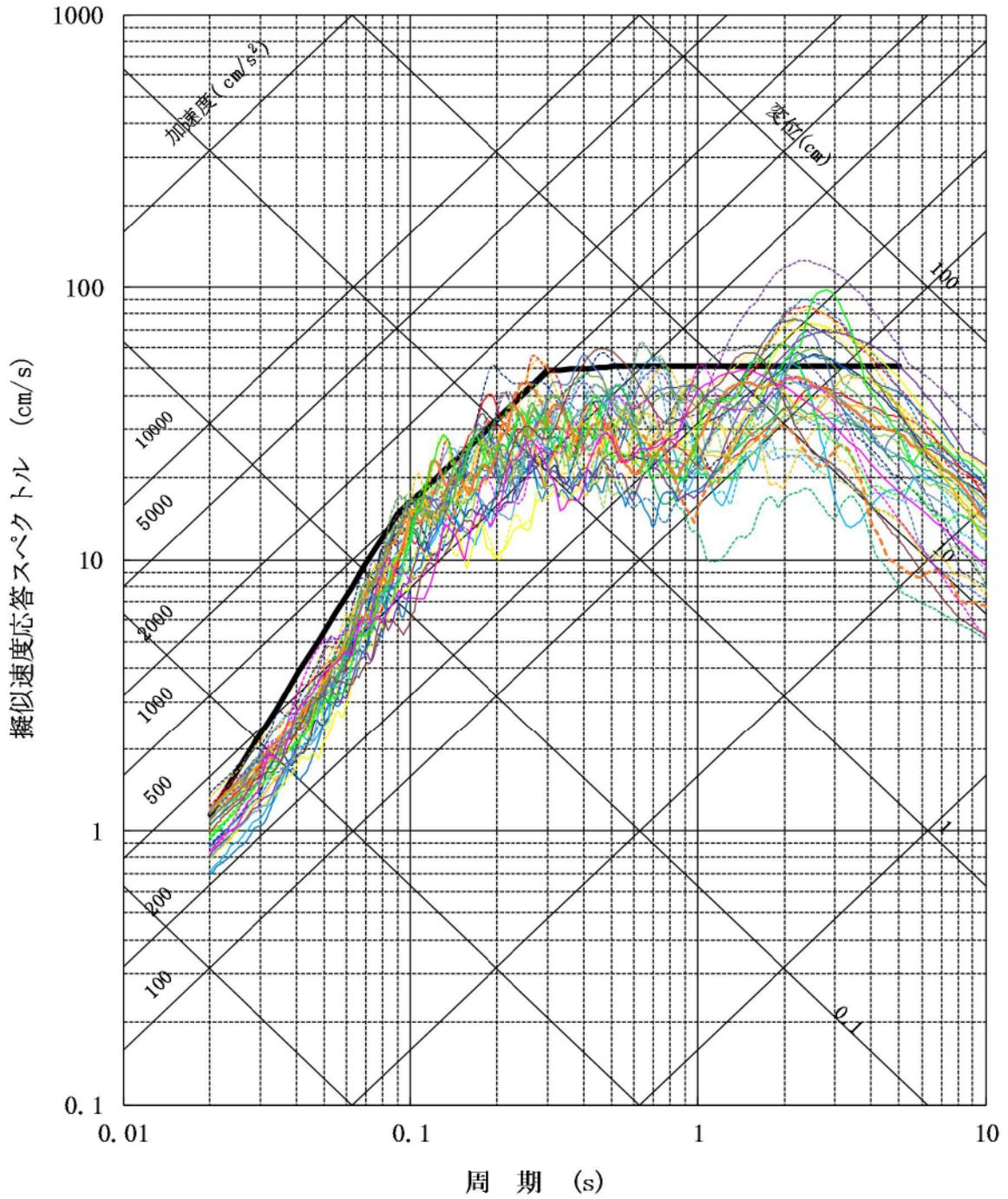


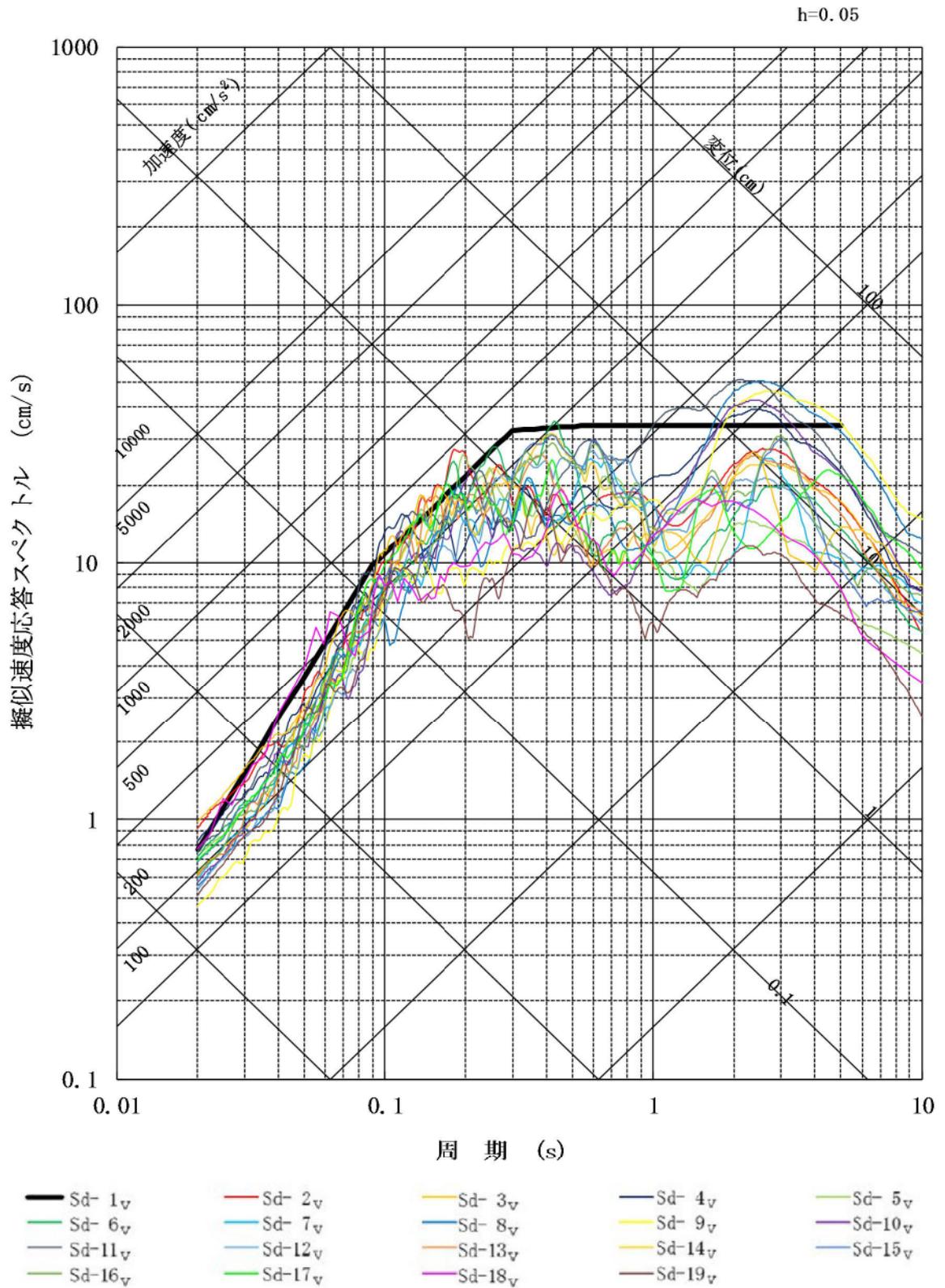
第 1.2.7.1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図

h=0.05

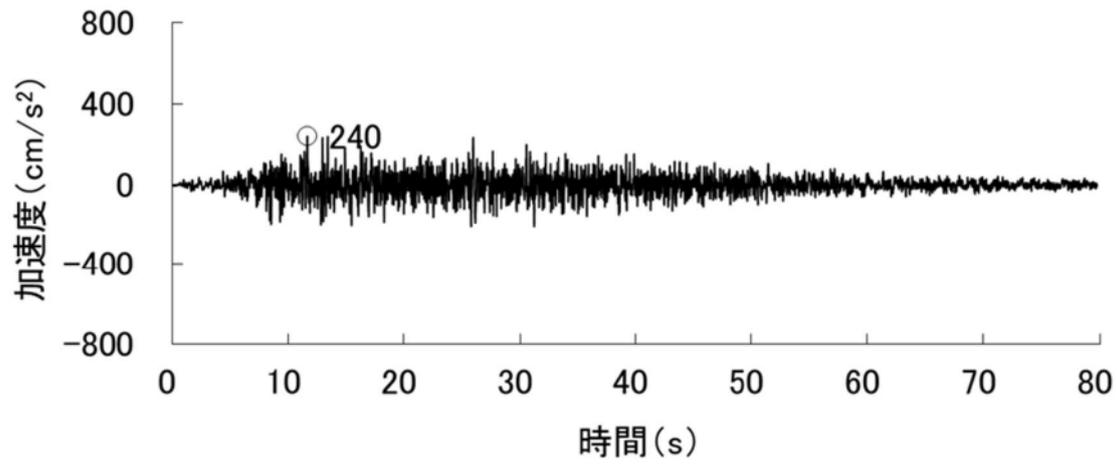
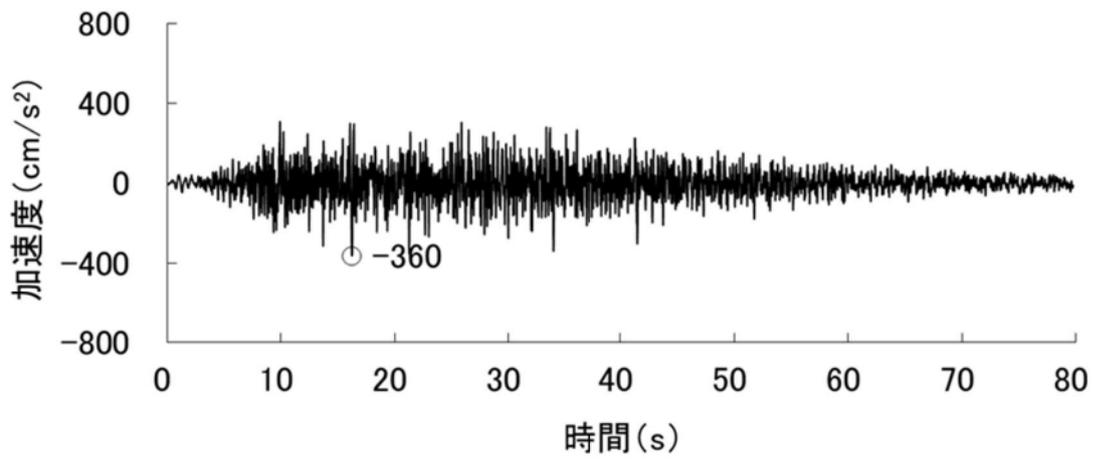


- | | | | | | |
|--------------------------------|----------------------------|--------------------------------|----------------------------|--------------------------------|----------------------------|
| — Sd- 1 _H | — Sd- 2 _H (NS) | - - - Sd- 2 _H (EW) | — Sd- 3 _H (NS) | — Sd- 3 _H (EW) | — Sd- 4 _H (NS) |
| - - - Sd- 4 _H (EW) | — Sd- 5 _H (NS) | - - - Sd- 5 _H (EW) | — Sd- 6 _H (NS) | - - - Sd- 6 _H (EW) | — Sd- 7 _H (NS) |
| - - - Sd- 7 _H (EW) | — Sd- 8 _H (NS) | - - - Sd- 8 _H (EW) | — Sd- 9 _H (NS) | — Sd- 9 _H (EW) | — Sd- 10 _H (NS) |
| - - - Sd- 10 _H (EW) | — Sd- 11 _H (NS) | - - - Sd- 11 _H (EW) | — Sd- 12 _H (NS) | - - - Sd- 12 _H (EW) | — Sd- 13 _H (NS) |
| - - - Sd- 13 _H (EW) | — Sd- 14 _H (NS) | - - - Sd- 14 _H (EW) | — Sd- 15 _H (NS) | - - - Sd- 15 _H (EW) | — Sd- 16 _H (NS) |
| - - - Sd- 16 _H (EW) | — Sd- 17 _H (NS) | - - - Sd- 17 _H (EW) | — Sd- 18 _H (NS) | - - - Sd- 18 _H (EW) | — Sd- 19 _H |

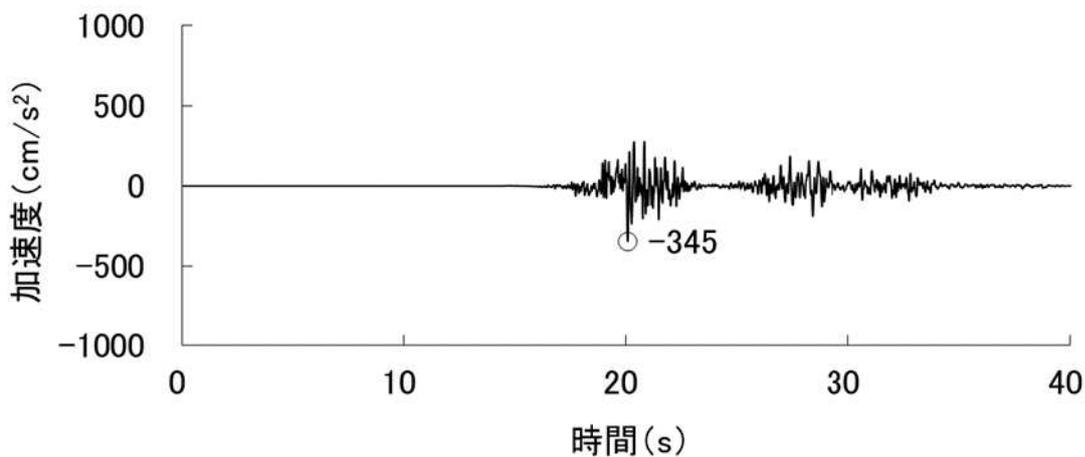
第 1.5.1 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル (水平方向)



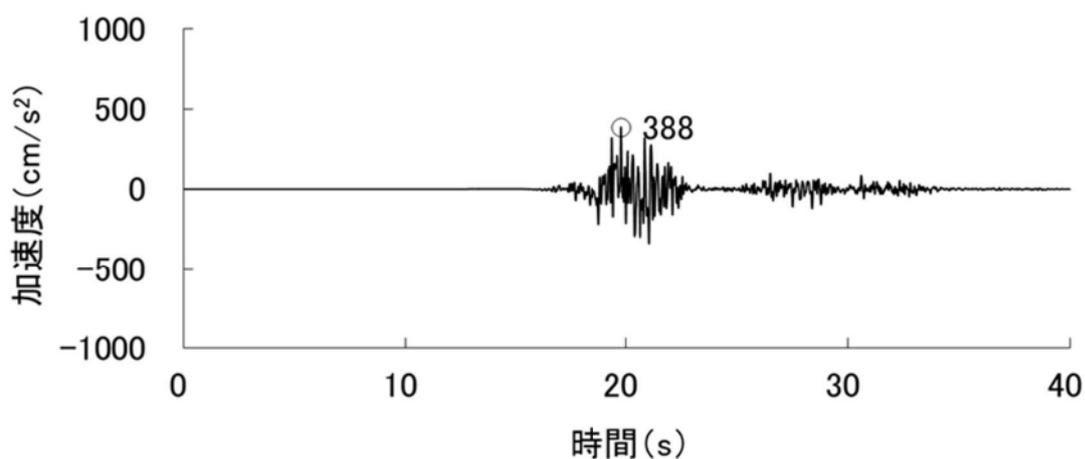
第 1.5.2 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル（鉛直方向）



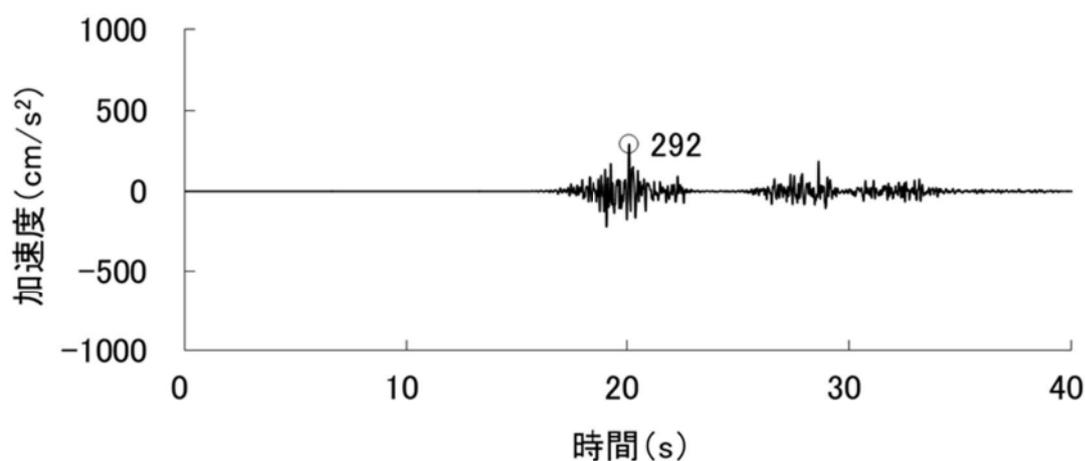
第 1.5.3 図 弾性設計用地震動 Sd-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-2_H(NS)）

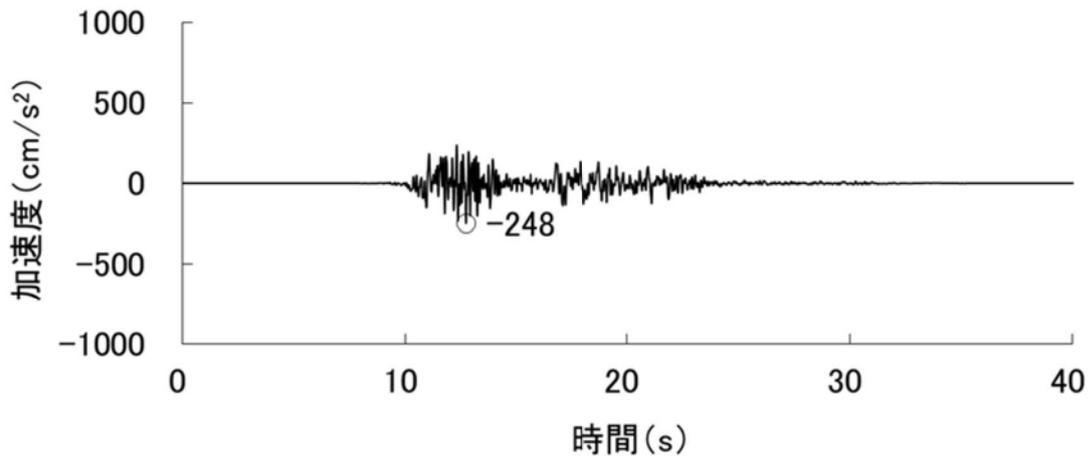


加速度（水平方向：Sd-2_H(EW)）

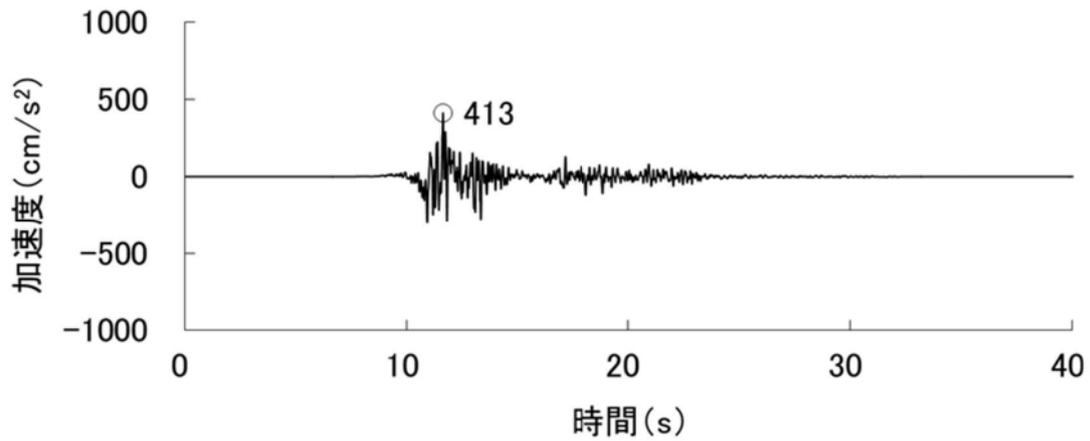


加速度（鉛直方向：Sd-2_V）

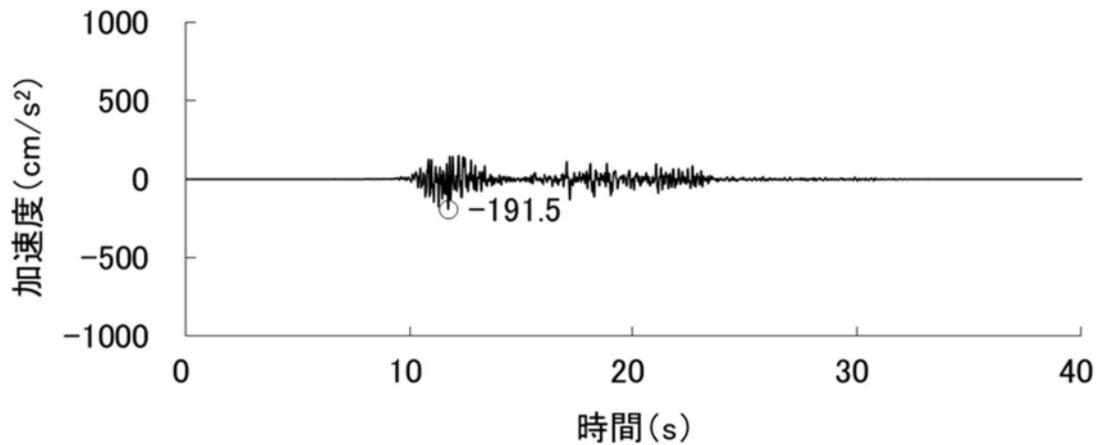
第 1.5.4 図 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-3_H(NS))

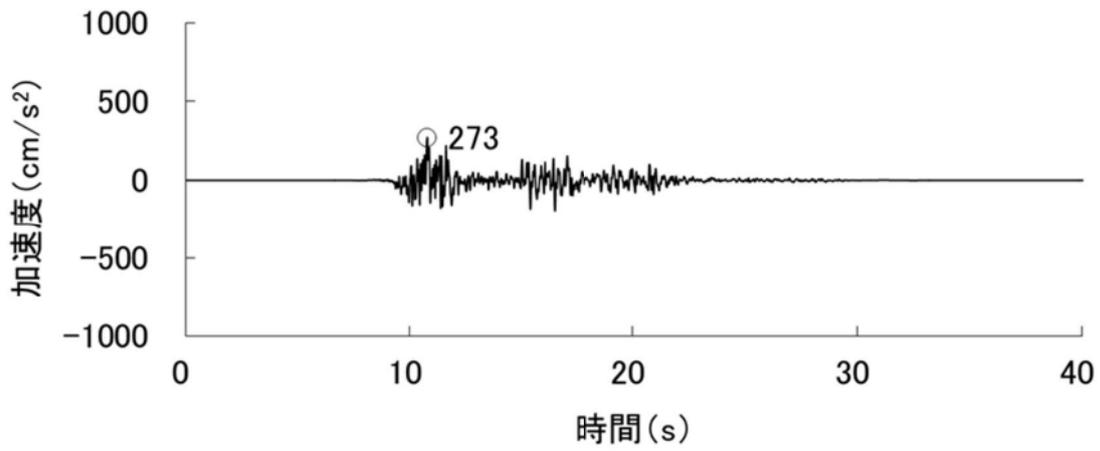


加速度 (水平方向 : Sd-3_H(EW))

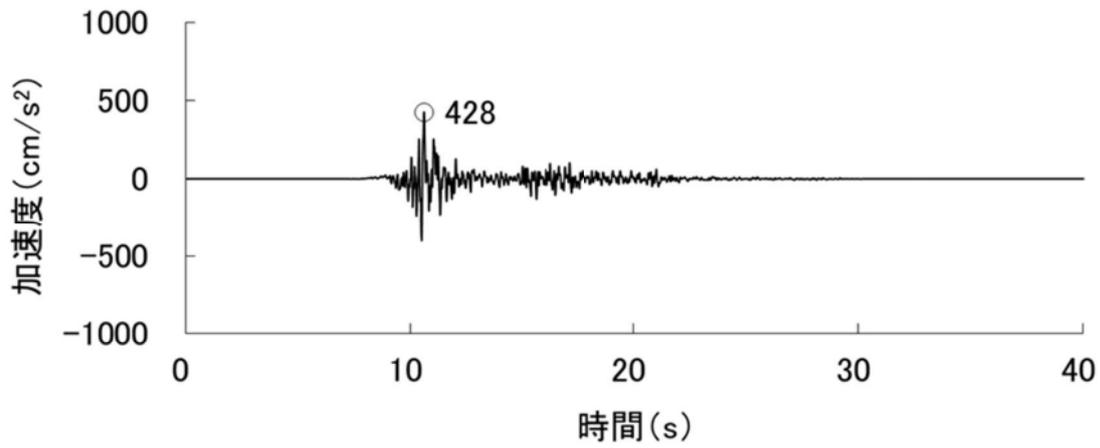


加速度 (鉛直方向 : Sd-3_V)

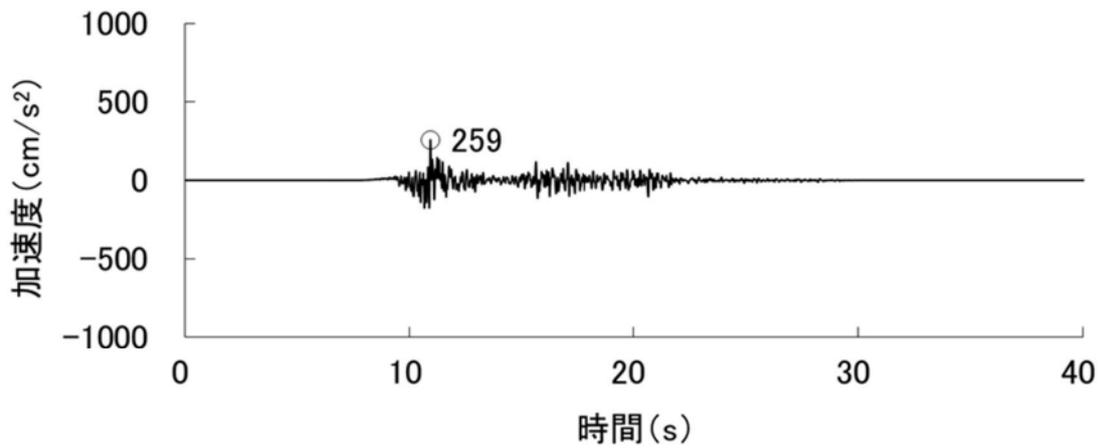
第 1.5.5 図 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-4_H(NS)）

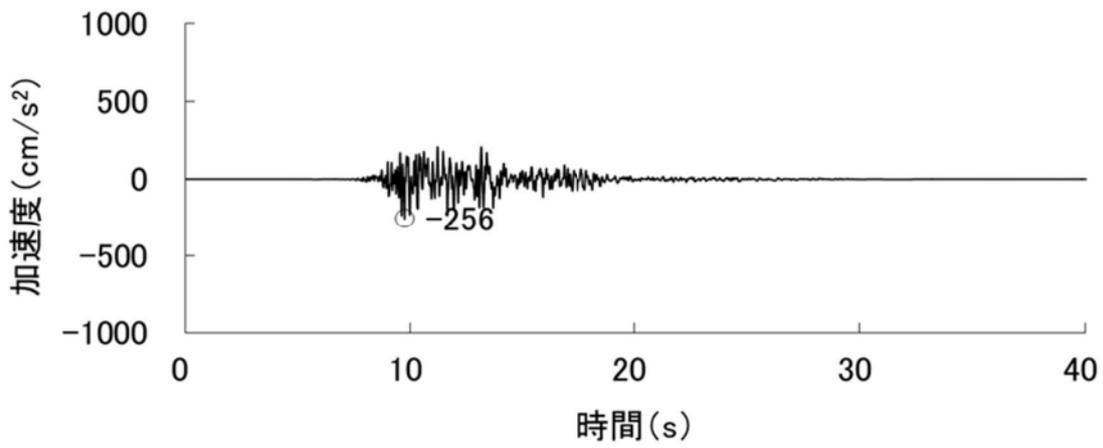


加速度（水平方向：Sd-4_H(EW)）

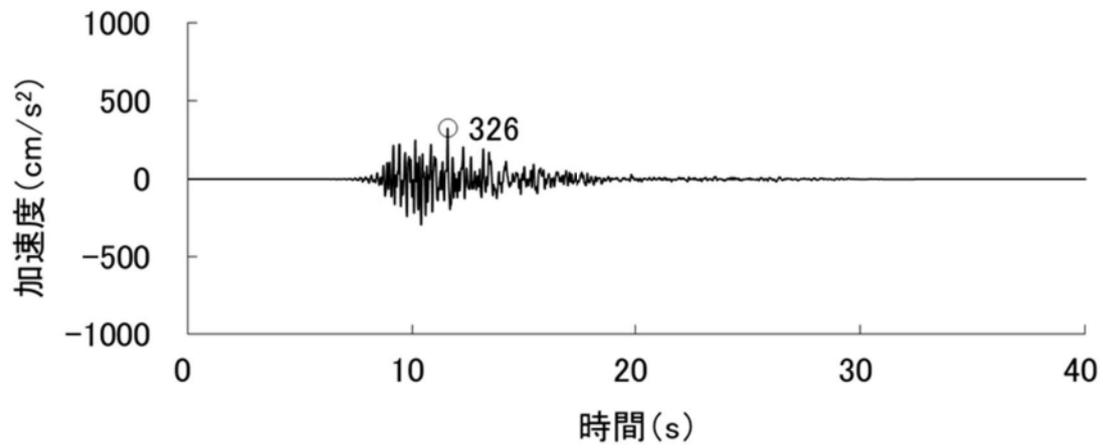


加速度（鉛直方向：Sd-4_V）

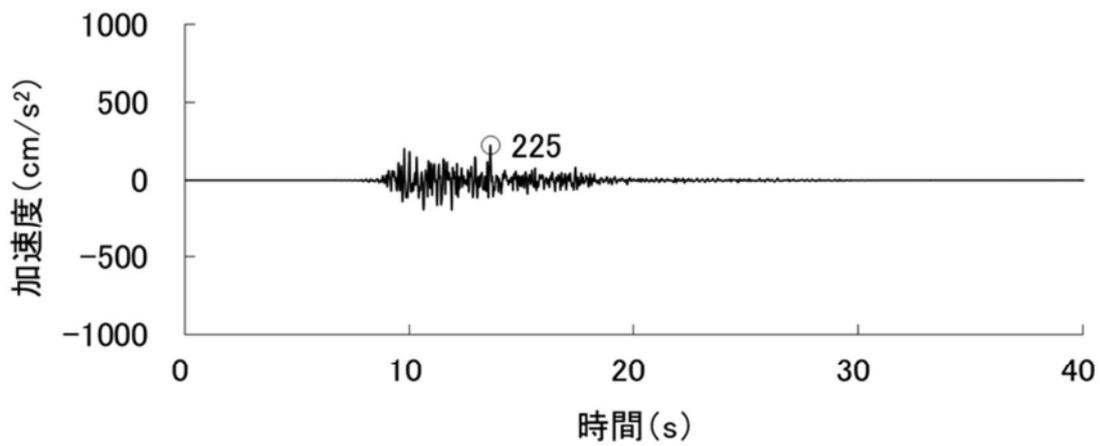
第 1.5.6 図 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-5_H(NS)）

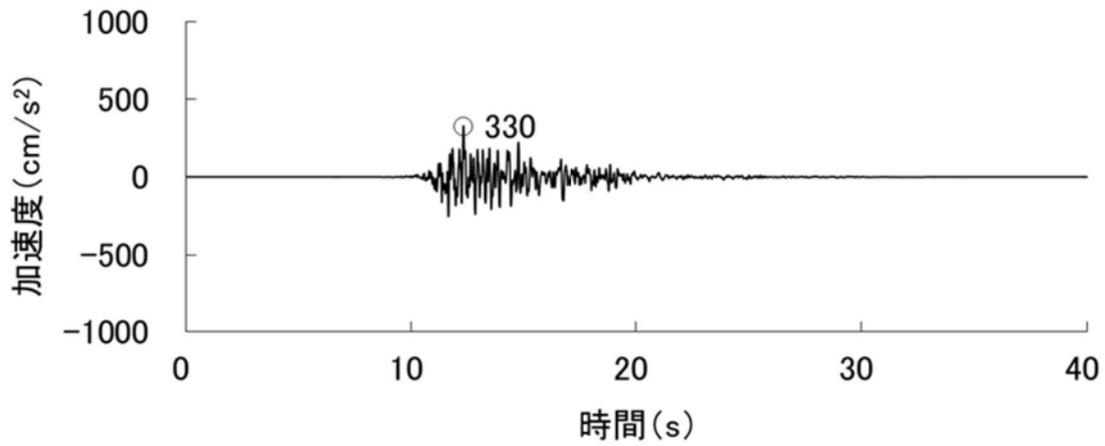


加速度（水平方向：Sd-5_H(EW)）

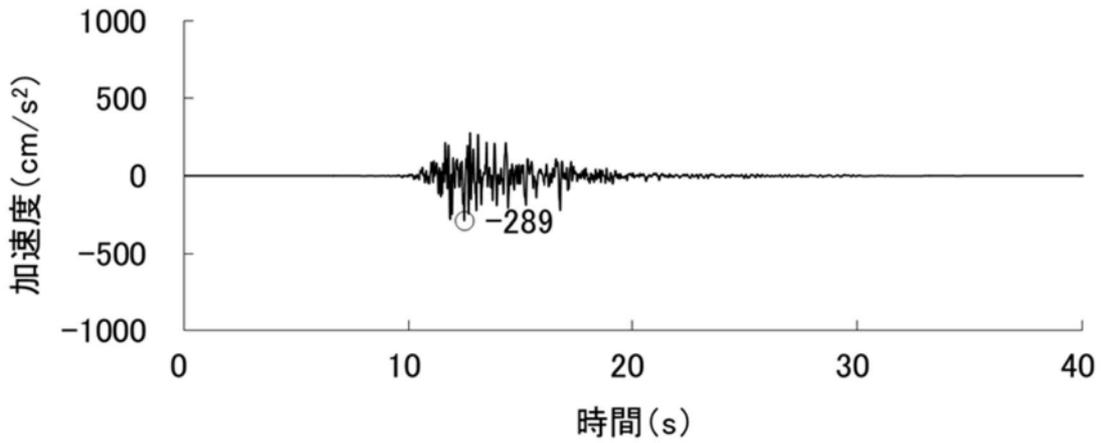


加速度（鉛直方向：Sd-5_v）

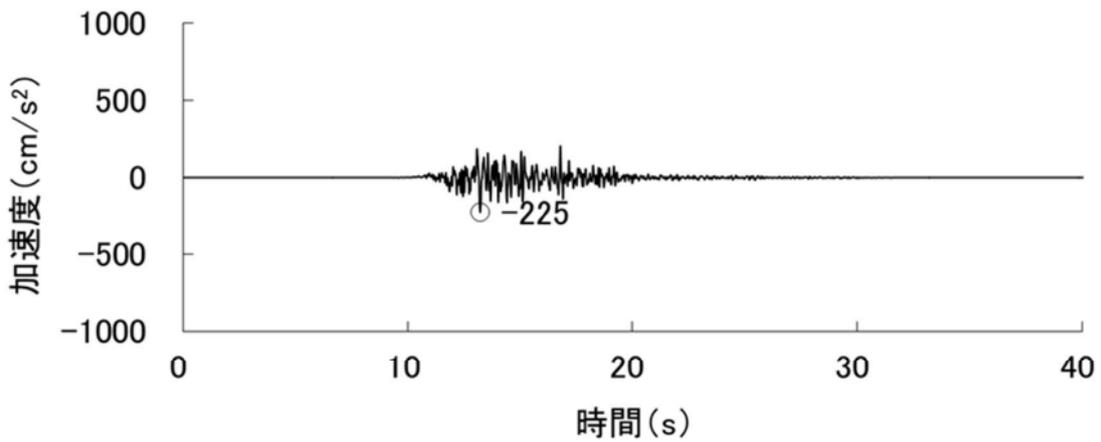
第 1.5.7 図 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-6_H(NS)）

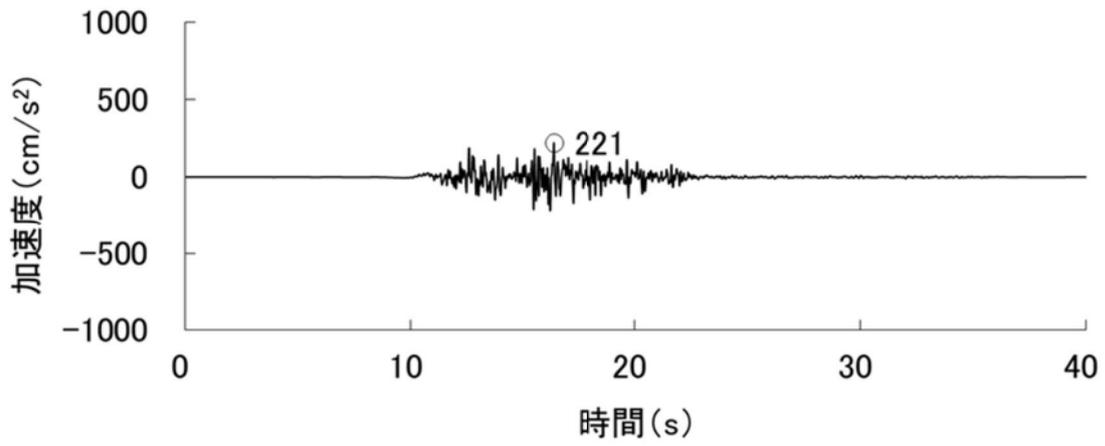


加速度（水平方向：Sd-6_H(EW)）

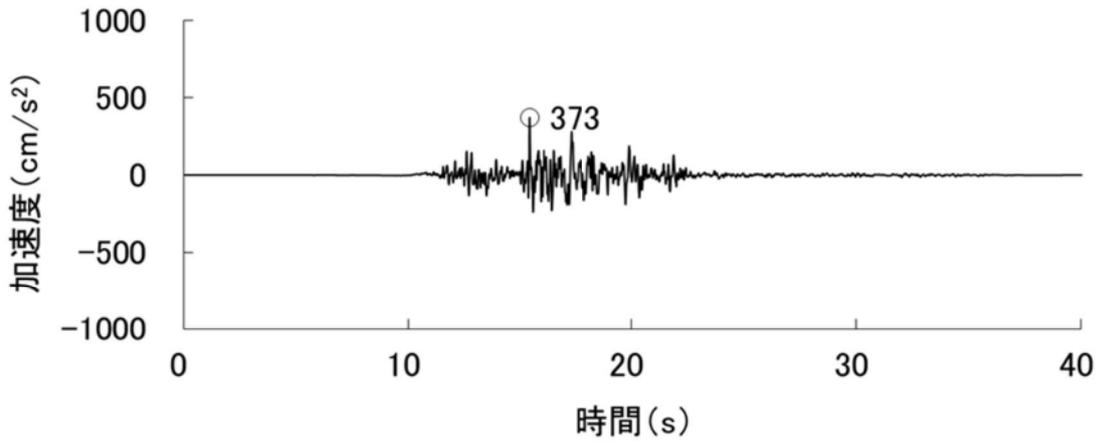


加速度（鉛直方向：Sd-6_V）

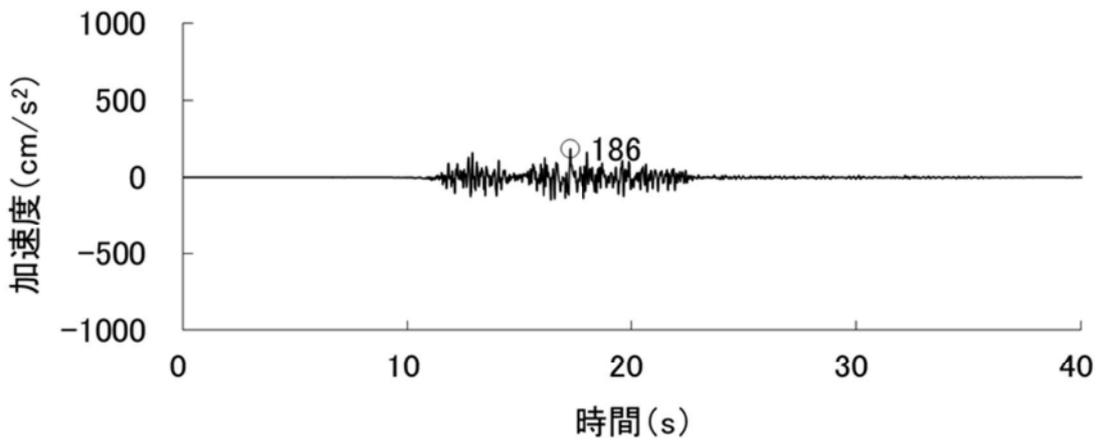
第 1.5.8 図 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-7_H(NS)）

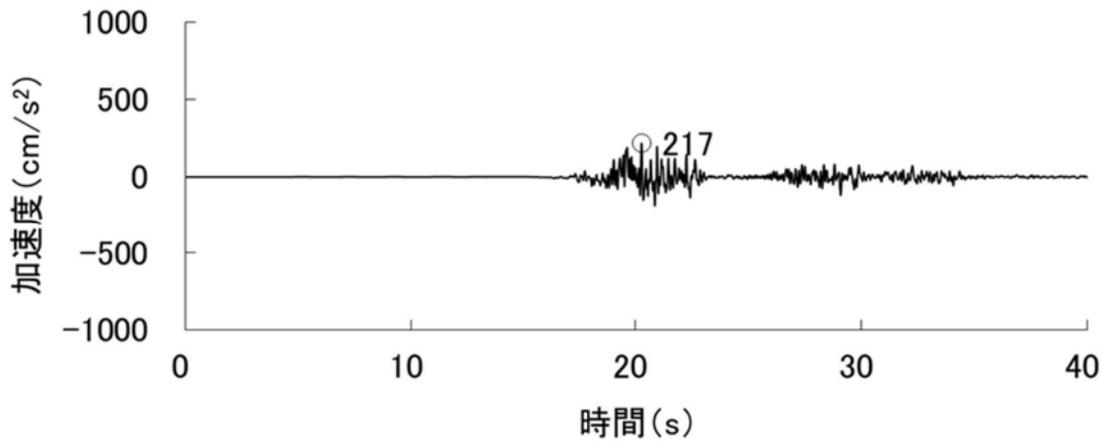


加速度（水平方向：Sd-7_H(EW)）

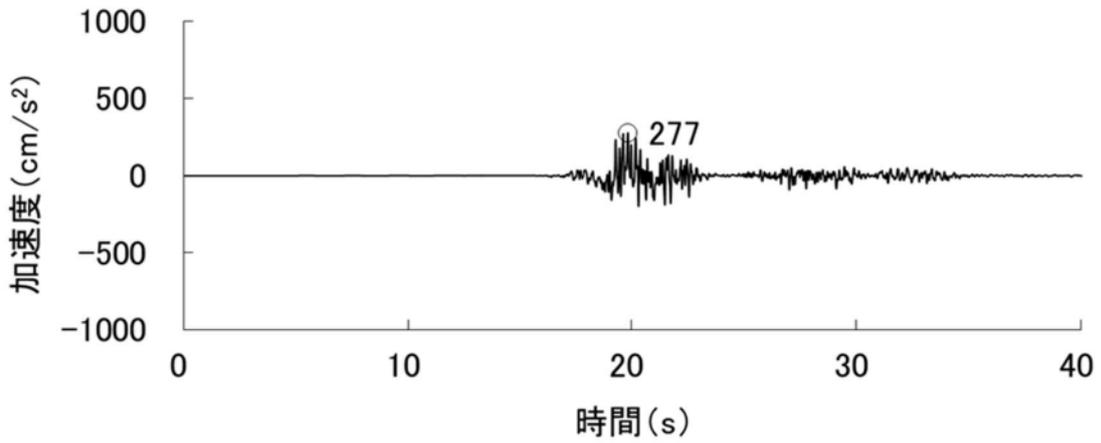


加速度（鉛直方向：Sd-7_V）

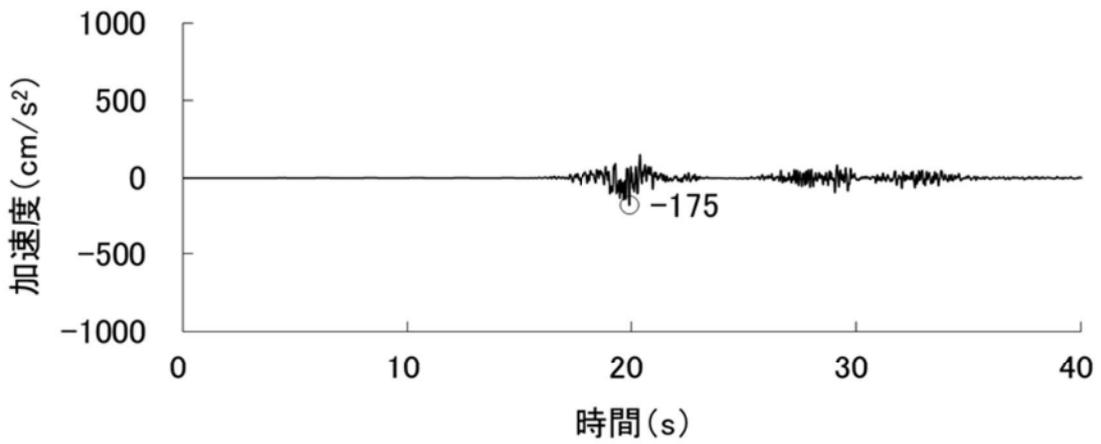
第 1.5.9 図 弾性設計用地震動 Sd-7 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-8_H(NS)）

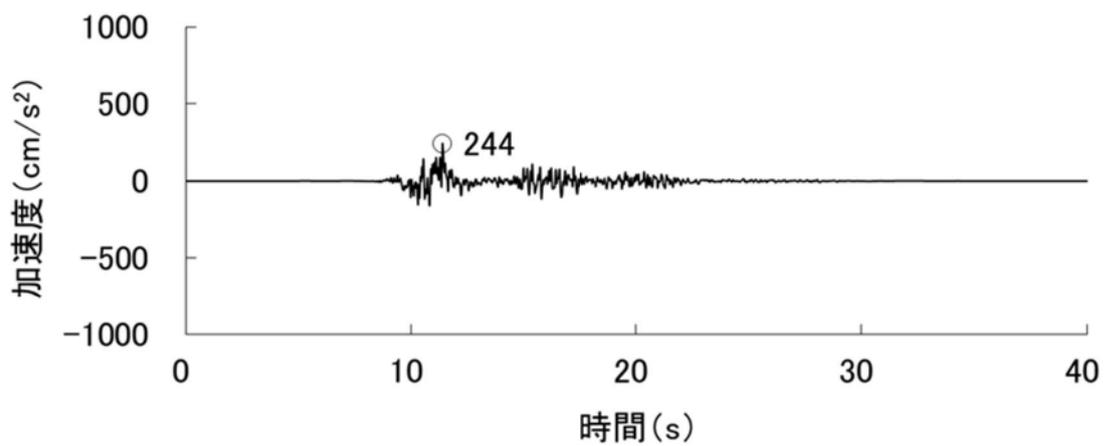


加速度（水平方向：Sd-8_H(EW)）

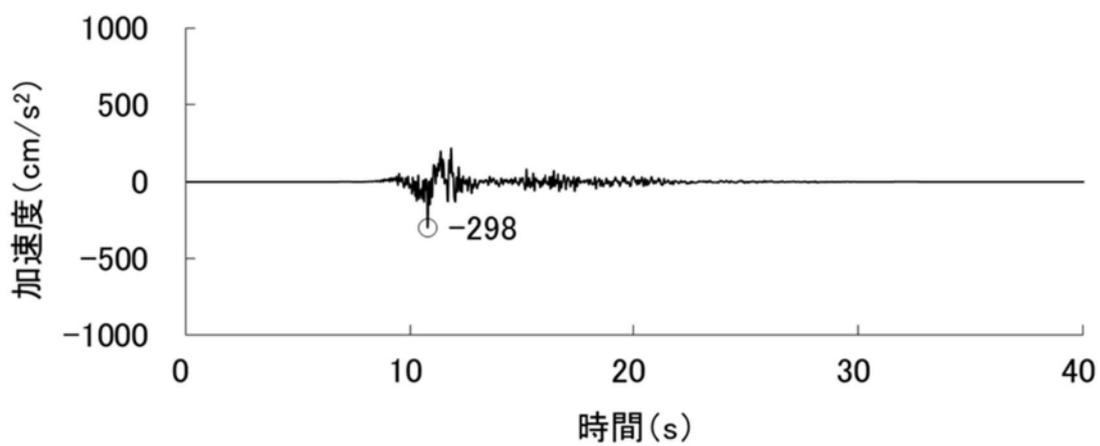


加速度（鉛直方向：Sd-8_V）

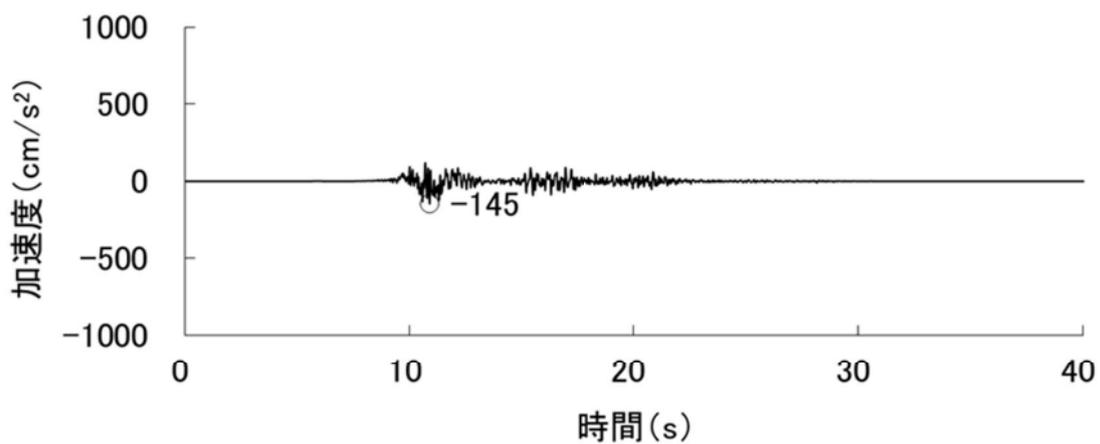
第 1.5.10 図 弾性設計用地震動 Sd-8 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-9_H(NS)）

