi 中で、実機の運転温度で長時間保持し、Pb-Bi 環境及び高温下で SASS 特性が維持できることを確認する。

5．期待される成果

Pb-Bi 冷却炉に用いる SASS の基本特性が把握でき、設計データが取得できると共に SASS の成立性が確認できる。

6．実施想定場所・試験施設

高温保持試験装置
長時間耐久試験装置

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) SASS の設計	←→	←→						
(2) SASS 試験体の試作			←→					
(3) 保持力特性試験				←→	←→			
(4) 応答特性試験						←→		
(5) 耐熱試験							←→	←→

表 5-16　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	SGTR 事象に関する評価手法の開発

1．目　的

SGTR は安全評価事象として位置付けられるが、評価手法が確立していないことから、概念検討段階では、主にナトリウム冷却炉で開発された概略評価手法により見通し解析を行った。鉛ビスマス炉の SGTR 事象の安全性に関する明瞭な対外説明のために、試験による確認及び試験データに基づく詳細な解析手法を開発する。

2．従来知見（海外知見も含む）

(1) 国内には、鉛ビスマス炉の SGTR 事象に関する直接的な知見はない。
(2) 電中研において、溶融鉛ビスマス液面に水滴を落下させた、水蒸気爆発の発生可能性に着目した研究が行われた。
(3) ロシアでは SGTR 事象を模擬した基礎的試験が行われているが、詳細情報は入手されていない。

3．必要性

鉛ビスマス炉の SGTR 事象に関する国内外知見は乏しいことから、SGTR 事象の安全性に関する明瞭な対外説明のために、試験による確認及び試験により検証された評価手法の開発が必要である。

4．実施項目・内容・方法

(1) 水蒸気爆発の影響確認試験
SGTR 時の水ブロー終了後に予想される約 100℃の水面に約 490℃の溶融鉛ビスマスの液滴を落下させ、その時に発生する可能性の有る圧力が小さいことを確認する。
(2) 水・蒸気と鉛ビスマスの反応生成物発生量確認試験
実機と同程度の不純物濃度の鉛ビスマス中に、実機水蒸気系と同程度に管理された水質の水・蒸気を注入し、その際発生する反応生成物の量が小さいことを確認する。
(3) SGTR 時炉内流動挙動模擬試験
大型の容器内の鉛ビスマス中に、水・蒸気を注入し、その際発生する圧力が小さいことを確認すると共に、水蒸気気泡の大きさ、スリップ比、流速分布等の熱流動解析コード検証用の流動特性データを取得する。
(4) SGTR 時炉内熱流動解析コードの開発
SGTR 時、鉛ビスマス中に注入される水蒸気の流動により引き起こされる炉内熱流動変化（核特性変化を含む）を解析できる、多次元、二相流解析コードを開発する。

5．期待される成果

1) 水蒸気爆発の影響確認試験
SGTR 時に発生する可能性の有る水蒸気爆発現象が把握でき且つ圧力が小さいことが実証できる。
2) 水・蒸気と鉛ビスマスの反応生成物発生量確認試験
水・蒸気と鉛ビスマスの反応生成物発生量が小さく、安全上問題とならないことの実証ができる。
3) SGTR 時炉内流動挙動模擬試験
SGTR 時炉内流動現象が把握でき、且つ、熱流動解析コード検証用のデータが取得できる。
4) SGTR 時炉内熱流動解析コードの開発
SGTR 安全解析手法が構築できる。

6．実施想定場所・試験施設

(1) 水蒸気爆発の影響確認試験：耐爆試験装置
(2) 水・蒸気と鉛ビスマスの反応生成物発生量確認試験：鉛ビスマス装置
(3) SGTR 時炉内流動挙動模擬試験；鉛ビスマスループ
(4) SGTR 時炉内熱流動解析コードの開発

7．実施工程

工　程	フェーズ II				フェーズ III			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 水蒸気爆発の影響確認試験	←→	←→	←→					
(2) 反応生成物発生量確認試験	←→	←→						
(3) SGTR 時炉内流動挙動模擬試験	←→	←→	←→	←→				
(4) SGTR 時炉内熱流動解析コードの開発	←→	←→	←→	←→				