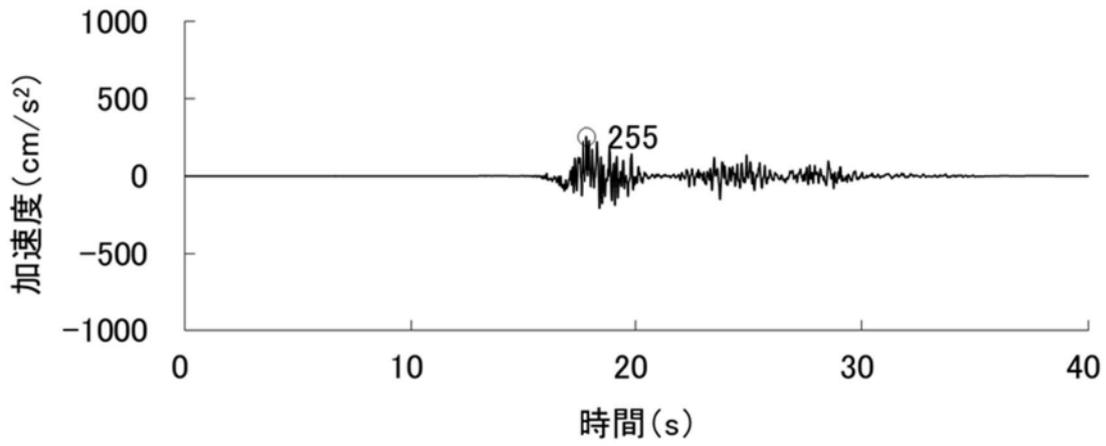


加速度（水平方向：Sd-9_H(EW)）

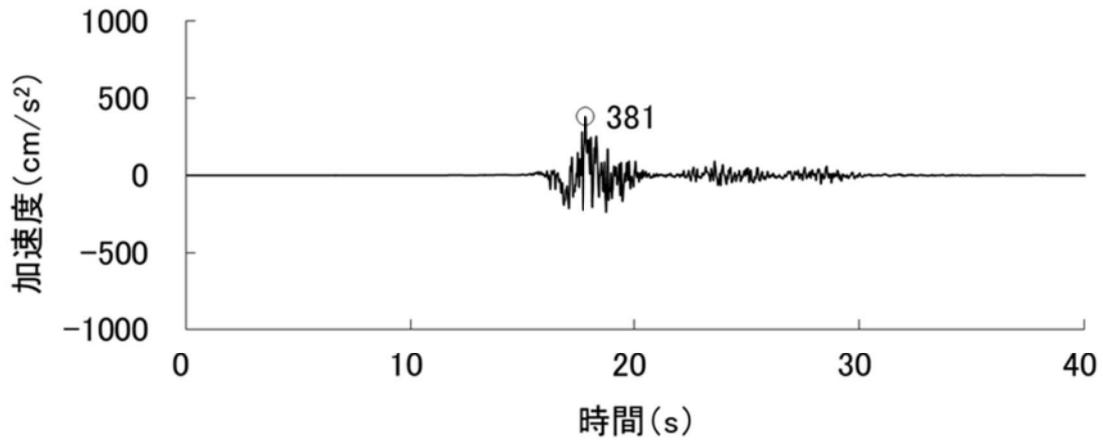


加速度（鉛直方向：Sd-9_V）

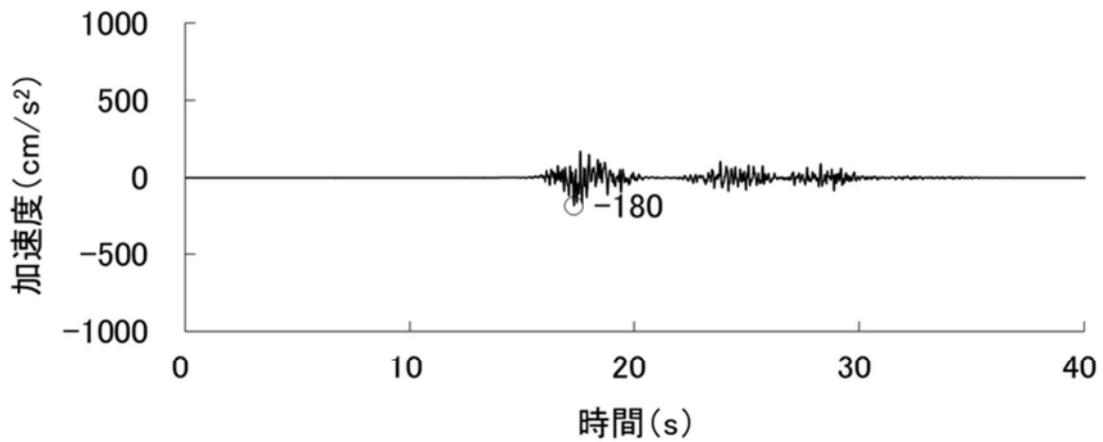
第 1.5.11 図 弾性設計用地震動 Sd-9 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-10_H(NS))

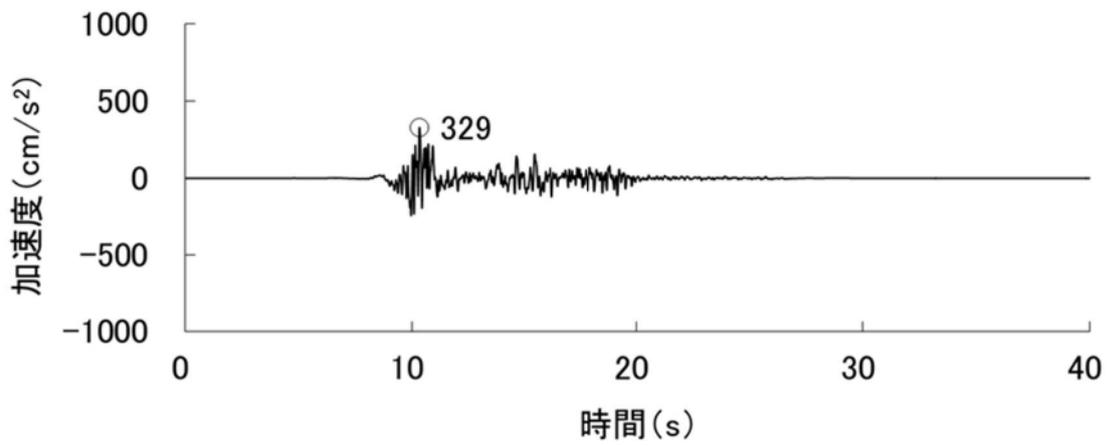


加速度 (水平方向 : Sd-10_H(EW))

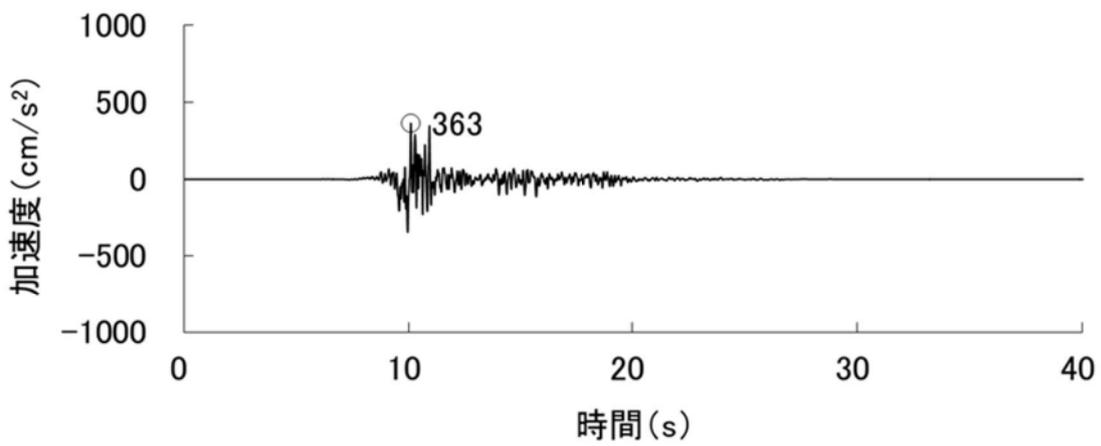


加速度 (鉛直方向 : Sd-10_V)

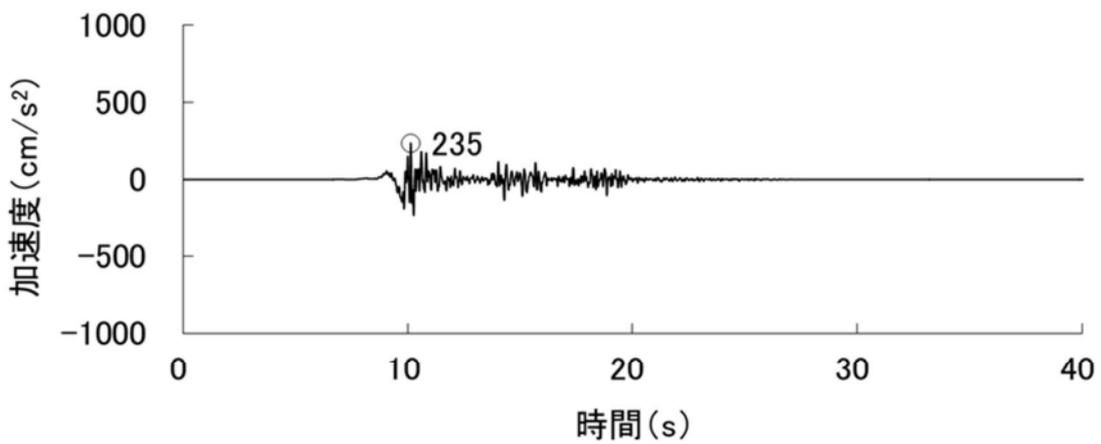
第 1.5.12 図 弾性設計用地震動 Sd-10 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-11_H(NS)）

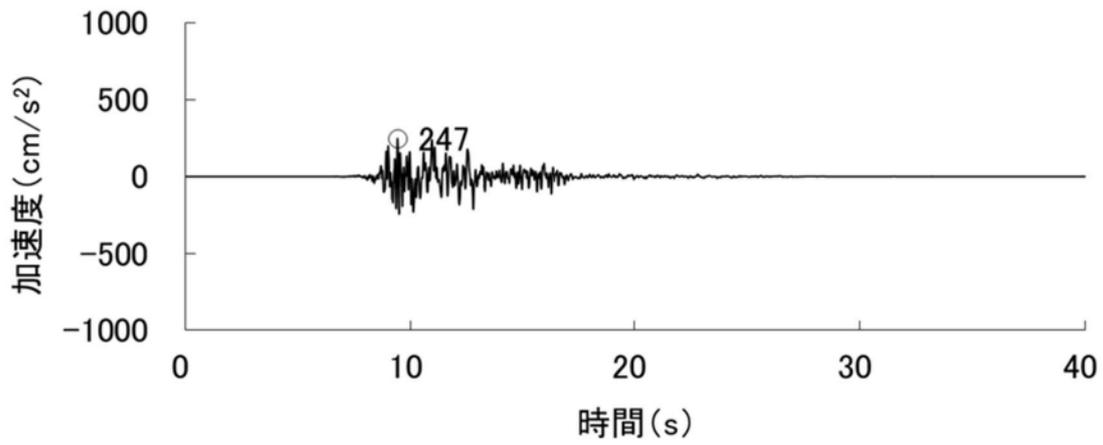


加速度（水平方向：Sd-11_H(EW)）

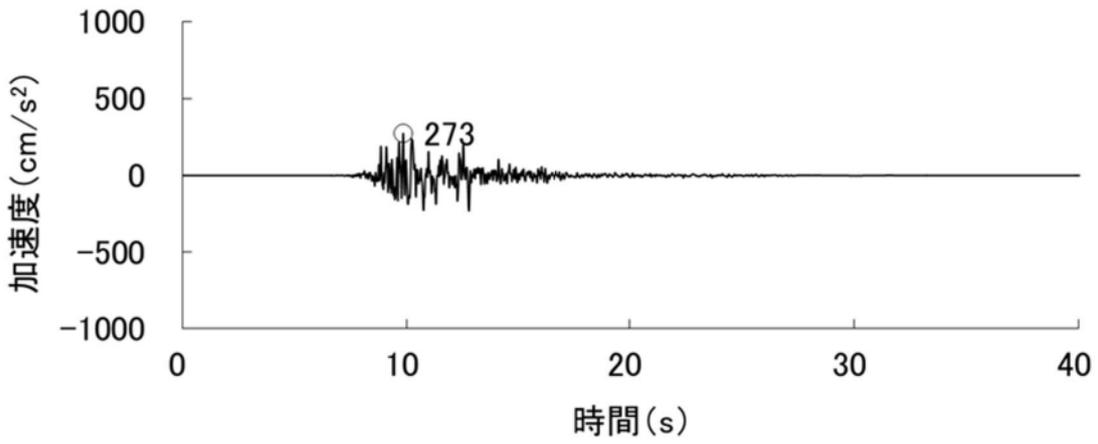


加速度（鉛直方向：Sd-11_V）

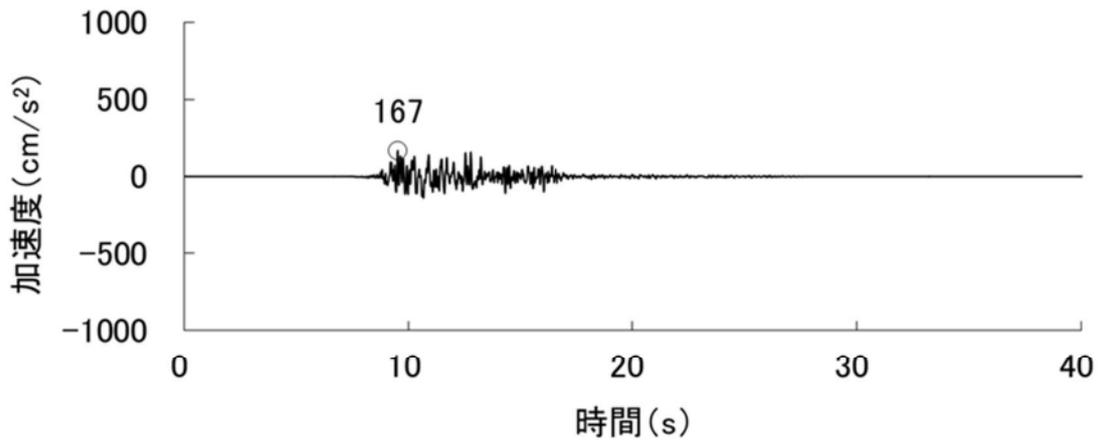
第 1.5.13 図 弾性設計用地震動 Sd-11 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-12_H(NS)）

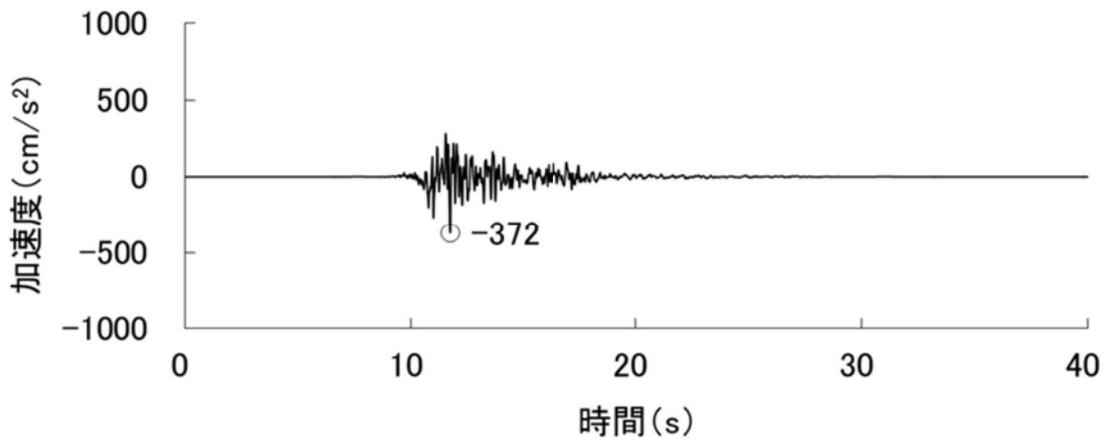


加速度（水平方向：Sd-12_H(EW)）

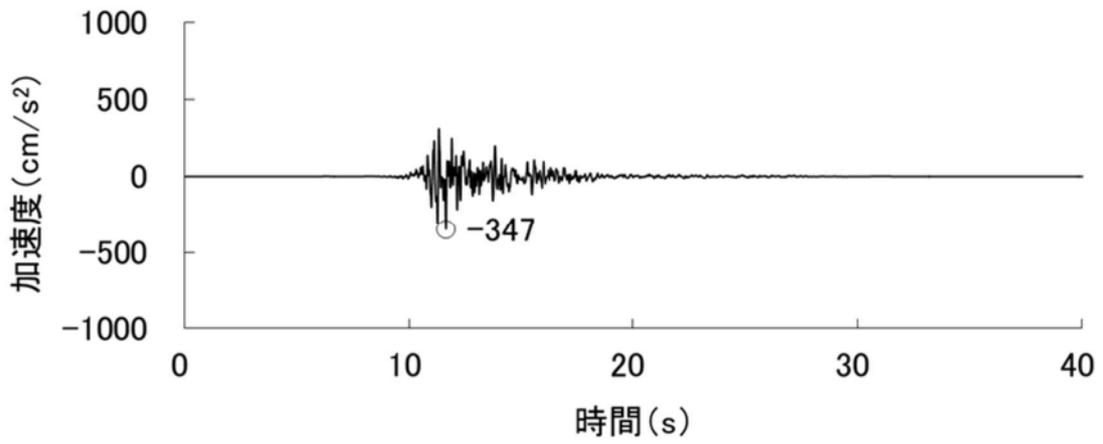


加速度（鉛直方向：Sd-12_V）

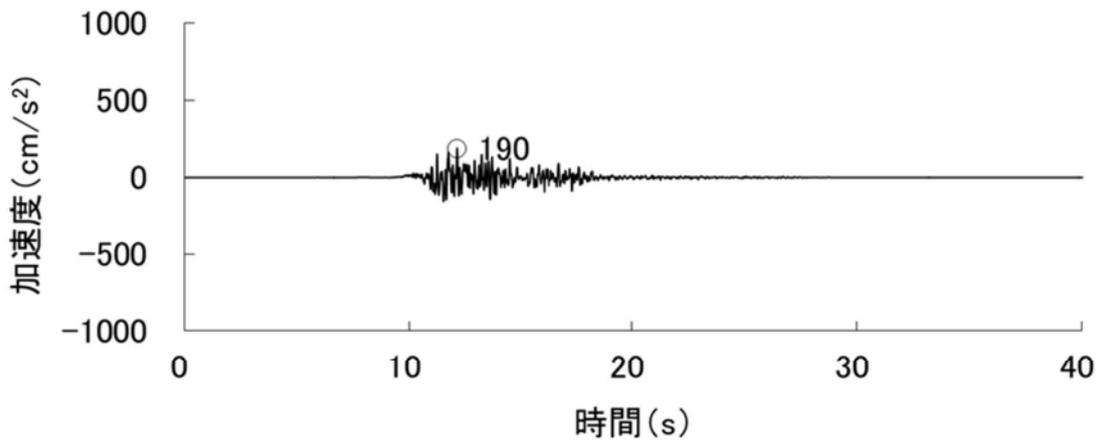
第 1.5.14 図 弾性設計用地震動 Sd-12 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-13_H(NS)）

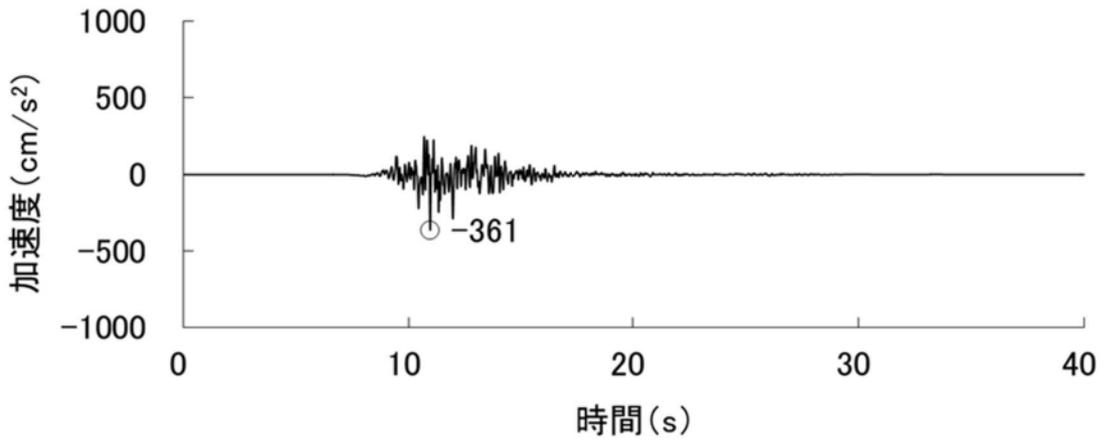


加速度（水平方向：Sd-13_H(EW)）

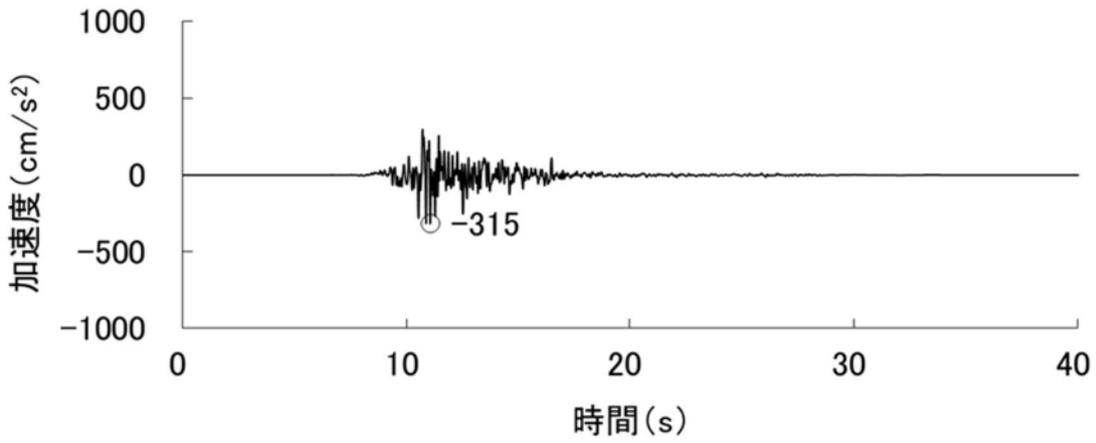


加速度（鉛直方向：Sd-13_V）

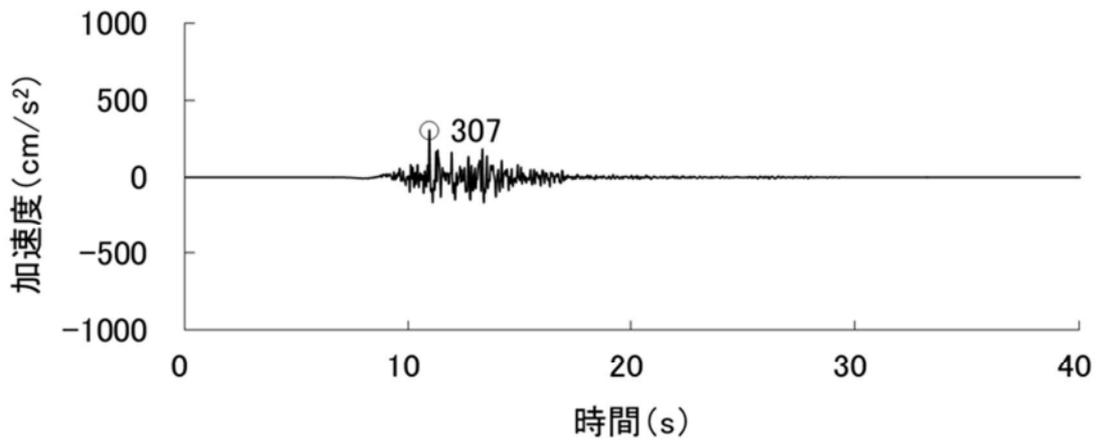
第 1.5.15 図 弾性設計用地震動 Sd-13 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-14_H(NS))

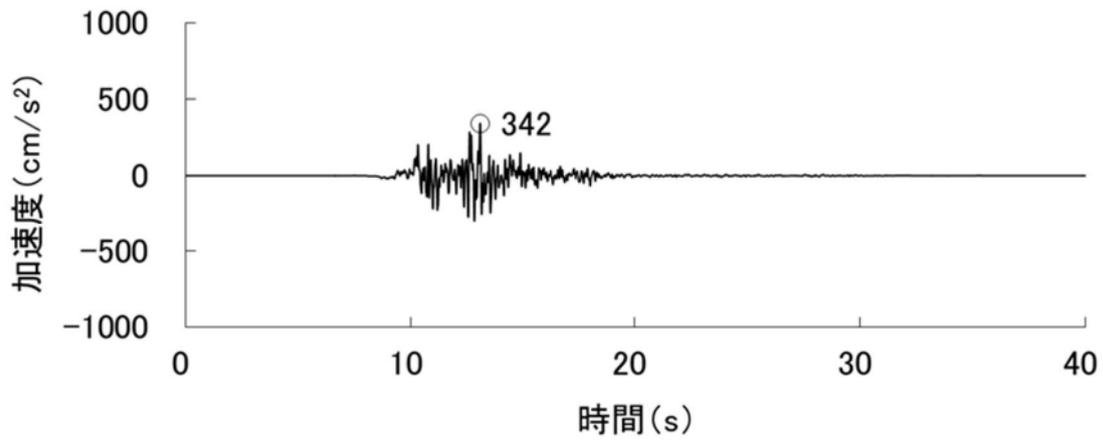


加速度 (水平方向 : Sd-14_H(EW))

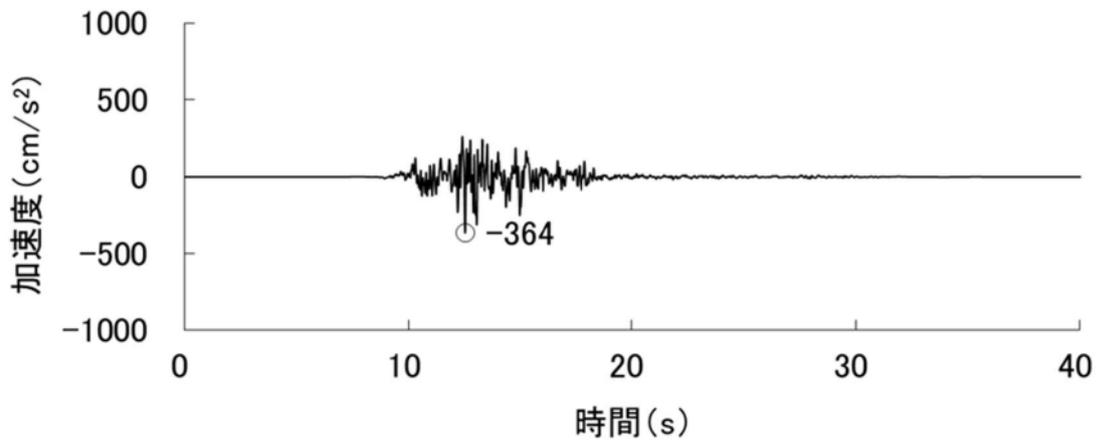


加速度 (鉛直方向 : Sd-14_V)

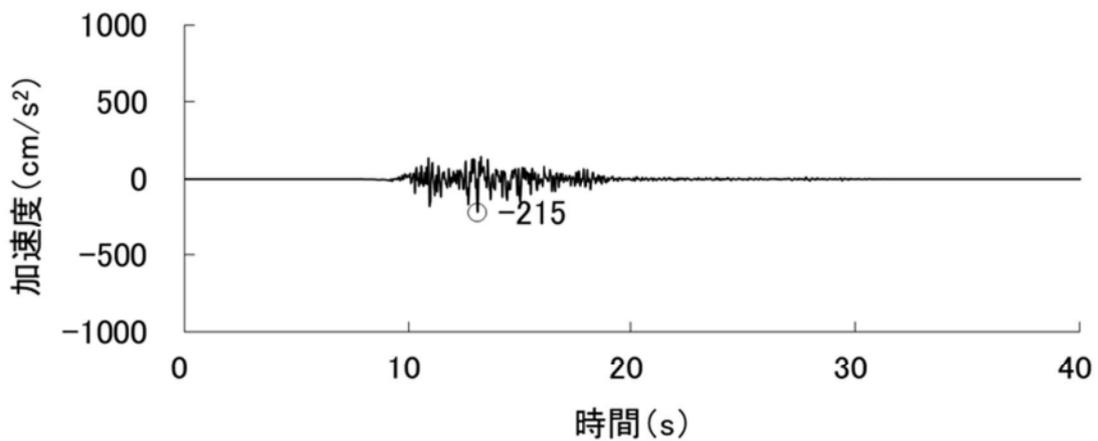
第 1.5.16 図 弾性設計用地震動 Sd-14 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-15_H(NS)）

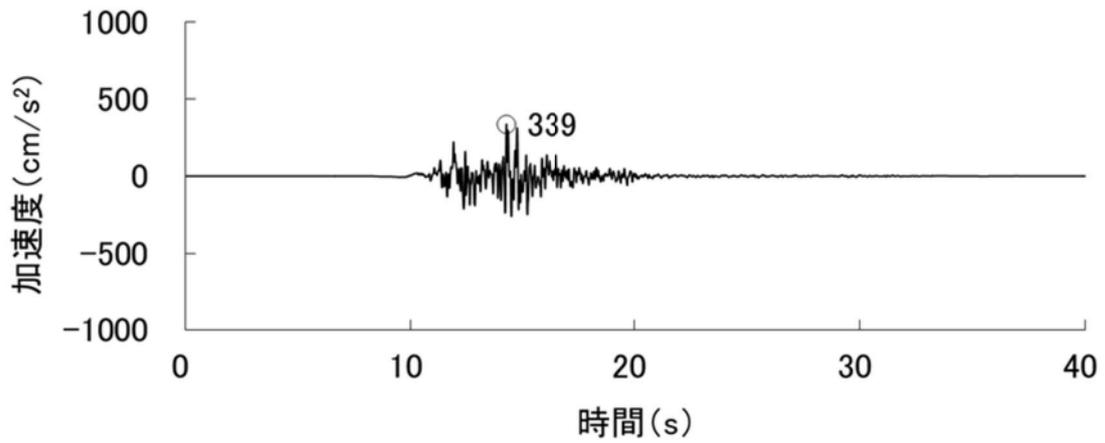


加速度（水平方向：Sd-15_H(EW)）

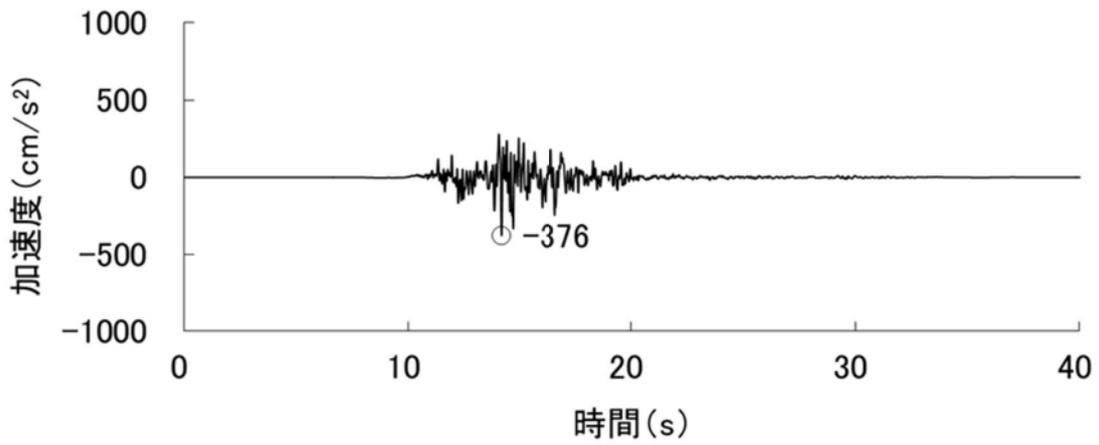


加速度（鉛直方向：Sd-15_V）

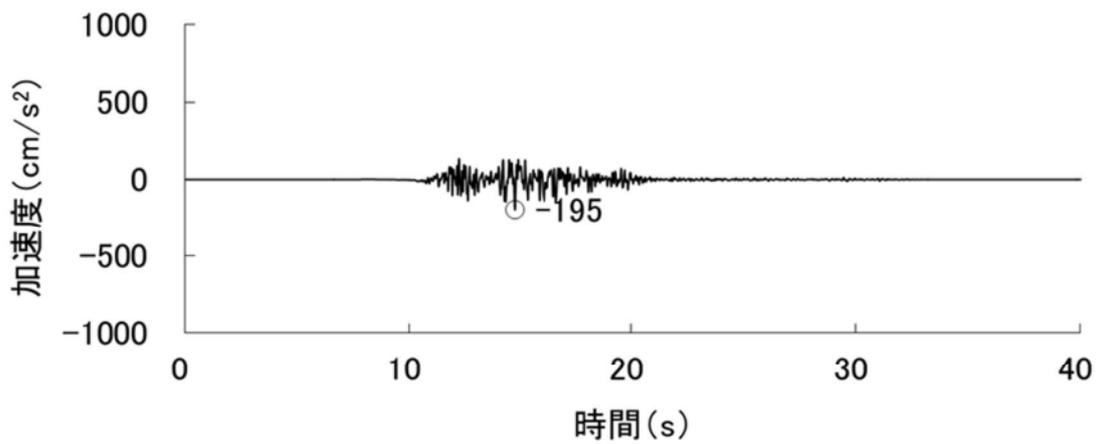
第 1.5.17 図 弾性設計用地震動 Sd-15 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-16_H(NS)）

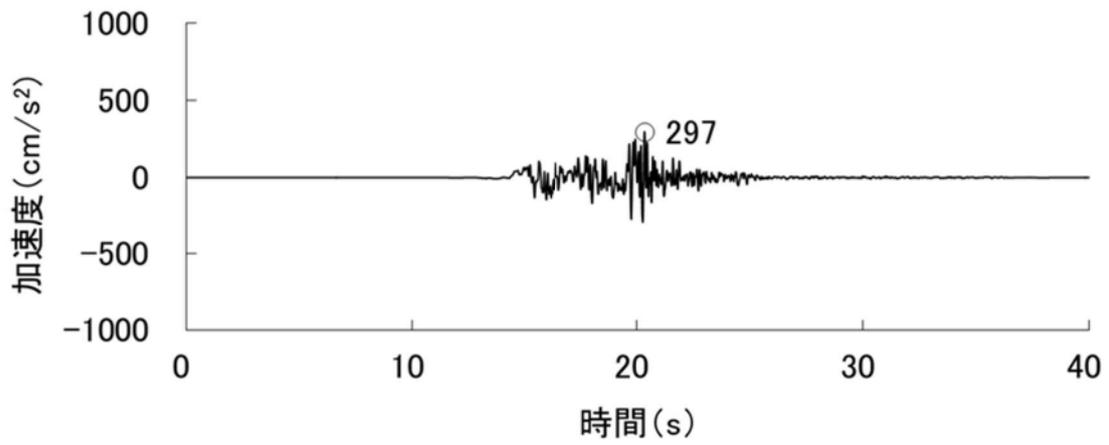


加速度（水平方向：Sd-16_H(EW)）

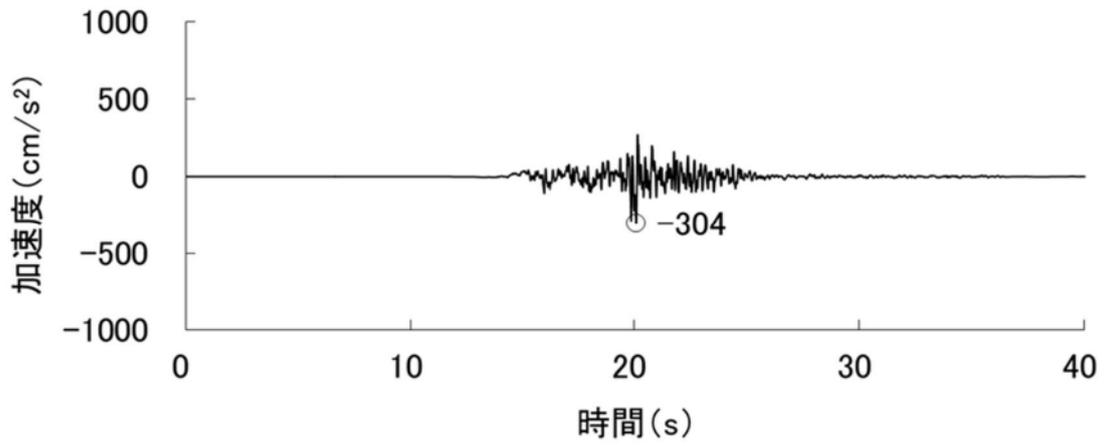


加速度（鉛直方向：Sd-16_V）

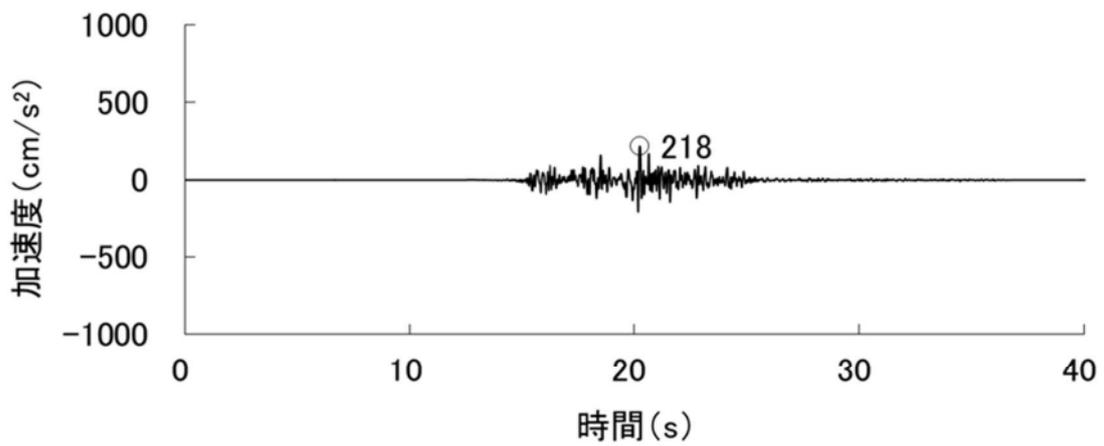
第 1.5.18 図 弾性設計用地震動 Sd-16 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-17_H(NS))

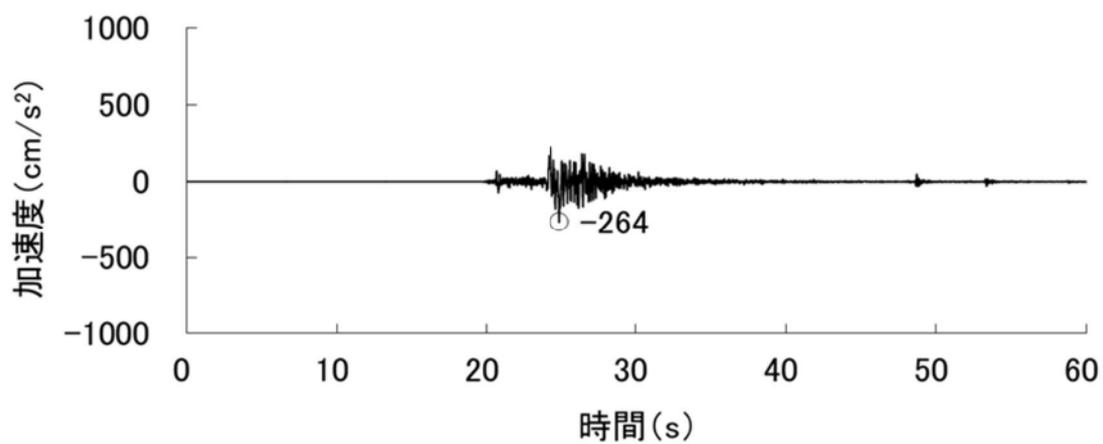


加速度 (水平方向 : Sd-17_H(EW))

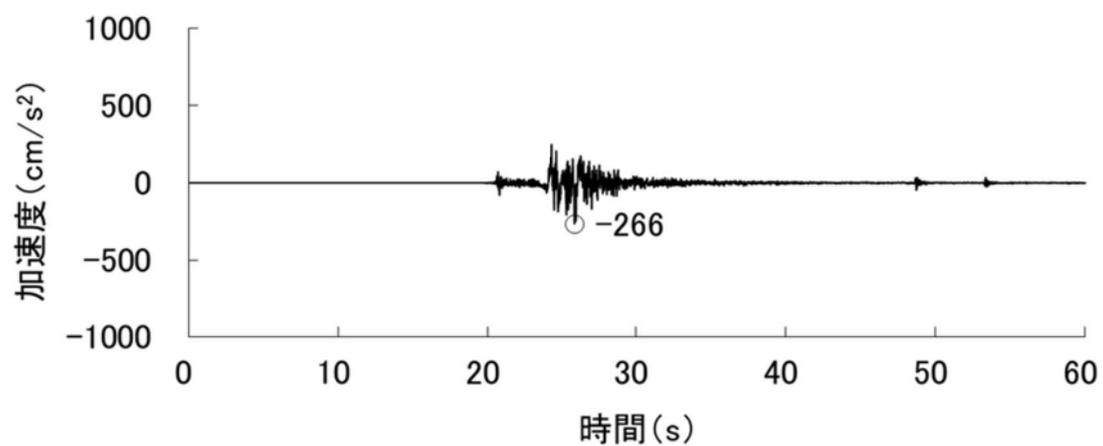


加速度 (鉛直方向 : Sd-17_V)