表 5-17　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	ＳＧ破損伝熱管の同定と補修方法の開発

1．目　的

破損した伝熱管の同定は、管内にインリークした Pb-Bi を直接検知する方法又は伝熱管１本毎に加圧する方法により可能と考えられる。破損した伝熱管には補修又は施栓を行う。これらの技術については実用化に向けたＲ＆Ｄが必要である。

また、微小リーク孔が Pb-Bi 及び反応生成物などにより閉塞すると、破損管の同定ができなくなるため、微小リーク孔における挙動を確認するＲ＆Ｄが必要である。

2．従来知見（海外知見も含む）

- 管内にインリークした Pb-Bi を直接検知する方法は、ナトリウム漏えい検出器に関する技術を応用可能である。
- 伝熱管１本毎に加圧する方法では、高温の管板部で各伝熱管をシールする技術が必要であるが、特にフェーズ２～３の段階からＲ＆Ｄを実施する必要はない。
- 破損した伝熱管の補修（スリーブ補修や溶接補修）については、適用範囲が限られること、またアクセス可能な部位であれば軽水炉ＳＧ伝熱管補修技術の適用が可能なことからフェーズ２～３の段階からＲ＆Ｄを実施する必要はない。
- 破損した伝熱管の施栓については、従来炉向けにＲ＆Ｄが実施されており、その技術を応用可能である。

3．必要性

従来知見や今後の他分野での開発への期待を考慮すると、フェーズ２～３の段階から必要と考えられるＲ＆Ｄ項目としては、微小リーク孔における Pb-Bi 等の挙動の確認が挙げられる。

リーク孔が閉塞するような場合には、破損伝熱管の同定が困難となるため、閉塞するような事象が発生するか否か、閉塞が生じる場合にどのような方法で閉塞を解除するかをＲ＆Ｄにより取得する必要がある。

4．実施項目・内容・方法

(1) 基礎試験

以下に挙げる項目をパラメータに微小リーク孔の閉塞の発生の有無を試験により確認する。

- ・リーク孔のサイズ，形状
- ・管内外の圧力差
- ・Pb-Bi の温度
- ・水/蒸気との反応生成物の影響

(2) 閉塞解除試験

微小リーク孔で閉塞が生じることが確認された場合、それを解除する方法について試験を実施する。

5．期待される成果

本Ｒ＆Ｄによって、破損伝熱管の同定については実現の見通しが得られる。

＜破損伝熱管同定フロー概念図＞

6．実施想定場所・試験施設

鉛ビスマス試験装置、漏洩検出装置

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 要素試験		←→	←→					
(2) 閉塞解除試験		←→	←→					

表 5-18　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	ＩＳＩ検査装置の開発

1．目　的

Pb-Bi 炉は原子炉容器内にＳＧ伝熱管が配置されている。そのためＳＧのＩＳＩにおいては高温の Pb-Bi が存在した条件で実施する必要が有るが、高温条件で使用できるＩＳＩ装置は従来開発されてきていない。また Pb-Bi 炉の場合、定検工程短縮のため、同様に高温下でＩＳＩされるナトリウム炉に比べ、より高い温度でのＩＳＩ装置の使用が要求される。

よって本研究では、Pb-Bi 炉のＳＧのＩＳＩのため、高温で使用できるＩＳＩ装置の開発を行う。

従来知見（海外知見も含む）

- 室温で使用できるＩＳＩ装置としてＥＣＴ、ＵＴ装置が原型炉用に開発されている。
- 高温下で使用できるＩＳＩ装置は開発されていない。
- 平成１３年度の成果として、高温状態及び強磁性体である 12Cr 鋼に使用できる検査手法としてＥＣＴ法及びリモートフィールドＥＣＴ法が摘出され、耐熱化に必要な構成材料の選定、素材の耐熱試験が実施された。試験の結果、２２０℃で使用できる構成材料の見通しが得られた。またセンサの見通し評価により高温状態の 12Cr 鋼に対しても室温と同等の検出精度が期待できることが判った。

3．必要性

Pb-Bi 炉は原子炉容器内にＳＧ伝熱管が配置されており、冷却材バウンダリとしてのＩＳＩが要求されるため、ＳＧ伝熱管のＩＳＩは軽水炉ＳＧと同等に要求される。しかしながら上記のように高温の Pb-Bi が存在するもとでの検査装置の開発は行われておらず、プラントコンセプトの確立のためにも必要な技術である。

4．実施項目・内容・方法

4．1　高温用センサの試作・試験

(1)　試験計画

高温での検出性能，耐久性を確認するために必要な高温試験について、試験方法、試験条件等の検討を行い、高温試験の計画を立案する。

(2)　高温度センサ及び試験装置の製作

平成１３年度に選定されたＥＣＴ及びリモートフィールドＥＣＴ法に対し、素材の高温試験でその適用性が高いと判断された素材を使用し、実際に高温用センサの試作を行う。また試験計画で摘出された試験方法に対し、必要な仕様を満足する試験装置の製作をおこなう。

(3)　高温検出性能確認試験

試作した高温用センサを用いて、最初に室温条件でセンサとしての性能を確認する。センサとしての性能を確認した後に２２０℃の条件での試験を実施する。実際に使用することで、センサとして組み上げた場合の課題（構成部品の熱膨張、検出精度に与える影響）を確認する。

(4)　高温耐久性確認試験

実機での使用状況を模擬し、２２０℃条件と室温条件との熱過渡を繰り返し与えた耐久性確認試験を実施する。

(5)　試験結果にもとづいた改良設計

高温試験の結果を反映し、構成部品の形状検討など、センサの改良設計をおこなう。

4．2　Pb-Bi 環境下性能確認試験

(1) 試験計画

伝熱管の外面に 220℃の Pb-Bi が存在する状態での性能確認試験の試験計画立案。

(2) センサ及び試験装置の製作

Pb-Bi 環境下性能確認試験で使用するセンサ，センサを挿入するための装置，及び Pb-Bi 環境下の伝熱管を再現する試験体の製作をおこなう。

(3) 性能確認試験

欠陥を付与した伝熱管を使用して，高温の Pb-Bi 環境下での検出性能を確認する。

5．期待される成果

高温の Pb-Bi 環境下でＩＳＩ手法の確立

6．実施想定場所・試験施設

鉛ビスマス施設（液体金属中検査装置開発の場合）

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1)センサ部高温化検討	←→							
(2)高温センサの試作・試験		←→	←→	←→				
(3) Pb-Bi 環境下性能確認試験					←→	←→	←→	

表 5-19　実用化戦略調査研究：R＆D計画書

件　名	機械式ポンプの開発

1．目　的

強制循環型炉の場合、炉容器内に１次系主循環ポンプが設置される。

Pb-Bi 用の大容量ポンプ実績は国内にはなく、ポンプ開発にあたっては多くの R&D が必要とされる。ここでは、ナトリウムポンプの実績や小型 Pb-Bi 用ポンプの実績等から想定される課題を挙げ、必要 R&D を計画する。

2．従来知見（海外知見も含む）

- Pb-Bi のような液体重金属用の大型ポンプの実績はなく、小型ポンプの実績はあるが水力部のコンパクト化（水力部の高性能化）の検討はなされていない。
- Pb-Bi の材料腐食性は強く、特に高温で腐食性が強い。腐食に関する定量的データの整備は不十分である。
- エロージョン・コロージョンが懸念されるが、定量的データは不十分である。
- 液中軸受は小型ポンプで使用されているが、耐震性等を考慮した設計はなされていない。

3．必要性

Pb-Bi 用の大容量機械式ポンプが他分野のニーズで開発されることは考えられず、Pb-Bi 炉開発計画のなかで取り組む必要がある。以下に設計上、早急に解決すべき課題を示す。

・ポンプインペラ部の性能把握と高性能化
・キャビテーションの発生防止（ヘッド圧が大きいためキャビテーション防止上は有利）
・ポンプインペラは高速度で Pb-Bi 中で稼動しており、エロージョン・コロージョンが懸念される
・軸の振動特性上、ポンプをコンパクトにするため水力部や中間部の軸受構造の開発が必要
・耐震性を考慮して、振動を抑制するため隙間の小さい軸受の開発が必要