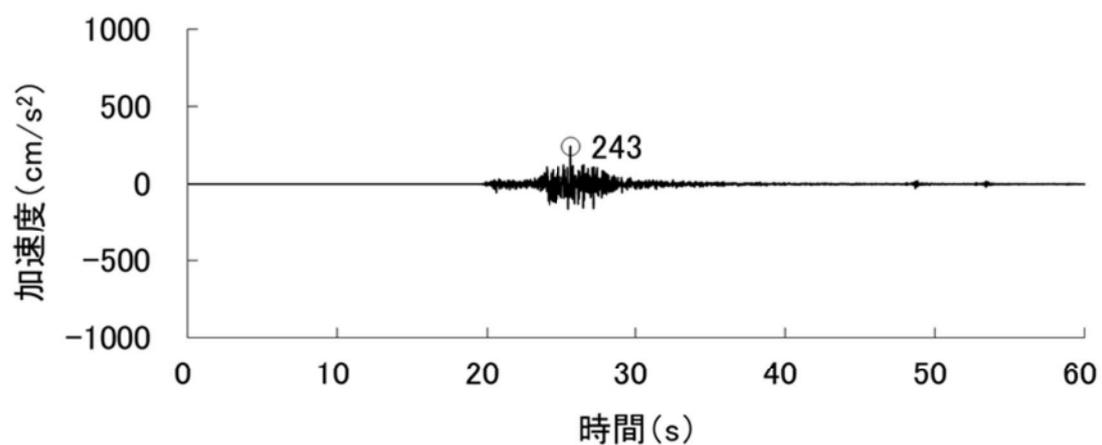
第 1.5.19 図 弾性設計用地震動 Sd-17 の時刻歴波形



加速度（水平方向：Sd-18_H(NS)）

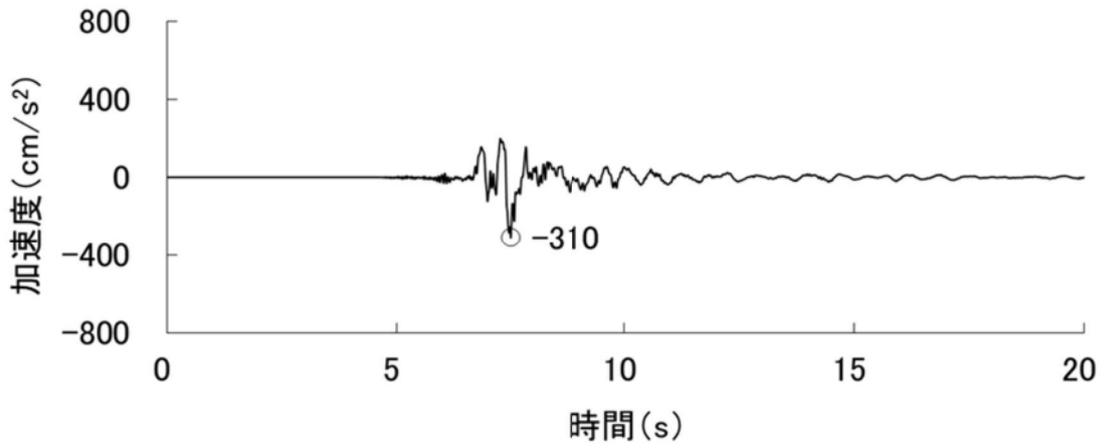


加速度（水平方向：Sd-18_H(EW)）

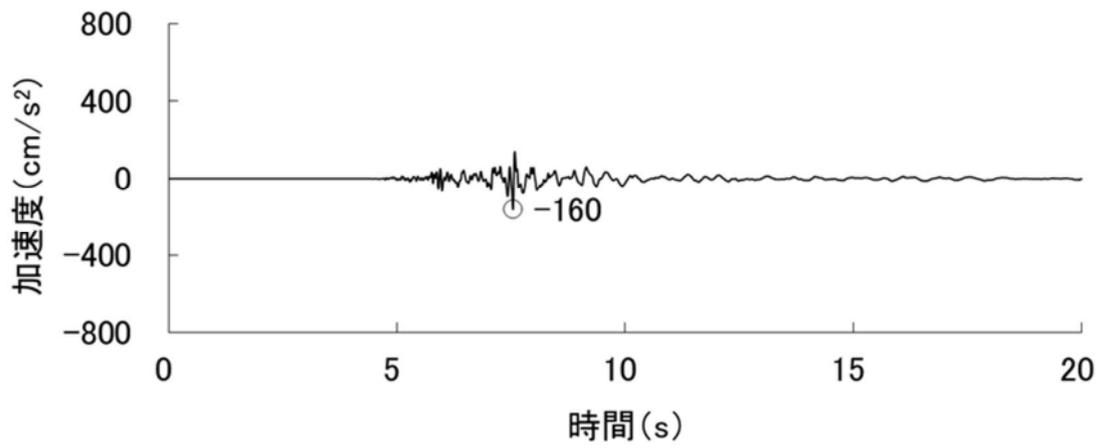


加速度（鉛直方向：Sd-18_V）

第 1.5.20 図 弾性設計用地震動 Sd-18 の時刻歴波形

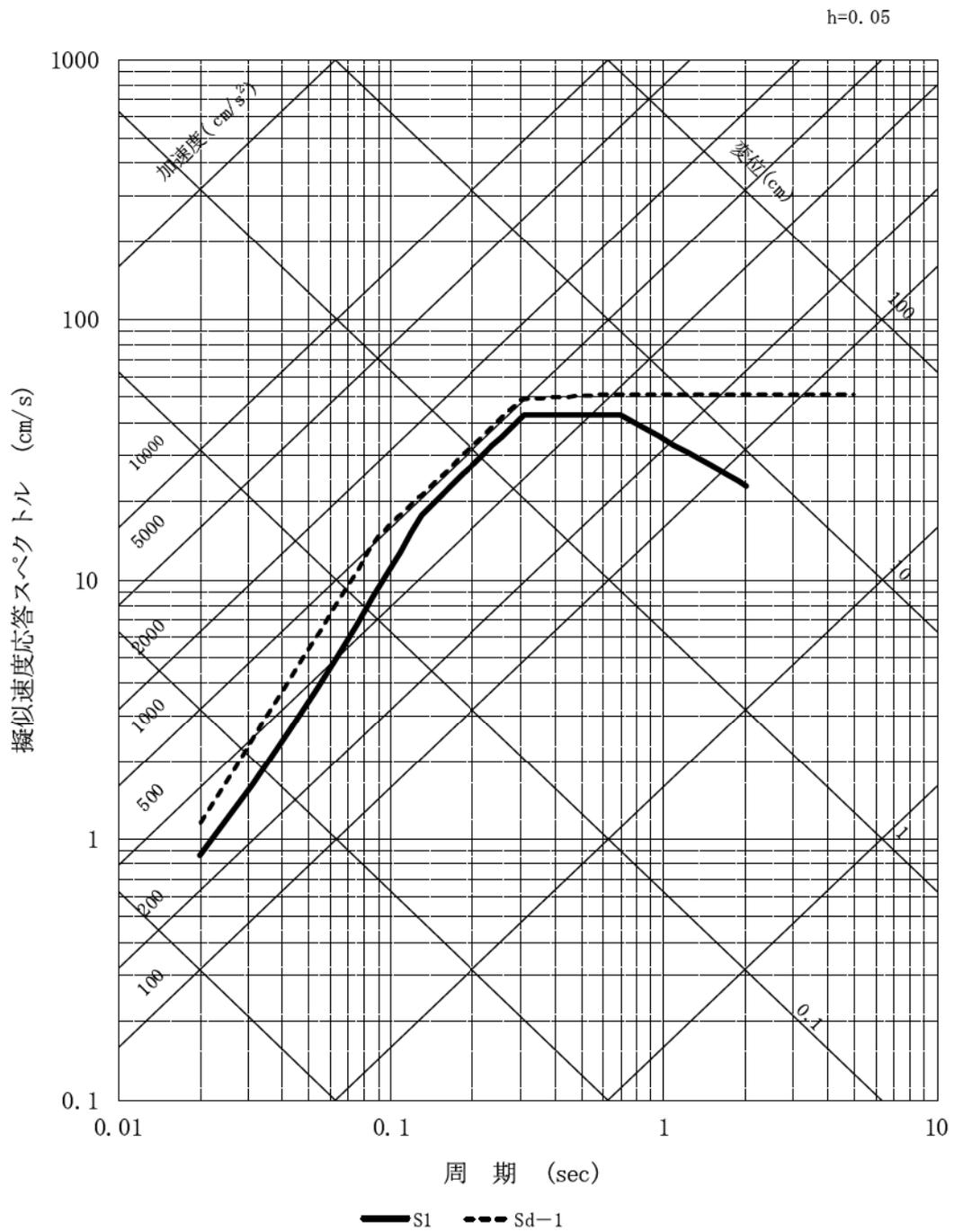


加速度（水平方向：Sd-19_H）

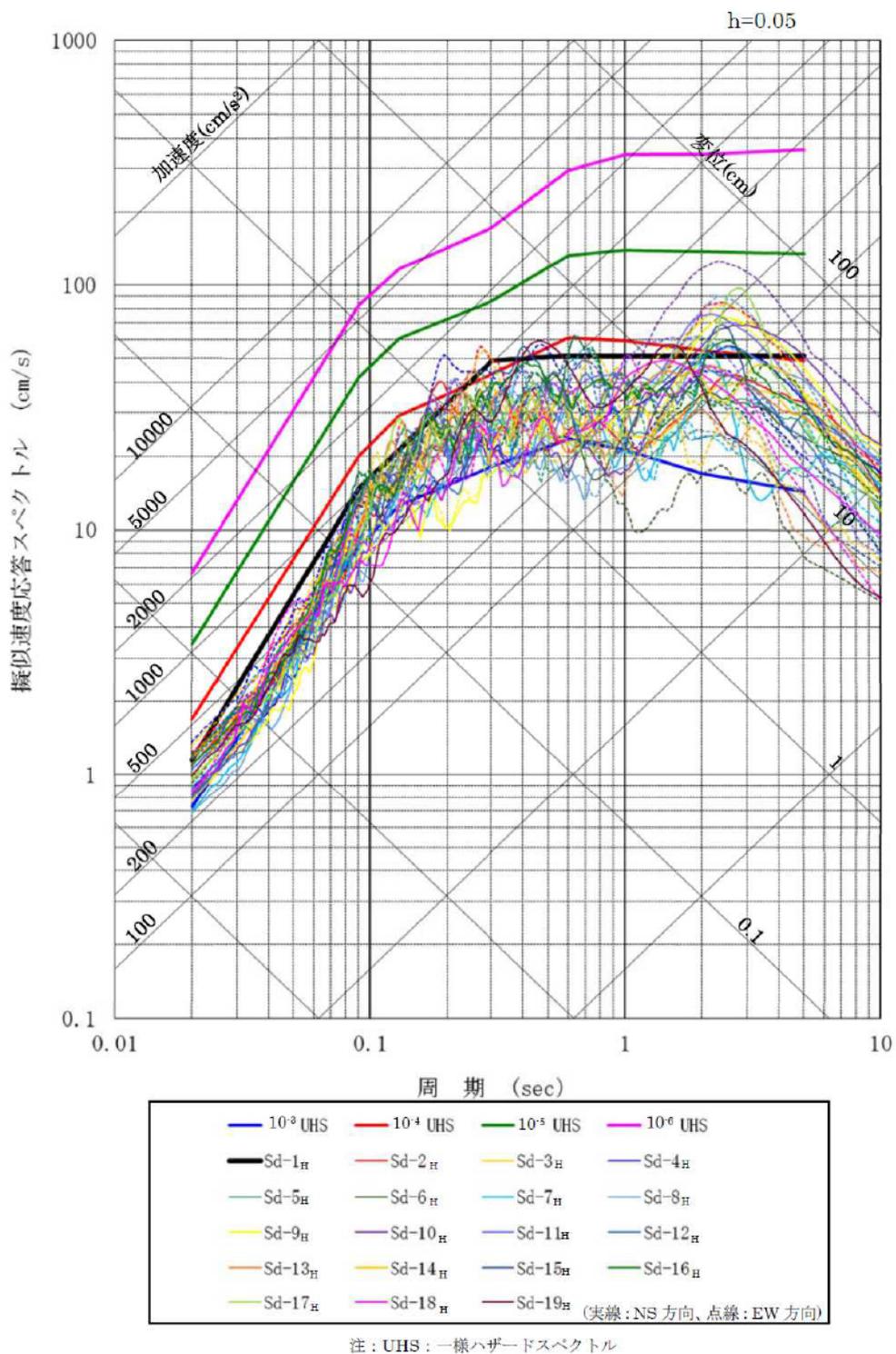


加速度（鉛直方向：Sd-19_V）

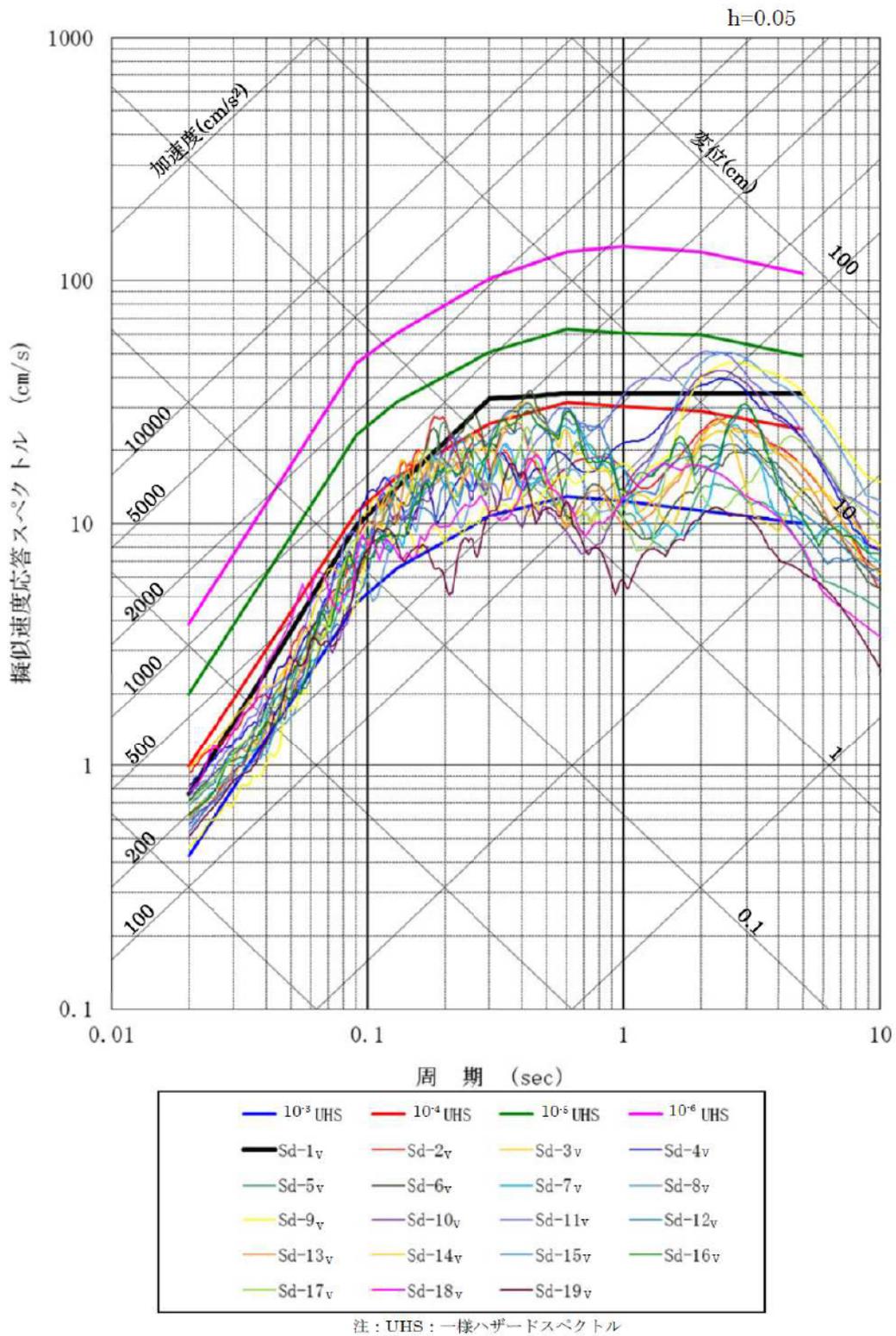
第 1.5.21 図 弾性設計用地震動 Sd-19 の時刻歴波形



第 1.5.22 図 弾性設計用地震動 Sd と基準地震動 S₁ の応答スペクトルの比較

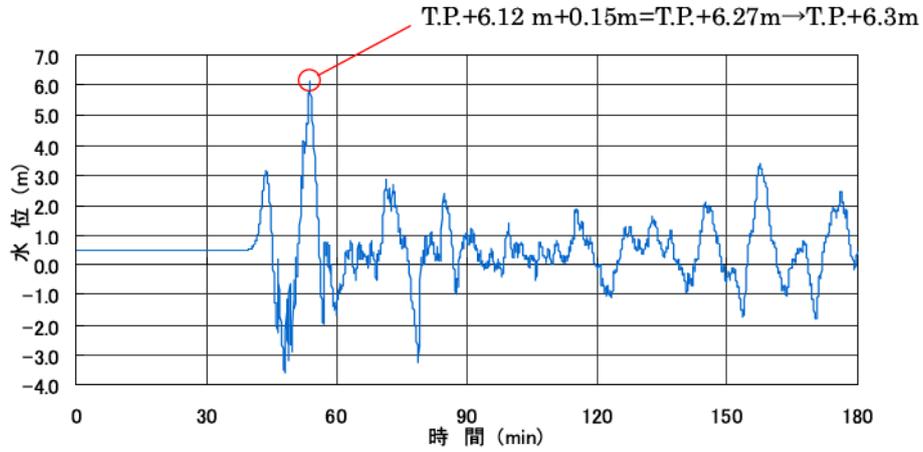


第1.5.23図 弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較 (水平方向)

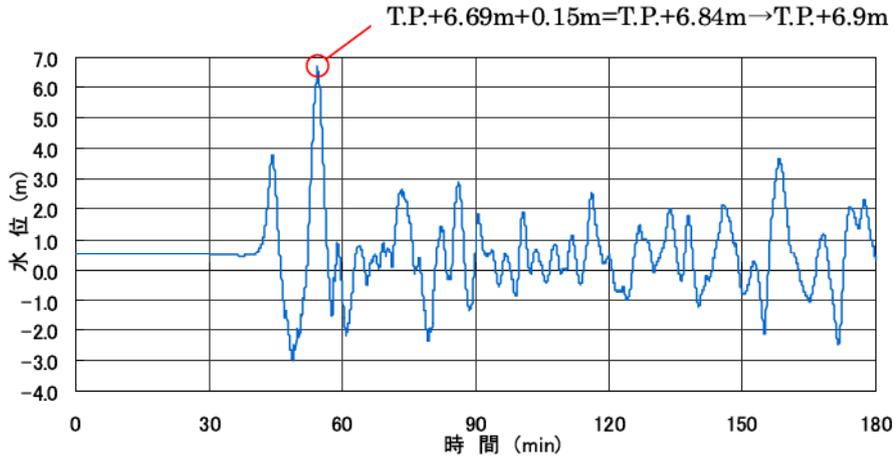


第1.5.24図 弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較（鉛直方向）

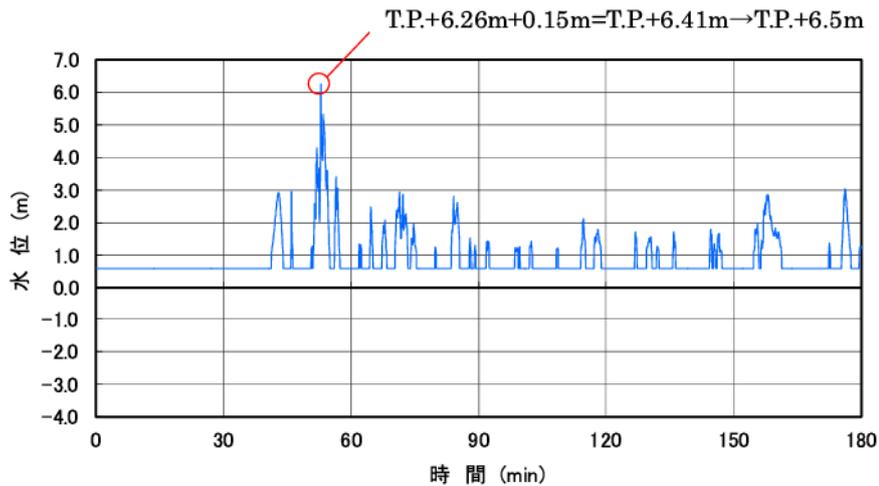
3, 4号炉海水ポンプ室前面（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）



取水路（奥）（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）

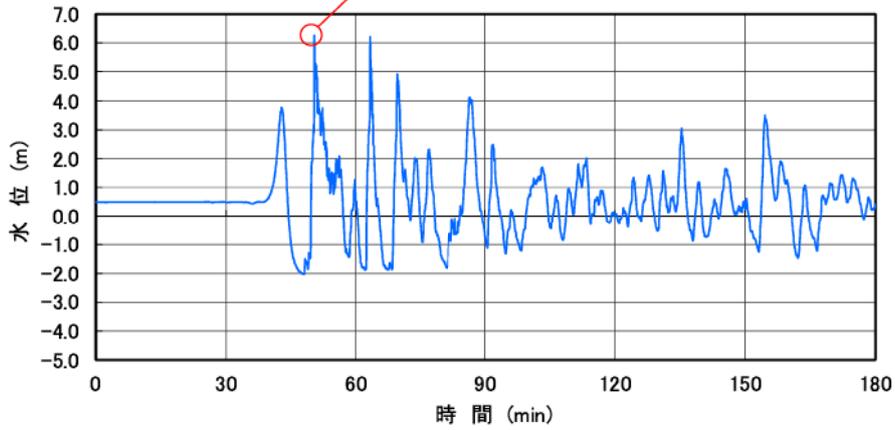


防波堤前面（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）

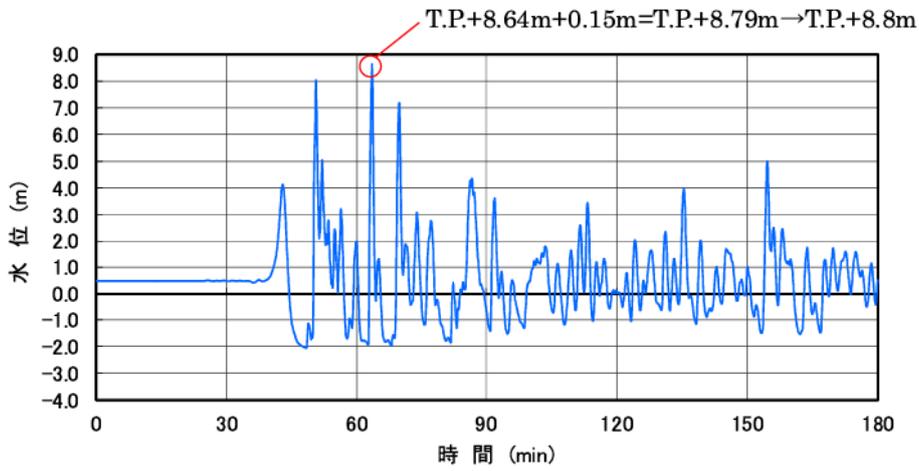


第 1.6.1.1 図(1) 入力津波波形(1)

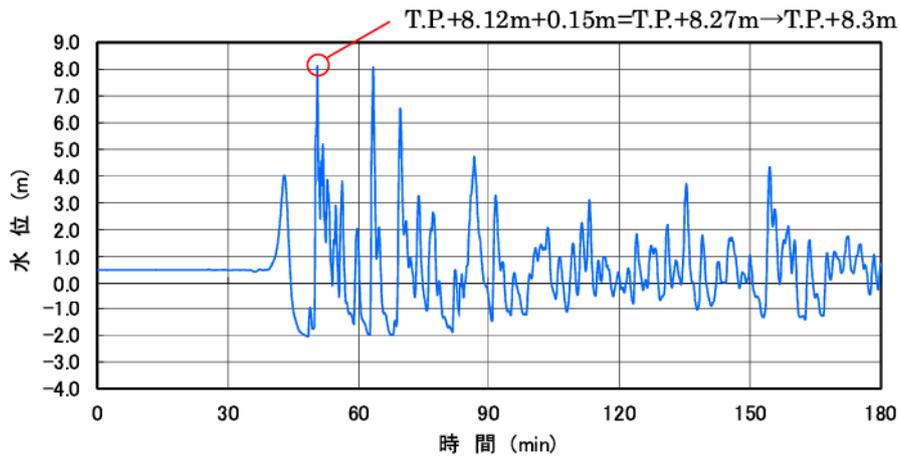
放水口前面（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）
 $T.P.+6.36m+0.15m=T.P.+6.51m \rightarrow T.P.+6.6m$



1, 2号炉放水ピット（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）



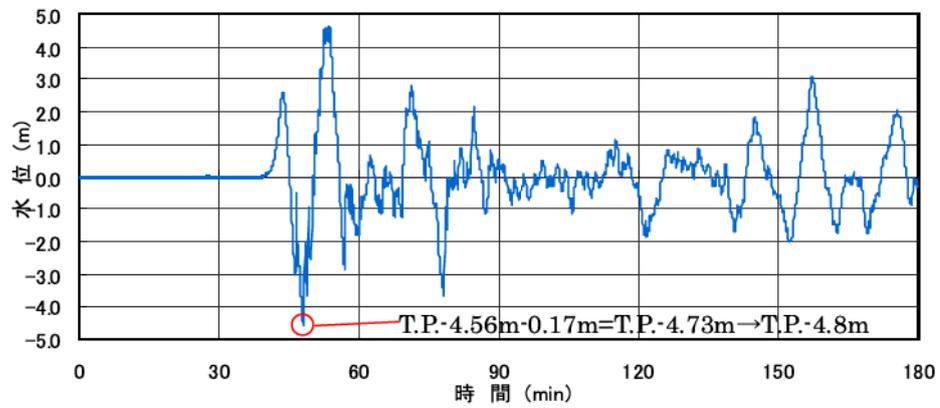
3, 4号炉放水ピット（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）



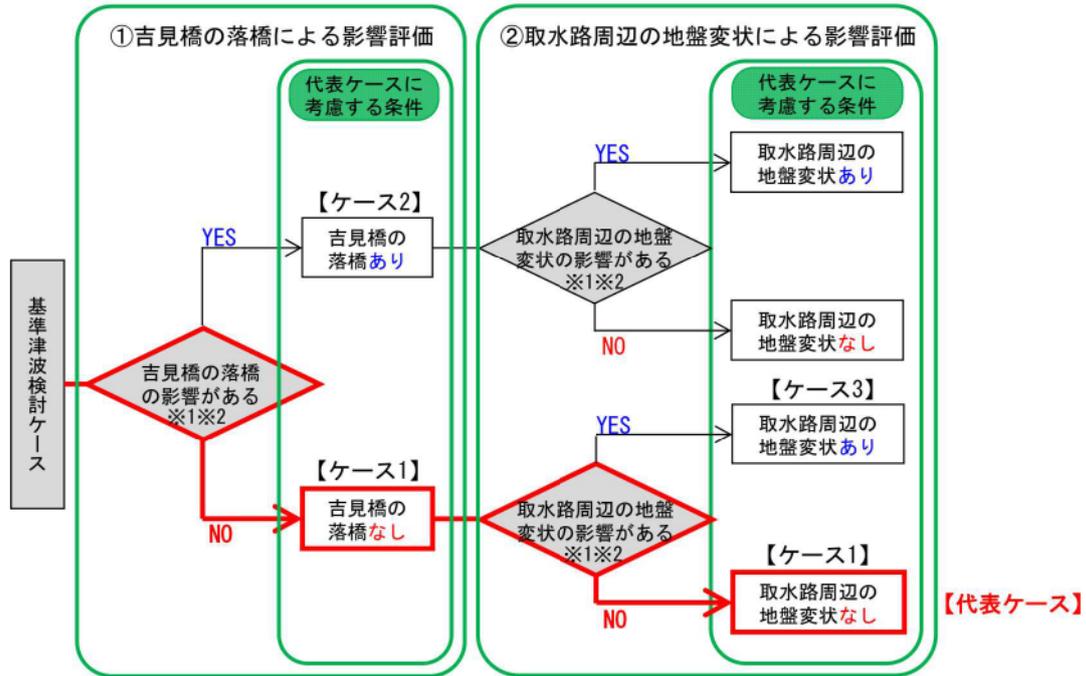
第 1.6.1.1 図(2) 入力津波波形(2)

3,4号炉海水ポンプ室前面（水位下降側）

（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）



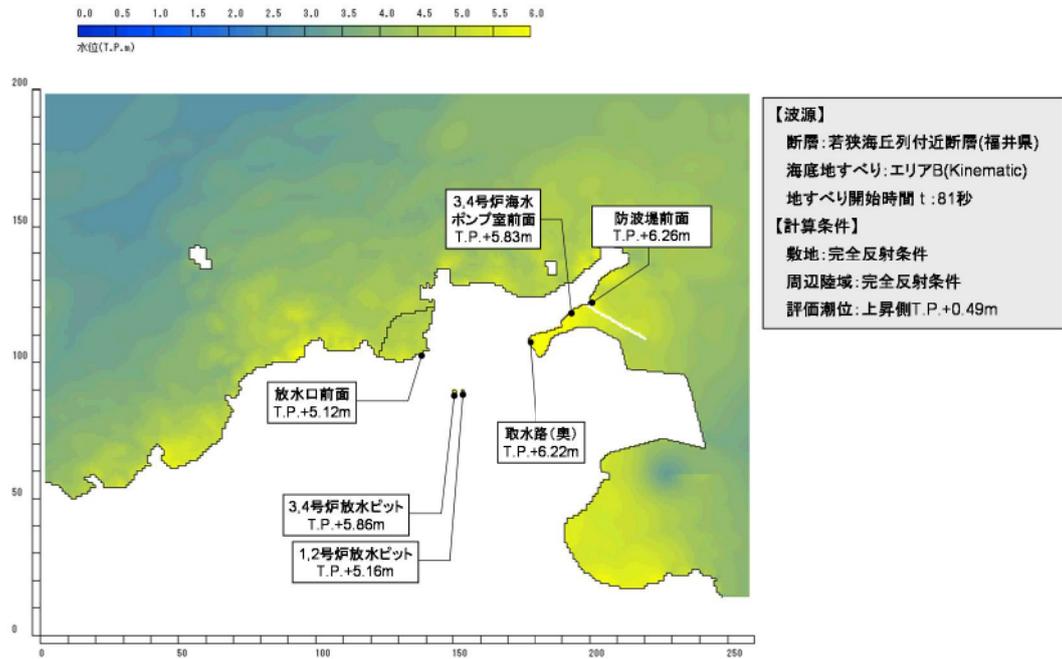
第 1.6.1.1 図(3) 入力津波波形(3)



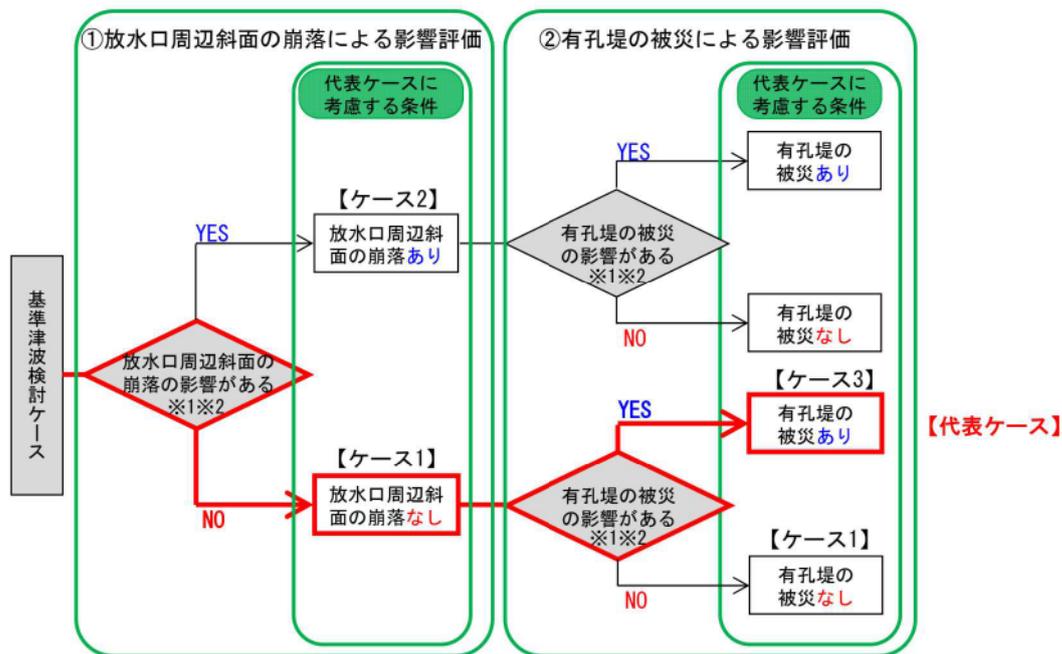
※1 取水口側の評価点（3, 4号炉海水ポンプ室前面、取水路（奥）及び防波堤前面）における津波水位で影響を確認する。
 ※2 影響がある条件は、次のステップでの解析に考慮する。

解析条件	取水路周辺の地形変化	
	①吉見橋の落橋	②取水路周辺の地盤変状
	あり／なし	あり／なし
ケース1	なし	なし
ケース2	あり	なし
ケース3	なし	あり

第 1.6.1.2 図 取水路沿いの地形変化による影響評価結果



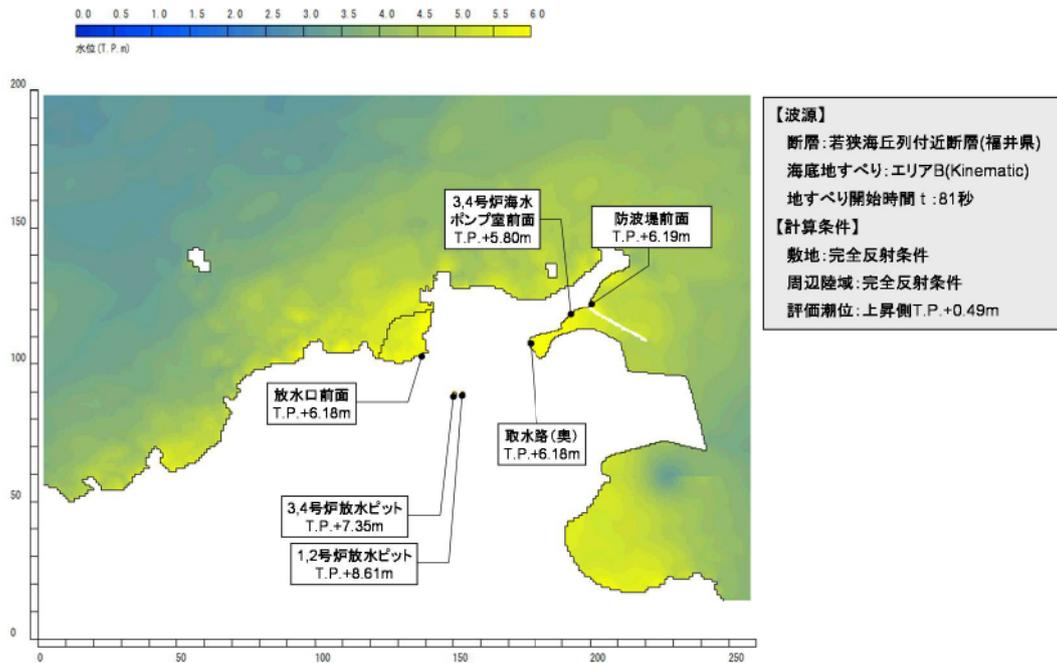
第1.6.1.3図 取水路沿いの地形変化による影響評価代表ケースの最高水位分布 (基準津波1)



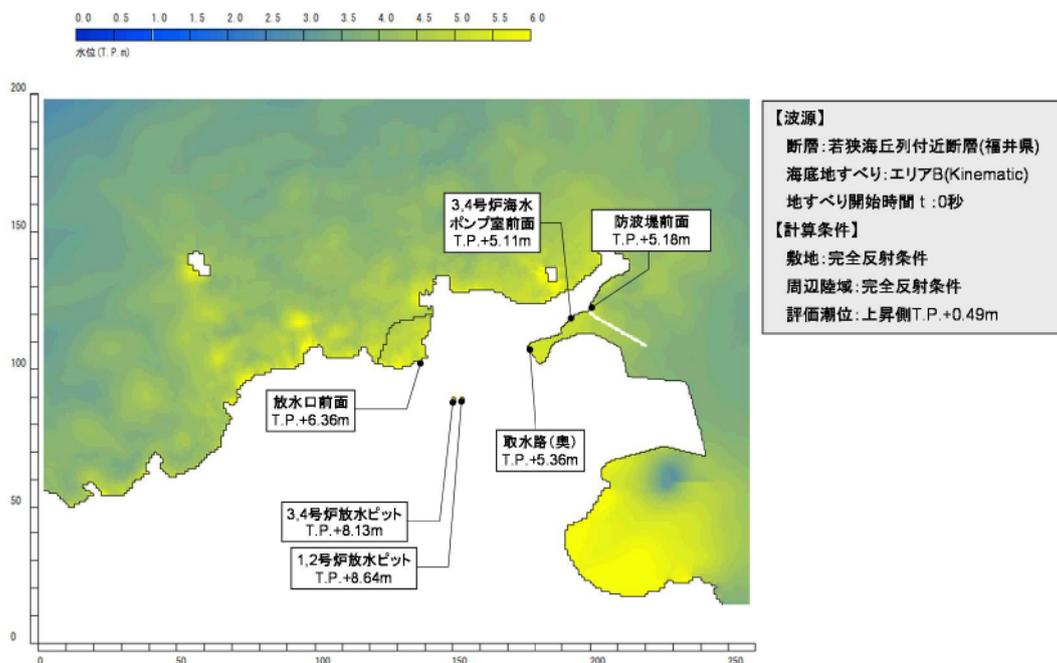
※1 放水口側の評価点（放水口前面、1,2号炉放水ビット及び3,4号炉放水ビット）における津波水位で影響を確認する。
 ※2 影響がある条件は、次のステップでの解析に考慮する。

解析条件	放水口付近の地形変化	
	①放水口周辺斜面の崩落	②有孔堤の被災
	あり／なし	あり／なし
ケース1	なし	なし
ケース2	あり	なし
ケース3	なし	あり

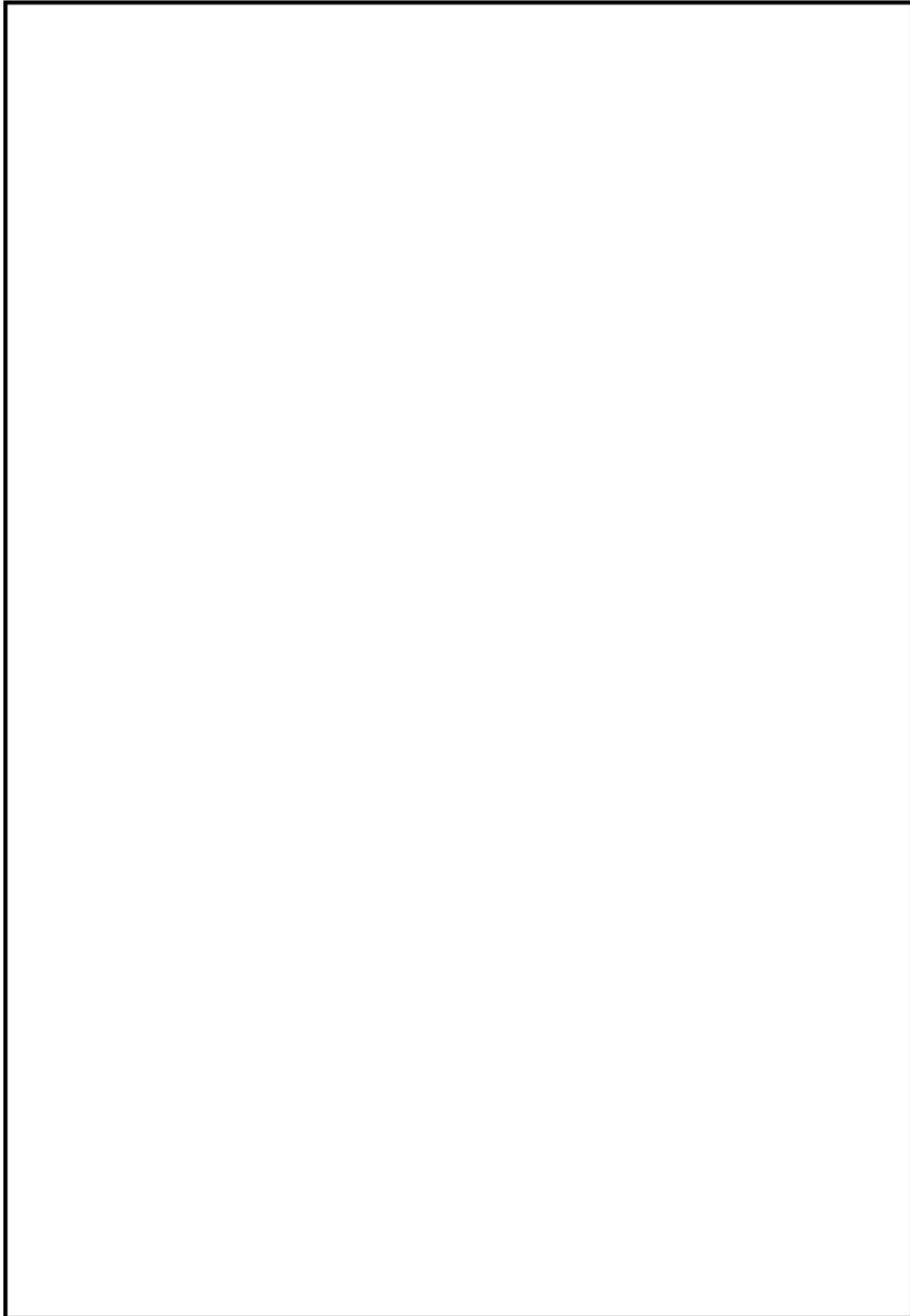
第1.6.1.4図 放水口付近の地形変化による影響評価結果



第1.6.1.5図(1) 放水口付近の地形変化による影響評価代表ケースの最高水位分布（基準津波1）

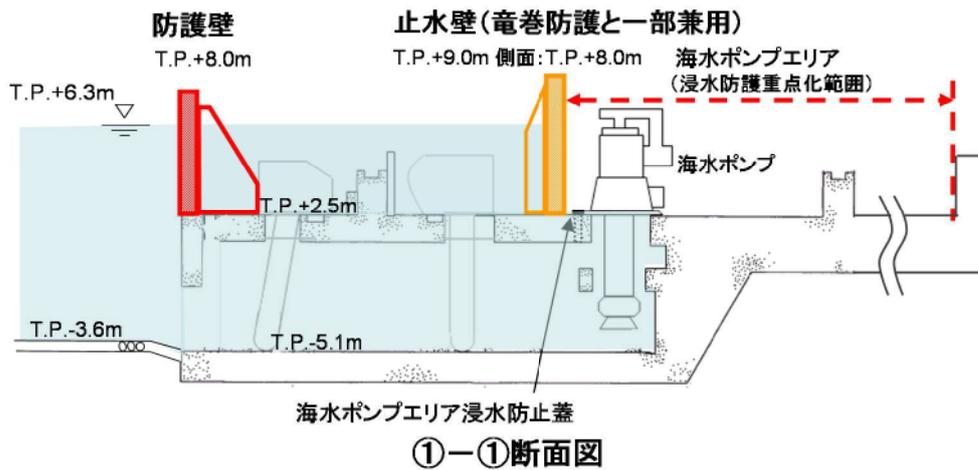
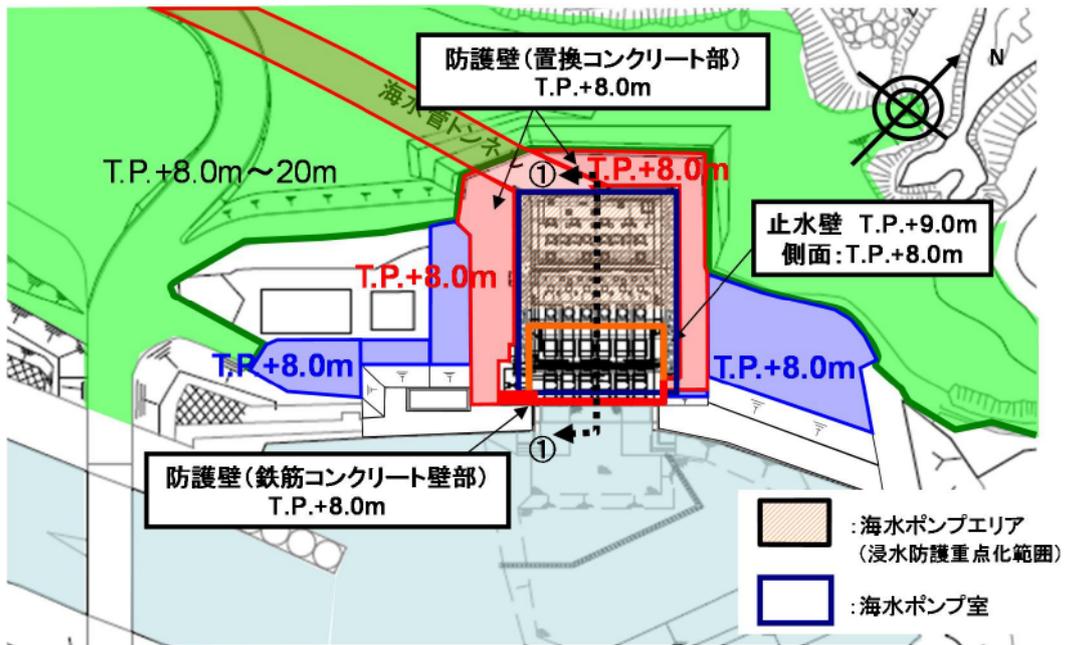


第1.6.1.5図(2) 放水口付近の地形変化による影響評価代表ケースの最高水位分布（基準津波2）



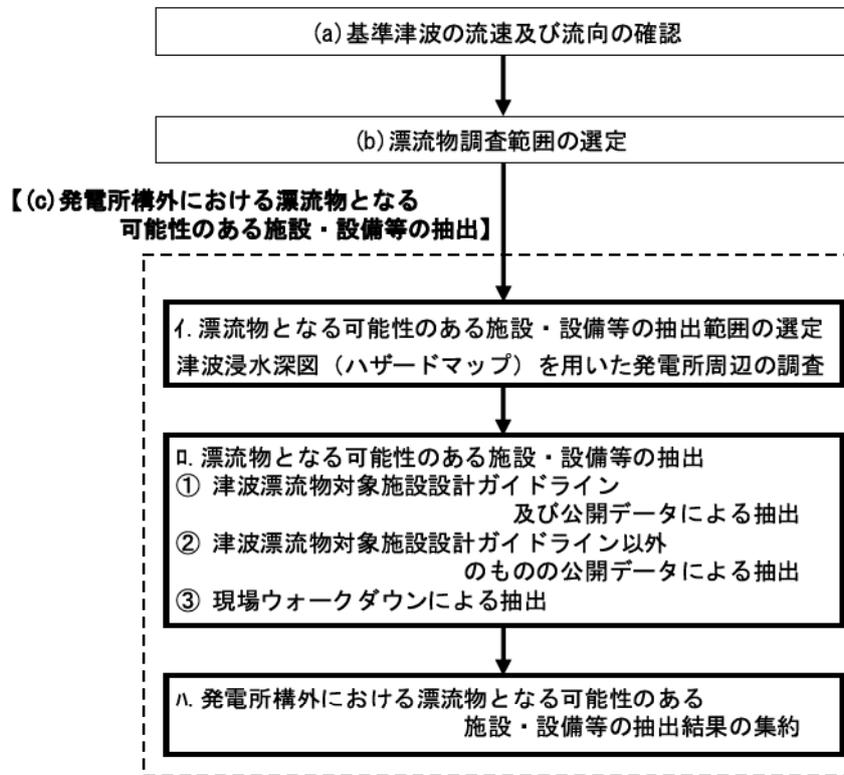
第 1.6.1.6 図 敷地の特性に応じた津波防護の概要

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



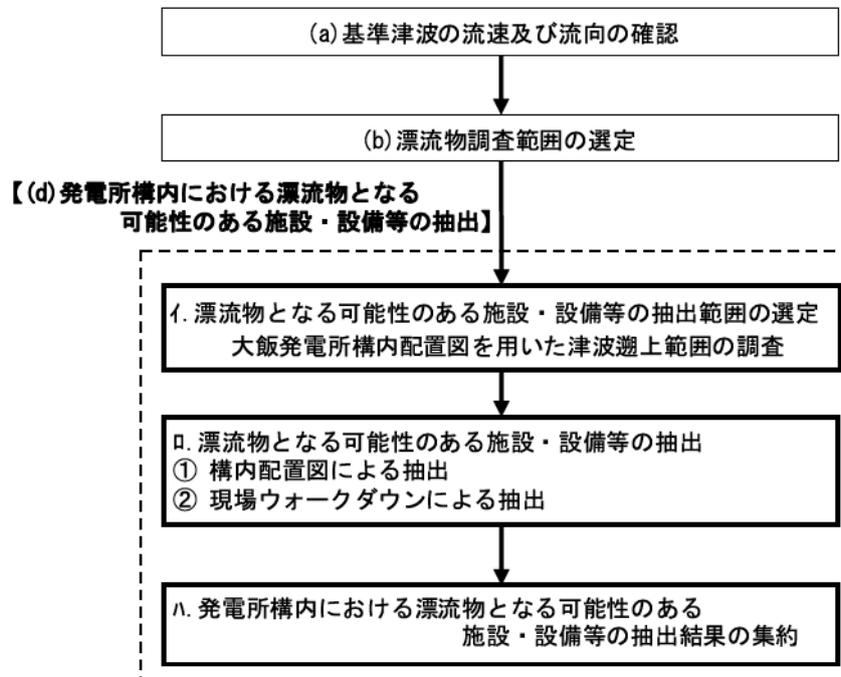
第1.6.1.7図 浸水対策の概要

発電所構外

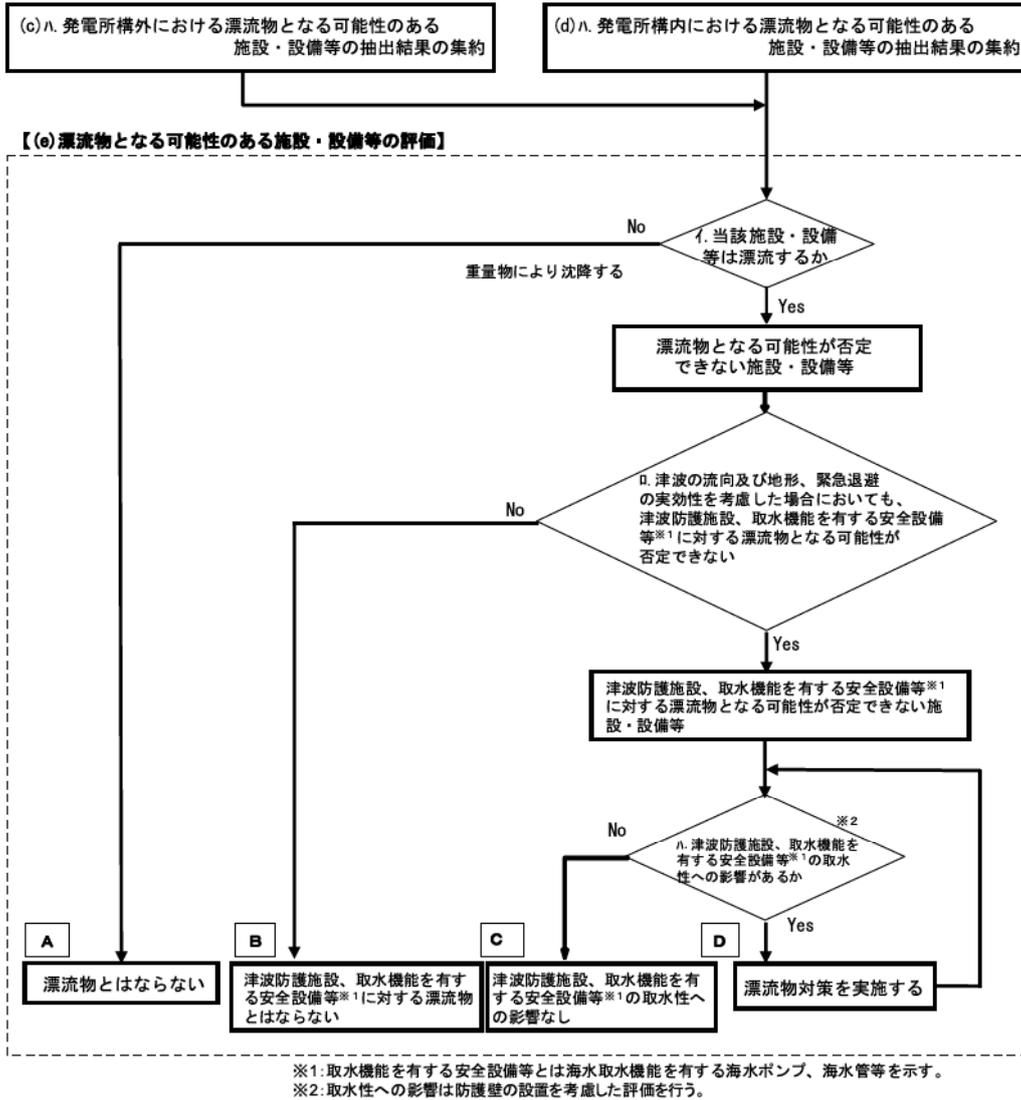


第1.6.1.8図 発電所構外漂流物抽出フロー

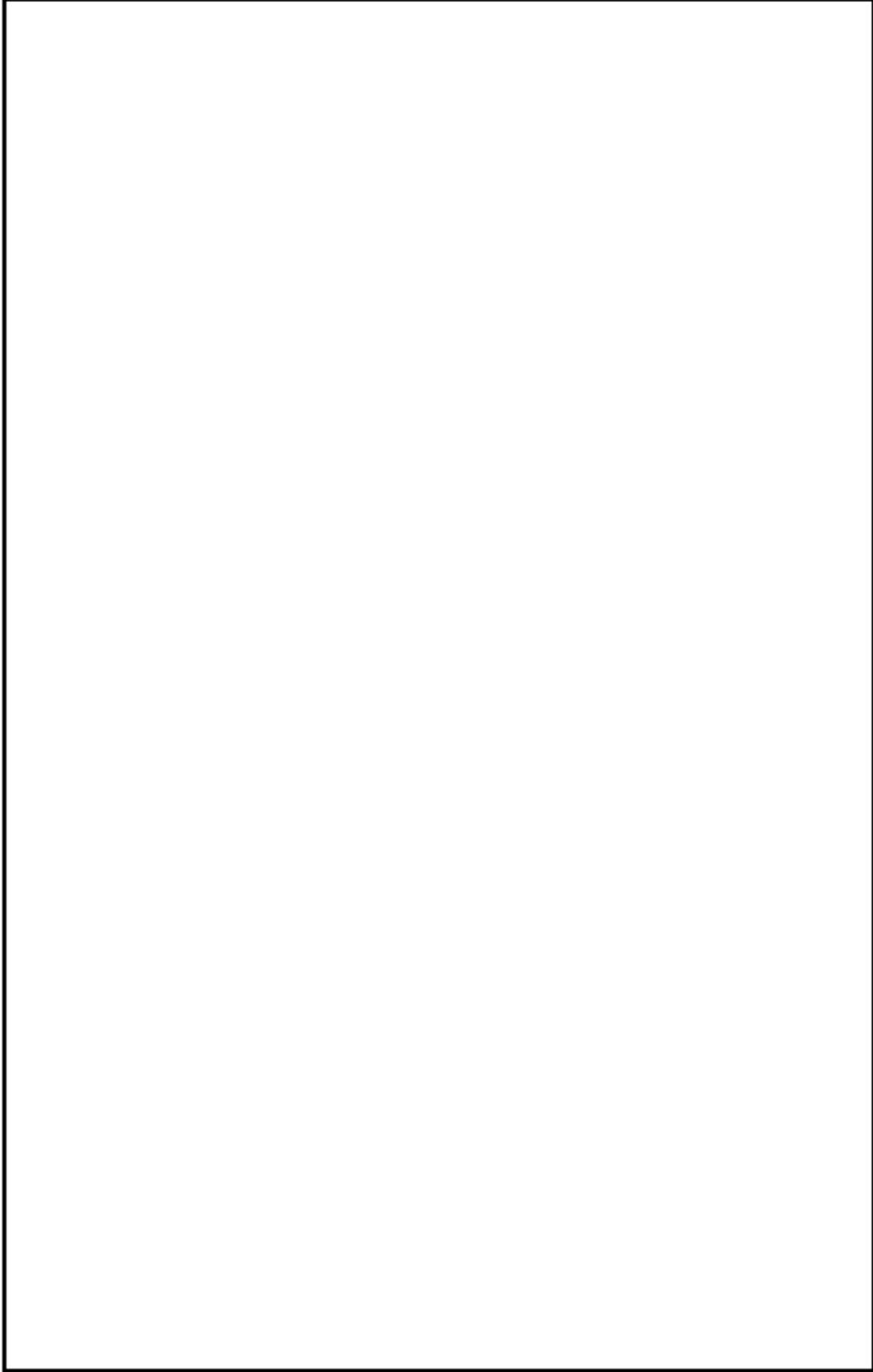
発電所構内



第1.6.1.9図 発電所構内漂流物抽出フロー

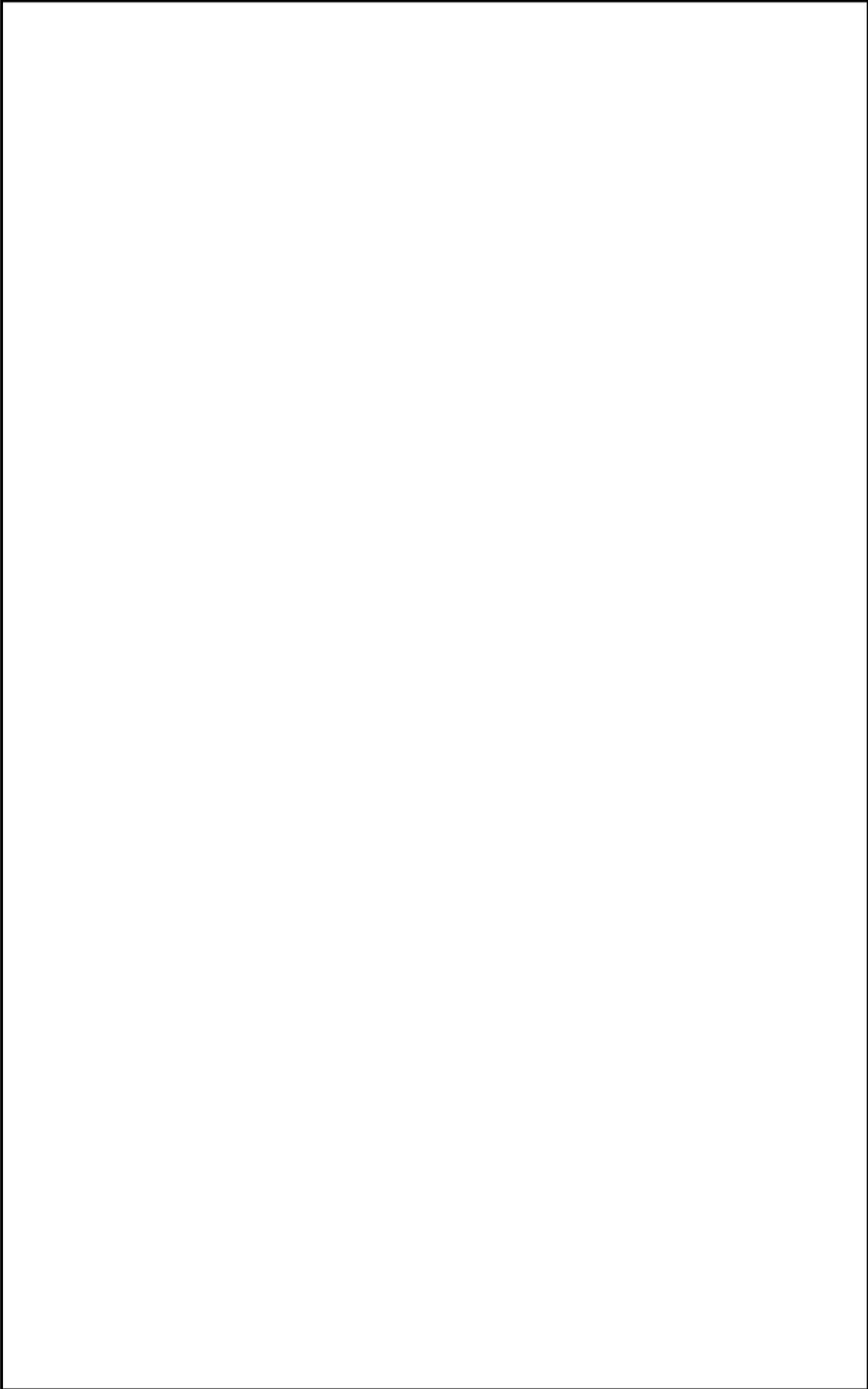


第1.6.1.10図 発電所構外及び構内漂流物評価フロー



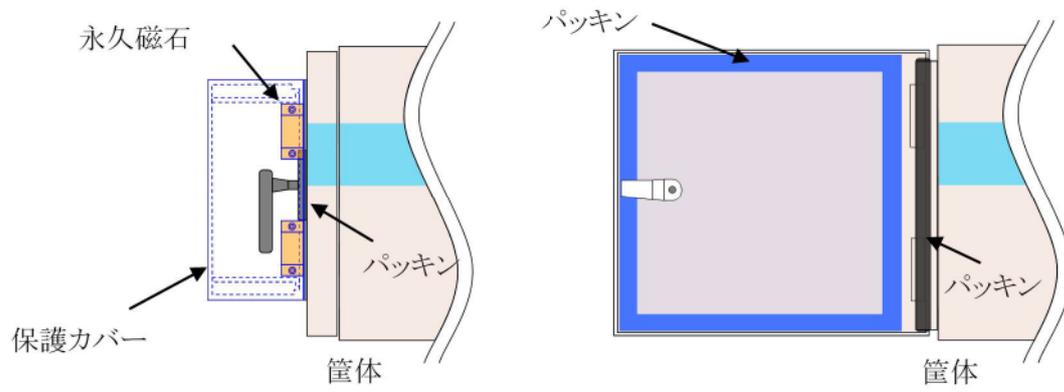
第 1.6.2.1 図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.6.3.1 図 特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

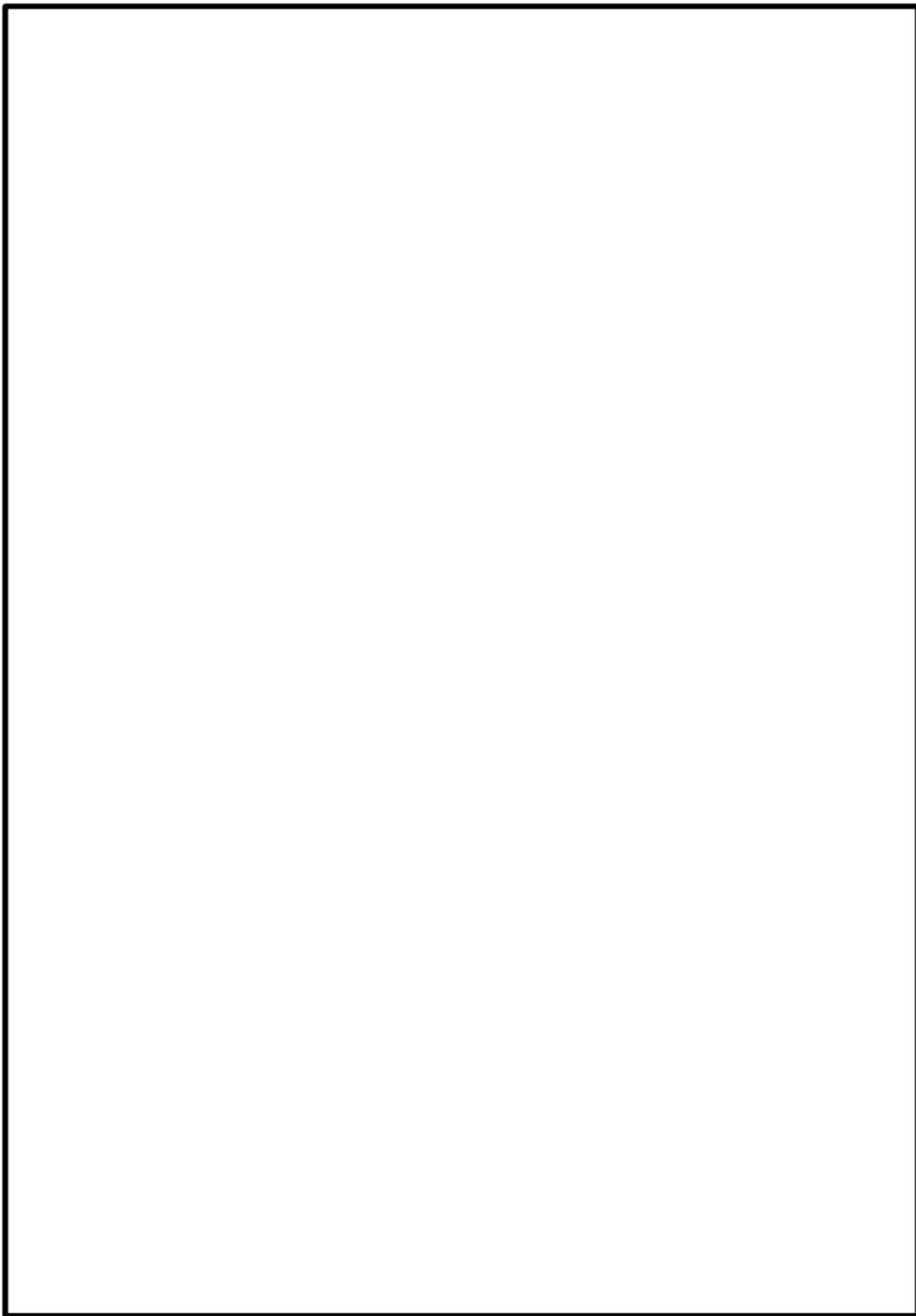
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.8.1 図 保護カバー等の概要

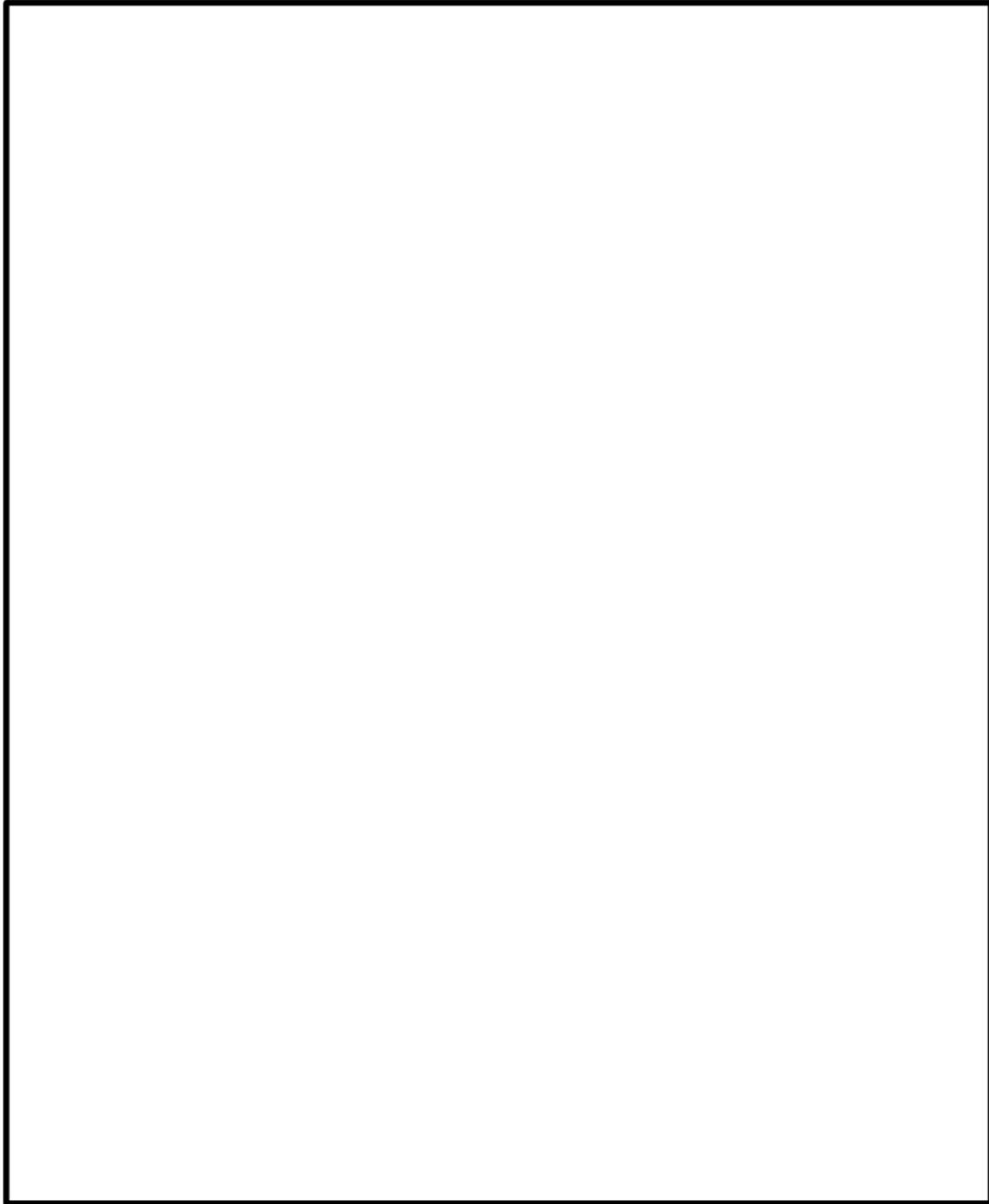


第 1.8.2 図 防護カバーの概要



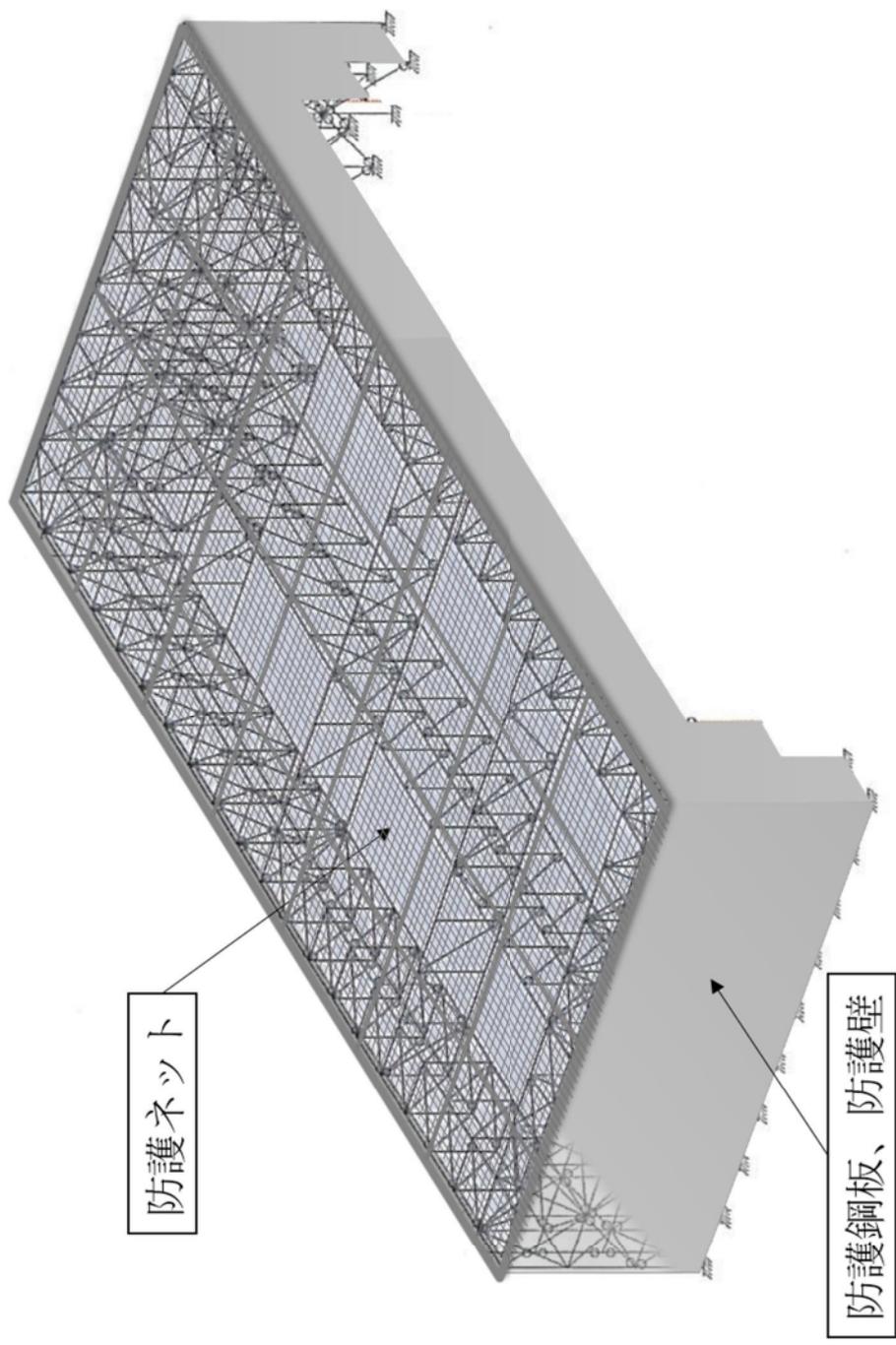
第 1.8.3 図 堰配置図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

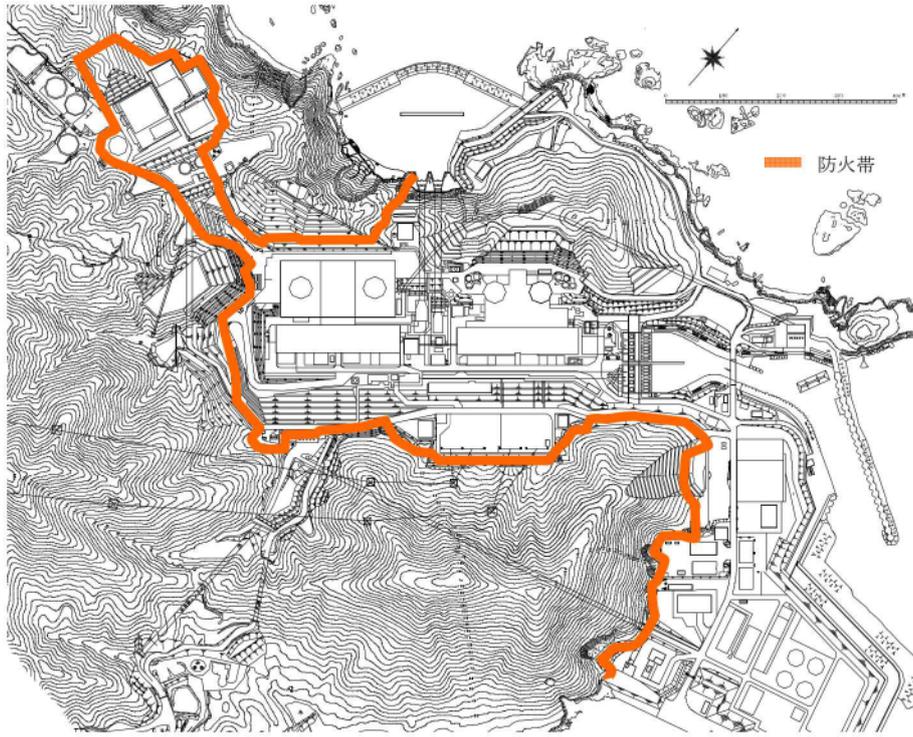


第 1.8.4 図 水密扉配置図

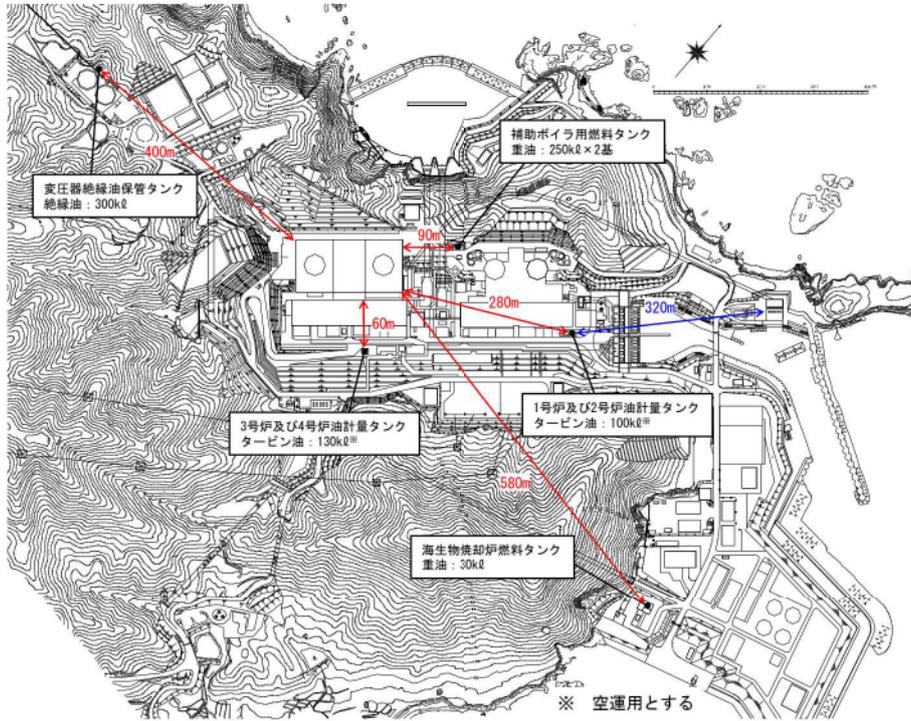
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



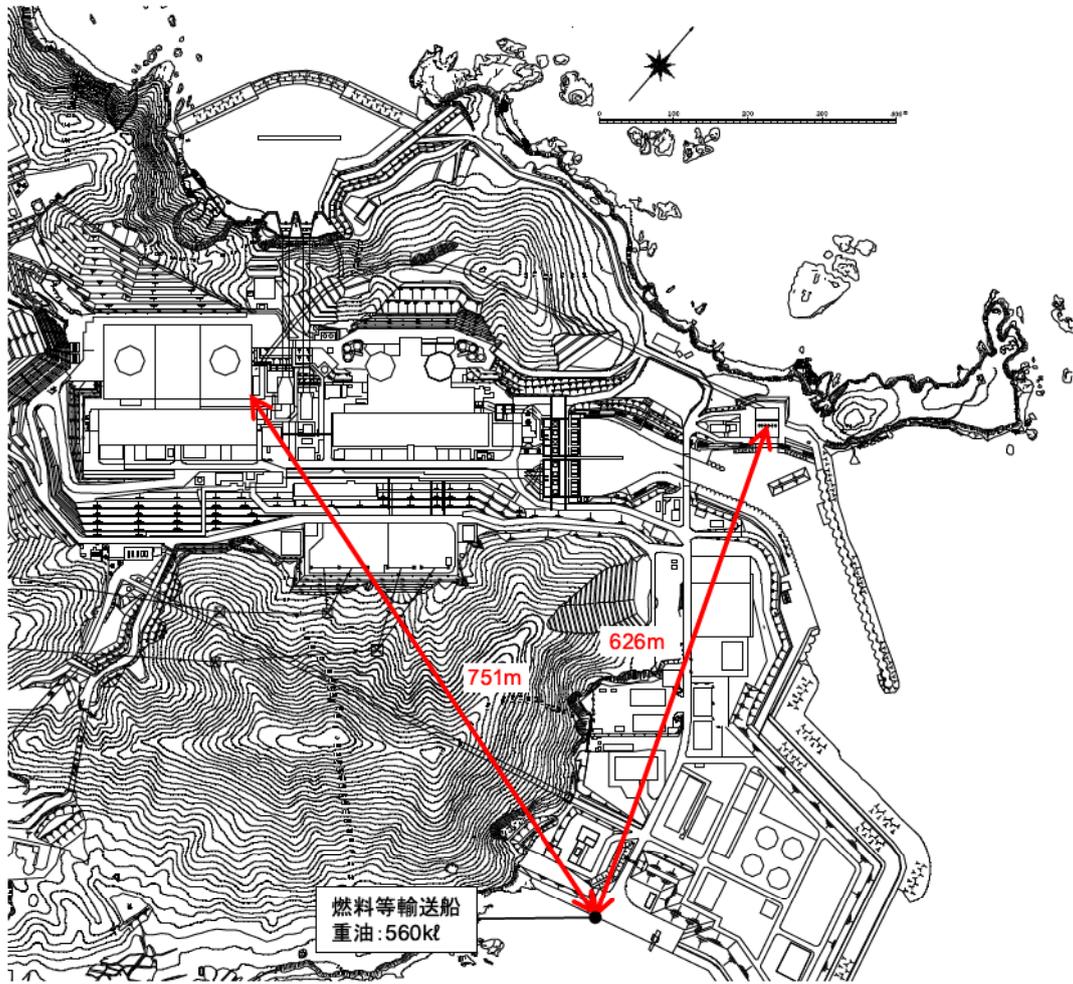
第 1.9.1 図 竜巻飛来物防護対策設備概念図



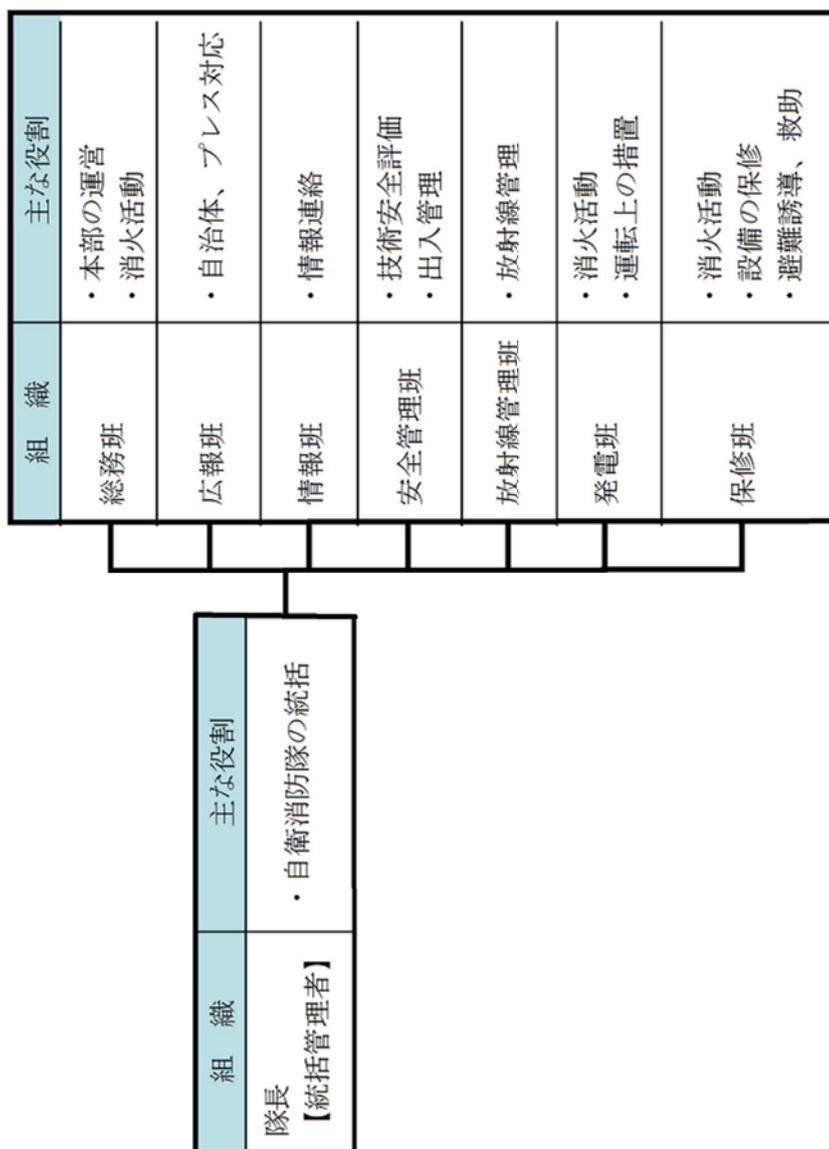
第 1.11.1 図 防火帯設置図



第 1.11.2 図 危険物タンク配置図



第 1.11.3 图 船舶配置图



第 1.11.4 図 自衛消防隊体制図

1.13 参考文献

- (1) Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- (2) Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- (3) NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- (4) NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- (5) ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- (6) NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- (7) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」
原子力規制委員会 制定 平成 25 年 6 月 19 日
- (8) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」
原子力規制委員会 制定 平成 25 年 6 月 19 日
- (9) 「日本の自然災害」
国会資料編纂会、1998 年
- (10) 「産業災害全史」
日外アソシエーツ, 2010 年 1 月
- (11) 「日本災害史事典 1868-2009」
日外アソシエーツ, 2010 年 9 月
- (12) NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December

2006

- (13) 「原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010」
（社）日本電気協会 2010
- (14) 「静的地震力の見直し（建築編）に関する調査報告書（概要）」
（社）日本電気協会 電気技術調査委員会原子力発電耐震設計特別調査委員会建築部会 平成6年3月
- (15) 「チューブ式自動消火設備のケーブルトレイ火災への適用性評価」
電力中央研究所 N14008 2014年
- (16) 「ケーブルトレイ自動消火設備の消火性能検証試験」
関西電力株式会社 2014年
- (17) 「電気盤内機器の防火対策実証試験（その1）」
三菱重工業株式会社 MHI-NES-1061 平成25年5月
- (18) 「電気盤内機器の防火対策実証試験（その2）」
三菱重工業株式会社 MHI-NES-1062 平成25年5月
- (19) 「雷雨とメソ気象」
大野久雄 東京堂出版 2001年
- (20) 「一般気象学」
小倉義光 東京大学出版会 1984年
- (21) 「広域的な火山防災対策に係る検討会（第3回）（資料2）」
平成24年
- (22) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」
武若耕司、コンクリート工学、vol.42、2004
- (23) 「火山環境における金属材料の腐食」
出雲茂人、末吉秀一他、防食技術 Vol.39、1990
- (24) 「建築火災のメカニズムと火災安全設計」
原田和典 財団法人日本建築センター 平成19年

2. プラント配置

2.1 概要

プラントは原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋等の建屋並びに屋外タンク等の機器及び構築物から構成され、これらは運転、保守の容易さ及び安全性の確保を十分考慮した配置とする。

2.2 設計方針

- (1) 原子炉施設の発電所敷地内の配置は、平常運転時に被ばく線量が原子炉施設の設計との関連において、次を満たすように設計する。
 - a. 周辺監視区域境界外での被ばく線量が「原子炉等規制法」に基づき定められている許容被ばく線量を下回るものとする。
 - b. 発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に適合するものとする。
- (2) 重大事故及び仮想事故における敷地等境界外での被ばく線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るよう原子炉施設を敷地境界から隔離する。
- (3) 敷地の特性及び地震、台風、高潮、津波等の自然条件を考慮し、安全性の確保、プラント機能が十分発揮できる配置とする。
- (4) 安全上重要な構築物等は、原則として原子炉施設間で共用しない設計とする。
- (5) タービンミサイルの発生を仮想しても原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率が小さくなるような配置とする。
- (6) ほぼ周辺監視区域境界に沿って障壁を設けており、更に、主要建屋等を取り囲む障壁を設けることにより障壁を2重化し、不法な接近、侵入の防止措置を考慮する。

2.3 主要設備

- (1) 原子炉格納施設
- (2) 原子炉補助建屋（一部 3 号及び 4 号炉共用並びに一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (3) タービン建屋（3 号及び 4 号炉共用）
- (4) 開閉所（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (5) 固体廃棄物貯蔵庫（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (6) 蒸気発生器保管庫（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (7) 給排水処理設備
- (8) 補助ボイラ建屋（3 号及び 4 号炉共用）
- (9) 取水施設（3 号及び 4 号炉共用並びに一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (10) 放水施設（3 号及び 4 号炉共用並びに一部 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (11) 事務所（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (12) 港湾施設（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用）
- (13) 緊急時対策所（3 号及び 4 号炉共用）

2.4 全体配置

発電所の全体配置を第2.4.1図に示す。

3号炉及び4号炉は、1号炉及び2号炉の南西側をEL.+9.3m、EL.+13.5m及びEL.+33.3mに整地造成し、主要設備の敷地とする。

ここに、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋、開閉所等を設置する。

復水器冷却水は敷地東側の取水口から表層取水し、敷地の北側の放水口を経て、有孔堤へ導水し水中放流する。

2.5 建屋及び構築物

2.5.1 概要

原子炉格納施設、原子炉補助建屋等の重要な建屋及び構築物の基礎は、堅固な岩盤上に直接支持するか又は岩盤上に打設したコンクリートで支持する。

また、主要建屋及び構築物は機器の運転、保守を考慮した配置とする。

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋等の機器配置を第2.5.1図～第2.5.7図に示す。

建屋内には数箇所避難階段を設置し、これに通じ、かつ、単純、明確、永続性のある標識の付いた避難通路を設ける。

2.5.2 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、内部コンクリート及びアニュラス部で構成する。

原子炉格納容器は内径約43m、内高約65mの耐圧容器である。原子炉格納容器への出入口として、通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口を設ける。

また、原子炉容器の上部に鉄筋コンクリート造ステンレス鋼板内張の原子炉キャビティを設け、燃料取替作業が主操作床面から行えるようにし、燃料取替クレーン及び格納容器ポーラクレーンを装備する。格納容器ポーラクレーン架台は原子炉格納容器本体円筒部に直接取付ける構造とする。

アニュラス部は、格納容器貫通部を囲む区画であり、アニュラスシールを設ける等により密閉した空間を形成し、二重格納の機能を持たせている。

2.5.3 原子炉補助建屋（一部3号及び4号炉共用並びに一部1号、2号、3号及び4号炉共用）

原子炉補助建屋は、化学体積制御設備、非常用炉心冷却設備、廃棄物処理設備、燃料取替用水設備、燃料取扱設備、燃料貯蔵設備、換気空調

設備、試料採取設備、原子炉補機冷却水設備、中央制御室、ディーゼル発電機等を収容する。

主要構造は鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）で、地上4階（地上高さ約34m）、地下1階、平面が約130m×約110mの建屋である。

排気筒はステンレス鋼板製で、原子炉格納容器に沿わせて設置し、地上高さは約73mであり、格納容器換気空調設備及び補助建屋換気空調設備の排気をこれらに導く。

2.5.4 タービン建屋（3号及び4号炉共用）

タービン建屋は、原子炉補助建屋に隣接して設け、タービン発電機、復水器、給水加熱器、給水ポンプ等を収容する。また、主要機器の搬出入を考慮し天井クレーンを装備する。

主要構造は鉄骨造（一部鉄筋コンクリート造）で地上2階、地下1階、平面が約220m×約50mの建屋である。

2.5.5 開閉所（1号、2号、3号及び4号炉共用）

開閉所は、原子炉補助建屋の東側のEL.+32.0mに設置し、遮断器、断路器、避雷器、計器用変圧器、計器用変流器、母線等を設ける。

2.5.6 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、鉄筋コンクリート造で、貯蔵庫内にはサンプルピット等を設ける。

2.5.7 蒸気発生器保管庫

蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の主要構造は、鉄筋コンクリート造で、地上1階の建屋である。

2.5.8 給排水処理設備

タービン建屋の北側に純水装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）及び排水処理装置（3号及び4号炉共用）を設置し、取水施設の東側に

海水淡水化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設置する。

2.5.9 補助ボイラ設備

補助ボイラ設備は既設の補助ボイラ設備（1号及び2号炉共用）を3号炉及び4号炉と共用する。

2.5.10 取水施設（3号及び4号炉共用、一部1号、2号、3号及び4号炉共用）

復水器冷却水は、敷地の東側の取水口から導水し、タービン建屋北東側に設置した取水ピットより取水する。取水ピットには循環水ポンプ等を設置し、鋼管製の循環水管をタービン建屋まで埋設配管する。

原子炉補機冷却海水は、タービン建屋北東側に設置した海水ピットより取水する。海水ピットには海水ポンプ等を設置し、海水管を原子炉補助建屋まで海水管トンネル内及び海水管トレンチ内に配管する。

2.5.11 放水施設（3号及び4号炉共用、一部1号、2号、3号及び4号炉共用）

タービン建屋北側に放水ピットを設置し、復水器冷却水、原子炉補機冷却海水等を敷地の北側の放水口まで導き、有孔堤を経て水中放流する。

2.5.12 事務所

タービン建屋の東側に事務所（3号及び4号炉共用）を設け、その中に事務室等を設置する。

2.5.13 港湾施設（1号、2号、3号及び4号炉共用）

港湾施設は既設のものを共用する。

2.5.14 緊急時対策所

緊急時対策所建屋内に緊急時対策所（3号及び4号炉共用）を設ける。

2.6 特定重大事故等対処施設に関するプラント配置

2.6.1 主要設備

(1)

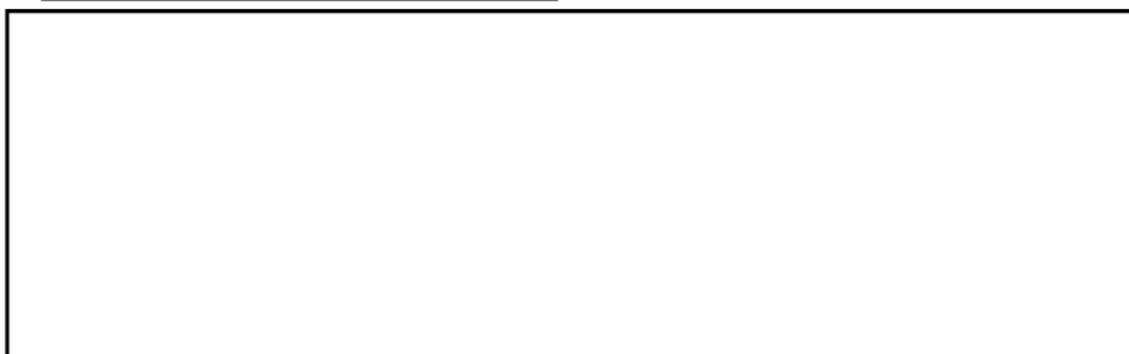
(2)

2.6.2 全体配置

特定重大事故等対処施設を含む発電所の全体配置図を第2.6.1図に示す。

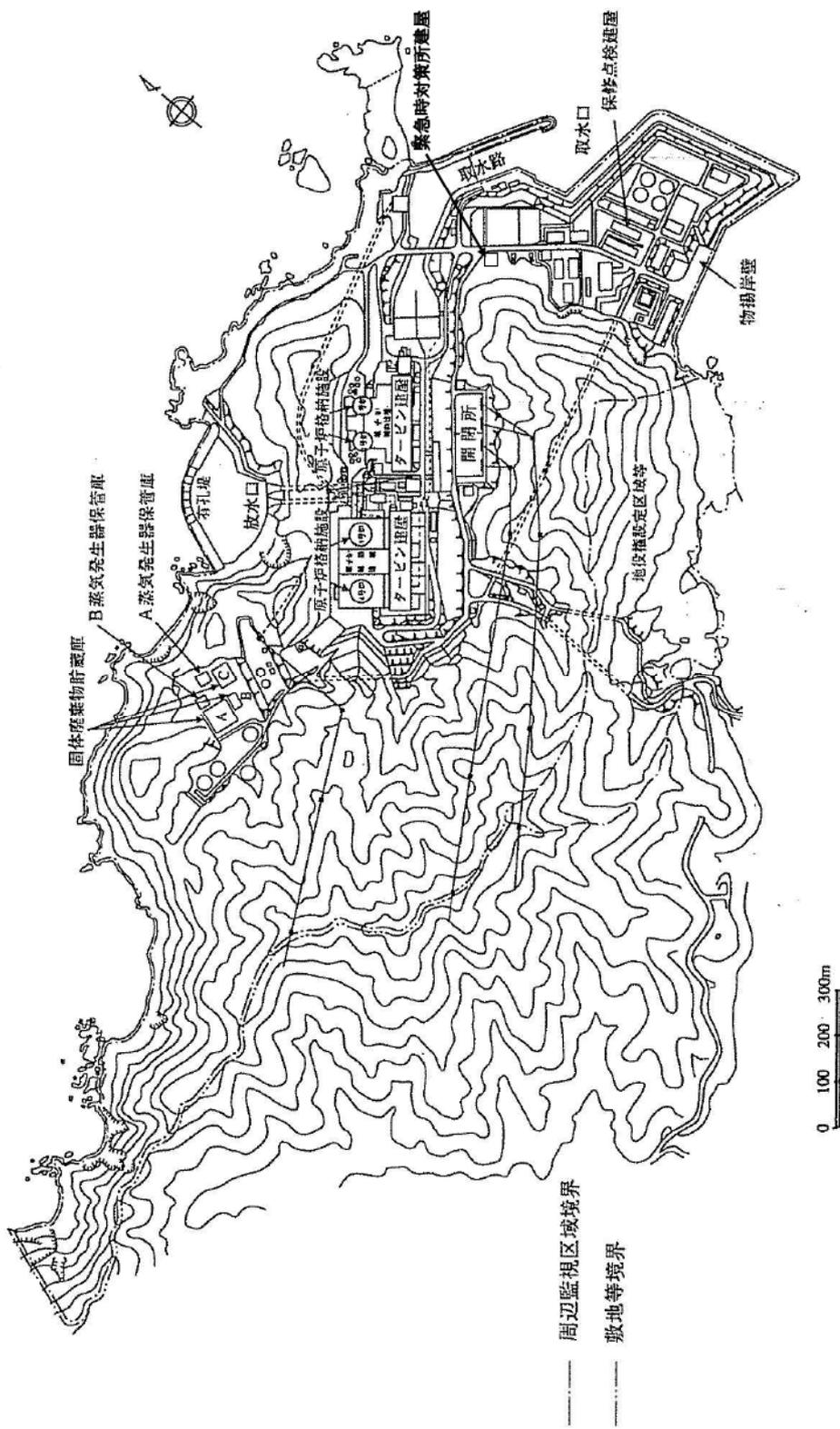
2.6.3 建物及び構造物

2.6.3.1



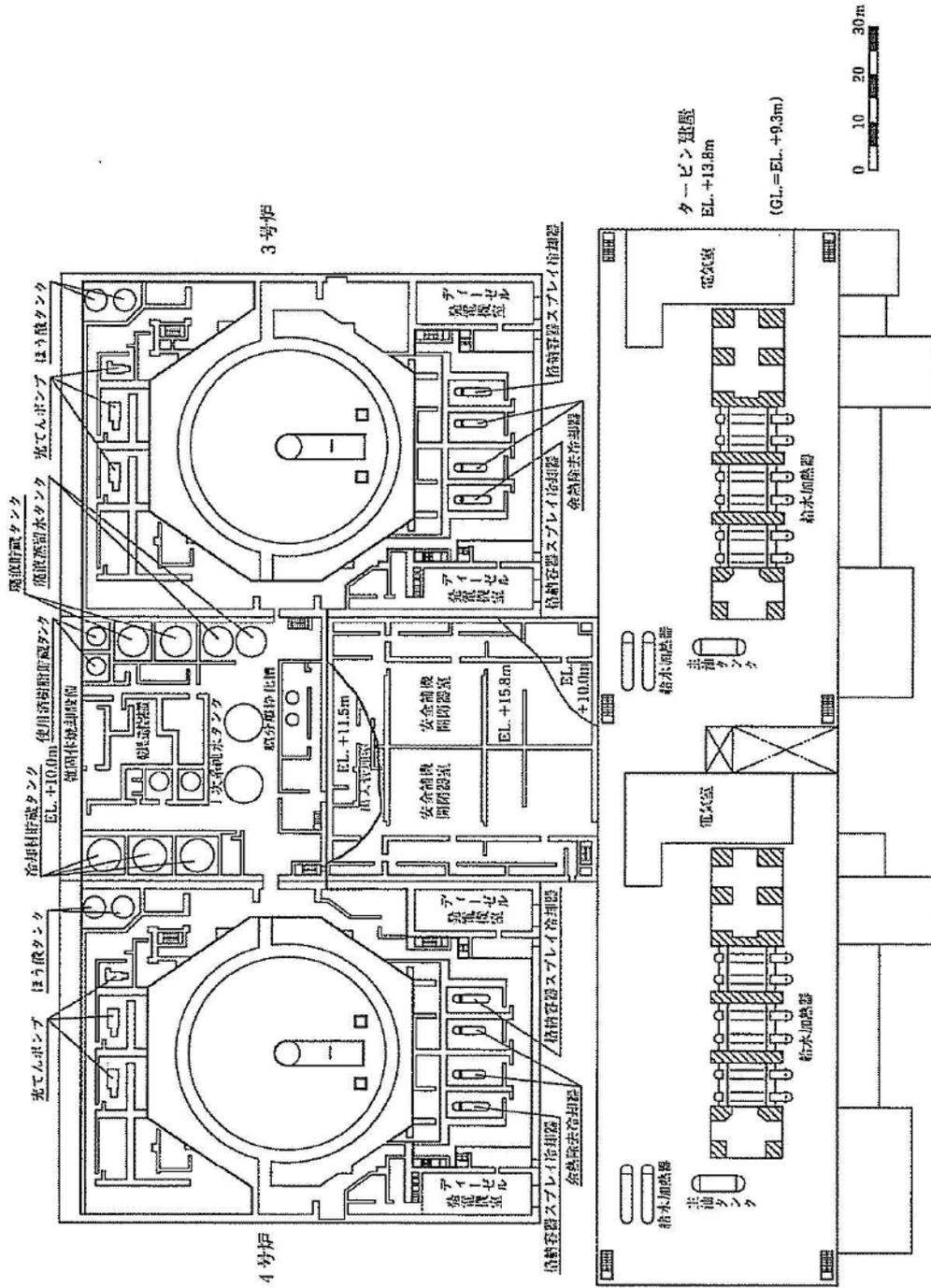
2.6.3.2

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

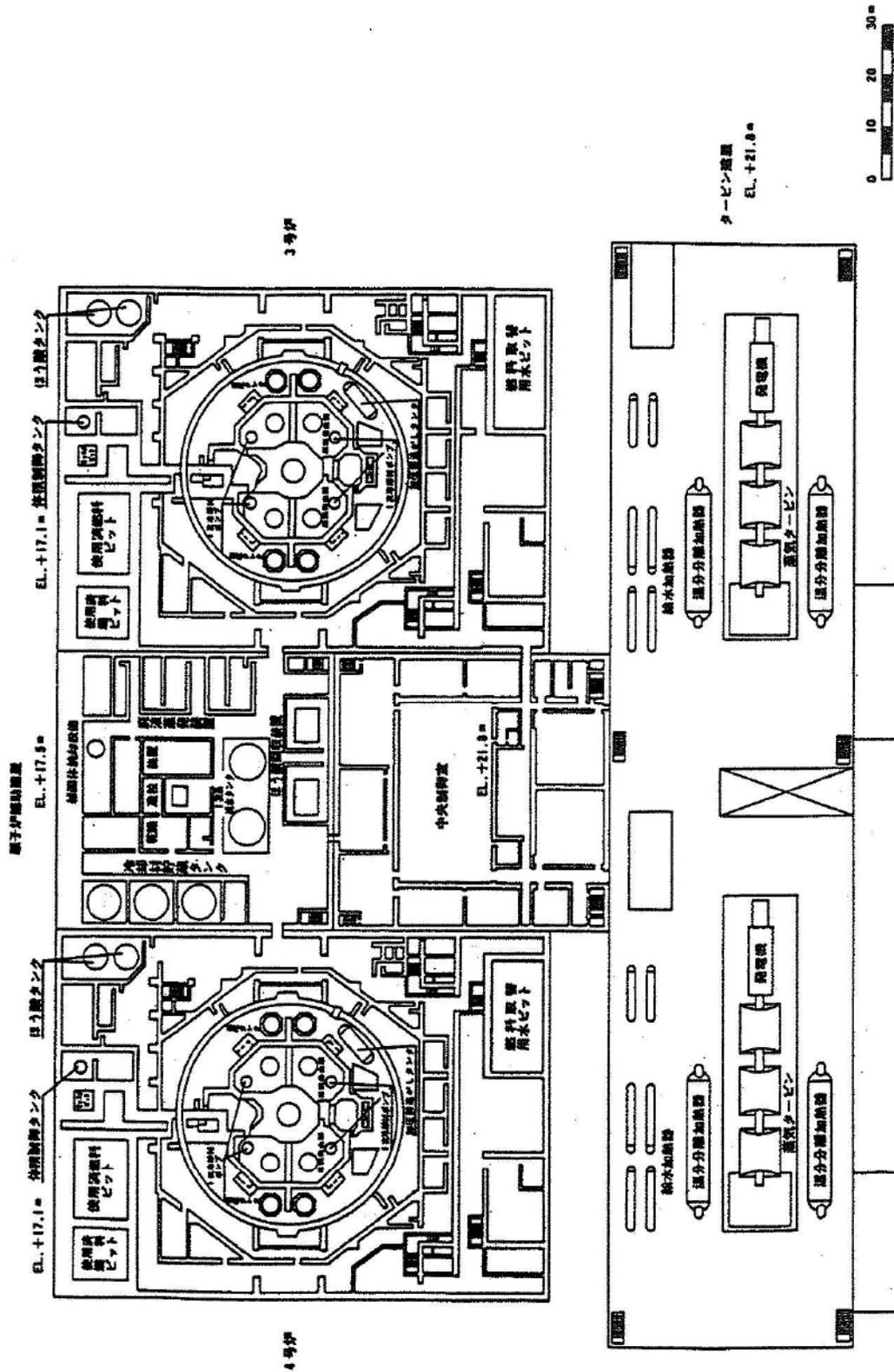


第 2.4.1 図 発電所全体配置図

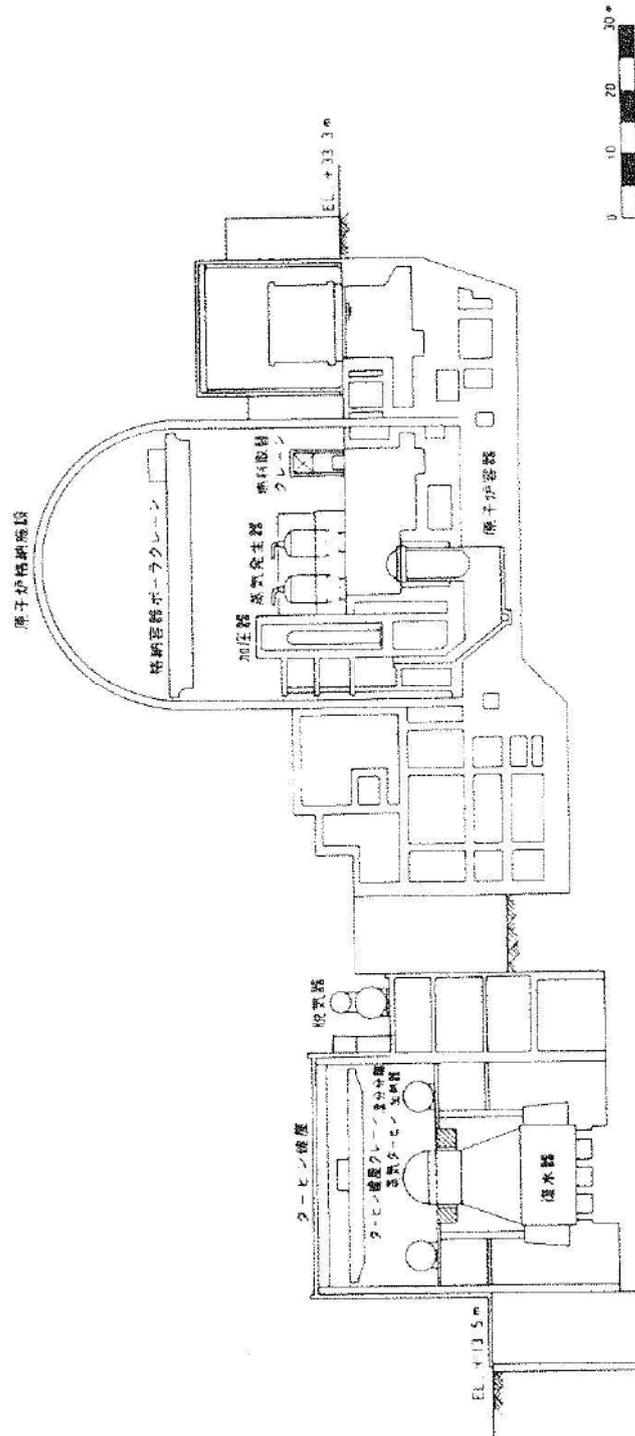
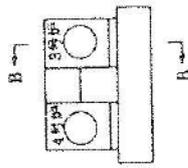
原子炉補助建屋