なお、腐食等の問題はプラント全体に共通する課題であるため、記載していない。

4．実施項目・内容・方法

(1) 水力部特性試験

実機の数分の１スケールでの Pb-Bi を用いた水力部の実流動試験を実施する。着目点を以下に示す。取得したデータをもとに改良を行い、高性能化を目指す。

・ポンプの性能（Q－Hカーブ）
・キャビテーション発生限界の把握
・軸受の振動特性

その他、試験後の各部損耗状態を把握し、腐食等の予備データを取得する。

(2) 軸受の開発

１次系ポンプは炉容器に直接設置されるため、据付位置、液面変動、有効吸込みヘッド等の観点から図に示すように長尺型となる。

長尺型のポンプは、一般的に固有振動数が低くなる傾向にあるが、Pb-Bi は比重が大きいため、構造体が排除する液体重量が非常に大きく、さらに固有振動数を下げる要因となる。

振動特性を向上させるには、高い支持剛性を期待できる液中軸受を開発することが必要である。また、上下２箇所の軸受では主軸を太くする必要があるため、主軸をコンパクトにするため中間軸受を開発することが有効である。

軸受については、実モデル・実流体を用いたモックアップ試験が必要である。取得するデータは軸受特性（支持剛性や減衰性能）、腐食データ等である。

(3) 実証試験

開発した水力部及び軸受の性能を検証するとともに、長時間運転に対する安定性を把握するため、実規模試験体による実証試験が必要である。

１次系ポンプ概念図

5．期待される成果

本R＆Dによって、Pb-Bi 用大型ポンプ実用化の見通しが得られる。

6．実施想定場所・試験施設

鉛ビスマス循環ループ（大型）、材料試験設備（インペラ等）

7．実施工程

工　程	フェーズⅡ				フェーズⅢ			
実施項目／年度	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
(1) 水力部特性試験		←→	←→	←→	←→	←→		
(2) 軸受の開発		←→	←→	←→	←→	←→		
(3) 実証試験							⇒	⇒

6. おわりに

平成１３年度の重金属冷却炉設計研究では、強制循環方式中型鉛ビスマス冷却炉及び自然循環方式中型鉛ビスマス冷却炉に関して、プラント設計の最適化を図り、機器構造図の作成を行うとともに、物量データ、工程、課題とＲ＆Ｄ計画の検討を行った。

(1) 強制循環方式中型鉛ビスマス冷却プラントの概念検討

強制循環炉プラントシステムの出力として75万kWeを設定し、ヒートバランスの最適化を行った。これに基づいて、全体配置図、系統図、原子炉構造図及び冷却系機器構造図等を作成するとともに、その根拠を明確にした。さらに、全体重量の把握、各種工程の検討を行い、経済性評価に必要なデータを整備した。

(2) 強制循環方式中型鉛ビスマス冷却炉の構造健全性の検討

強制循環炉の基本概念を決める主要な課題である、蒸気発生器の熱的健全性、耐震性、炉構造の支持方法について検討を行い、プラントの基本構成を決めた。

(3) 自然循環方式中型鉛ビスマス冷却プラントの概念検討

自然循環炉プラントシステムについてヒートバランスの最適化を行い、全体配置図、系統図、原子炉構造図及び冷却系機器構造図等を作成し、その根拠を明確にした。さらに、全体重量の把握、各種工程の検討を行い、経済性評価に必要なデータを整備した。

(4) 鉛ビスマス炉の課題とＲ＆Ｄ計画

鉛ビスマス炉を計画に当たり考慮すべき課題の検討と、必要なＲ＆Ｄ計画を作成した。

平成１４年度には、構造健全性、耐震性、運転性等の概念成立性を左右する枢要課題の見通しについて検討する予定である。

（参考文献）

(1) 三原、山本、他、「ＦＢＲシステム技術検討書　一平成１２年度報告一」、JNC TY9400 2001-012、2001

(2) T. Inagaki, et al.,"DESIGN STUDY OF THE DEMONSTRATION FBR IN JAPAN", 8th International Conference on Nuclear Engineering, No. 8048, April 2-6, 2000, Baltimore, USA

(3) 「ＦＢＲ免震設計に関する研究」、日本建築学会学術講演会、1995

(4) 植田正弘、「着実に成果あげる原子力開発　高速増殖実証炉の開発状況」、エネルギー、VOL28、NO.1、p41-45、1995