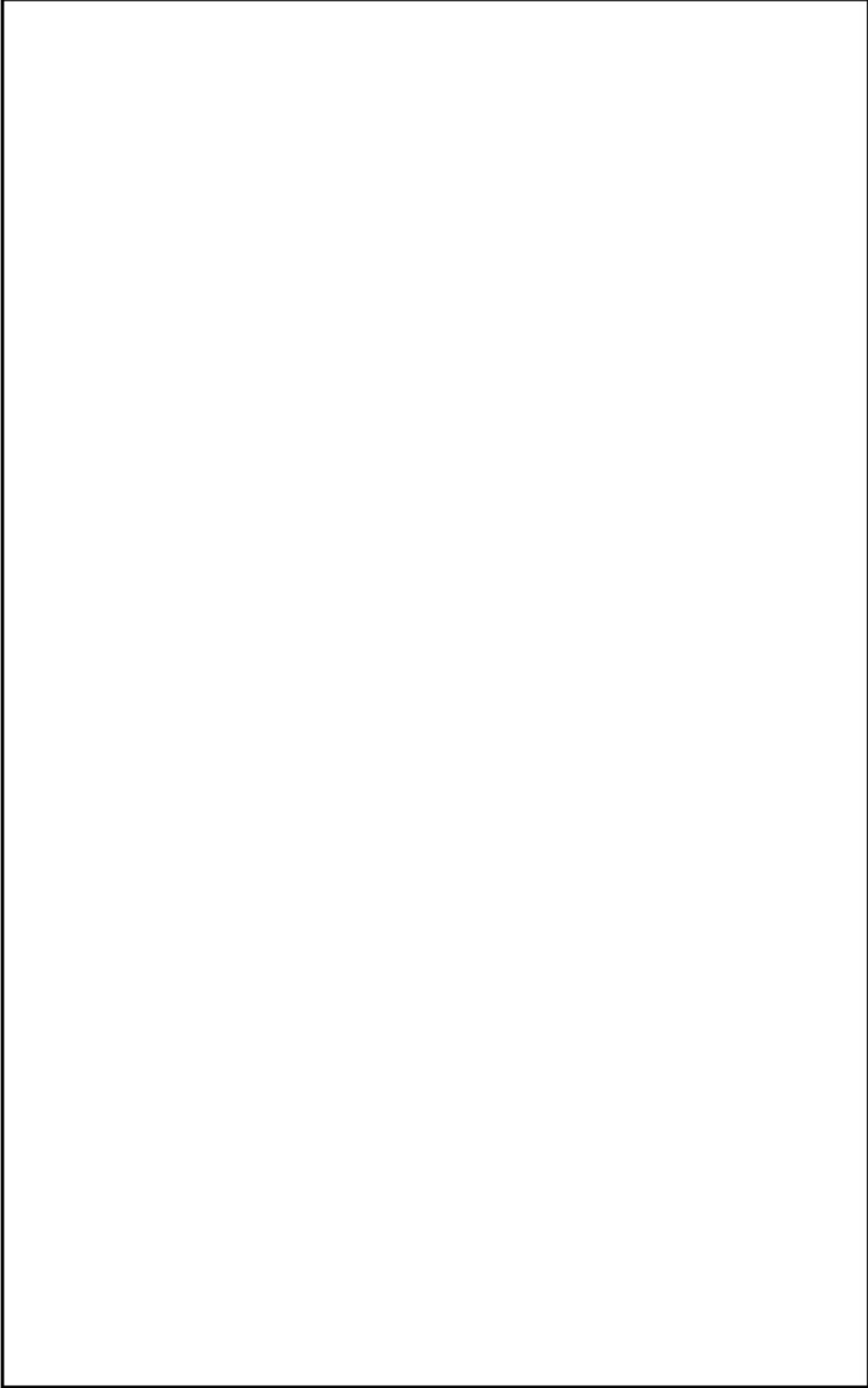
第 2.5.2 図 主要建屋平面図 (1 階)



第 2.5.3 図 主要建屋平面図 (2 階)



第 2.5.7 図 主要建屋断面図 (B - B 断面)



第2.6.1図 発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

3. 原子炉及び炉心

3.1 概要

原子炉を構成する要素としては、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒駆動装置等がある。原子炉及び炉心の概要を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。

炉心は、193体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を3領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用する。

また、炉心は1次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には、中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体の燃料棒の配列は、 17×17 であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シムプル、残り1本が炉内計装用案内シムプルである。制御棒案内シムプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシムプルプラグアセンブリの挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物及び下部炉心構造物で構成する。

1次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギーはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剰反応度を抑制し、減速材温度係数を高温出力運転状態で負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等の変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の比較的緩やかな反応度変化を制御す

るのに用いる。制御棒クラスタは、原子炉容器ふたに取り付けた磁気ジャック式制御棒駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御設備によるフィードアンドブリード方式により調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ、燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置、燃料の濃縮度、1次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、原子炉制御設備及び原子炉保護設備とあいまって、適切な反応度制御をできるようにする。また、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を持ち、軸方向振動に対しては容易に抑制可能である設計とする。

熱水力設計においては、燃料被覆管と1次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御設備、原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

1次冷却材中の腐食生成物及びこれから生成する放射性物質をできるだけ少なくするため、1次冷却材に直接接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性ととも核特性の優れた材料を選択する。

原子炉及び炉心の主要仕様を第3.1.1表に示す。

3.2 機械設計

3.2.1 燃料

(3号炉及び4号炉)

3.2.1.1 概要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備ハ、原子炉本体の構造及び設備 (2) 燃料体 (ii)燃料被覆材の種類に示す「ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」(以下、3.2.1では「ジルコニウム基合金」という。)の主成分は第3.2.1表のとおりである。(1)(2)燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り1本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンブルプラグアセンブリの挿入に使用する。

3.2.1.2 設計方針⁽¹⁾⁽³⁾

燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

(1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方

針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

- a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。
- b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。
- c. 被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 310N/mm^2 ～約 590N/mm^2 となる。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となる設計とする。
- e. 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnellの曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。

また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。

このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。

- a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がASME Sec. IIIの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。
- b. 輸送及び取扱い時に、燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件

で6Gと設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

3.2.1.3 主要設備

(1) 燃料棒

燃料棒は、第3.2.1図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルコニウム基合金被覆管又はジルカロイ-4被覆管に挿入し、輸送及び取扱い時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。

二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約97%又は約95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約96%又は約95%とする。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は凹状に成型し、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに、端面角部の面取り成型を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレットから放出される核分裂生成ガス、ペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴うペレット密度変化等により被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止するため、ペレットと被覆管に適当な間隙を設けるとともに、燃料棒にはプレナムを設ける。

被覆管の1次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧充てんする。このヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中、被覆管にコラプスが起これることはない。(1)(3)(4)(5)

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように考慮している。

(2) 燃料集合体

燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

燃料集合体は、第3.2.2図及び第3.2.3(1)図に示すように、17×17の正方配列を形成する燃料棒264本、制御棒案内シングル24本、炉内計装用案内シングル1本、支持格子9個（最上部及び最下部は、ニッケル・クロム・鉄合金、中間部は、ジルカロイ-4又はニッケル・クロム・鉄合金を材料とする。）、上部ノズル及び下部ノズル各1個等で構成する。(1)(6)

二酸化ウラン燃料集合体は、すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は、燃料棒のうち24本又は16本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第3.2.3(2)図及び第3.2.3(3)図に示す。

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレスタイプで、1次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の特徴を有する構造であり、燃料棒を各支持格子の単位格子当たり6点で支持することにより燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持している。

制御棒は、制御棒案内シングルとの間に十分な間隙があり、容易に挿入又は引き抜きができる。制御棒案内シングルの下部は、径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

3.2.1.4 主要仕様

(1) 燃料棒

ペレット及び被覆管の仕様を第3.2.1表に示す。

(2) 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第3.2.1表に示す。

3.2.1.5 評価

(1) 構成材料⁽¹⁾⁽²⁾

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジルコニ

ウム基合金又はジルカロイ-4)及び充てんガス(ヘリウム及び空気、又はヘリウム)に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

被覆材であるジルコニウム基合金及びジルカロイ-4は、小さな吸収断面積を有し中性子経済性に優れ、ペレット-被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、1次冷却材、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、被覆管以外に使用するジルカロイ-4、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

(2) 照射効果

燃料の燃焼が進むとペレット及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。更に燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。

ペレットの焼結に当たっては、二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約97%又は約95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約96%又は約95%にするとともに、照射中の焼きしまりを小さくするような方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核設計及び熱水力設計への影響は小さい。(7)(8)(9)

燃料寿命を通じて、熱膨張及び照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないように、また、燃料温度が過大にならないように、ペレットと被覆管の間隙を決定している。

ペレットと被覆管の間隙の熱伝達率は、主として間隙中のガスの

熱伝導率、間隙の大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合はその接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ、間隙中にはペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成ガス及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成ガス及び揮発性不純物は、一般的に間隙の熱伝達率を小さくするが、本原子炉の燃料では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成ガス及び揮発性不純物の影響が小さくなるように考慮している。

また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物が燃料の溶融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。

核分裂生成物が蓄積すると、燃料の溶融点はわずかな割合（10,000 MWd/t当たり約32℃）で低下する傾向にある。また、燃焼に伴いペレット熱伝導率は低下する。(1)(2)

燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれて上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている。

(3) 燃料要素⁽¹⁾⁽³⁾

(3号炉)

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

なお、燃料棒の性能評価には、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデルを用いる。(10)(11)

a. 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は、実験結果⁽¹²⁾を基に、未照射二酸化ウランでは約2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは約2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000 MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは

2,350℃とする。ただし、第1～第13領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd/tでは2,400℃とする。なお、3.2.1における燃料中心最高温度の解析上の制限値は便宜上厳しいものを使用する。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して、未照射燃料では約2,700℃とし、燃焼に伴う溶融点の低下は10,000MWd/t当たり32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは更に溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して2,440℃とする。ただし、第4～第13領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。なお、3.2.1における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.6wt%下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお、第4～第13領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度については、同一集合体内の通常二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.5wt%下げる。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約95%理論密度の場合の燃料寿命初期約1,200MWd/tであり、この場合制限値は2,570℃となるが、定格出力時の最大線出力密度43.1kW/m並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度59.1kW/mに対

する燃料中心最高温度は、第3.2.4図に示すようにそれぞれ約1,830℃及び約2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は33.4kW/m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は44.3kW/mとしているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれガドリニア濃度約10wt%の場合の約1,680℃及び約2,040℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値2,440℃を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞれの溶融点より十分低い。

b. 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第3.2.5図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約18.6MPa～約19.7MPaを超えることはない。

c. 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料要素内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料要素をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧

による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

d. 被覆管の歪

燃料棒内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮応力を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第3.2.6図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を3.2.1.2の設計方針で示した1%以下に保つことができる。

e. 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動、停止及び負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルはLanger and O'Donnellの曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

その他の考慮事項として、被覆管には燃料寿命中、1次冷却材との反応により酸化膜が形成され、これに伴って被覆管肉厚は減少するが、その減肉は小さく、肉厚の減少による被覆管の応力増加は問

題とならない。また、被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが、この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は、燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり、ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

(4号炉)

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

なお、燃料棒の性能評価には、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデルを用いる。(10)(11)

a. 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は、実験結果⁽¹²⁾を基に、未照射二酸化ウランでは約2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000 MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは約2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度71,000MWd/tでは2,350℃とする。ただし、第1～第12領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd/tでは2,400℃とする。なお、3.2.1における燃料中心最高温度の解析上の制限値は便宜上厳しいものを使用する。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して、未照射燃料では約2,700℃とし、燃焼に伴う溶融点の低下は10,000MWd/t当たり32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは更に溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して2,440℃

とする。ただし、第4～第12領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。なお、3.2.1における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.6wt%下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお、第4～第12領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度については、同一集合体の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.5wt%下げる。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約95%理論密度の場合の燃料寿命初期約1,200MWd/tであり、この場合制限値は2,570℃となるが、定格出力時の最大線出力密度43.1kW/m並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度59.1kW/mに対する燃料中心最高温度は、第3.2.4図に示すようにそれぞれ約1,830℃及び約2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は33.4kW/m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は44.3kW/mとしているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれガドリニア濃度約10wt%の場合の約1,680℃及び約2,040℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値2,440℃を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度もそれぞれの溶融点より十分低い。

b. 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第3.2.5図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約18.6MPa～約19.7MPaを超えることはない。

c. 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料要素内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料要素をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

d. 被覆管の歪

燃料棒内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮応力を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第3.2.6図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリング

による歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を3.2.1.2の設計方針で示した1%以下に保つことができる。

e. 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動、停止及び負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルはLanger and O'Donnellの曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

その他の考慮事項として、被覆管には燃料寿命中、1次冷却材との反応により酸化膜が形成され、これに伴って被覆管肉厚は減少するが、その減肉は小さく、肉厚の減少による被覆管の応力増加は問題とならない。また、被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが、この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は、燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり、ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

(3号炉及び4号炉)

(4) 燃料集合体⁽¹⁾⁽³⁾

燃料集合体には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱い時に種々の荷重が加わるが、以下のようにその機能が維持されている。

燃料集合体の性能評価は、実験、有限要素法構造解析等により行う。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと、又は支持格子が燃料棒の動きに追従することにより、燃料棒と制御棒案内シンプルのとの相対変位による過度の応力及び燃料棒曲がりは発生しない。また、燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル、又は燃料棒と上部ノズルとの間隙を適切に選ぶことにより、燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。さらに、燃料集合体全長を適切に選ぶことにより、燃料集合体の照射成長による軸方向の伸びを吸収できる。

1次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上部ノズル押えばねの変位による反力で抑えられている。これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は、適切に選ばれたばね強度を有する支持格子により単位格子当たり6点で支持されるとともに、支持格子は隣接する燃料集合体の支持格子と過大な位置ずれを起こさないことから、燃料棒の水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレットング摩耗も問題とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上部ノズル、下部ノズル及び制御棒案内シンプルの疲労に与える影響は小さい。

9個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものである。熱水力設計では、燃料棒曲がりDNB試験の結果を踏まえて燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度を考慮した設計としている。(13)(16)

なお、燃料集合体の構成部品は、1次冷却材に対して高い耐食性を有することから、腐食は問題とならない。

b. 輸送及び取扱い時の健全性

燃料取扱い時のクレーンによる荷重は、上部ノズル及び下部ノズルに加わるが、荷重の大きさは、使用されるクレーンの特性で

決まり3G～4G程度である。

また、輸送時には上部ノズル、下部ノズル及び各支持格子に荷重が加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し、6G以下であることを確認する。

以上より、輸送及び取扱い時の荷重を、軸方向について6G、横方向についても、各支持格子部固定の条件で6Gとして設計しているので、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、燃料集合体に6Gを超える荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

3.2.1.6 燃料の製造及び検査

燃料集合体の製造工程の概要を第3.2.7図に示す。

品質管理は、燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い、設計仕様を満たしているか確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類及び品質管理計画書によって定める。

ペレットについては、ペレットの密度、化学成分、外観等の検査を行う。被覆管については、寸法検査、管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い、さらに破壊試験として、化学分析、引張試験等を行う。端栓溶接部の健全性は、X線検査又は超音波検査によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏えい試験を行い、被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料集合体の組立後には、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査及び目視検査を行う。

発電所到着後は、燃料集合体の変形の有無等を検査し、その健全性を確認する。

また、燃料の使用中は、運転時の1次冷却材中の放射性物質濃度の監視及び燃料取替え時の検査によりその健全性を確認する。

3.2.1.7 燃料の使用実績⁽¹⁷⁾ ⁽¹⁸⁾

ジルカロイ被覆燃料は1960年代より商業用加圧水型原子炉で本格的

に使用され、今日に至るまで多数の使用実績を有しており、それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術等の向上に反映されている。国内における2001年3月までのジルカロイ被覆燃料の商業炉の使用実績は、約400万本に達している。このジルカロイと成分がほとんど同じジルコニウム基合金被覆燃料についても、海外の試験炉、商業炉で照射されており、さらに国内における先行照射が1997年から2002年にかけて実施されている。

試験燃料の中には、最大線出力密度約69kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約80,000MWd/tに達したものがあり、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度43.1kW/m、燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/t相当を十分に上回る照射実績が得られている。

3.2.2 炉内構造物

3.2.2.1 概要

炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成される。全体構造を第3.1.1図に示す。

炉内構造物は次の機能を果たす。

- (1) すべての制御棒クラスタが必要時に動作できるように確実に位置決めする。
- (2) 燃料集合体を支持し、位置決めする。
- (3) 1次冷却材が燃料集合体を冷却するように流路を確保する。

3.2.2.2 設計方針

- (1) 炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び1次冷却材喪失等の事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。
- (2) 炉内構造物は、燃料集合体とともに1次冷却材の炉心内での流量分布を均一にし、バイパス流量を制限するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても適切な熱伝達が行

えるように設計する。

- (3) 炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮し、燃料集合体を所定位置に確実に保持し、ねじれ等が生じないように設計する。
- (4) 炉内構造物は、熱遮へい体を設置して原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中、使用材料のじん性が保たれるように設計する。
- (5) 炉内構造物は、炉内中性子束計測用シンブルを案内できるように、また、原子炉容器材料の照射試験片を挿入できるように設計する。
- (6) 炉内構造物は、燃料取替えを安全かつ適切に行えるように設計する。また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように、原子炉容器外に取り出せるように設計する。

3.2.2.3 主要設備の仕様

炉内構造物の設備仕様を第3.2.2表に示す。

3.2.2.4 主要設備

原子炉容器内に取り付ける炉内構造物は、上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。

(1) 上部炉心構造物

上部炉心構造物は、第3.2.8図のように、制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板等から構成し、次のような構造と機能を持つ。

- a. 制御棒クラスタ案内管は、駆動軸及び引き抜かれた制御棒クラスタを横方向水流から保護する。

制御棒クラスタ案内管は、上部を上部炉心支持板に固定され、下部を上部炉心板にピンで拘束されている。

- b. 上部炉心支持柱は、上部炉心支持板と上部炉心板とを結合するために、上下端をそれぞれの板に固定される。上部炉心支持柱は、2枚の板の間で機械荷重を伝達し、炉内計装用熱電対を案内する熱電対引出管を固定する。

- c. 上部炉心板は、その下面に取り付けた燃料ピンにより燃料集合体

上端の位置決め及び整列を行う。

d. 上部炉心支持板は、原子炉容器フランジ部で支持され、上部炉心板、上部炉心支持柱等に作用する荷重を原子炉容器フランジ部に伝達する。

e. 上部炉心構造物は、下部炉心構造物に対して上部炉心板位置決めピンで位置決めされる。

上部炉心板位置決めピンは、炉心槽の上部炉心板が位置決めされる高さのところに90度間隔に位置しており、上部炉心構造物を下部炉心構造物内に挿入するとき、上部炉心板に加工された溝が、上部炉心板位置決めピンで軸方向に案内される。また、上部炉心構造物が所定の位置に下降すると、上部炉心板の下面に取り付けられた燃料ピンが燃料集合体上部ノズルのピン穴に案内され、燃料集合体の位置決めを行う。

f. 上部炉心構造物には、自重、地震荷重、水力荷重、燃料集合体の荷重等の垂直方向荷重と、冷却材横流れ、地震荷重等の水平方向荷重が作用する。

垂直方向荷重は、上部炉心板、上部炉心支持柱を通して上部炉心支持板に伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。

水平方向荷重は、上部炉心支持柱により上部炉心支持板と上部炉心板に分配され、原子炉容器フランジ部と上部炉心板位置決めピンを介して下部炉心構造物とで支持される。

(2) 下部炉心構造物

下部炉心構造物は、第3.2.9図のように炉心槽、炉心バツフル、下部炉心板、下部炉心支持板、熱遮へい体、下部炉心支持柱等で構成し、次のような構造と機能を持つ。

a. 炉心槽は、上部フランジ部を原子炉容器フランジ部で支持され、下端は、原子炉容器壁に取り付けた炉心支持金物により水平方向が支持されている。炉心槽の内部には炉心バツフル、下部炉心板が取り付けられ、炉心内の1次冷却材の流路を形成している。

炉心バツフルと炉心槽の間の流れは上向き流とし、1次冷却材

の炉心バップル板間げきから燃料集合体方向への横流れの低減を図ることにより、横流れが燃料棒に与える影響を大幅に低減する。

- b. 下部炉心板は、その上面に取り付けた燃料ピンにより燃料集合体の位置決め及び整列を行う。
- c. 下部炉心支持柱は、下部炉心板と下部炉心支持板とを結合し、下部炉心支持板に炉心の重量を伝達する。
- d. 熱遮へい体は分割型であり、炉心槽の外側で中性子線量の大きい箇所に配置することにより、運転中原子炉容器壁に照射される中性子線量を減少させる。
- e. 下部炉心支持板の下部の炉内計装案内管は、炉内計装筒より挿入された可動小型中性子束検出器のシンプルが燃料集合体内の炉内計装用案内シンプルに挿入できるように案内する。
- f. 熱遮へい体の外側に照射試験片ホルダ案内管を取り付け、原子炉容器材料の照射試験片を挿入し、原子炉運転中照射する。
- g. 下部炉心構造物には、自重、燃料集合体の荷重、制御棒クラスタ落下時の荷重、地震荷重、水力荷重等の垂直方向荷重と地震荷重、冷却材の横流れ等の水平方向荷重が作用する。垂直方向荷重は、下部炉心板より下部炉心支持柱を介し下部炉心支持板に伝わる。更に、下部炉心支持板から炉心槽を通して炉心槽フランジに伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。水平方向荷重は、炉心槽に伝わり、原子炉容器フランジと炉心支持金物に分配される。燃料集合体に働く水平方向荷重は、炉心槽に固定された下部炉心板と上部炉心板を支持する位置決めピンによって炉心槽に伝わる。

炉内構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力、放射線等の種々の厳しい条件下で、安全にその機能を果たすようにステンレス鋼等を使用する。

3.2.2.5 評価

(1) 強度及び機能

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び1次冷却材喪失等の事故時において応力及び変形を制限しているので、必要な強度及び機能を果たすことができる。

(2) 流量分布とバイパス流量

流量分布は、下部炉心構造物の流路形状によって、炉心入口で均一化される。また、バイパス流に対しては、バイパスを生じる構造物間の間げき及び流路穴を制限することによって、その流量を制限している。

(3) 燃料集合体の支持

炉心を支持する炉心支持構造物は十分剛であるので、炉心を確実に支持できる。

(4) 中性子遮へい

1次冷却材自身の放射線遮へい効果に加えて、原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱遮へい体の設置により、運転期間中、使用材料のじん性を保つことができる。

(5) 炉内計測と照射試験片用カプセルの保持

下部炉心構造物に炉内計装案内管を設置しているので、炉内中性子束計測用シンブルを案内できる。

また、熱遮へい体に照射試験片ホルダ案内管を設置しているので、照射試験片用カプセルの挿入及び保持ができる。

(6) 燃料取替え

上部炉心構造物と下部炉心構造物は、押えリングを介してのみ接続しており、安全かつ容易に分離できる構造であるので、燃料の取替えは安全かつ適切にできる。

3.2.2.6 試験検査

炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように原子炉容器外へ取出しできる構造としている。

3.2.3 反応度制御設備

3.2.3.1 概要

原子炉の反応度制限は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。そのほかに反応度制御設備としてバーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料を設ける。

反応度制御設備は、次の機能を有する。

- (1) 制御棒クラスタは、反応度変化を制御し、磁気ジャック式駆動装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心に落下する。
- (2) ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する。
- (3) バーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料は、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については、「5.8 化学体積制御設備」において詳細説明をする。

3.2.3.2 設計方針

- (1) 高温待機状態又は高温運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも2つの独立した系として制御棒制御系と化学体積制御設備を設ける。
- (2) 想定される事故時において、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入により高温状態において炉心を臨界未満にできるように設計する。

また、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には化学体積制御設備のほう酸注入により炉心を臨界未満に維持できるように設計する。

更に、主蒸気管破断事故のように炉心が冷却されるような事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの挿入に加えて、非常用炉心冷却設備によるほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、

かつ、事故後において臨界未満を維持できるように設計する。

(3) 反応度制御設備は、原子炉の反応度変化を以下のとおり制御する設計とする。

- a 制御棒クラスタは、高温零出力から高温全出力にわたる出力の変化に伴う反応度変化を制御する設計とする。
- b ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する設計とする。
- c バーナブルポイズン又はガドリニア入り燃料は、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にできるように設計する。

(4) 制御棒駆動装置は以下のとおり設計する。

- a 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する耐圧部は、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準を定める告示」に従って、設計、製作並びに検査を行う。
- b 原子炉トリップ時には、制御棒クラスタをその自重により炉心に挿入できる設計とする。
- c 制御棒クラスタを炉心内上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる設計とする。

3.2.3.3 主要設備の仕様

制御棒クラスタの設備仕様を第3.2.3表に示す。

バーナブルポイズン棒の設備仕様を第3.2.4表に示す。

制御棒駆動装置の設備仕様を第3.2.5表に示す。

3.2.3.4 主要設備

(1) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、第3.2.10図に示すように制御棒24本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各制御棒は、各燃料集合体内の24本の制御棒案内シンブル内を、上下に移動する。

制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終りにダッシュポット効果による緩衝作用を行わせる。

制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。

(2) バーナブルポイズン⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の被覆管に充てんし、クラスタ状に成形したもので、燃料集合体の制御棒案内シンプルに挿入する。バーナブルポイズンは、第3.2.11図に示すように24本、20本、16本、10本の4種類を使用し、初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は1,830本で第3.2.12図に示すように炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの有する反応度制御効果の分だけ、1次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、高温出力運転状態で減速材温度係数を容易に負とすることができる。また、バーナブルポイズンを炉心内に適切に配置することにより、水平方向出力分布が更に平坦化する。

バーナブルポイズン中のほう素は、燃焼が進行するに伴って損耗するが、その損耗の割合は燃料の燃焼に比較して小さいので、第1サイクル全期間を通じて、1次冷却材中のほう素濃度は初期の値より小さくなり、減速材温度係数もより負側の値となる。続く各サイクルにおいて、1次冷却材中のほう素濃度を小さくし、高温出力運転状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために引き続きバーナブルポイズンを使用することもあり得る。取替炉心でバーナブルポイズンを使用する場合は、良好な水平方向出力分布が得られるように1,830本以下を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの構造図を第3.2.13図に示す。

バーナブルポイズン棒はその使用期間を通じて、ほう素入り吸収

材の温度が、吸収材の安定領域にあり、被覆管の応力がASME Sec. III等に準じた許容応力を超えないこととする。

(3) 制御棒駆動装置

制御棒クラスタは、原子炉容器ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動する。この制御棒駆動装置は、第3.2.14図に示すように、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。

原子炉容器ふたを取り外す場合は、全動作コイルを消磁して駆動軸とラッチを切り離し、制御棒クラスタを炉心内に放置する。次に制御棒クラスタ動作用コイル及び位置指示用コイルの電源を切り離し、駆動軸以外の全装置を原子炉容器ふたとともに取り外す。駆動軸とラッチの結合は、原子炉容器ふたを取り付けた後、動作コイルを励磁することにより行う。

a. 圧力ハウジング

制御棒駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設ける。圧力ハウジングは、アダプタにねじ込み、シール溶接する。アダプタは、原子炉容器ふたに取り付けた制御棒駆動装置用管台に溶接で取り付ける。

b. コイルアセンブリ

第3.2.15図に示すように圧力ハウジングの外側に、独立した3個のコイルからなるコイルアセンブリを設ける。コイルアセンブリの上に、外部配線と連結するターミナルを設け、取外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒駆動装置冷却装置を設け常時制御棒駆動装置を冷却する。

c. ラッチアセンブリ

ラッチアセンブリは、第3.2.15図に示すように圧力ハウジング内に収容するラッチ、プランジャ等から構成し、駆動軸に付けられた円環状の溝とかみ合うラッチと、駆動軸周りのプランジャの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャは、半導体式制御装置により、所定のシーケンスで励磁される動作コイルで作動

する。

ラッチの動作は、常に機械的荷重のない状態で行い、駆動軸の溝及びラッチ先端の摩耗を最小にする。

通常運転時、駆動軸は、ステーションナリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルを励磁して保持する。ステーションナリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、ラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。

ラッチアセンブリは、運転中は潤滑のため1次冷却材で浸されるが、高温高圧下でも完全に作動するように設計する。

d. 駆動軸

駆動軸には、ラッチとかみ合う円環状の溝を設け、その下端には制御棒クラスタと連結するカップリングを設ける。カップリングの連結及び取外しは、遠隔操作で行うことができる。

3.2.3.5 評価

(1) 独立性

反応度制御設備は、制御棒制御系による制御棒クラスタ挿入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる2つの系を有しているので、独立性を維持できる。

(2) 反応度制御機能

反応度制御設備は、「3.3核設計」に詳細を述べるようにそれぞれの目的に応じて制御棒制御系及びほう素濃度調整によって必要な反応度制御機能を果たすことができる。

(3) 制御棒駆動装置

a. ステーションナリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、駆動軸を保持しているラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。

b. 所定のシーケンスで励磁されるコイルアセンブリによって圧力

ハウジング内のラッチアセンブリが動作するので、制御棒クラスタは、炉心内を上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる。

3.2.3.6 試験検査

制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置は、定期的に作動試験ができる。

3.2.4 その他の設備

燃料集合体の制御棒案内シンプルには、制御棒クラスタ、バーナブルポイズンのほかにシンプルプラグアセンブリ及び中性子源を挿入する。シンプルプラグアセンブリは、炉心内のバイパス流量を制限するために使用し、中性子源は低中性子束における中性子束監視及び原子炉起動用に使用する。

3.2.4.1 シンプルプラグアセンブリ

制御棒、中性子源棒又はバーナブルポイズン棒のいずれも入らない制御棒案内シンプルを通るバイパス流量を制限するため、シンプルプラグを挿入する。シンプルプラグアセンブリは、第3.2.16図に示すようにシンプルプラグで構成されており、バーナブルポイズン棒と組み合わせて使用する場合もある。炉心に装着する場合は、燃料集合体の制御棒案内シンプルに挿入し、上部炉心板で固定する。

シンプルプラグの材料は、コイルばね以外はステンレス鋼を使用する。コイルばねはニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

シンプルプラグは、バーナブルポイズン棒、中性子源棒と組み合わせて使用する場合もある。

3.2.4.2 中性子源

中性子源には、1次中性子源と2次中性子源の2種類があり、1次中性子源は最初から放射性であるが、2次中性子源は、原子炉運転中に放射化されて中性子源としての機能を持つ。

本原子炉には、1次中性子源2体と2次中性子源2体を第3.2.12図に示

すように、炉心内の対称な位置にある燃料集合体の制御棒案内シンプ
ルに挿入し、上部炉心板で固定する。1次中性子源は、第3.2.17図に示
すように1本の1次中性子源棒及び23本のバーナブルポイズン棒から構
成する。また、2次中性子源は、第3.2.18図に示すように4本の2次中
性子源棒及び20本のシンプルプラグから構成する。1次中性子源棒の
材料は、約0.15Ciの線源強度を持つカリフォルニウム-252であり、2
次中性子源棒の材料はアンチモン・ベリリウムの混合物である。1次
冷却材にさらされる材料は、コイルばね以外すべてステンレス鋼を用
い、コイルばねはニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

中性子源棒の設備仕様を第3.2.6表に示す。

(4号炉)

3.2.5 高燃焼度先行照射燃料集合体⁽³⁹⁾⁽⁴⁰⁾

3.2.5.1 燃料

(1) 概要

高燃焼度先行照射燃料集合体は、従来の燃料集合体とその構造、
構成材料が基本的に同等であるが、燃料被覆管にスズ量を低下させ
たジルカロイ-4、又はジルカロイ-4より耐食性向上を目指したジルコ
ニウム基合金が使用され、本燃料集合体最高燃焼度は55,000MWd/t
としている。

なお、海外ではすでに55,000MWd/t以上の照射実績が得られてい
る。⁽¹²⁾⁽¹³⁾

(2) 主要設備

高燃焼度先行照射燃料集合体の燃料棒及び燃料集合体の仕様を第
3.2.7表に示す。

燃料棒は第3.2.19図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガ
ドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを耐食性向上の観点からス
ズ量を低下させたジルカロイ-4、あるいはジルカロイ-4の合金成分を
調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金、又はジルコニウム
-ニオブ合金にスズ、鉄を添加したジルコニウム基合金被覆管に挿

入し、輸送時、取扱い時等のペレットの移動を防ぐためにコイルバネを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のものでヘリウムが加圧充てんされている。ペレット密度・形状、ペレットと被覆管に適切なギャップ及び燃料棒プレナムを設けることは従来燃料棒と同等である。

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が通常運転時において被覆管の外向きクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないよう設計する。

なお、高燃焼度先行照射燃料集合体の被覆管の一部には、耐PCI性向上を目的とした集合組織調整を施す。

また、二酸化ウラン焼結ペレットには、核分裂生成ガスの放出を抑制するよう結晶粒径を大粒径化した二酸化ウラン焼結ペレット（大粒径ペレット）が使用される。その他の製造工程、品質管理については、従来燃料と同等である。燃料集合体の製造工程を第3.2.20図に示す。

燃料集合体は、ガドリニア入り燃料棒が24本組み込まれる他は、構造及び機械的特性について、従来の燃料集合体と同一構造である。ガドリニア入り燃料棒配置を第3.2.21図に示す。

高燃焼度先行照射燃料集合体の使用に当たっては、一部の燃料体は燃料棒の引き抜きが可能な構造（リムーバブル構造）に設計する。

(3) 評価

(ア) 構成材料

高燃焼度先行照射燃料集合体の構成材料のうち、二酸化ウラン、耐食性向上の観点からスズ量を低下させたジルカロイ-4、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼については従来燃料集合体の構成材料と同一であり、十分な実績を有するものである。

また、ジルコニウム基合金は、耐食性をより向上させるため、ジルカロイ-4の合金成分を調整し、ニオブ等を添加した合金又はジルコニウム-ニオブ合金にスズ、鉄を添加したものである。これらジルコニウム基合金は、クリープ及び照射成長はジルカロイ-4

に比べ小さくなるものがあるが、機械的強度及び延性はジルカロイ-4 と同等である。

大粒径ペレットの焼きしまりは従来の二酸化ウラン焼結ペレットに比べ小さくなるが、スエリング及びその他の材料特性は従来の二酸化ウラン焼結ペレットと同等である。このため 3.2.1.2 章の設計方針に準じて機械設計を行うことにより、高燃焼度先行照射燃料集合体の健全性は確保される。

(i) 燃料棒

燃料棒の性能評価は、高燃焼度までの実験値との比較よりその妥当性が確認されている FINE コード⁽¹⁾又は FPAC コード⁽²⁾を用いて行う。

この場合、核分裂生成ガスの生成及び放出、ペレットの熱膨脹スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨脹クリープ及び弾性変形、ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮した、燃料温度、内圧、被覆管応力、歪、疲労等を計算し、設計方針を満足することを確認する。

この結果、通常運転時及び運転時の異常な過度変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

a. 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点については、実験結果⁽⁷⁾を基に、未照射二酸化ウランでは約 2,800℃、燃焼に伴う融点の低下を 10,000MWd/t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd/t では約 2,570℃となる。

燃料中心最高温度の解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,600℃、燃焼に伴う融点の低下を 10,000MWd/t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd/t では、2,370℃とする。

また、ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下し未照射燃料に対して約 2,700℃であり、燃焼

の進行に伴って 10,000MWd/t 当たり約 32℃低下する。ガドリニア入り燃料の燃料中心温度の解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,500℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t では 2,460℃とする。

このため、ガドリニア入り燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常ウラン燃料棒の濃縮度より 2.5wt%下げ、ガドリニア入り燃焼棒の線出力密度を低下させる設計とする。

燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期であり、この場合制限値は 2,590℃となるが、定格出力 43.1kW/m 時及び最大線出力密度 59.1kW/m 時における燃料中心最高温度は、約 1,830℃及び約 2,270℃であり、制限値を十分下まわっている。したがって燃料中心最高温度は、二酸化ウランの溶融点より十分低い。

ガドリニア入り燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより定格出力時の最大線出力密度は 30.1kW/m、通常運転時及び運転時の異常な過度変化時における最大線出力密度は 37.5kW/m としているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り燃料の燃料中心最高温度は約 1,800℃及び約 2,090℃であり、ガドリニア入り燃料に対する解析上の制限値 2,460℃を十分下まわっている。

b. 燃料棒内圧

燃料棒内圧については、最高燃焼度燃料棒の内圧でも、通常運転時において第 3.2.22 図に示すように過大となることはなく、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管ギャップが増加する圧力を超えることはない。

c. 被覆管の応力

通常運転中の過度変化時及び運転時の異常な過度変化時における被覆管応力として、内外圧差による応力、ペレットとの接

触圧による応力、熱応力、地震による応力、水力振動による応力等を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でもスズ量を低下させたジルカロイ-4 及びジルコニウム基合金の耐力を十分下まわる。

d. 被覆管の歪

通常運転時及び運転時の異常な過度変化時においても、定常状態からの線出力密度の上昇は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を設計方針で示した 1%以下に保つことができる。

e. 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルは設計方針を十分下まわる。

f. 水素化

燃料棒の製造工程では、被覆管の水素化による損傷が生じないように、燃料棒内の水分を十分低く抑えるように管理する。

g. 被覆管のクリープコラプス

ヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中被覆管にコラプスが起これることはない。(8)(9)

h. 被覆管の腐食

スズ量を低下させたジルカロイ-4 及びジルコニウム基合金を使用することにより、燃料寿命中に被覆管の腐食が過大となることはない。

(ウ) 燃料集合体

高燃焼度先行照射燃料集合体は、燃料棒に新たな仕様のものが用いられる以外は、従来の燃料集合体とその構造及び構成材料が

基本的に同等であり、従来燃料と同様、設計方針を満足する。特に燃料集合体と上下炉心板、燃料棒と上部ノズル及び下部ノズルとの間げきについては、燃料集合体及び燃料棒の軸方向の伸びを吸収できるよう適切に選ぶことにより 55,000MWd/t までの使用が可能である。

3.2.5.2 反応度制御設備、その他の設備

高燃焼度先行照射燃料集合体の使用に当たっては、一部の燃料集合体は燃料棒の引き抜きが可能な構造（リムーバブル構造）に設計する。これに伴い当該燃料集合体に挿入するバーナブルポイズン及びシンプルプラグアセンブリについては、熱水力設計に影響を及ぼさないよう冷却材流路を調整したものをを用いる。

このためのバーナブルポイズンを第3.2.23図に、シンプルプラグアセンブリを第3.2.24図に示す。

3.3 核設計

3.3.1 概要

(3号炉及び4号炉)

原子炉は、低濃縮二酸化ウランを燃料とする軽水減速の加圧水型原子炉であり、核分裂は、主として軽水で減速された熱中性子によるものである。核特性上の主要因子である減速材／ウラン体積比は約3.4～約3.6である。原子炉は、起動時には高温状態まで加熱後臨界とし、停止時には高温状態で臨界未満とした後低温状態まで冷却する。

出力運転時における炉心内での蒸気ボイドの発生は無視できる。また、定格出力運転中は制御棒クラスタがほぼ全引き抜き状態にあり、燃料の燃焼に伴う反応度変化をほう素濃度調整により制御するため、燃料の燃焼に伴う炉心内出力分布の変化は小さい。燃料集合体の燃料棒は、約12.6mmのピッチで17×17の正方格子をなすように配列しており、そのうち25本は燃料棒が入らない水路等となるが、ピッチが小さいため局所的な出力ピーキングは大きくならない。さらに、燃料集合体を適切に配置し、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することで出力ピーキングを適切な範囲に抑えることができる。

ドップラ係数は常に負であり、減速材温度係数は高温出力運転状態では負に保たれているため、原子炉に固有の安全性を与えている。また、キセノンによる出力振動のうち、径方向振動は収束性であり、軸方向振動も炉心寿命中の大部分において収束性である。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、たとえ振動が生じても制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

3.3.2 設計方針

(3号炉)

- (1) 原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。
 - a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特

性を有すること。

- b. 最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることができること。
- c. 原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。
- d. 通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2) これらを基本とし、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では $0.016 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも $0.010 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

b. 制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果たせるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度値は制御棒クラスタ1本が挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時で $0.0012 \Delta k/k$ 以下、高温零出力時サイクル初期で $0.0066 \Delta k/k$ 以下、サイクル末期で $0.0087 \Delta k/k$ 以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は2つのバンクの制御棒クラスタが引き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $75 \times 10^{-5} (\Delta k/k) /s$ 以下となる設計とする。さらに、高温全出力運転中全引き抜き位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ を上回らない設計とする。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドップラ係数は常に負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異

常な過渡変化時においても出力抑制効果を有する設計とする。

d. 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度及び最小DNBRの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数を3.3.5.3の(2)に記載する条件を満たす設計とする。

e. 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じてもそれを検出し、容易に抑制できる設計とする。

f. 燃料燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、55,000MWd/t以下となる設計とする。ただし、第1～第13領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は48,000MWd/t以下となる設計とする。

(4号炉)

(1) 原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉施設の各設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。

b. 最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることができること。

c. 原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。

d. 通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2) これらを基本とし、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では0.016 $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも0.010 Δ

k/k以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

b. 制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果たせるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度値は制御棒クラスタ1本が挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時で $0.0012 \Delta k/k$ 以下、高温零出力時サイクル初期で $0.0066 \Delta k/k$ 以下、サイクル末期で $0.0087 \Delta k/k$ 以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は2つのバンクの制御棒クラスタが引き抜き手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $75 \times 10^{-5} (\Delta k/k) /s$ 以下となる設計とする。さらに、高温全出力運転中全引き抜き位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ を上回らない設計とする。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドップラ係数は常に負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有する設計とする。

d. 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度及び最小DNBRの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数を3.3.5.3の(2)に記載する条件を満たす設計とする。

e. 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じてもそれを検出し、容易に抑制できる設計とする。

f. 燃料燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、 $55,000 \text{MWd/t}$ 以下となる設計とする。ただし、第1～第12領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は $48,000 \text{MWd/t}$ 以下、第6領域燃料のうち高燃焼度先行照射燃料8体に

については、55,000MWd/t以下となる設計とする。

(3号炉及び4号炉)

3.3.3 解析方法^{(19) (20) (21) (22) (23)}

原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には、多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

原子炉の核的性能の計算は、少数群定数計算及び炉心核計算の2種類に大別される。

(1) 少数群定数計算

本計算は、燃料ペレット、被覆管、減速材等で構成される燃料集合体の集合体単位又は各構成要素の単位セルごとの均質化した少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める。少数群定数は燃料集合体の各物質の多群断面積を用いて燃料集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算を行い、中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し、これに基づいてスペクトル加重平均を行うことにより求める。燃料集合体単位の少数群定数を求める場合は、集合体均質化に伴う誤差を除去するための中性子束不連続因子を同時に求める。

(2) 炉心核計算

本計算は、炉心の出力分布、燃焼度、制御棒価値、停止余裕、炉心寿命等を求める。

本計算においては、少数群定数計算で得られた群定数及び中性子束不連続因子を用いて、少数群中性子拡散理論に基づく3次元拡散計算を行う。さらに、詳細出力分布再構成法又は詳細出力分布合成法を用いて、燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

(3) 実測値との比較

前述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉の運転試験結果や実績との比較があり、いずれも非常に良い一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

3.3.4 核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を、第3.3.1表に示す。

制御棒クラスタ及び取替炉心の代表的なケースとして平衡炉心の燃料集合体の配置を第3.3.1図及び第3.3.3図に示す。

3.3.5 核設計の内容

3.3.5.1 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、炉心の過剰反応度を抑制するため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び反応度制御能力を第3.3.1表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第3.2.12図に示す。

(1) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってA、B、C、Dの4バンクからなる制御グループと、S_A、S_B、S_C、S_Dの4バンクからなる停止グループに分けられており、バンク単位で挿入又は引き抜きを行う。制御グループは原子炉の出力を制御し、停止グループは制御グループとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ53本が重力で炉心に落下する。制御棒クラスタは、第3.3.1図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力を有する。

- a. 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。
- b. 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、1次冷却材温度、キセノン濃度等が微小変化したときの反応度変化を制御する。
- c. 制御グループの制御棒クラスタは、タービン負荷が5%/minのランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系作動を伴う急激なステップ状減少をしたとき、原子炉が安定に応答できるのに十分な反応度の微分価値を有する。

d. 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする能力を有する。

制御棒クラスタは、以上の能力を有するとともに、中性子吸収材の減損等を考慮して、十分余裕がある設計とする。原子炉運転中は、出力分布の平坦化、反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引き抜き位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように、高温全出力から高温停止に移行する場合は、制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、3.3.2に述べた設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制御すべき所要制御反応度との差であり、これらは3.3.3に述べた核設計計算により求める。

所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は、高温全出力から高温零出力までの燃料温度低下、減速材温度低下及び中性子束再分布により添加される正の反応度である。また、ボイド減少による反応度は、高温全出力でわずかに発生しているボイドが出力低下により消滅することによって添加される正の反応度である。制御棒クラスタの反応度は、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

所要制御反応度は、主として減速材温度係数がより負側に移行するため、サイクル末期で最大となる。

代表的なケースとして、平衡炉心及び予定外取出しのある炉心における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第3.3.2表に示すとおりであり、所要の反応度停止余裕を十分確保している。

制御棒クラスタ引き抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度及び制御棒クラスタの各バンクの反応度価値で定まる。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm/minであり、2つのバンクが同時に最大速度で引き抜かれた場合でも、最大反応度添加率は $75 \times 10^{-5} (\Delta k/k) /s$ を十分下回っている。

また、定格出力運転中、全引き抜き位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ を上回ることはない。

さらに、制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度は、高温全出力時で $0.0012 \Delta k/k$ を、高温零出力時サイクル初期で $0.0066 \Delta k/k$ 、サイクル末期で $0.0087 \Delta k/k$ を十分下回っている。

(2) ほう素濃度調整

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により行い、次のような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

- a. 高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化
- b. キセノン、サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化
- c. 燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも $0.010 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できる。

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で定まり、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

1次冷却材のほう素濃度を高めに考慮し、充てんポンプ3台を最大流量で運転して純水を1次冷却系に注入した場合でも、ほう素希釈速度は約11ppm/min以下であり、正の反応度添加率は $1.1 \times 10^{-3} (\Delta k/k) /min$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ1台及び往復動式充てんポンプ1台使用時の最大ほう素添加速度は、約3.5ppm/minであり、この場合、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、 $0.21 \times 10^{-3} (\Delta k/k) /min$ 以上の負の反応度添加が可能である。

燃料取替え時のほう素濃度は、2,800ppm以上であり、制御棒クラスタ全挿入の状態を実効増加率を0.95以下に、また、制御棒クラスタなしでも炉心を十分臨界未満にできる。

3.3.5.2 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウランを使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。しかし、減速材中にほう素が存在する場合には、その濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、減速材温度係数を高温出力運転状態において負の値とする。減速材密度係数は、減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において減速材温度係数を負に保つ限り正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が、炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果、ドップラ係数及び減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、原子炉に固有の安全性を与えている。

3.3.5.3 出力分布⁽⁷⁾ ⁽⁸⁾ ⁽⁹⁾ ⁽²⁴⁾

(1) 熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

a. 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

核的エンタルピ上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

なお、定格出力時全制御棒クラスタ引き抜き状態における核的エンタルピ上昇熱水路係数は、水平方向出力分布に関する核設計上のパラメータ（水平方向ピーキング係数 F_{XY}^N ）である。

b. 核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N)

核的熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子からなっている。

$$F_Q^N = \text{Max}\{P(X,Y,Z)\} \times F_U^N$$

ここで、

$P(X,Y,Z)$: 炉心位置 (X,Y,Z) における局所相対出力

F_U^N : 核的不確定性因子 (1.05)

また、燃料焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表される。

$$F_Q^N = \text{Max}\{P(X,Y,Z) \times S(Z)\} \times F_U^N$$

ここで、

$S(Z)$: 炉心高さ Z における燃料焼きしまりによる出力スパイク係数

c. 工学的熱流束熱水路係数 (F_Q^E)

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、濃縮度、被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値 1.03 を使用する。

d. 熱流束熱水路係数 (F_Q)

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表される。

$$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E$$

(2) 通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足する設計とする。

$$F_{\Delta H}^N \leq 1.64\{1+0.3(1-P)\}$$

$$F_Q^N \leq 2.25/P \text{ (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)}$$

ここで、

P：相対出力

上記方針を満足させるため、次により出力分布を平坦化する。

- a. 初装荷炉心においては、炉心を3領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央2領域は、チェッカーボード状に配置し、バーナブルポイズン配置と組み合わせて、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。初装荷炉心の燃料集合体配置を第3.3.2図に示す。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定するが、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。
- b. 出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシャルオフセットがある。アキシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上部信号 (ϕ_t) 及び下部信号 (ϕ_b) を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシャルオフセット} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b}$$

通常運転時は、アキシャルオフセットを適正な範囲に保つ。このため、通常運転時はアキシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し、必要があれば制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束熱水路係数 (F_Q) との対応を整理した結果によると、アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数もある範囲に保たれる。このため、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑えることによって、熱流束熱水路係数を上記に示す核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N) の上限値に工学的熱流束熱水路係数 (F_Q^E) を乗じることで定まる許容値以下にすることができる。

(3) 運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」が発生すると、制御棒クラスタが自動制御の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料中心最高温度及び最小DNBRに対する制限を超えるような出力分布が起こらないようにする。

3.3.5.4 安定性⁽²⁴⁾ ⁽²⁵⁾

キセノンによる出力分布の空間振動で問題となるのは、軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中十分な減衰性を有する。軸方向振動に対しては、減速材温度係数による効果は小さいが、ドップラ係数が振動の抑制に大きな効果を有している。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、この軸方向振動は、制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシヤルオフセットを適正な範囲に維持することにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、制御グループの制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。もし、アキシヤルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備の作動による出力低下あるいは原子炉保護設備の作動による原子炉トリップを行う。

3.3.5.5 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると、比較的燃焼の

進んだ燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定する。

燃料取替えは、約 400EFPD（全出力換算日）ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。(26)

(1) 燃料取替え

定期的な燃料取替えにおいては、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料の濃縮度及び燃料取替え体数を決定する。取出し燃料、炉心内の燃料配置等は、燃料取替え時の燃焼度実績等を考慮したうえ決定する。標準的な燃料取替え方式を想定した場合、取出し燃料の体数は、多少の変動はあるが代表的なケースである平衡炉心で約60体であり、その際の取出し燃料の平均燃焼度は、約50,000 MWd/tである。

運転上の要求、燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替え以外の時期に燃料取替えを行う必要が生じることも考えられる。このような場合、取出し燃料の平均燃焼度が変わることはあり得る。

(2) 取替炉心の安全性

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて、核的熱水路係数等の炉心パラメータが本節に記載している安全解析使用値から逸脱しないことを実測あるいは計算により確認する。

燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替え時に決定するが、ここでは代表的なケースとして平衡炉心及び予定外取出しのある炉心の2ケースの燃料取替え方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.3.3表に、燃料集合体配置図を第3.3.3図及び第3.3.4図に示す。

各ケースの炉心の安全性確認項目の評価結果は第3.3.4表に示すとおりであり、安全解析使用値を満足する炉心が設計できる。

3.4 熱水力設計

3.4.1 概要

炉心の熱水力設計は、3.3に記載した核設計とあいまって、炉心熱出力、熱流束、熱伝達面積、1次冷却材流量、原子炉圧力、1次冷却材温度、熱水路係数、燃料中心温度、最小DNBR等を勘案して決定される。

定格出力時の炉心熱出力約3,411MWは、193体の燃料集合体による実効熱伝達面積約5,550m²と炉心の平均熱流束約599kW/m²とによって達成される。

これを冷却する1次冷却材は、全流量約60.1×10⁶kg/h、圧力約15.4MPa[gage]、原子炉容器入口温度約289℃、原子炉容器出口温度約325℃である。

3.4.2 設計方針

(3号炉)

熱水力設計は炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

(1) 最小DNBRは、許容限界値以上である設計とする。

ここで、DNBRは、限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束（これを「DNB熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

(2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とする。

ここで、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,580℃、燃焼度71,000MWd/tで2,350℃とし、この間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第1～第13領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd/tでは2,400℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は便宜上厳しいものを使用する。

また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析

上の制限値は、未照射燃料で 2,480°C、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t で 2,440°C とする。ただし、第 4～第 13 領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,530°C、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t では 2,490°C とする。なお、3.4 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

- | | |
|----------------|----------|
| (1) 最小DNBR | 2.16 |
| (2) 燃料棒最大線出力密度 | 43.1kW/m |

(4号炉)

熱水力設計は炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

(1) 最小DNBRは、許容限界値以上である設計とする。

ここで、DNBRは、限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束（これを「DNB熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

(2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの熔融点未満となる設計とする。

ここで、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,580°C、燃焼度71,000MWd/tで2,350°Cとし、この間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第1～第12領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600°C、燃焼に伴う熔融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd/tでは2,400°Cとする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,480°C、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tで2,440°Cとする。ただし、第4～第12領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530°C、燃料中心温度が最高となる燃焼度約

10,000MWd/tでは2,490℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

- | | |
|----------------|----------|
| (1) 最小DNBR | 2.16 |
| (2) 燃料棒最大線出力密度 | 43.1kW/m |

(3号炉及び4号炉)

3.4.3 解析方法

3.4.3.1 炉心の熱水力解析⁽²⁷⁾⁽²⁸⁾

炉心の熱水力解析では、軸方向流路に沿って1次冷却材の密度、流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算する。本解析は次の3段階に分けて行う。

(1) 炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率、燃料集合体間のエネルギーの収支及び流量の収支を求める。

(2) 熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を4つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及びエネルギーの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、(1)と同様の熱水力特性諸量を求める。

(3) 各水路ごとの解析

熱水路を含む1/4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、(2)で得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

DNBRの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、DNB熱流束は冷却材の条件に応じて、3.4.5.1に述べる相関式に基づいて計算する。

3.4.3.2 燃料温度解析^{(10) (11)}

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子、すなわち二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率、被覆管・1次冷却材熱伝達係数、ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分及び圧力、ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算する。

この解析モデルによる温度計算値は、実験値と良い一致が得られている。

なお、燃料温度の解析においては、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

3.4.4 熱水力設計値

3.4.2に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

3.4.5 熱水力設計の内容

3.4.5.1 DNB R^{(1) (6) (13) (16) (26) (27) (28) (29) (30) (31)}

熱水力設計では、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小DNB Rが許容限界値を下回ることを防ぐため、炉心運転限界を設定する。

DNB Rの評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、DNB熱流束は冷却材条件に応じてDNB相関式により求める。DNB熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.3.1に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

本評価には、DNB相関式として主に「MIRC-1相関式」又は「NFI-1相関式」を使用する。

DNBは、水力的条件及び熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力及び蒸気重量率の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「M I R C - 1 相関式」及び「N F I - 1 相関式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群のD N B 試験結果から求めたものであり、本原子炉のD N B 熱流束を適切に求めることができる。

D N B 相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、T H I N C - I V コード又は改良C O B R A - 3 C コードによるサブチャンネル解析により求められる。

「M I R C - 1 相関式」又は「N F I - 1 相関式」を用いた最小D N B R の評価には、改良統計的熱設計手法を使用する。改良統計的熱設計手法では、D N B 試験の結果より得られたD N B 相関式の不確定性と、統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を一括して統計的に取り扱い、これらの不確定性は最小D N B R の許容限界値の中で考慮する。

統計的に取り扱う入力パラメータについては、最確値を入力としてサブチャンネル解析を行い、得られた局所冷却材条件をD N B 相関式に入力して求められるD N B R 最確値を最小D N B R の評価値とする。

最小D N B R の評価値は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次式で与えられる最小D N B R の許容限界値 (D N B R_{SL}) 以上である設計とする。

$$D N B R_{S L} = D N B R_{D L} / F_{D N B R, Z}^M$$

$$1.0 = D N B R_{D L} \times F_{D N B R, Z}^U$$

ここで、

D N B R_{SL} : 最小D N B R の許容限界値

D N B R_{DL} : D N B R 設計限界値

F_{D N B R, Z}^M : D N B ペナルティのための余裕

F_{D N B R, Z}^U : D N B 相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小D N B R の確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確定性因子

本原子炉での改良統計的熱設計手法における最小D N B R の許容限

界値の設定については、以下のとおりとする。

(1) DNB 相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、DNB 相関式の不確定性に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(2) 統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性

a. 1 次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より 5% 減少させることにより考慮する。

b. 炉心バイパス流量

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

(a) 原子炉容器ふた部へ向かう流れ

(b) 制御棒案内シンブルを通る流れ

(c) 原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

(d) 炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

c. 原子炉出力

定格値を最確値とし、熱出力校正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

d. 1 次冷却材平均温度

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

e. 炉心圧力

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

f. 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$)

炉心の出力分布は、主として濃縮度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。DNB熱流束の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布、すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) が重要になる。 $F_{\Delta H}^N$ の最確値は水平方向ピーキング係数 (F_{KY}^N) の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における $F_{\Delta H}^N$ の最確値としては、定格出力時での値に係数： $\{1+0.3(1-P)\}$ (P ：相対出力) を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って $F_{\Delta H}^N$ の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出力ピークが上昇するためであるが、「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」設定にこの影響を盛り込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

g. エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度及び濃縮度の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については、定格値 (1.0) を最確値とし、製造公差及び燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、統計的に取り扱わない以下のものについては、固定値として取り扱う。

a. 軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕をもって対処できるように最大と平均の比が1.62であるコサイン分布をDNB評価に用いる。

b. 熱拡散係数

水路間のエンタルピの混合割合は、水路間エンタルピ差、1次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数（TDC）によって表現する。

9段の支持格子を持つ17×17燃料集合体を模擬したTDC実験等を行い、TDCの平均値として約0.030以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで0.026を使用する。

(3) 最小DNBRの許容限界値の設定

DNB相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小DNBRの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布に基づき、最小DNBRの許容限界値（ $DNBR_{SL}$ ）を設定する。

本原子炉における最小DNBRの許容限界値は、上記の一括して統計的に取り扱った確率分布の95%下限値が1.0となる時のDNBR最確値、すなわちDNBR設計限界値（ $DNBR_{DL}$ ）に、燃料棒曲がりによるDNBペナルティ及び支持格子の圧損係数の異なる燃料集合体が同一炉心に混在することにより生じ得るDNBペナルティを見込んだ余裕（ $F_{DNBR, Z}^M$ ）を考慮して1.42とする。

以上に述べた最小DNBRの許容限界値に対し、定格出力時の最小DNBRを求めると第3.4.1表に示すように2.16である。

なお、運転時の異常な過渡変化時において、炉心圧力が9.8MPa未満に低下する事象に関しては「W-3相関式」を使用する。

「W-3相関式」は、種々の冷却材条件下におけるDNB試験の結果より求めた等価一様DNB熱流束に関する相関式を基本として、発熱分布の効果等を考慮した相関式であり、圧力9.8MPa未満においてもDNB熱流束を適切に求めることができる。

「W-3相関式」を使用した評価では、入力パラメータとして固定値を用い、最小DNBRの許容限界値は1.30とする。

3.4.5.2 燃料温度⁽¹⁾ ⁽³⁾ ⁽¹⁰⁾ ⁽¹¹⁾

燃料温度の解析は、3.4.3.2 で述べたように半径方向熱伝導モデルにより行うが、本解析に影響する諸因子については、以下のように取り扱う。

(1) 燃料ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は、その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率は、ガドリニアの添加により若干低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

また、燃焼に伴いペレット熱伝導率が低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

(2) 燃料棒内半径方向出力分布

燃料棒内半径方向出力分布は核設計コード等により計算され、これを半径方向熱伝導モデルに適用して燃料ペレット内の温度分布を計算する。

半径方向出力係数 f は次のように定義され、燃料棒内半径方向出力分布の形を表すものである。

$$\int_{T_s}^{T_c} K(T) dT = \frac{q' f}{4 \pi}$$

ここで、

$K(T)$: 均一的な密度分布を持つ二酸化ウラン熱伝導率
($W/(m \cdot ^\circ C)$)

q' : 線出力密度 (W/m)

T_s : ペレット表面温度 ($^\circ C$)

T_c : ペレット中心温度 ($^\circ C$)

(3) ギャップコンダクタンス

ペレット-被覆管ギャップにおける温度低下は、ギャップの寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは、燃料ペレット熱伝導モデルと組み合わせて

使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように定める。

(4) 熱伝達係数

強制対流熱伝達係数は、よく知られた Dittus-Boelter の式から得られ、レイノルズ数及びプラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{hDe}{K} = a \cdot Re^b \cdot Pr^c$$

ここで、

h : 熱伝達率 (W/(m²・°C))

De : 水力的等価直径 (m)

K : 流体の熱伝導率 (W/(m・°C))

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数

a, b, c : 定数

熱伝達係数は上式の a 、 b 、 c を実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度は Thom の式で決定される。

$$\Delta Tsat = \alpha \cdot \exp(-\beta P)(q'')^{0.5}$$

ここで、

$\Delta Tsat$: $T_w - Tsat$ (°C)

P : 原子炉圧力 (MPa)

q'' : 局所熱流束 (W/m²)

T_w : 被覆管表面温度 (°C)

$Tsat$: 飽和温度 (°C)

α, β : 定数

以上により、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると、燃料中心温度が最高となるのは、ペレット初期密度約 95%理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd/t であり、この場合の制限値は 2,570°Cとなるが、定格出力運転時の最大線出力密度 43.1kW/m 時の燃料中心最高温度は約 1,830°C、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保の

ための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 59.1kW/m 時の燃料中心最高温度は約 $2,270^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは、ガドリニア濃度約 $10\text{wt}\%$ の場合の燃焼度約 $10,000\text{MWd/t}$ であり、この場合の制限値は $2,440^{\circ}\text{C}$ となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 33.4kW/m 時の燃料中心最高温度は約 $1,680^{\circ}\text{C}$ 、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 44.3kW/m 時の燃料中心最高温度は約 $2,040^{\circ}\text{C}$ であり、制限値を十分下回っている。

3.4.6 運転時の DNB 及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、DNB 及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

(1) 運転時の DNB 防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、DNBR が許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は、1 次冷却材平均温度、原子炉圧力、1 次冷却材温度差及び軸方向中性子束偏差の関数として定められる。この炉心運転限界は、3.4.5.1 で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」の設定点が自動的に下がる設計としているので、炉心の安全性は確保される。

したがって、3.4.2 に示す DNB R 設計方針は十分に満足される。

(2) 運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は、前項で記した「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」と同様に「過大出力 ΔT 高原子炉トリッ

プ」により保護される。

「過大出力 ΔT 高原子炉トリップ」の設定は、二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度59.1kW/m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度44.3kW/mを目標として行われるので、3.4.2に示す燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.5 動特性⁽³²⁾

3.5.1 概要

加圧水型原子炉は、固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式としている。定格出力の 15%以上での設計負荷変化による外乱に対し、原子炉はトリップすることなく、主要諸変数を許容される制限値内に制御し、十分な減衰性を持って安定性を維持する設計とし、これを解析により確認している。

3.5.2 設計方針

加圧水型原子炉は、通常運転時において炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので原子炉の熱水力特性は安定であり、また、ドップラ係数は常に負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計としていることから、原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は、この固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の 15%以上での、通常運転時における原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

- (1) 負荷変化に対して、原子炉制御設備を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御される設計とする。
- (2) 原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数は過渡時に許容される制限値内に収まり、通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御される設計とする。

上記(1)及び(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として、以下の設計負荷変化を設計条件とする。

- a. ±10%ステップ状負荷変化
(定格出力の15%から100%の範囲内)
- b. ±5%/minのランプ状負荷変化

(定格出力の15%から100%の範囲内)

c. 急激な負荷減少

(タービンバイパス (約55%容量) 制御系併用)

3.5.3 解析方法

応答解析は、加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算プログラムにより解析する。解析モデルは、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を含んでいる。なお、解析は代表的なケースとして3.3で述べた平衡炉心を対象とする。

以下に解析モデルの概要を示す。

- (1) 6群の遅発中性子並びに制御棒反応度、減速材温度及び燃料温度の反応度フィードバックを含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。
- (2) 燃料熱系は、燃料ペレットを径方向に外部及び内部の2領域、被覆管を1領域として扱う。
- (3) 1次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。
- (4) 蒸気発生器は、蒸気流量、給水流量及び1次側からの伝達熱量の影響を含めたモデルとする。
- (5) 加圧器は、液相及び気相に分割した非平衡モデルとし、加圧器ヒータ、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。
- (6) 制御系は、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等の主要な制御系を模擬する。
- (7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは国内の加圧水型原子炉プラントにおいてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

3.5.4 過渡応答

- (1) ±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急速に低下するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材平均温度の低下が大きくなると、加圧器からの流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第3.5.3図は90%定格負荷状態から10%ステップ状負荷増加時の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って原子炉圧力も低下するが、その低下割合は加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により緩和される。その後、1次冷却材平均温度の上昇に伴って原子炉圧力は上昇するが、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、1次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(2) $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化

第3.5.4図は、 $5\%/min$ で15%定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に低下するが、制御棒クラスタの自動引き抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。原子炉圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく1次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくにつれ定格運転圧力に回

復する。

第3.5.5図は5%/minで定格負荷から15%定格負荷まで負荷を減少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、原子炉圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加圧器ヒータの動作により緩和される。最終的には1次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(3) 急激な負荷減少

10%以上75%以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡値に達する。

第3.5.6図は、タービンバイパス制御系作動を伴う定格負荷からの75%ステップ状負荷減少時の応答を示す。負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入されるとともに、定格主蒸気流量の約55%の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は1次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、負荷減少により1次冷却系に加わる影響を系自体と制御棒クラスタ動作によって対処し得る程度に緩和し、1次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。1次冷却材平均温度が低下するに従い、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

第3.1.1表 原子炉及び炉心の主要仕様

炉心熱出力	約3,411MW
1次冷却材全流量	約 60.1×10^6 kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289°C
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325°C
原子炉圧力	約15.4MPa[gage]
炉心有効高さ	約3.66m
炉心等価直径	約3.37m
炉心全ウラン量	約91t
冷却回路数	4

第3.2.1表 燃料の主要仕様（3号炉）

(1) ペレット

材 料		二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)
濃 縮 度		
初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取 替 燃 料		約4.8wt%以下 ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
	ただし、第4～第13領域	約4.1wt%～約3.4wt% ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%
初期密度		理論密度の約97% ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%
	ただし、第1～第13領域	理論密度の約95%
ペレット直径		約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ		約11.5mm、約10.0mm、約9.2mm 又は約9.0mm
ペレット最高燃焼度		約71,000MWd/t
ペレット中心最高温度		
定格出力時		約1,830℃ 約1,680℃（ガドリニア入り燃料）
最大線出力密度59.1kW/m時		約2,270℃ 約2,040℃（ガドリニア入り燃料）
（ガドリニア入り燃料に ついては44.3kW/m時）		

(2) 被覆管

材 料

ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

・ Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.7~0.9wt%、
Fe : 0.18~0.24wt%、
Cr : 0.07~0.13wt%、
Fe+Cr : 0.28~0.37wt%、
Nb : 0.45~0.55wt%、
Zr : 残り)

・ Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.90~1.15wt%、
Fe : 0.24~0.30wt%、
Cr : 0.13~0.19wt%、
Nb : 0.08~0.14wt%、
Ni : 0.007~0.014wt%、
Zr : 残り)

ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

・ Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.9~1.3wt%、
Fe : 0.08~0.12wt%、
Nb : 0.8~1.2wt%、
Zr : 残り)

ただし、第1~第13領域
外 径
厚 さ
ただし、第1~第13領域
被覆管-ペレット間隙(直径)
表面最高温度

ジルカロイ-4
約9.50mm
約0.57mm
約0.57mm又は約0.64mm
約0.17mm

定格出力時	約349℃																					
最大線出力密度59.1kW/m時	約350℃																					
(3) 燃料集合体																						
集合体数	193																					
燃料棒配列	17×17																					
集合体当たり燃料棒本数	264																					
全燃料棒本数	50,952																					
燃料棒全長（端栓とも）	約3.9m																					
燃料棒ピッチ	約12.6mm																					
集合体全長	約4.1m																					
集合体断面寸法	約214mm×約214mm																					
支持格子材料																						
	最上下部 ニッケル・クロム・鉄合金																					
	中間部 ジルカロイ-4又はニッケル・クロム・鉄合金																					
集合体当たり支持格子数	9																					
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ-4																					
集合体当たり制御棒案内シンプル本数	24																					
制御棒案内シンプル																						
外径	<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> </tr> </table>	<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	<table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	上	部	約12.2mm	下	部	約10.9mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm	下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm	下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）
<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>				<table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	上	部	約12.2mm	下	部	約10.9mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm	下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm	下	部
		<table border="0"> <tr> <td rowspan="2"> <table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table> </td> <td>上</td> <td>部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約0.41mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	<table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	上		部	約12.2mm	下	部	約10.9mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm	下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm			
<table border="0"> <tr> <td>上</td> <td>部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下</td> <td>部</td> <td>約10.9mm（ダッシュポット部）</td> </tr> </table>	上			部	約12.2mm	下	部	約10.9mm（ダッシュポット部）	上	部	約0.41mm											
	上	部	約12.2mm																			
下	部	約10.9mm（ダッシュポット部）																				
下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）																				
下	部	約0.41mm（ダッシュポット部）																				
炉内計装用案内シンプル材料	ジルカロイ-4																					
集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数	1																					
炉内計装用案内シンプル																						
	外径 約12.2mm																					
	厚さ 約0.41mm																					

燃 焼 度

取替燃料集合体平均	約50,000MWd/t (3.3で述べる平衡炉心)
燃料集合体最高	55,000MWd/t
ただし、第1～第13領域	48,000MWd/t

第3.2.1表 燃料の主要仕様（4号炉）

(1) ペレット

材 料		二酸化ウラン (一部ガドリニアを含む)
濃 縮 度		
初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取 替 燃 料		約4.8wt%以下 ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
	ただし、第4～第12領域	約4.1wt%以下 ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%以下、ガドリニア濃度約6wt%、第6領域燃料のうち高燃焼度先行照射燃料8体については、濃縮度約4.5wt%、ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.0wt%、ガドリニア濃度約10wt%
初期密度		理論密度の約97% ガドリニア入り燃料については、理論密度の約96%
	ただし、第1～第12領域	理論密度の約95%
ペレット直径		約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ		約11.5mm、約10.0mm、約9.2mm又は約9.0mm
ペレット最高燃焼度		約71,000MWd/t
ペレット中心最高温度		
定格出力時		約1,830℃ 約1,680℃（ガドリニア入り燃料）

最大線出力密度59.1kW/m時 約2,270°C

(ガドリニア入り燃料に 約2,040°C (ガドリニア入り燃料)

ついては44.3kW/m時)

(2) 被覆管

材 料

ジルカロイ-4の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金

・ Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.7~0.9wt%、

Fe : 0.18~0.24wt%、

Cr : 0.07~0.13wt%、

Fe+Cr : 0.28~0.37wt%、

Nb : 0.45~0.55wt%、

Zr : 残り)

・ Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.90~1.15wt%、

Fe : 0.24~0.30wt%、

Cr : 0.13~0.19wt%、

Nb : 0.08~0.14wt%、

Ni : 0.007~0.014wt%、

Zr : 残り)

ジルコニウム-ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金

・ Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金

(Sn : 0.9~1.3wt%、

Fe : 0.08~0.12wt%、

Nb : 0.8~1.2wt%、

Zr : 残り)

ただし、第1~第12領域

ジルカロイ-4

第6領域燃料のうち高燃焼度先行照射燃料については、Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム

		基合金、Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム 基合金、Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金 及びジルカロイ-4
外 径		約9.50mm
厚 さ		約0.57mm
	ただし、第1～第12領域	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管-ペレット間隙(直径)		約0.17mm
表面最高温度		
	定格出力時	約349℃
	最大線出力密度59.1kW/m時	約350℃
(3) 燃料集合体		
集合体数		193
燃料棒配列		17×17
集合体当たり燃料棒本数		264
全燃料棒本数		50,952
燃料棒全長 (端栓とも)		約3.9m
燃料棒ピッチ		約12.6mm
集合体全長		約4.1m
集合体断面寸法		約214mm×約214mm
支持格子材料		
	最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金
	中 間 部	ジルカロイ-4 又はニッケル・クロム・ 鉄合金
集合体当たり支持格子数		9
制御棒案内シンプル材料		ジルカロイ-4
集合体当たり制御棒案内 シンプル本数		24
制御棒案内シンプル		
外 径	{ 上 部	約12.2mm
	{ 下 部	約10.9mm (ダッシュポット部)

厚 さ	{	上 部	約0.41mm
		下 部	約0.41mm (ダッシュポット部)
炉内計装用案内シングル材料			ジルカロイ-4
集合体当たり炉内計装用案内			
シングル本数			1
炉内計装用案内シングル			
		外 径	約12.2mm
		厚 さ	約0.41mm
燃 焼 度			
取替燃料集合体平均			約50,000MWd/t (3.3で述べる平衡炉心)
燃料集合体最高			55,000MWd/t
ただし、第1～第12領域			48,000MWd/t
			第6領域燃料のうち高燃焼度先行照射燃料 については、55,000MWd/t

第3.2.2表 炉内構造物の設備仕様

型 式	上・下2分割型
	17×17型制御棒クラスタ案内管装着
主 要 寸 法	上部・下部炉心板間 約4.1m
	炉心槽内径 約3.8m
主 要 材 料	ステンレス鋼

第3.2.3表 制御棒クラスタの設備仕様

クラスタの数	53
クラスタ当たり制御棒本数	24
制御棒有効長さ	約3.6m
吸収材直径	約8.7mm
中性子吸収材	銀・インジウム・カドミウム (80%, 15%, 5%) 合金
被覆管厚さ	約0.5mm
被覆管材料	ステンレス鋼

第3.2.4表 バーナブルポイズン棒の設備仕様

バーナブルポイズン棒本数		
	初装荷炉心	1,830
	取替炉心	1,830以下
有効長		約3.6m又は約3.5m
吸収材外径		約8.5mm又は約7.7mm
中性子吸収材		ほう素
被覆管外径		約9.7mm
被覆管材料		ステンレス鋼又はジルカロイ-4

第3.2.5表 制御棒駆動装置の設備仕様

駆動方式	通常運転時	ラッチ式磁気ジャック駆動
	トリップ時	重力による落下
駆動装置数		57 (うち4本は、将来の燃料設計変更に備えた予備)
駆動速度 (最大)		約114cm/min
挿入時間 (トリップ時、全ストロークの85%挿入までの時間)		2.2秒以下
1ステップ移動距離		約16mm
電源の種類		交流260V

第3.2.6表 中性子源棒の設備仕様

(1) 1次中性子源

中性子源材料	カリフォルニウム-252
線源強度	約0.15Ci (1本当り)
本数	2
線源外径	約8.4mm
線源長さ	約38mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7mm

(2) 2次中性子源

中性子源材料	アンチモン・ベリリウム
本数	8
線源外径	約8.6mm
線源長さ	約2,235mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7mm

第3.2.7表 高燃焼度先行照射燃料集合体の設備仕様

(1) 燃料	
材料	二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン
濃縮度	約4.5wt% ガドリニア入り燃料については約2.0wt%、 ガドリニア濃度約10wt%
初期密度	約95%理論密度
ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm
ペレット長さ	約10.0mm又は約9.0mm なお、ペレットの一部には大粒径ペレットを使用する。
燃焼度	
燃料集合体最高	55,000MWd/t
ペレット最高	約71,000MWd/t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,830℃ 約1,800℃ (ガドリニア入り燃料)
最大線出力密度59.1kW/m時	約2,270℃
(ガドリニア入り燃料に ついては37.5kW/m時)	約2,090℃ (ガドリニア入り燃料)
(2) 被覆管	
材料	<ul style="list-style-type: none"> ・ スズ量を低下させたジルカロイ-4 ・ Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金 ・ Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 ・ Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金 <p>なお、被覆管の一部には集合組織調整を施す。</p>

外 径	約9.50mm
厚 さ	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管-ペレット間げき (直径)	約0.17mm
表面最高温度	
定格出力時	約349℃
最大線出力密度59.1kW/m時	約350℃
(3) 燃料集合体	
集合体数	8
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒本数	264
燃料棒全長	約3.9m
	ただし、高燃焼度先行照射燃料集合体の うち4体については約3.8m
燃料棒ピッチ	約12.6mm
集合体全長	約4.1m
集合体断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	ニッケル・クロム・鉄合金
集合体当たり支持格子数	9
制御棒案内シムブル材料	ジルカロイ-4
集合体当たり制御棒案内 シムブル本数	24

第3.3.1表 核設計値（3号炉）

(1) 炉心		
有効高さ		約3.66m
等価直径		約3.37m
減速材／ウラン体積比(低温時)		約3.4～約3.6
燃料集合体数		193
燃料集合体中の燃料棒配列		17×17
燃料集合体中の燃料棒本数		264
濃縮度		
初装荷燃料	第1領域	約2.0wt%
	第2領域	約3.5wt%
	第3領域	約4.1wt%
取替燃料		約4.8wt%以下
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下
	ただし、第4～第13領域	約4.1wt%～約3.4wt%
		ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%～約1.9wt%、ガドリニア濃度約6wt%、
平均燃焼度		
取替燃料集合体（平衡炉心）		約50,000MWd/t
(2) 核的熱水路係数（定格出力時）		
F_q^N		2.25以下
		（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない）
$F_{\Delta H}^N$		1.64以下
(3) 線出力密度		
定格出力時平均		約17.9kW/m
定格出力時最大		41.5kW/m
		（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない）

32.2kW/m (ガドリニア入り燃料)

(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

(4) 実効増倍率 (取替炉心サイクル初期)

燃料取替停止 (全制御棒クラスタ挿入)	0.95 (約2,200ppm)
低温停止 (全制御棒クラスタ引き抜き)	0.99 (約2,100ppm)
高温停止 (全制御棒クラスタ引き抜き)	0.98 (約2,200ppm)
高温全出力 (全制御棒クラスタ引き抜き)	1.00 (約1,700ppm)
高温全出力 (全制御棒クラスタ引き抜き、 キセノン、サマリウム平衡)	1.00 (約1,300ppm)

(5) 反応度制御能力 (取替炉心)

制御棒クラスタ

(最大反応度値を有する

約0.05 Δ k/k

制御棒クラスタ1本挿入不能時)

ほう素濃度調整

0.17 Δ k/k以上

(約2,800ppm)

バーナブルポイズン (サイクル初期)

約0.08 Δ k/k以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -9.4) \times 10^{-4}$	$(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$
ドップラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5}$	$(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$
ボイド係数	$(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3}$	$(\Delta k/k)/\%$ ボイド
圧力係数	$(+8.2 \sim -0.5) \times 10^{-4}$	$(\Delta k/k)/\text{MPa}$
減速材密度係数	$(+0.51 \sim 0)$	$(\Delta k/k)/(\text{g}/\text{cm}^3)$

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である)

(7) 実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	0.75~0.44	(%)
即発中性子寿命	20~9	(μ sec)

第3.3.1表 核設計値（4号炉）

(1) 炉心

有効高さ 約3.66m

等価直径 約3.37m

減速材／ウラン体積比(低温時) 約3.4～約3.6

燃料集合体数 193

燃料集合体中の燃料棒配列 17×17

燃料集合体中の燃料棒本数 264

濃縮度

初装荷燃料 第1領域 約2.0wt%

第2領域 約3.5wt%

第3領域 約4.1wt%

取替燃料 約4.8wt%以下

ガドリニア入り燃料については、濃縮度約3.2wt%以下、ガドリニア濃度約10wt%以下

ただし、第4～第12領域 約4.1wt%以下

ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.6wt%以下、ガドリニア濃度約6wt%、第6領域燃料のうち高燃焼度先行照射燃料8体については、濃縮度約4.5wt%、ガドリニア入り燃料については、濃縮度約2.0wt%、ガドリニア濃度約10wt%

平均燃焼度

取替燃料集合体（平衡炉心） 約50,000MWd/t

(2) 核的熱水路係数（定格出力時）

F_Q^N 2.25以下

（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない）

$F_{\Delta H}^N$ 1.64以下

(3) 線出力密度

定格出力時平均	約17.9kW/m
定格出力時最大	41.5kW/m
	(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)
	32.2kW/m (ガドリニア入り燃料)
	(燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

(4) 実効増倍率 (取替炉心サイクル初期)

燃料取替停止 (全制御棒クラスタ挿入)	0.95 (約2,200ppm)
低温停止 (全制御棒クラスタ引き抜き)	0.99 (約2,100ppm)
高温停止 (全制御棒クラスタ引き抜き)	0.98 (約2,200ppm)
高温全出力 (全制御棒クラスタ引き抜き)	1.00 (約1,700ppm)
高温全出力 (全制御棒クラスタ引き抜き、 キセノン、サマリウム平衡)	1.00 (約1,300ppm)

(5) 反応度制御能力 (取替炉心)

制御棒クラスタ (最大反応度価値を有する 制御棒クラスタ1本挿入不能時)	約0.05 Δ k/k
ほう素濃度調整	0.17 Δ k/k以上 (約2,800ppm)
バーナブルポイズン (サイクル初期)	約0.08 Δ k/k以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -9.4) \times 10^{-4}$	$(\Delta$ k/k)/ $^{\circ}$ C
ドップラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5}$	$(\Delta$ k/k)/ $^{\circ}$ C
ボイド係数	$(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3}$	$(\Delta$ k/k)/%ボイド
圧力係数	$(+8.2 \sim -0.5) \times 10^{-4}$	$(\Delta$ k/k)/MPa
減速材密度係数	$(+0.51 \sim 0)$	$(\Delta$ k/k)/(g/cm ³)

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である)

(7) 実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	0.75~0.44	(%)
即発中性子寿命	20~9	(μ sec)

第3.3.2表 反応度停止余裕

	平 衡 炉 心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
1. 所要制御反応度	約2.82% $\Delta k/k$	約2.79% $\Delta k/k$
出力欠損	約2.77% $\Delta k/k$	約2.74% $\Delta k/k$
ボイド減少	約0.05% $\Delta k/k$	約0.05% $\Delta k/k$
2. 制御棒クラスタの反応度 ^(注)	約4.62% $\Delta k/k$	約4.45% $\Delta k/k$
3. 反応度停止余裕	約1.80% $\Delta k/k$	約1.66% $\Delta k/k$

(注) 制御棒クラスタのバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値。

第3.3.3表 炉心の主要パラメータ

領域		サイクル	第Nサイクル (平衡炉心)	第N+1サイクル (予定外取出炉心)
燃料 集 合 体 装 荷 体 数	第(M-3)領域	(M-3)B 4.8wt%	13	
	第(M-2)領域	(M-2)A 4.8wt% (Gd入り*)	32	
		(M-2)B 4.8wt%	28	13
	第(M-1)領域	(M-1)A 4.8wt% (Gd入り*)	32	32
		(M-1)B 4.8wt%	28	28
	第 M 領域	MA 4.8wt% (Gd入り*)	32	32
		MB 4.8wt%	28	20
	第(M+1)領域	(M+1)A 4.8wt% (Gd入り*)		40
		(M+1)B 4.8wt%		28
	サイクル燃焼度 (MWd/t)			15,500
バーナブルポイズン棒本数			0	0
サイクル初期 臨界ほう素濃度(ppm)			1,650	1,560
取出し燃料集合体の 平均燃焼度 (MWd/t)			50,000	50,000

* 3.2wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃燃料棒24本を含む。

第3.3.4表 炉心の安全性確認項目

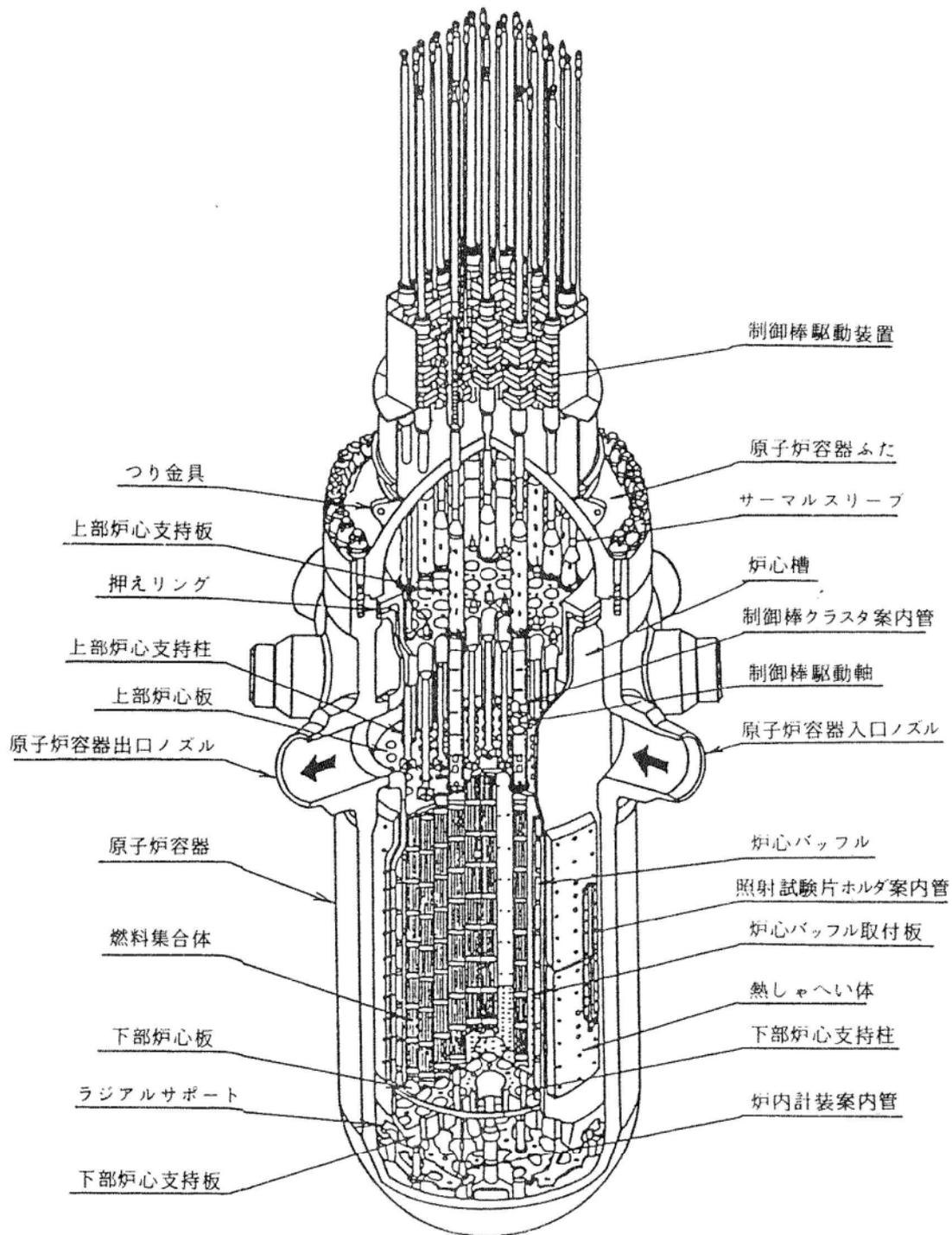
項 目		単 位	安全解析使用値	第Nサイクル (平衡炉心)	第N+1サイクル (予定外取出炉心)	
反応度停止余裕 (サイクル末期)		% $\Delta k/k$	≥ 1.6	1.80	1.66	
最大線出力密度 ^(注)		kW/m	≤ 41.5	35.3	36.7	
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	$\leq 55,000$	54,700	54,800	
F_{XY}^N		—	≤ 1.52	1.43	1.43	
減速材温度係数 ($\partial \rho / \partial T_m$)		$\times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-94 ~ +8	-68 ~ -6.8	-67 ~ -9.6	
ドップラ係数 ($\partial \rho / \partial T_f$)		$\times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}C$	-5.2 ~ -1.8	-3.4 ~ -2.5	-3.4 ~ -2.5	
制御棒 落下時	落下制御棒価値	% $\Delta k/k$	≤ 0.25	0.15	0.14	
	$F_{\Delta H}^N$	—	≤ 1.87	1.65	1.67	
制御棒 飛び出し時 F_Q	サイクル 初 期	高温 零出力	—	≤ 15	7.4	9.5
		高温 全出力	—	≤ 5.0	2.1	2.2
	サイクル 末 期	高温 零出力	—	≤ 25	17	18
		高温 全出力	—	≤ 5.0	2.2	2.3
飛び出し 制御棒 価値	サイクル 初 期	高温 零出力	% $\Delta k/k$	≤ 0.66	0.32	0.50
		高温 全出力	% $\Delta k/k$	≤ 0.12	0.02	0.02
	サイクル 末 期	高温 零出力	% $\Delta k/k$	≤ 0.87	0.66	0.65
		高温 全出力	% $\Delta k/k$	≤ 0.12	0.03	0.03
最大反応度添加率		$\times 10^{-5}(\Delta k/k)/s$	≤ 75	33	30	

(注) 燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。

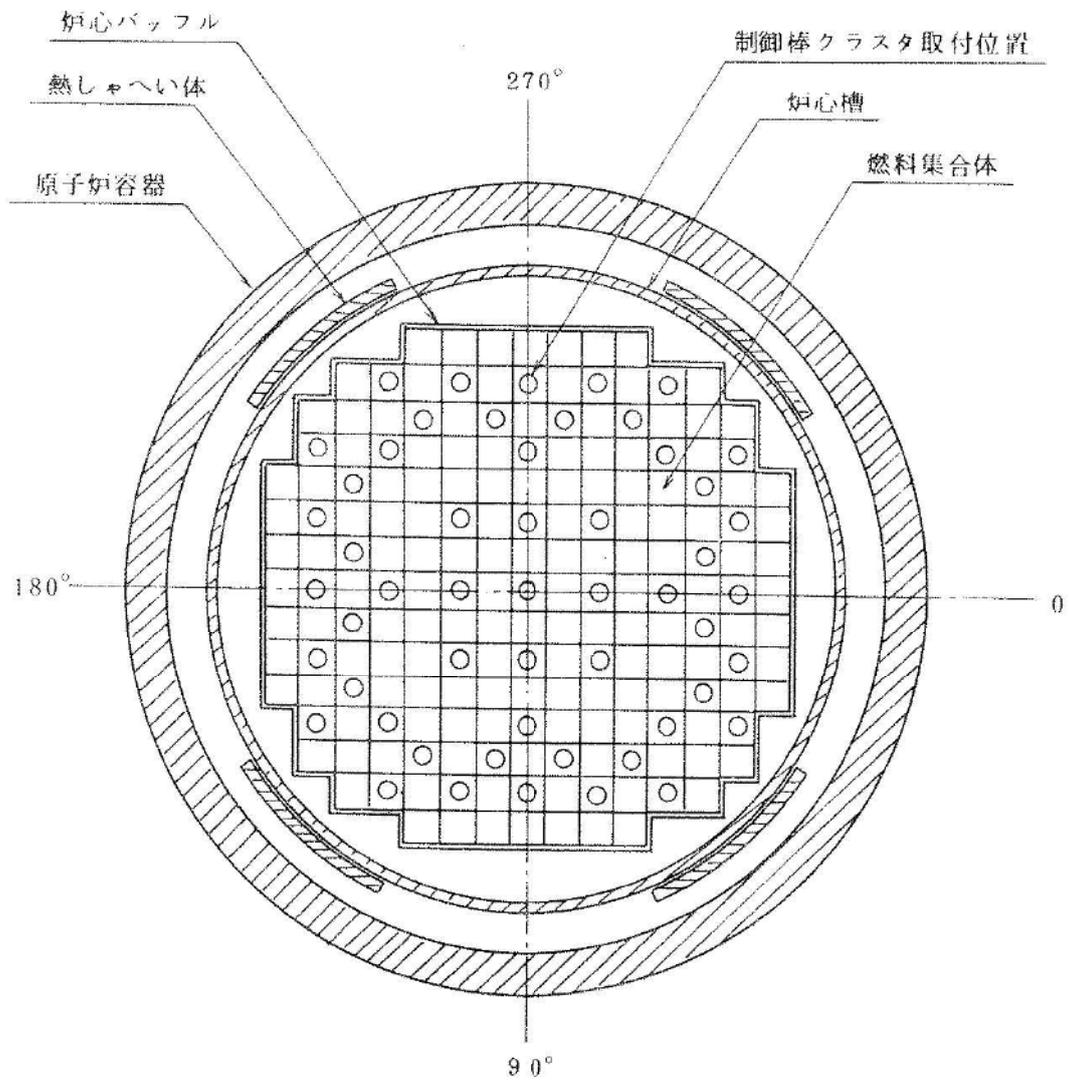
第3.4.1表 熱水力設計値

炉心熱出力	約3,411MW
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%
1次冷却材圧力	約15.4MPa [gage]
1次冷却材流量	約 60.1×10^6 kg/h
炉心バイパス流量割合	約5.5%
実効熱伝達面積	約5,550m ²
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃
平均出力密度	約105kW/ℓ
熱流束	
定格出力時平均	約599kW/m ²
定格出力時最大	約1,443kW/m ²
線出力密度	
定格出力時平均	約17.9kW/m
定格出力時最大	43.1kW/m
	33.4kW/m (ガドリニア入り燃料)
熱水路係数 (定格出力時)	
F_q	2.41
$F_{\Delta H}^N$	1.64
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,830℃
	約1,680℃ (ガドリニア入り燃料)
最大線出力密度59.1kW/m時	約2,270℃
(ガドリニア入り燃料に ついては44.3kW/m時)	約2,040℃ (ガドリニア入り燃料)
最小DNBR	
定格出力時	2.16
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上

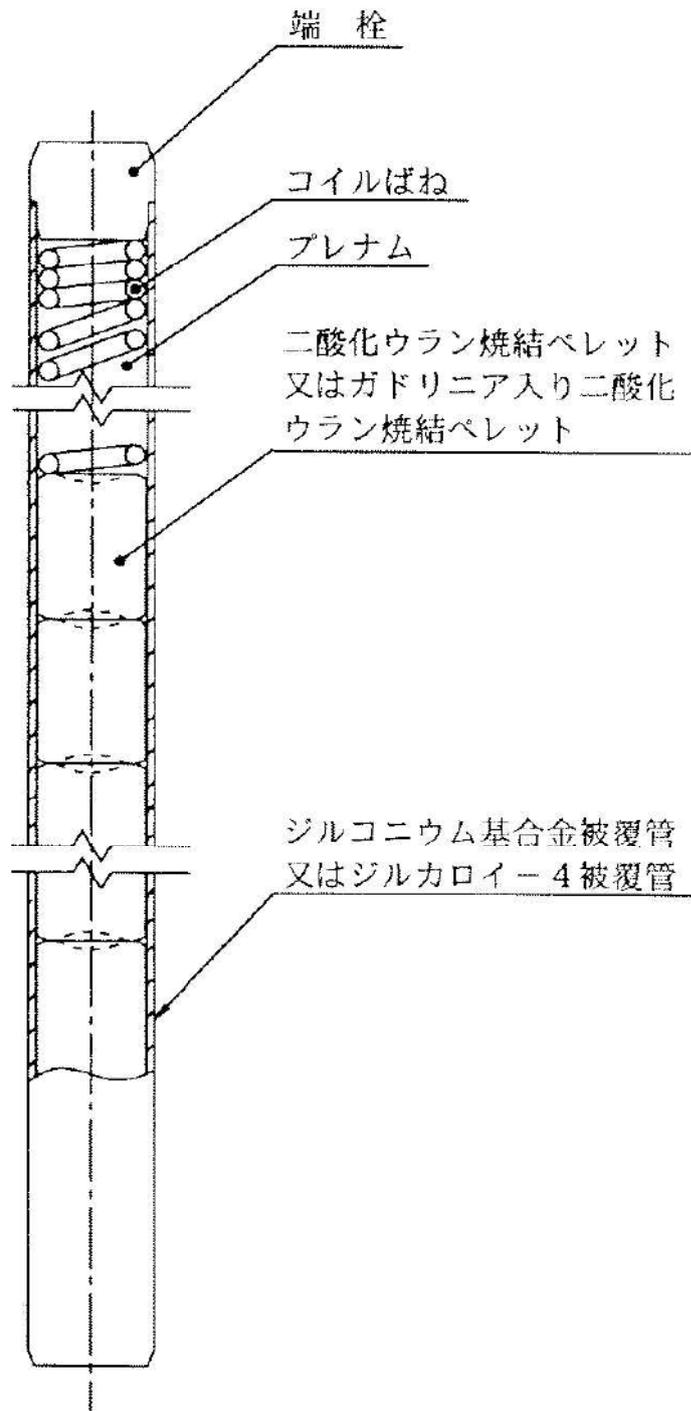
(M I R C - 1 相 関 式、N F I - 1 相 関 式)
1.30 以 上 (W - 3 相 関 式)



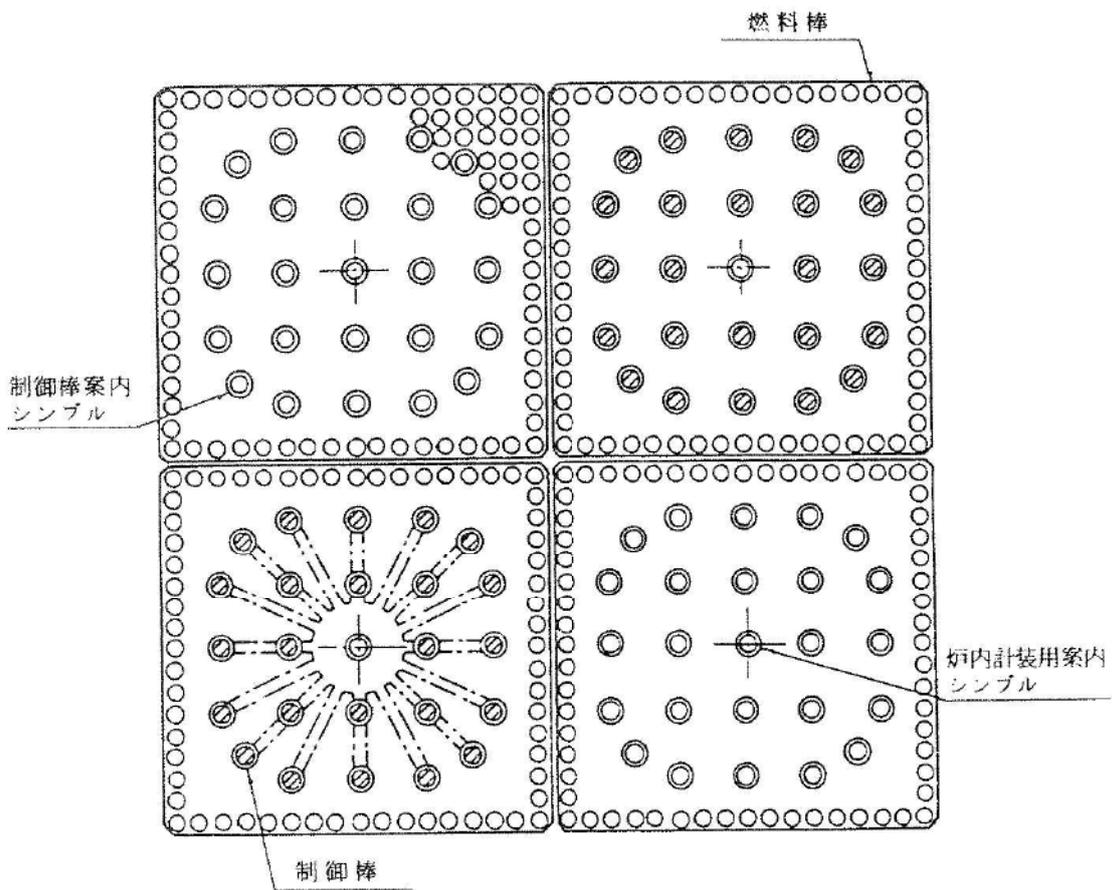
第 3. 1. 1. 図 原子炉容器内構造図



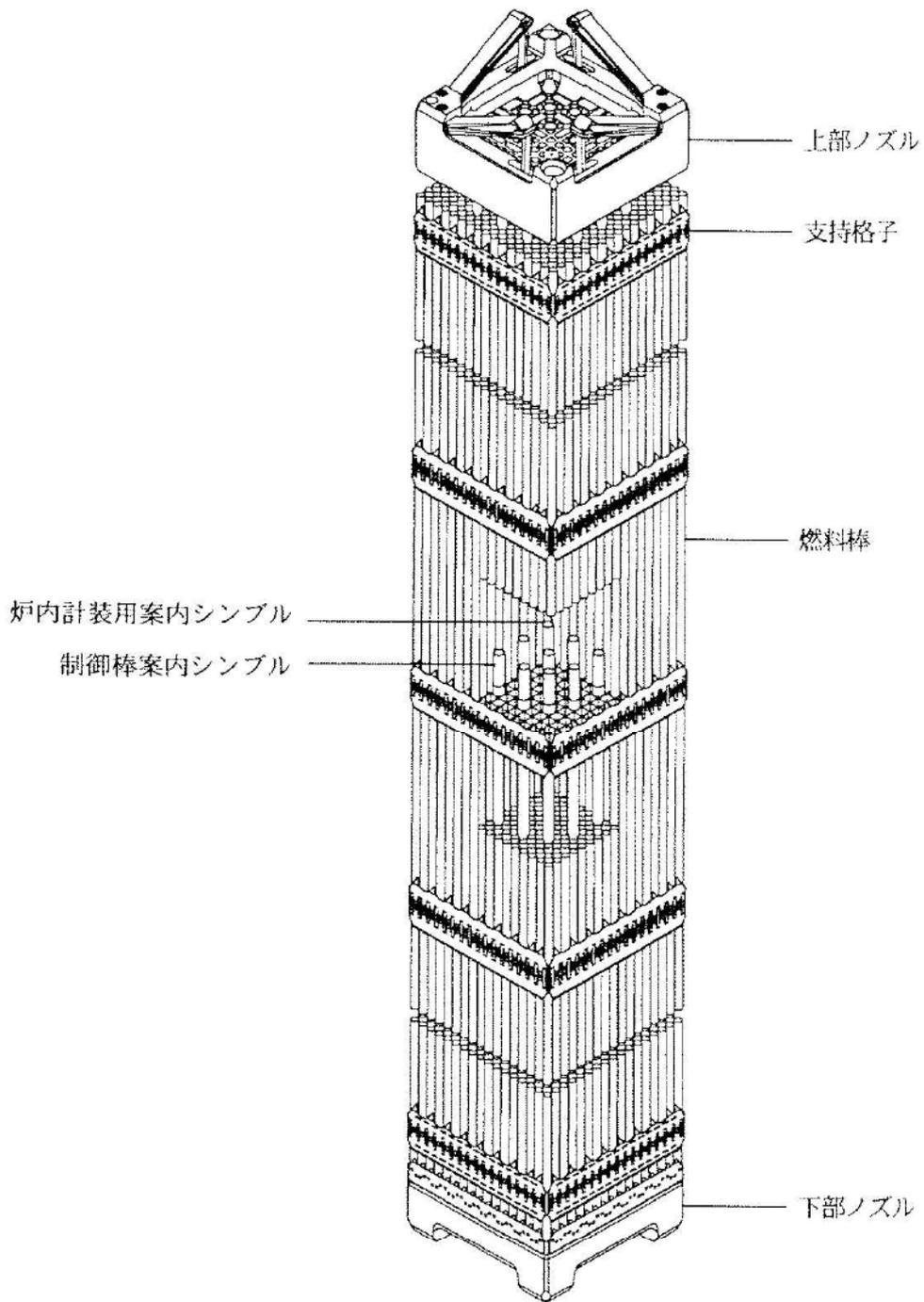
第3.1.2図 炉心断面図



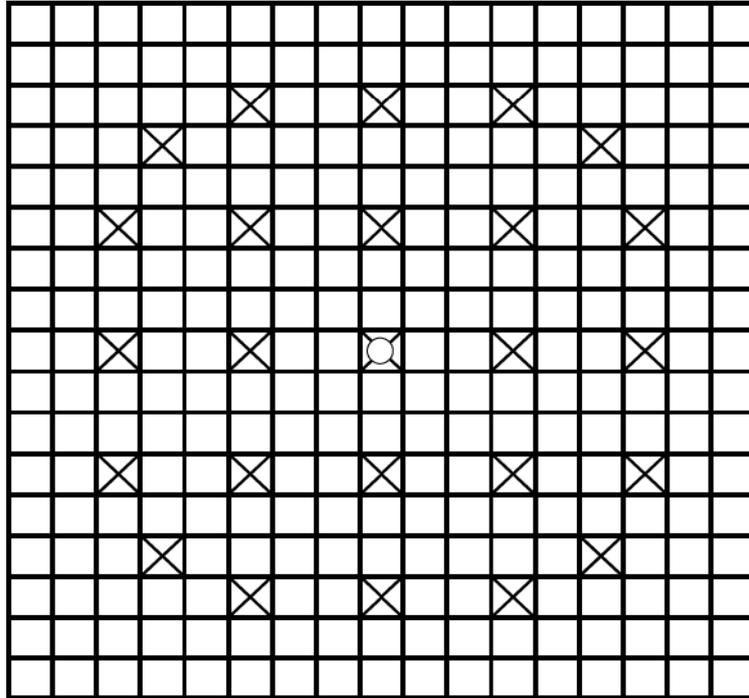
第 3.2.1 図 燃 料 棒 断 面 図



第 3. 2. 2 図 燃料集合体断面図



第 3.2.3(1)図 燃料集合体構造概要図



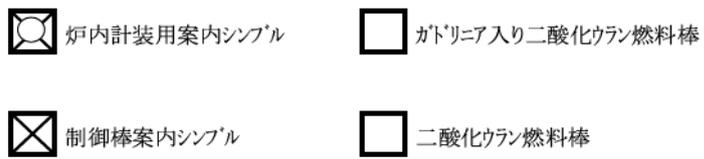
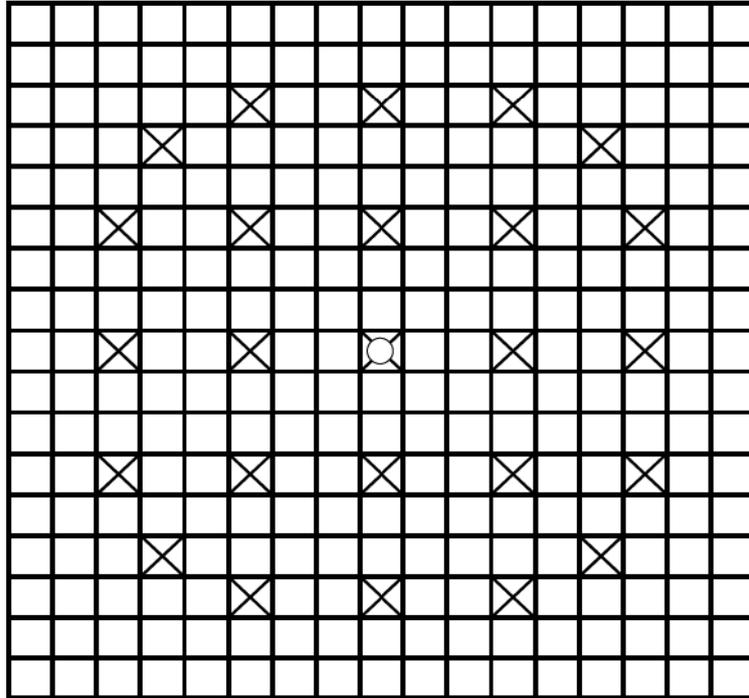
☉ 炉内計装用案内シブル

□ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒

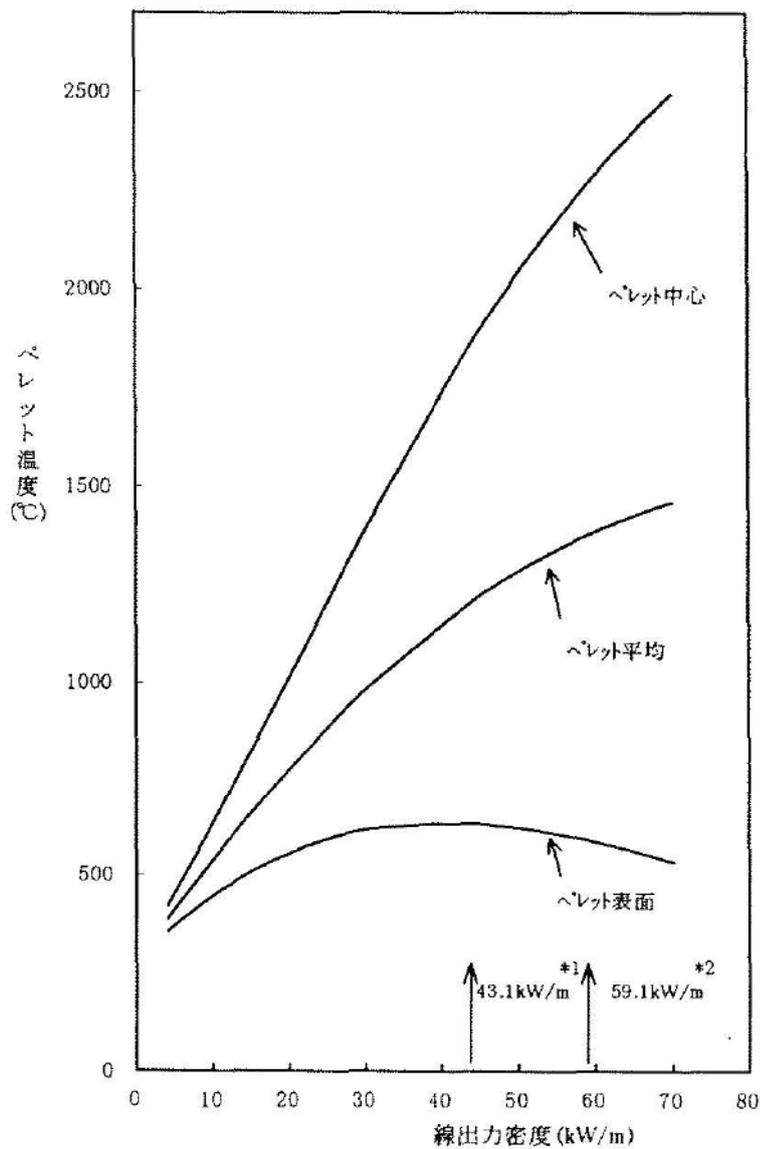
⊗ 制御棒案内シブル

□ 二酸化ウラン燃料棒

第3.2.3(2)図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24本)

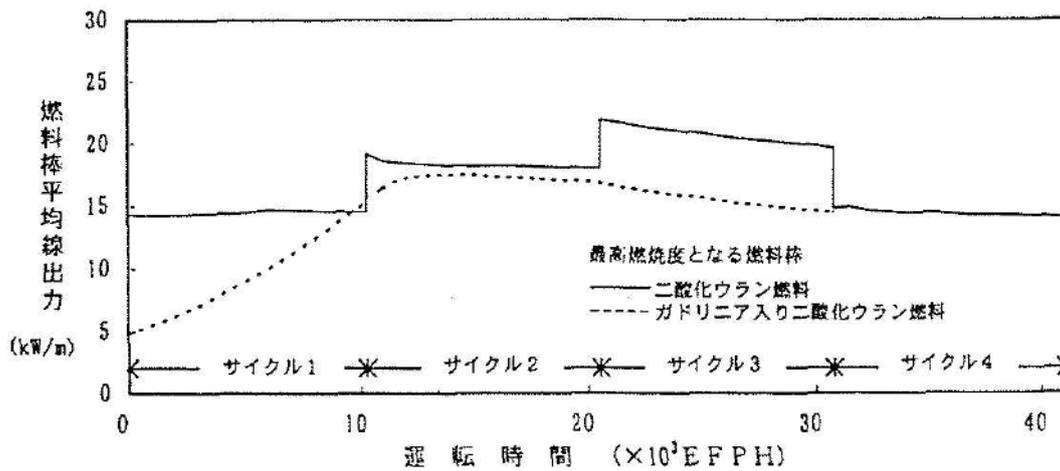
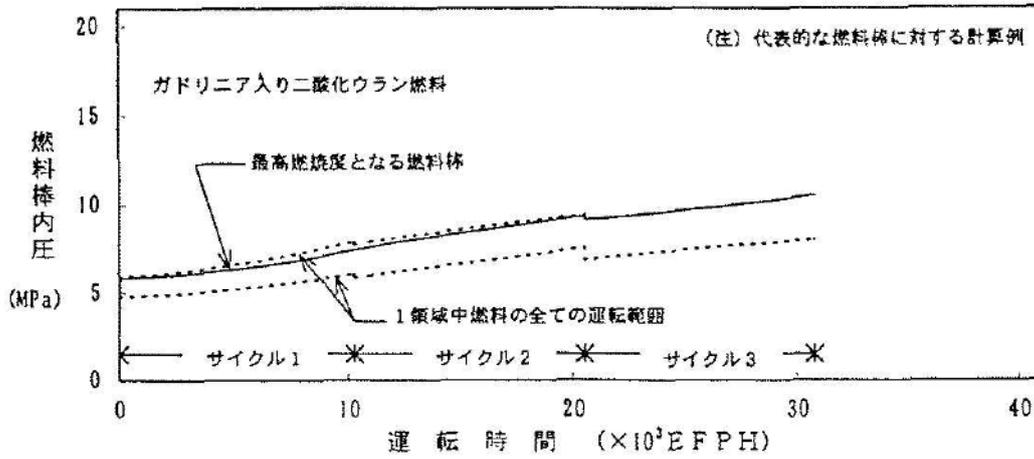
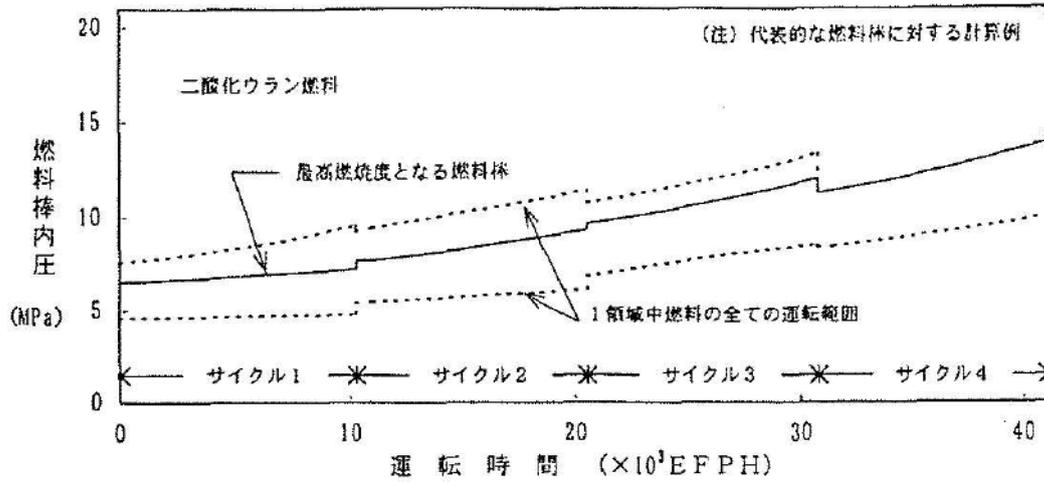


第3.2.3(3)図 集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：16本)



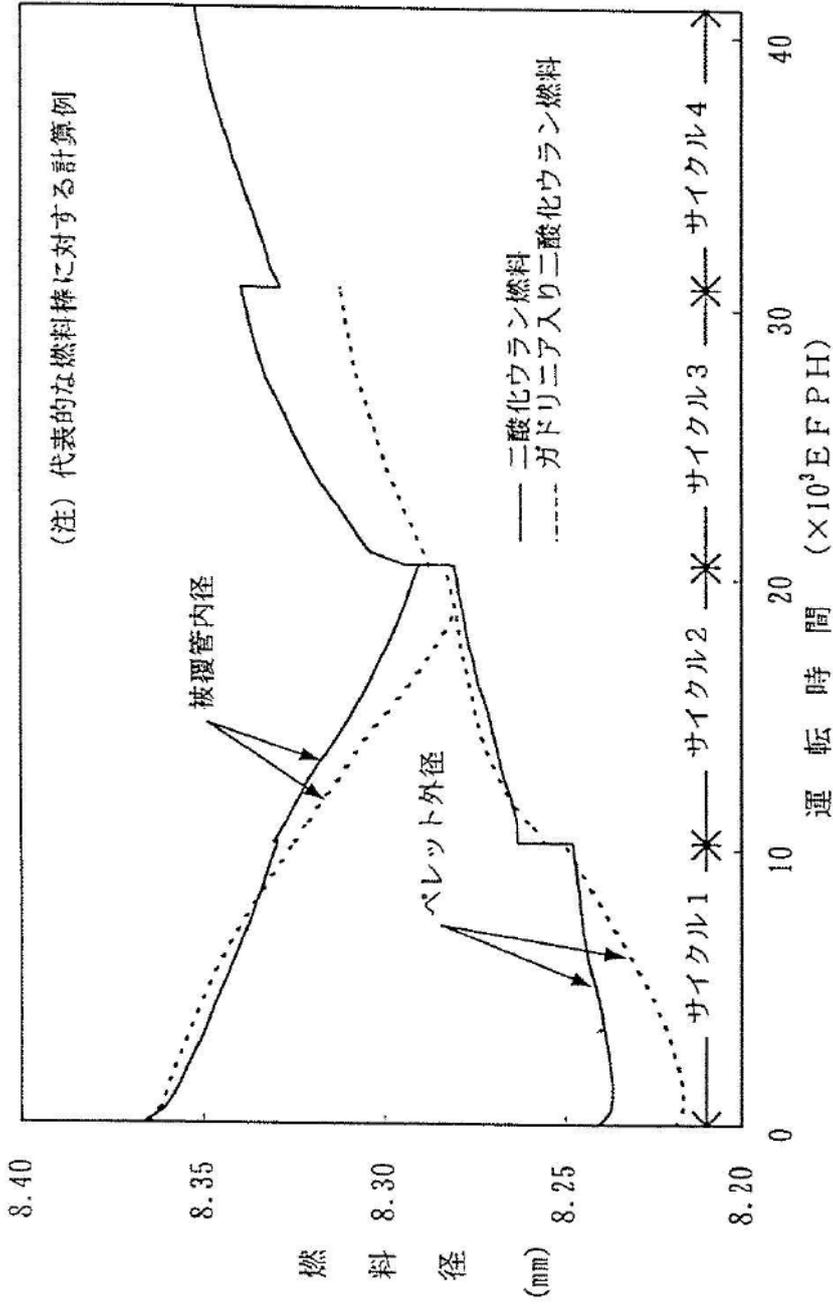
*1定格出力時の最大線出力密度
 *2運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第 3.2.4 図 ペレットの中心、平均、表面温度対線出力密度
 (寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



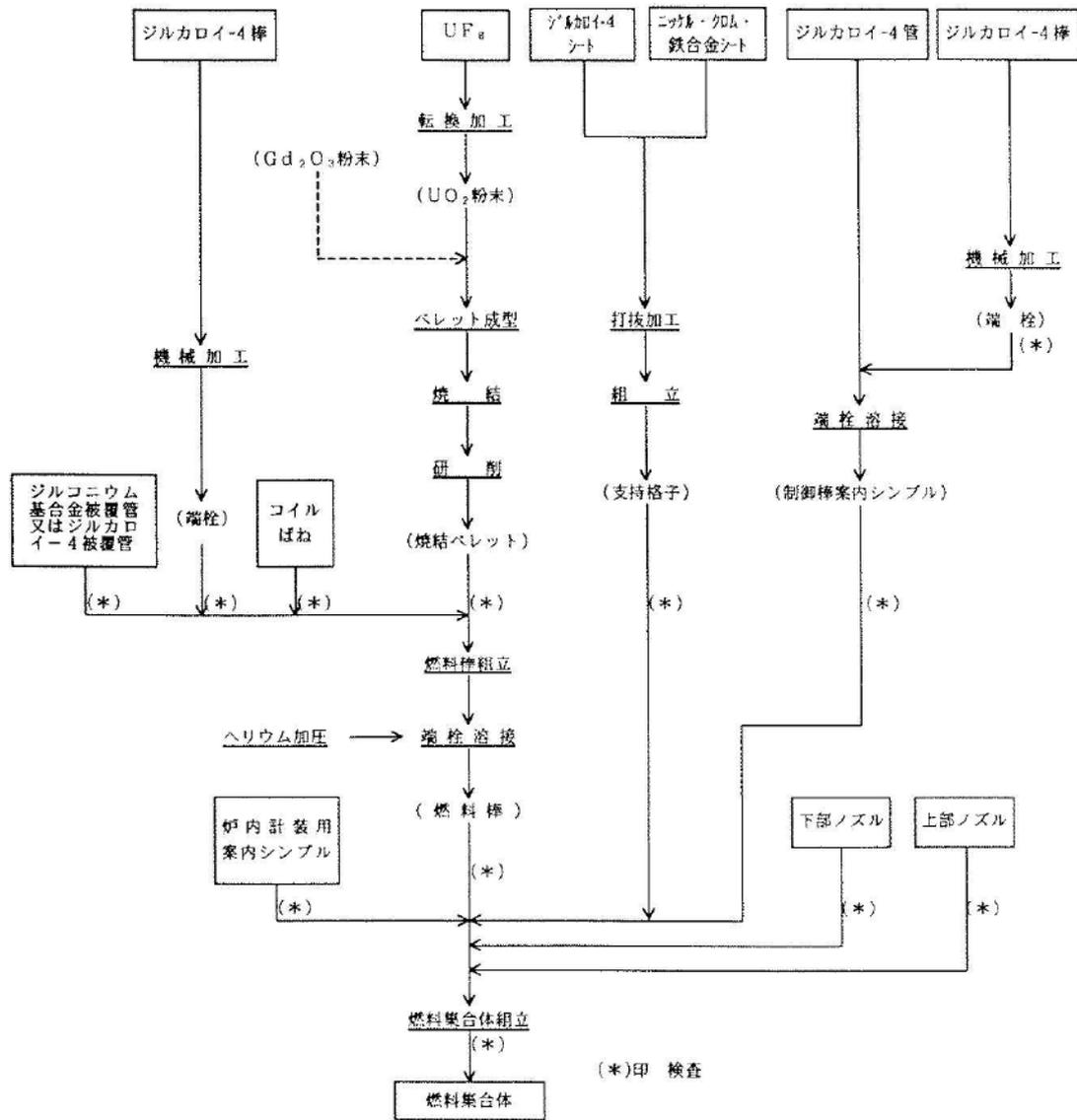
(注) EFPH: 全出力換算時間

第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)

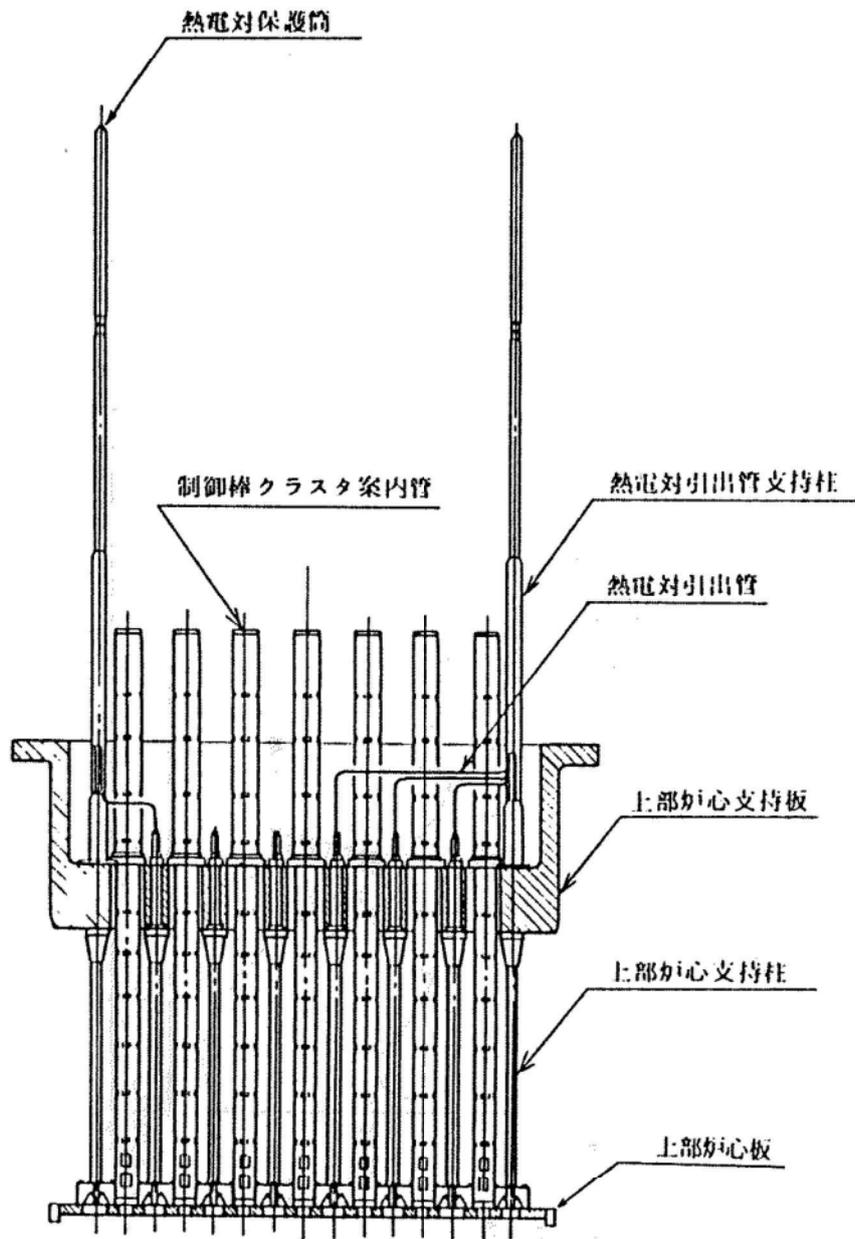


(注) EFPH: 全出力換算時間

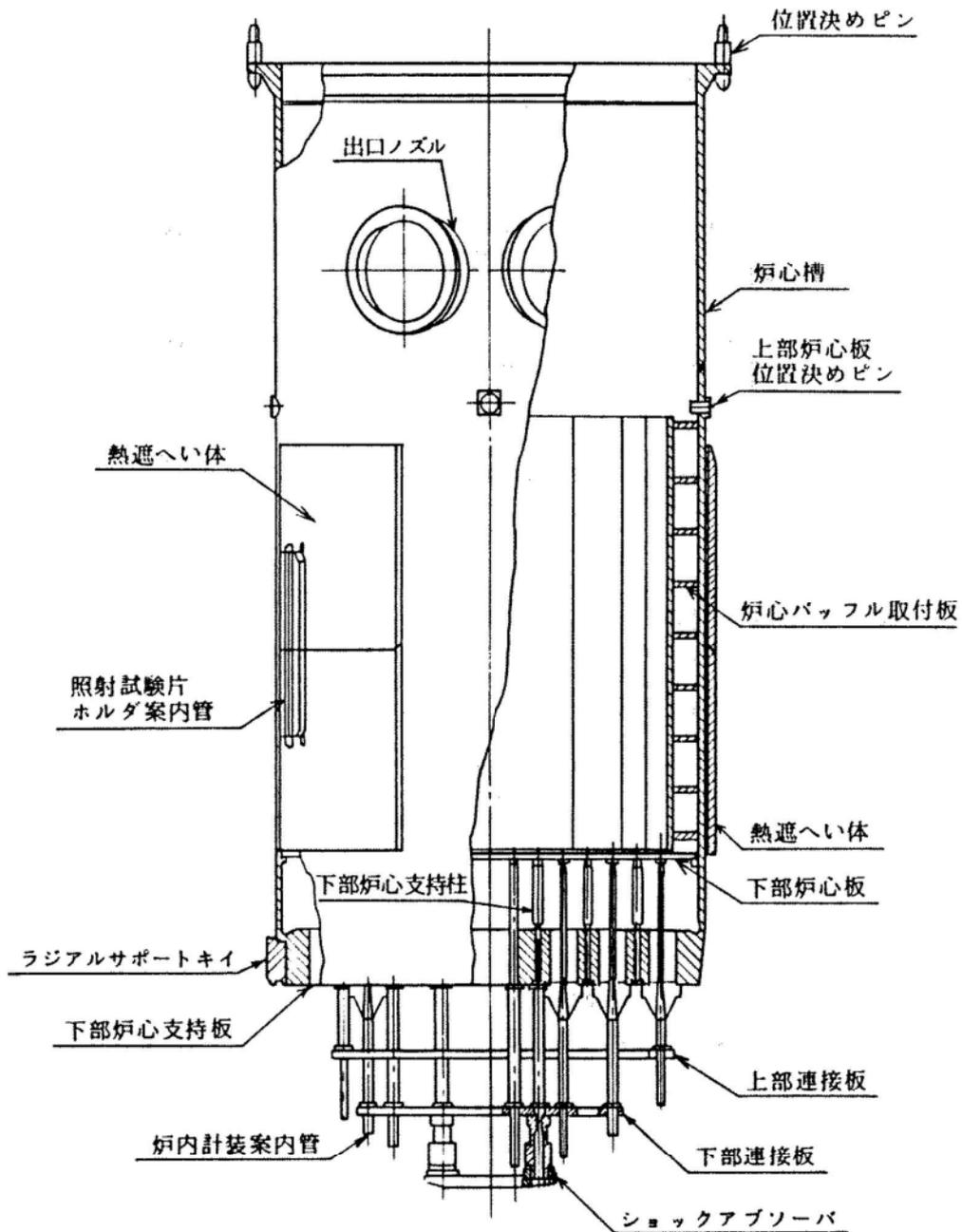
第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化 (参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



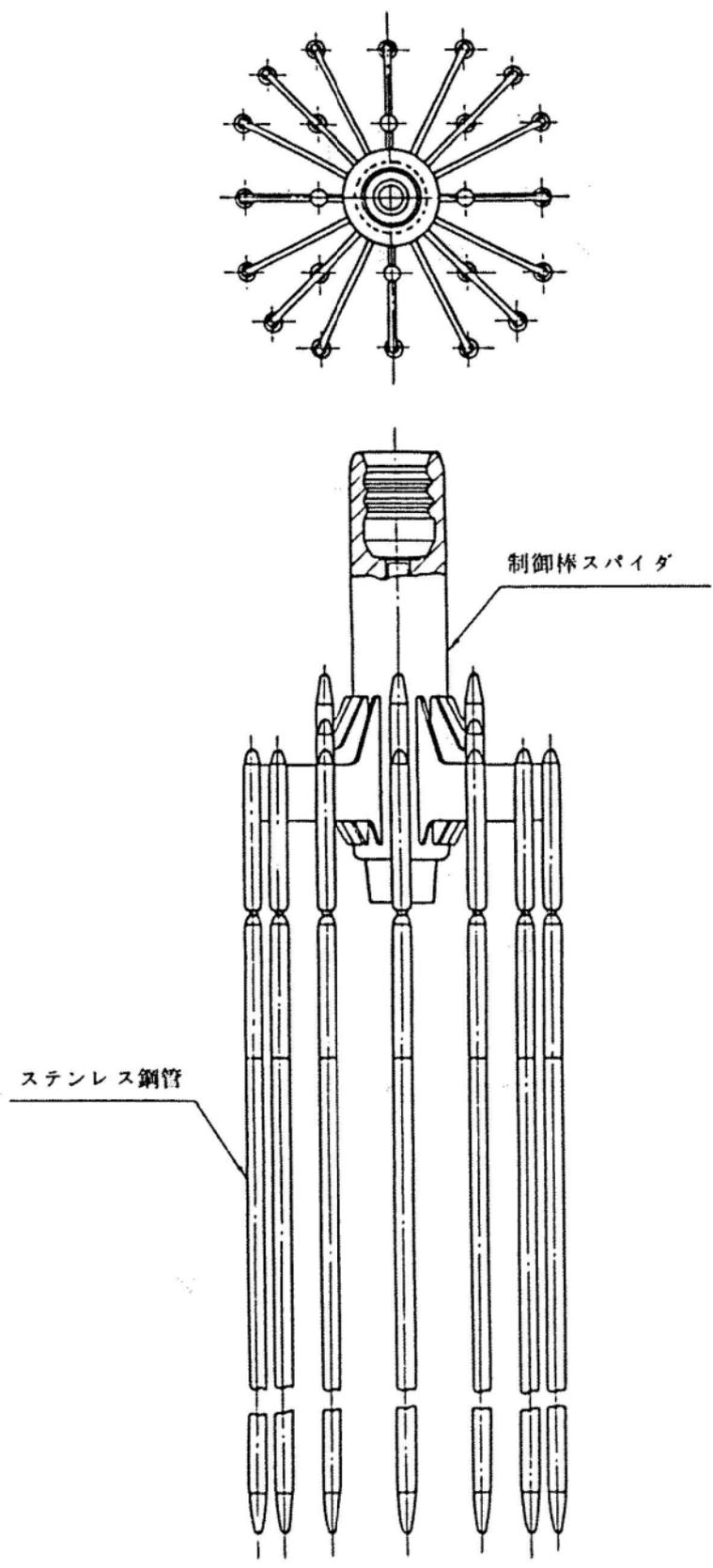
第3.2.7図 燃料の製造工程概要図



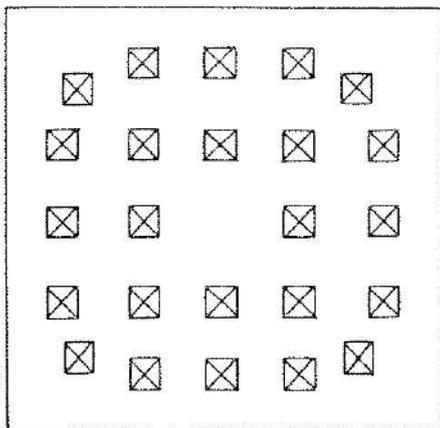
第 3.2.8 図 上部炉心構造物構造図



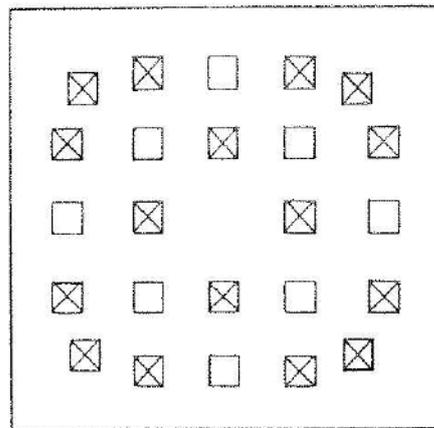
第 3.2.9 図 下部炉心構造物構造図



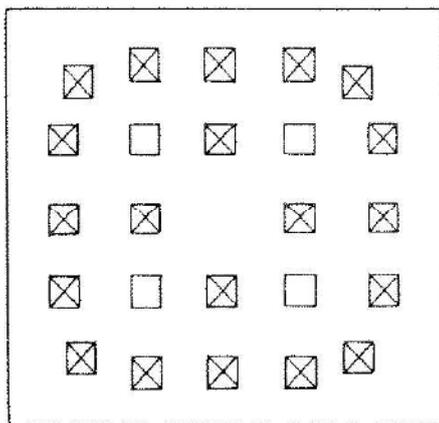
第3.2.10図 制御棒クラスタ構造図



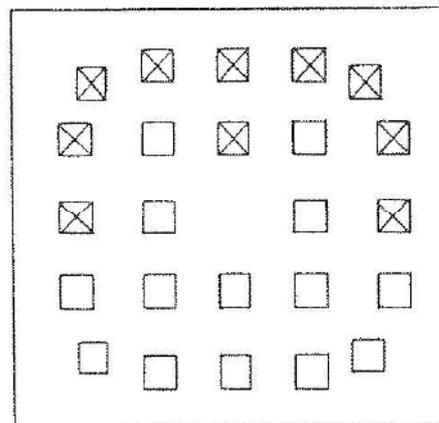
24 バーナブルポイズン棒



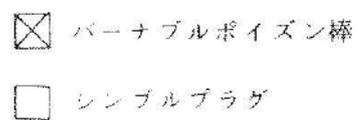
16 バーナブルポイズン棒



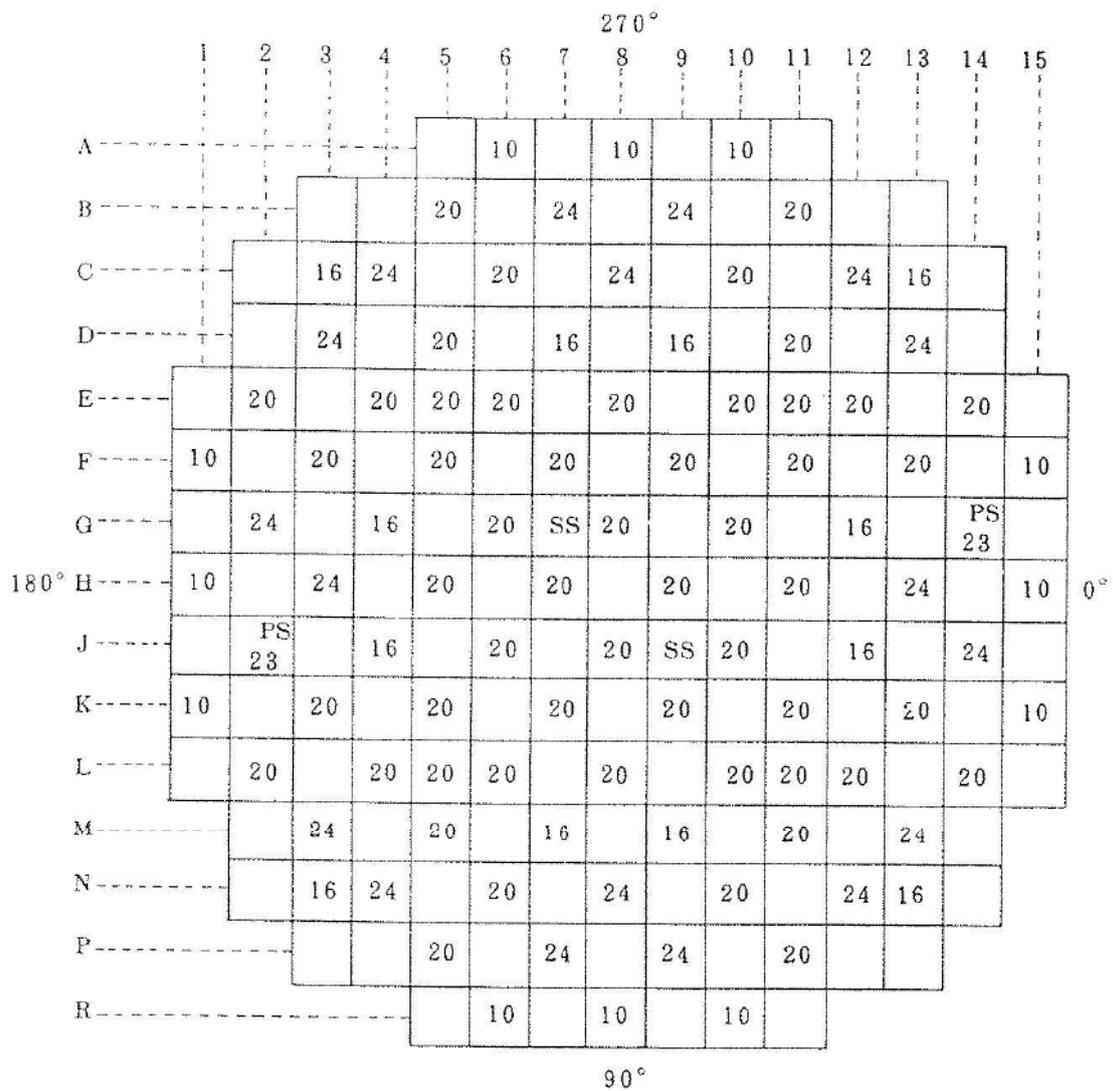
20 バーナブルポイズン棒



10 バーナブルポイズン棒



第 3.2.11 図 バーナブルポイズン棒配置図

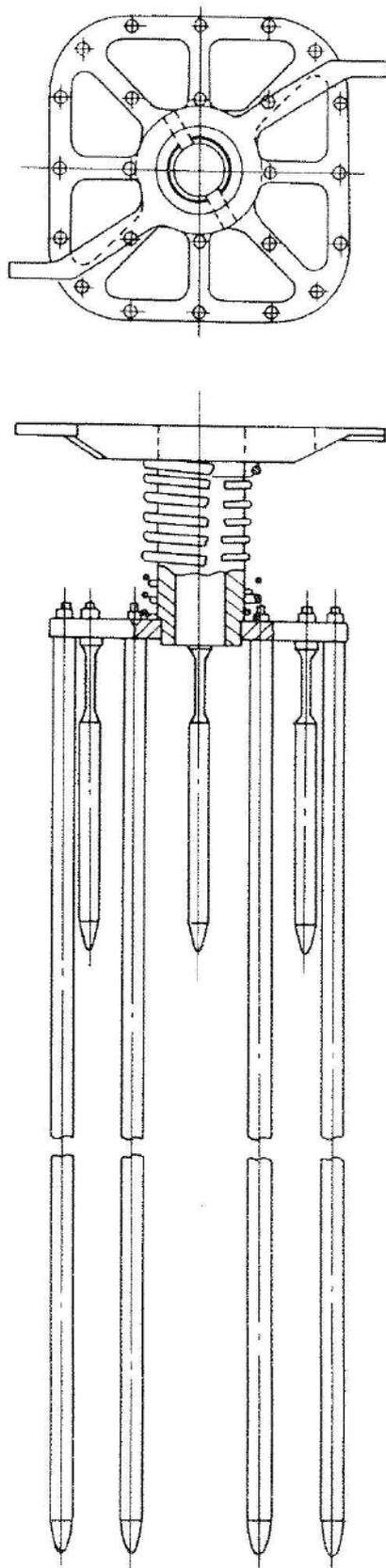


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

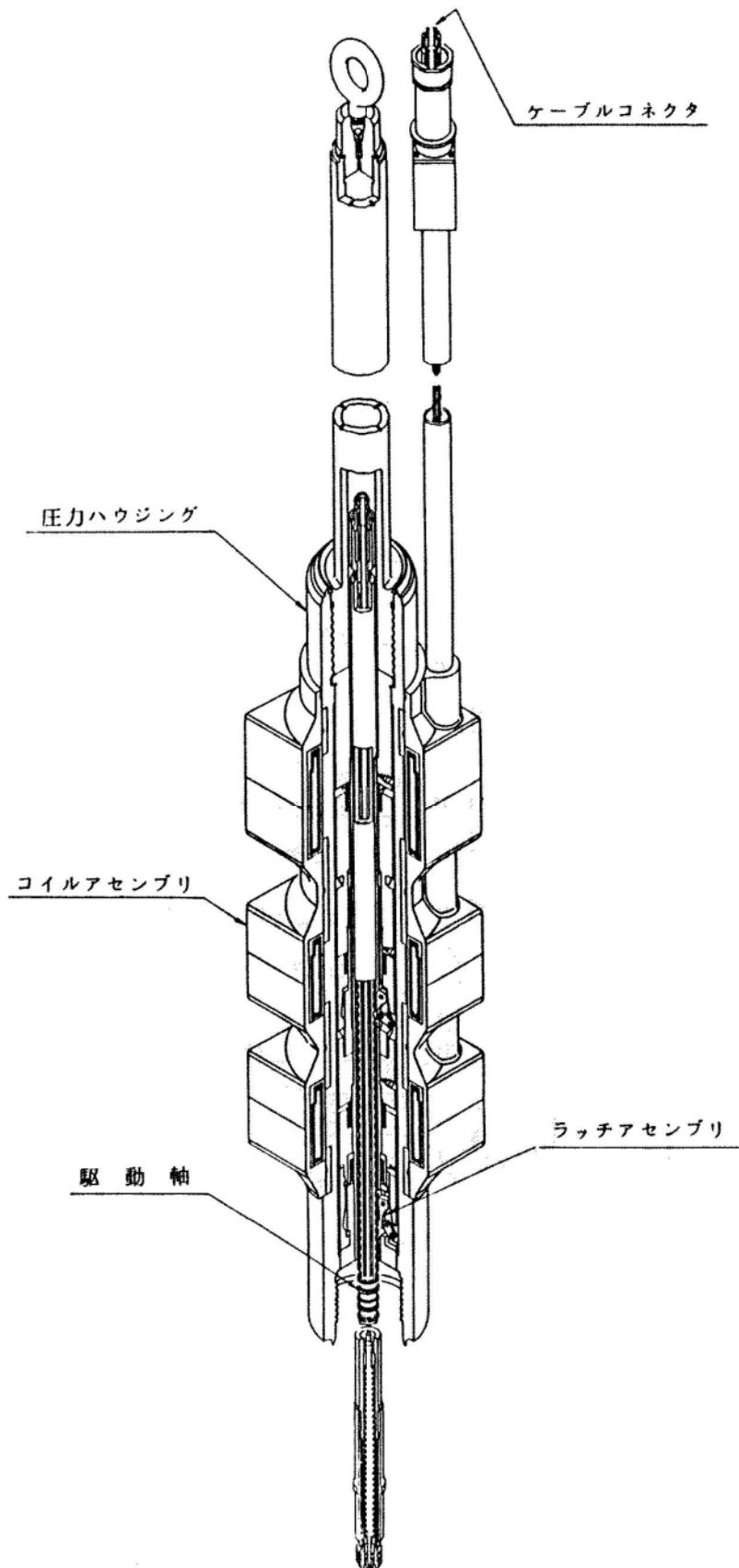
PS : 1次中性子源

SS : 2次中性子源

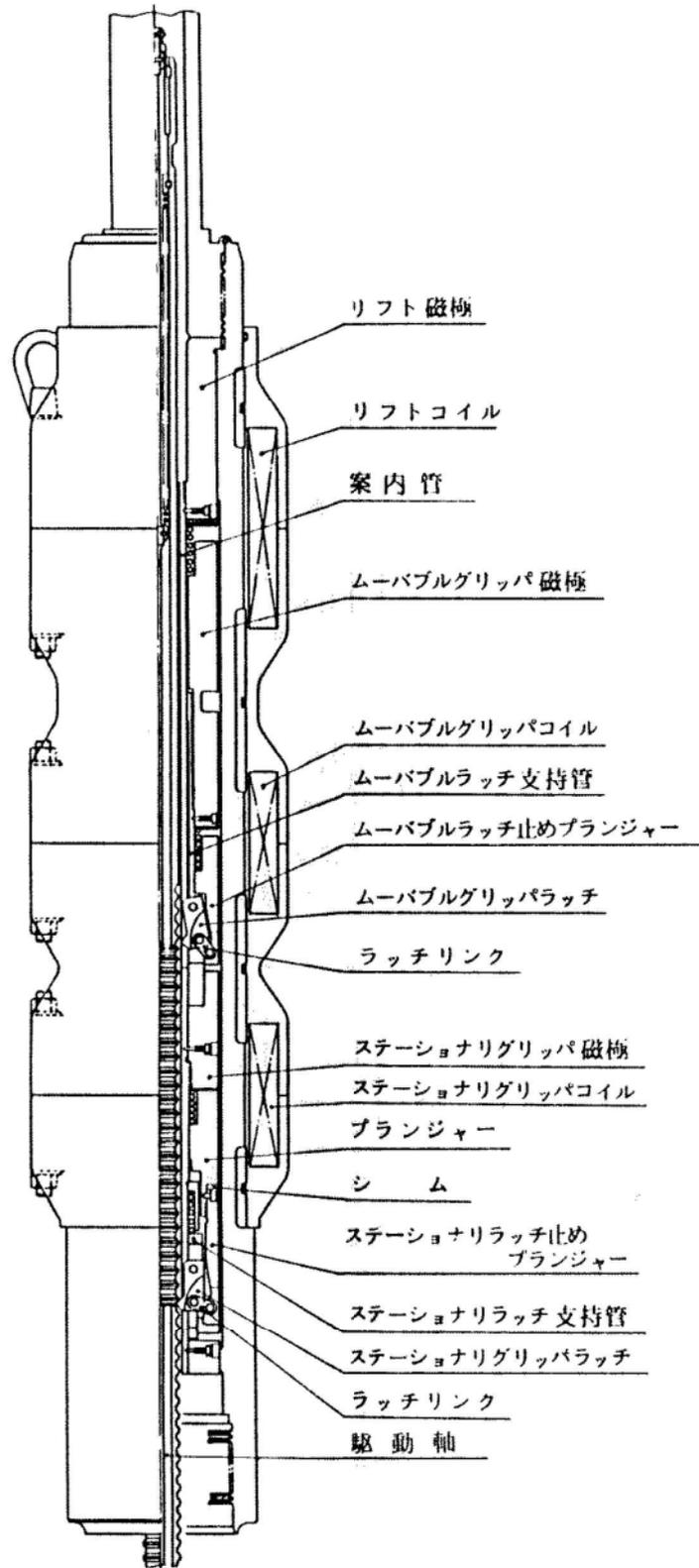
第 3. 2.12 図 バーナブルポイズン棒本数及び配置図 (初装荷炉心)



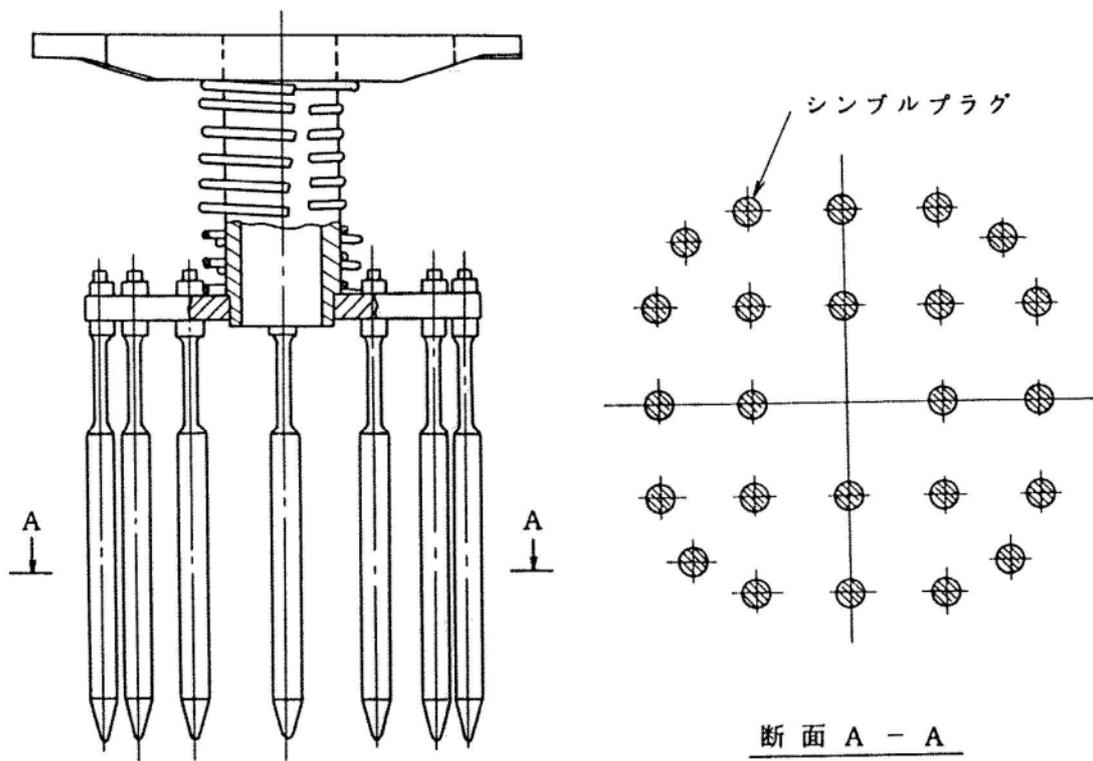
第 3. 2. 1 3 図 バーナブルボイズン構造図



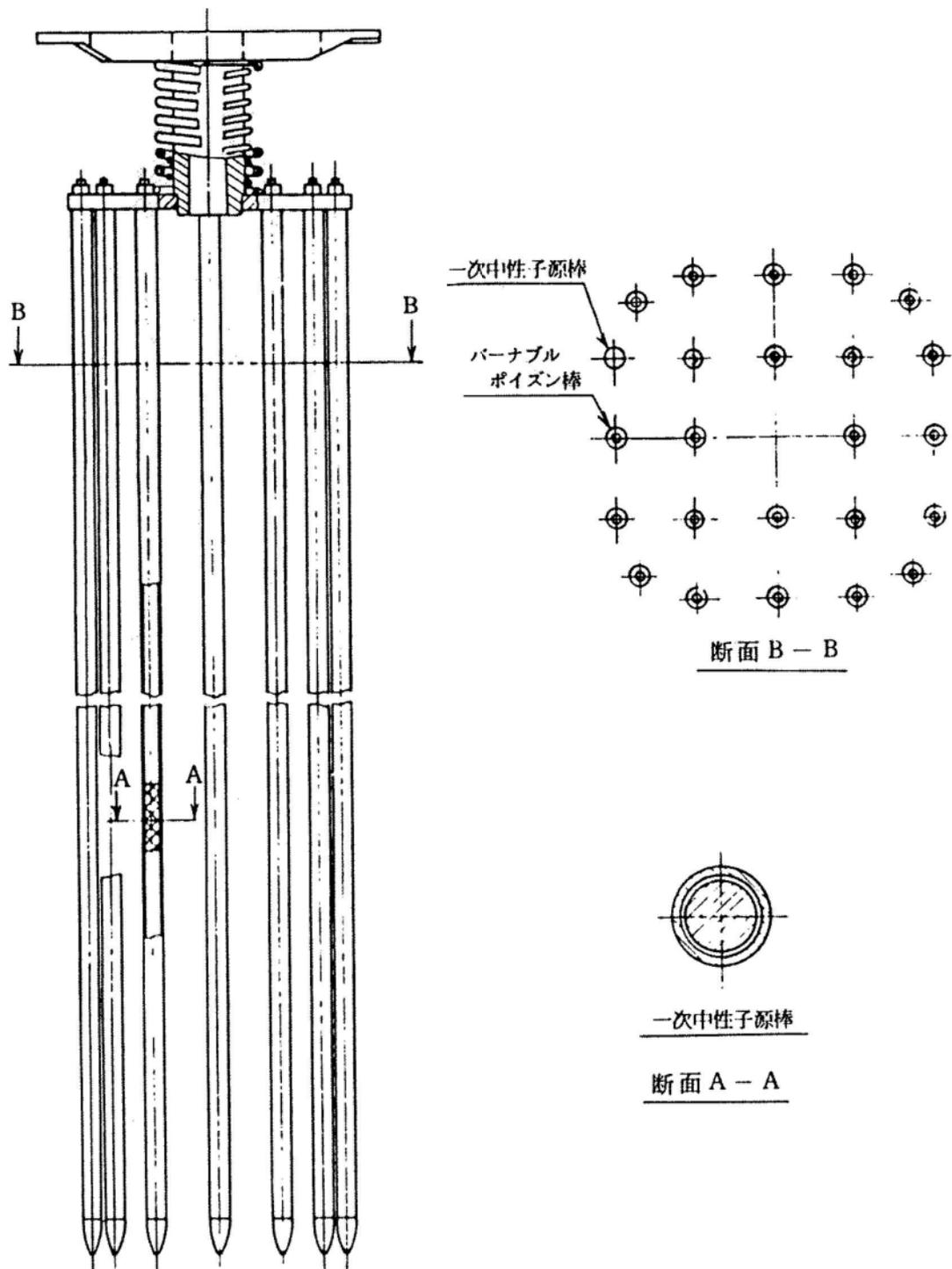
第 3.2.1 4 図 制御棒駆動装置構造図



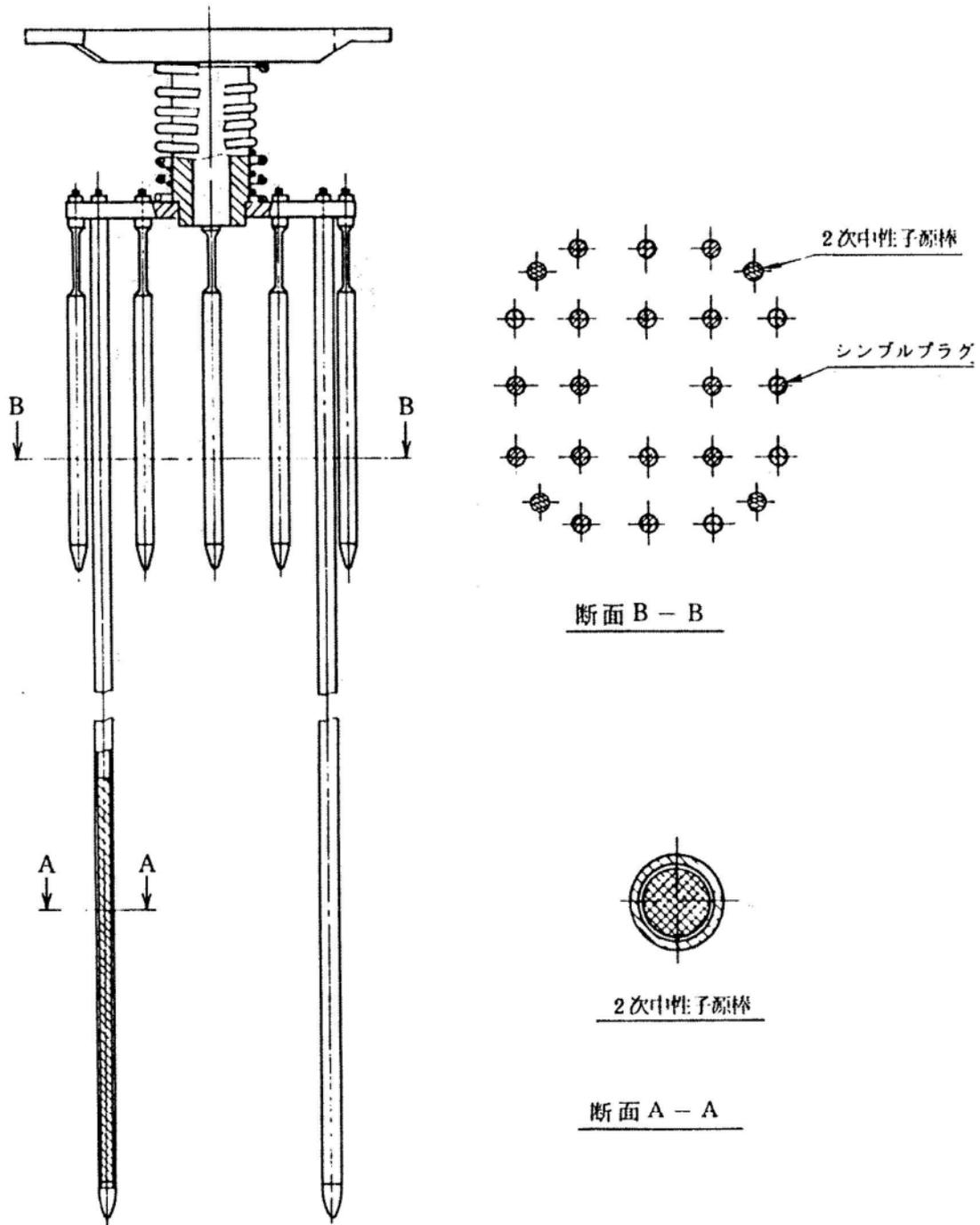
第 3. 2. 1 5 図 制御棒駆動装置断面図



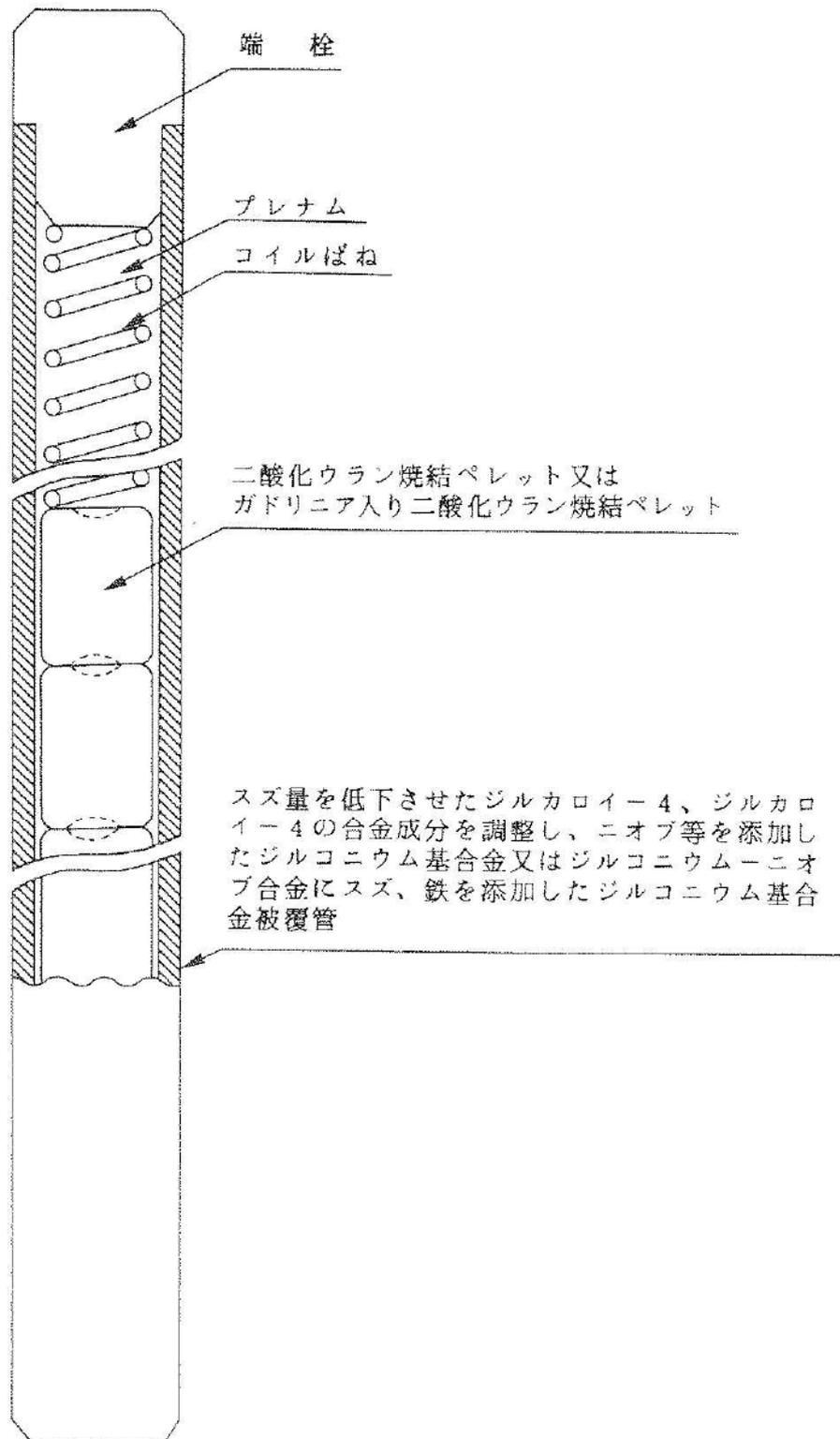
第 3.2.16 図 シンプルプラグアセンブリ構造図



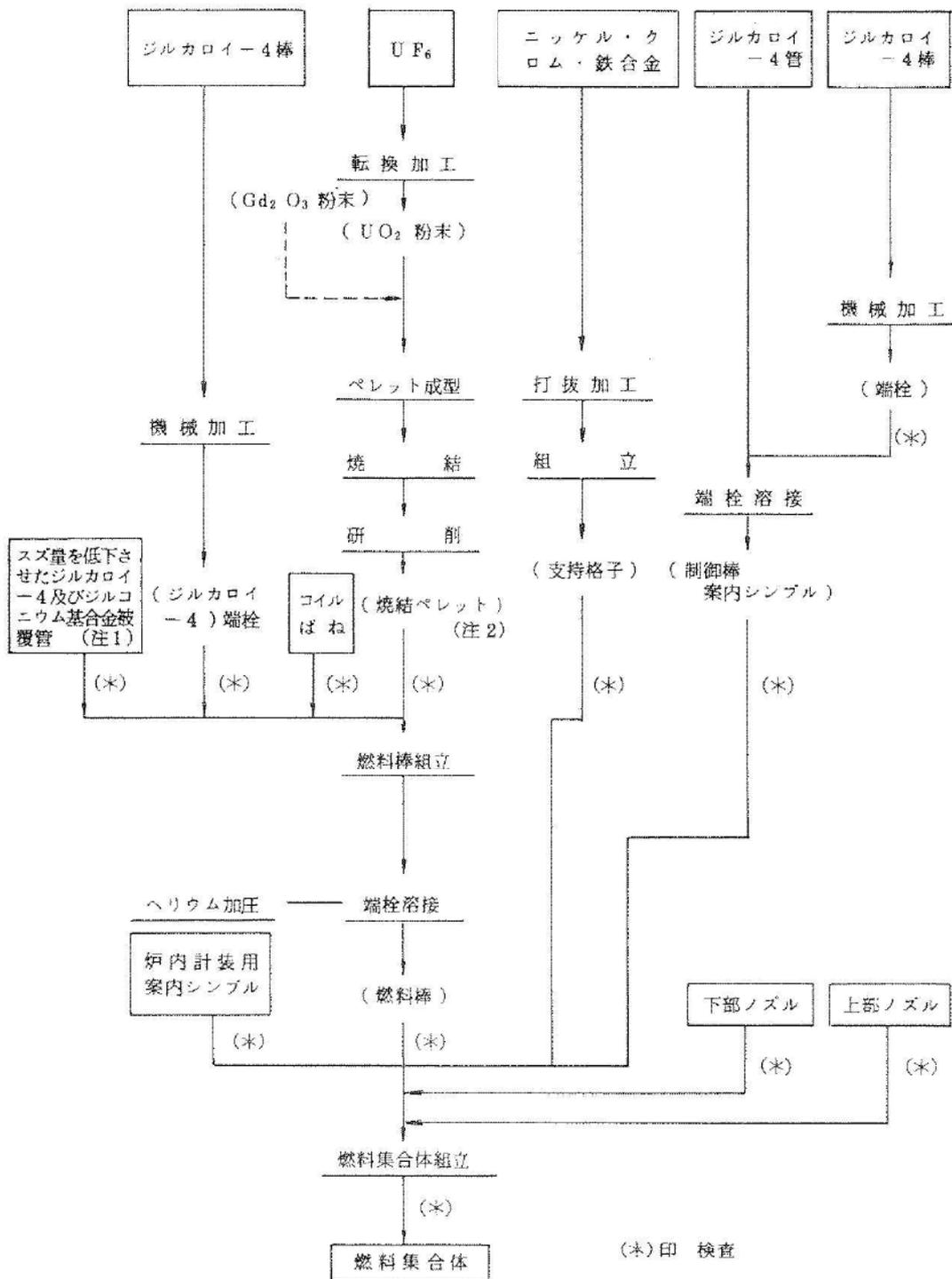
第 3. 2. 1 7 図 中性子源構造図 (1 次中性子源)



第 3. 2. 1 8 図 中性子源構造図 (2 次中性子源)



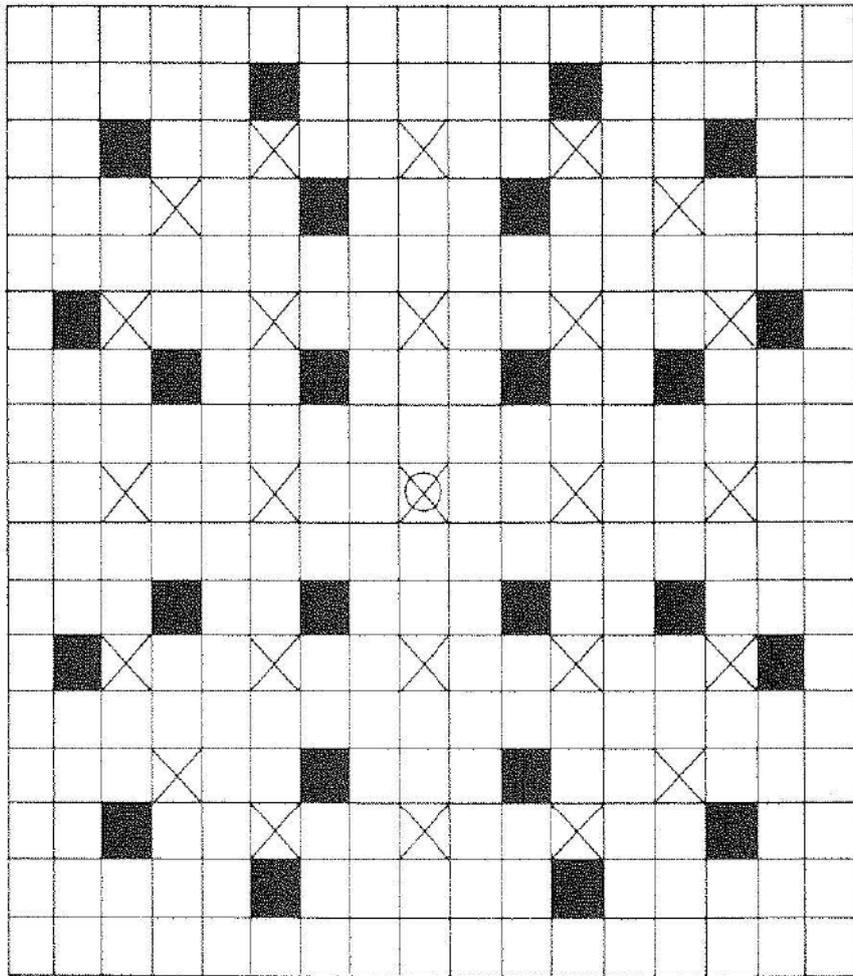
第 3. 2.19 図 高燃焼度先行照射燃料集合体燃料棒断面図



(注1) 被覆管の一部には、集合組織調整を施す。

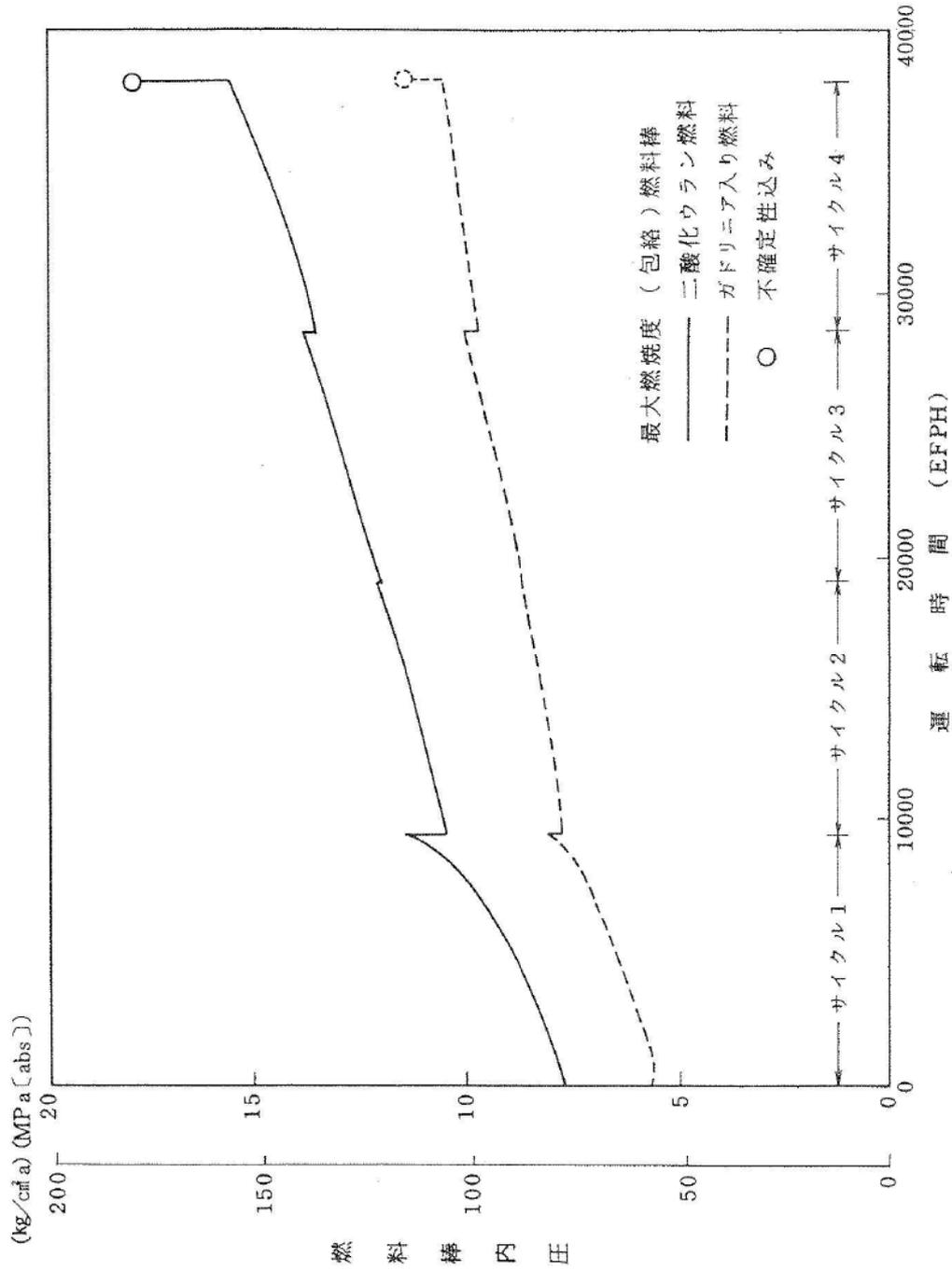
(注2) 焼結ペレットの一部には大粒径ペレットを使用する。

第 3. 2.20 図 高燃焼度先行照射燃料集合体の製造工程図

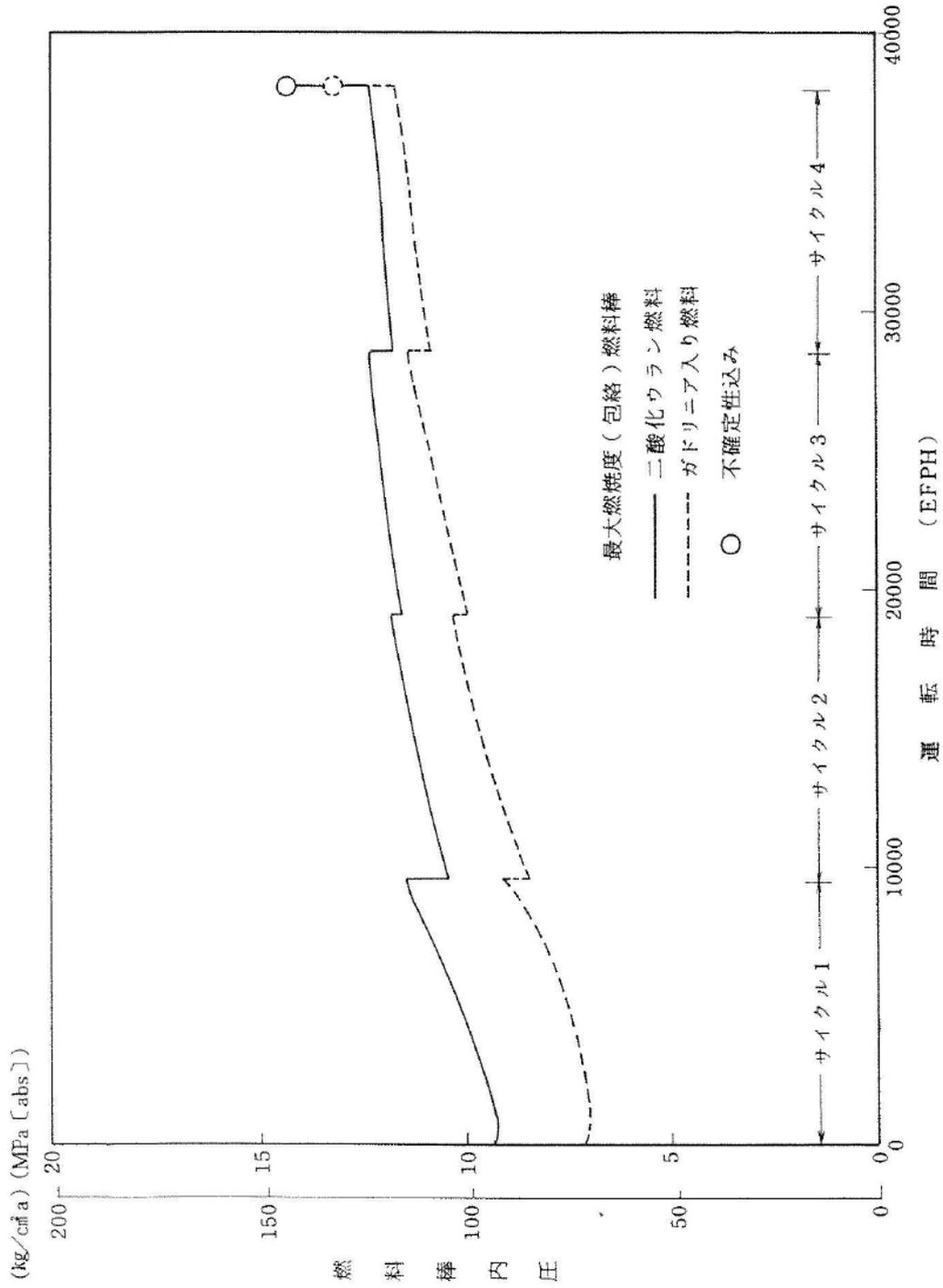


-  … 計装用案内シンブル
-  … 制御棒案内シンブル
-  … ガドリニア入り燃料棒

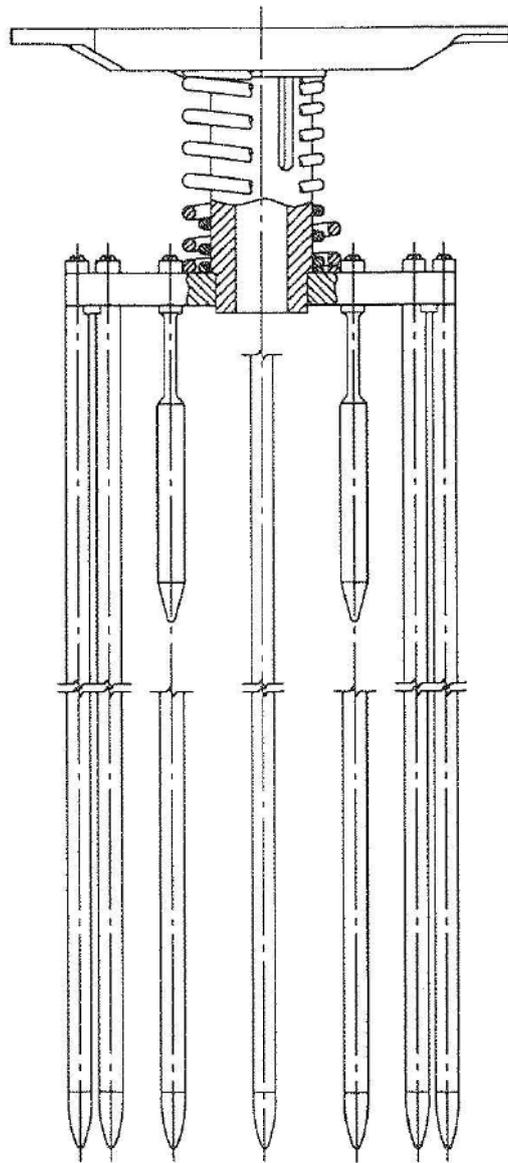
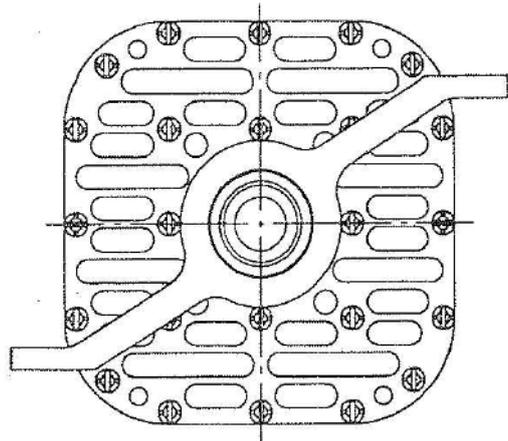
第 3.2.21 図 高燃焼度先行照射燃料集合体内ガドリニア入り燃料棒配置



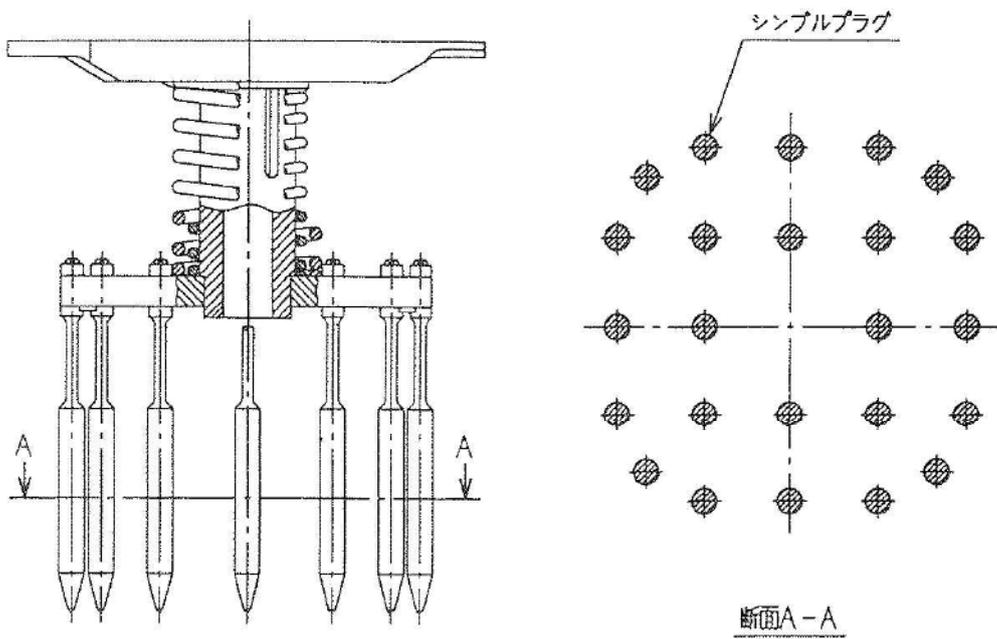
第 3.2.22(a) 図 燃料棒内圧の時間変化 (高燃焼度先行照射燃料集合体) (文献(1)による)



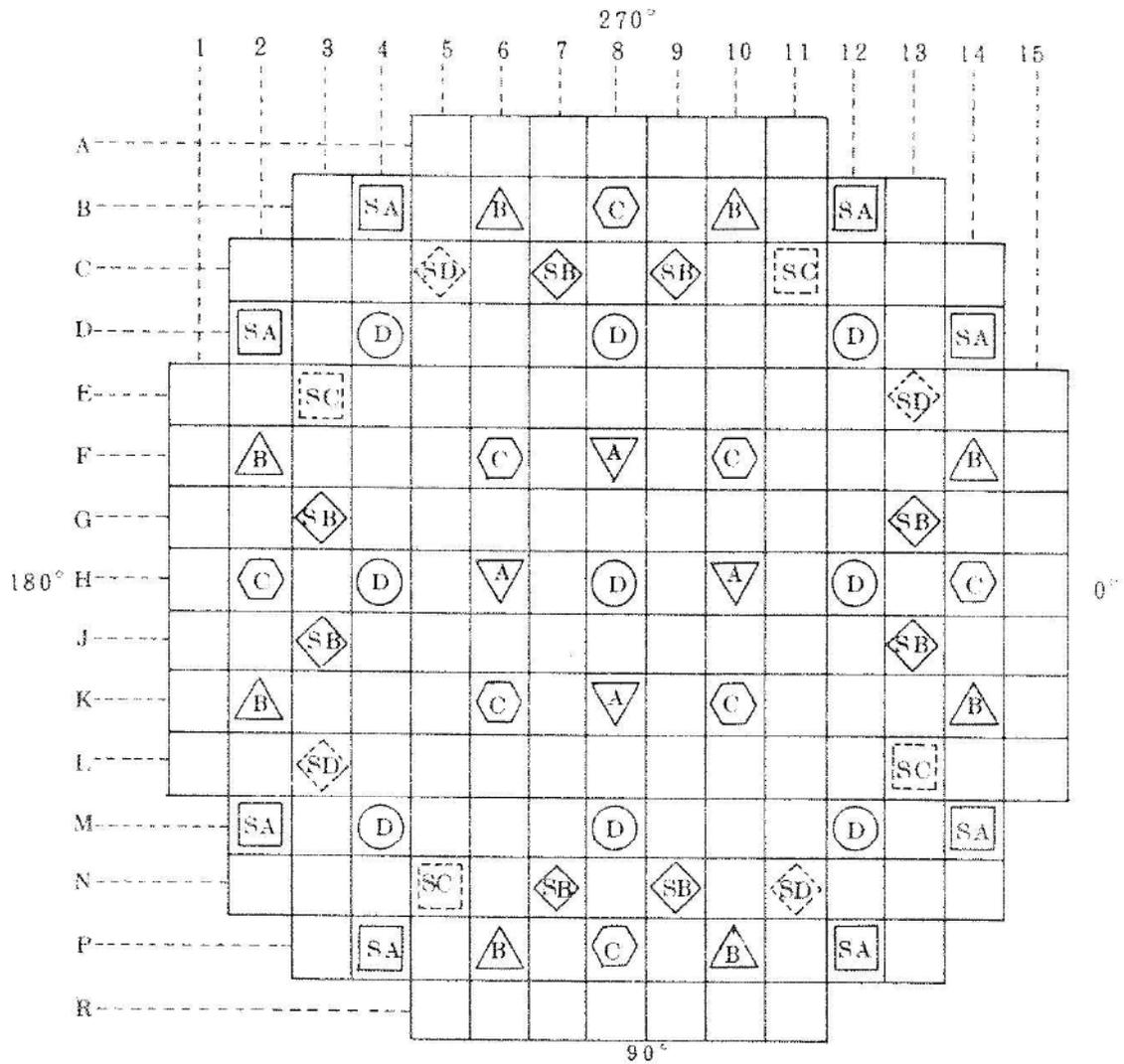
第 3.2.22(b)図 燃料棒内圧の時間変化(高燃焼度先行照射燃料集合体)(文献(2)による)



第 3. 2.23 図 バーナブルポイズン構造図
 (リムーバブル構造燃料体用)



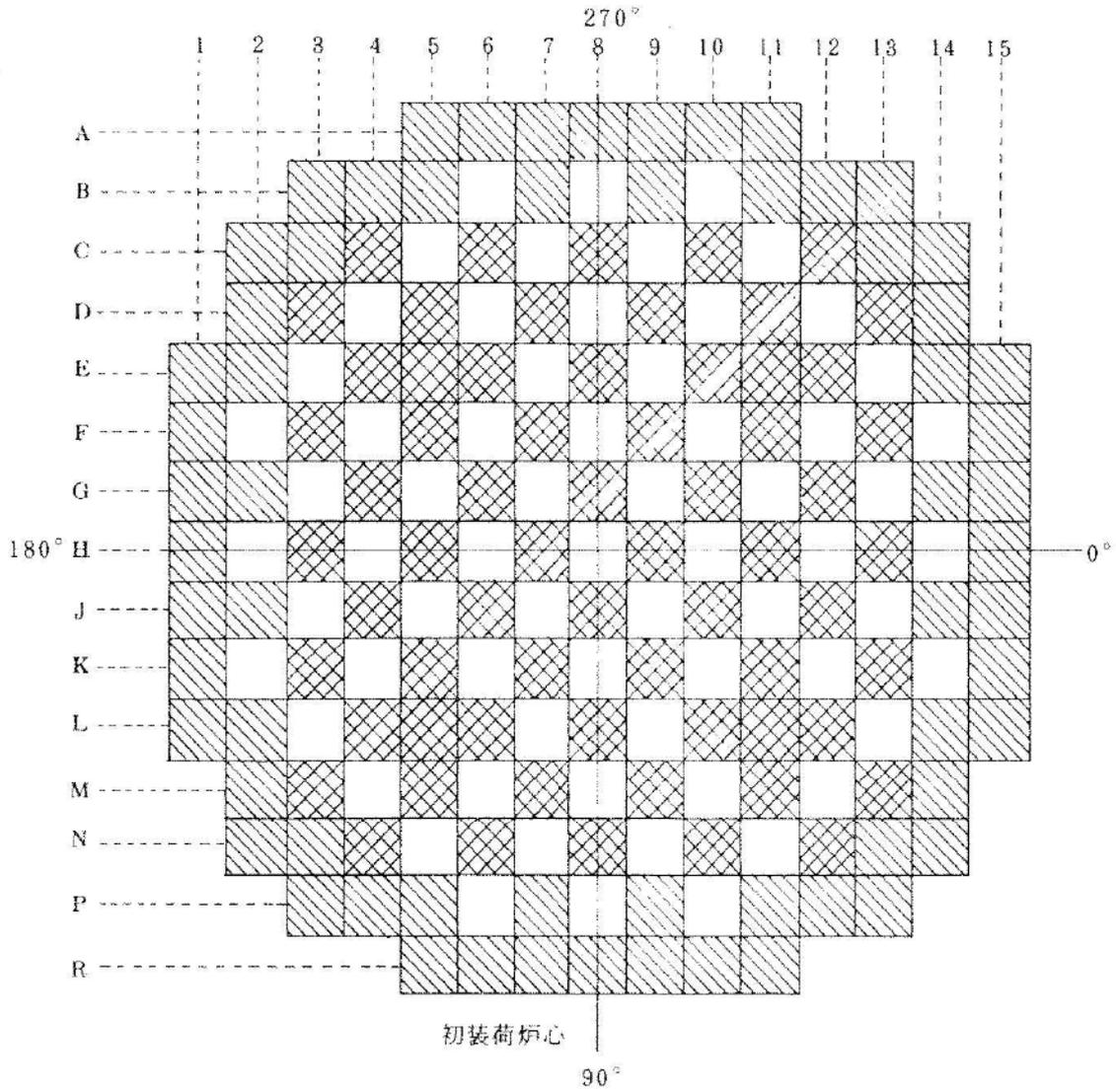
第 3.2.24 図 シンプルプラグアセンブリ構造図
 (リムーバブル構造燃料体用)



制御棒クラスタ本数

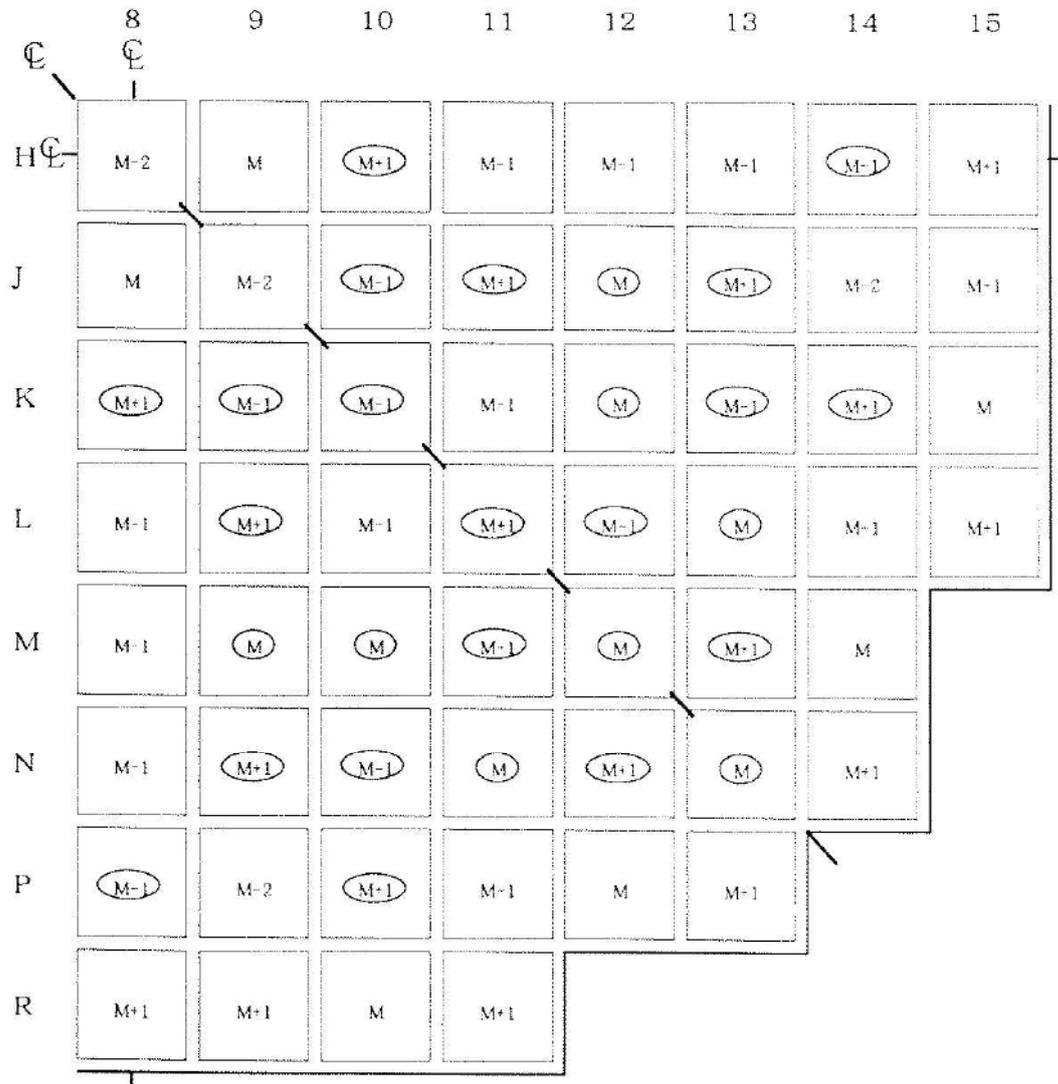
- △A : 制御グループ・バンク A 4
- △B : 制御グループ・バンク B 8
- ⬡C : 制御グループ・バンク C 8
- D : 制御グループ・バンク D 9
- SA : 停止グループ・バンク SA 8
- ◇SB : 停止グループ・バンク SB 8
- SC : 停止グループ・バンク SC 4
- ◇SD : 停止グループ・バンク SD 4

第 3.3.1 図 制御棒クラスタ配置図



- 第1領域 (2.0 wt%)
- ▨ 第2領域 (3.5 wt%)
- ▩ 第3領域 (4.1 wt%)

第 3. 3. 2 図 燃料集合体配置図 (初装荷炉心)



- M-2 : 第(M-2)B領域燃料 (4.8wt%) 13体
- M-1 : 第(M-1)A領域燃料 (4.8wt%(Gd入り)) 32体 *
- M-1 : 第(M-1)B領域燃料 (4.8wt%) 28体
- M : 第MA領域燃料 (4.8wt%(Gd入り)) 32体 *
- M : 第MB領域燃料 (4.8wt%) 20体
- M+1 : 第(M+1)A領域燃料 (4.8wt%(Gd入り)) 40体 *
- M+1 : 第(M+1)B領域燃料 (4.8wt%) 28体

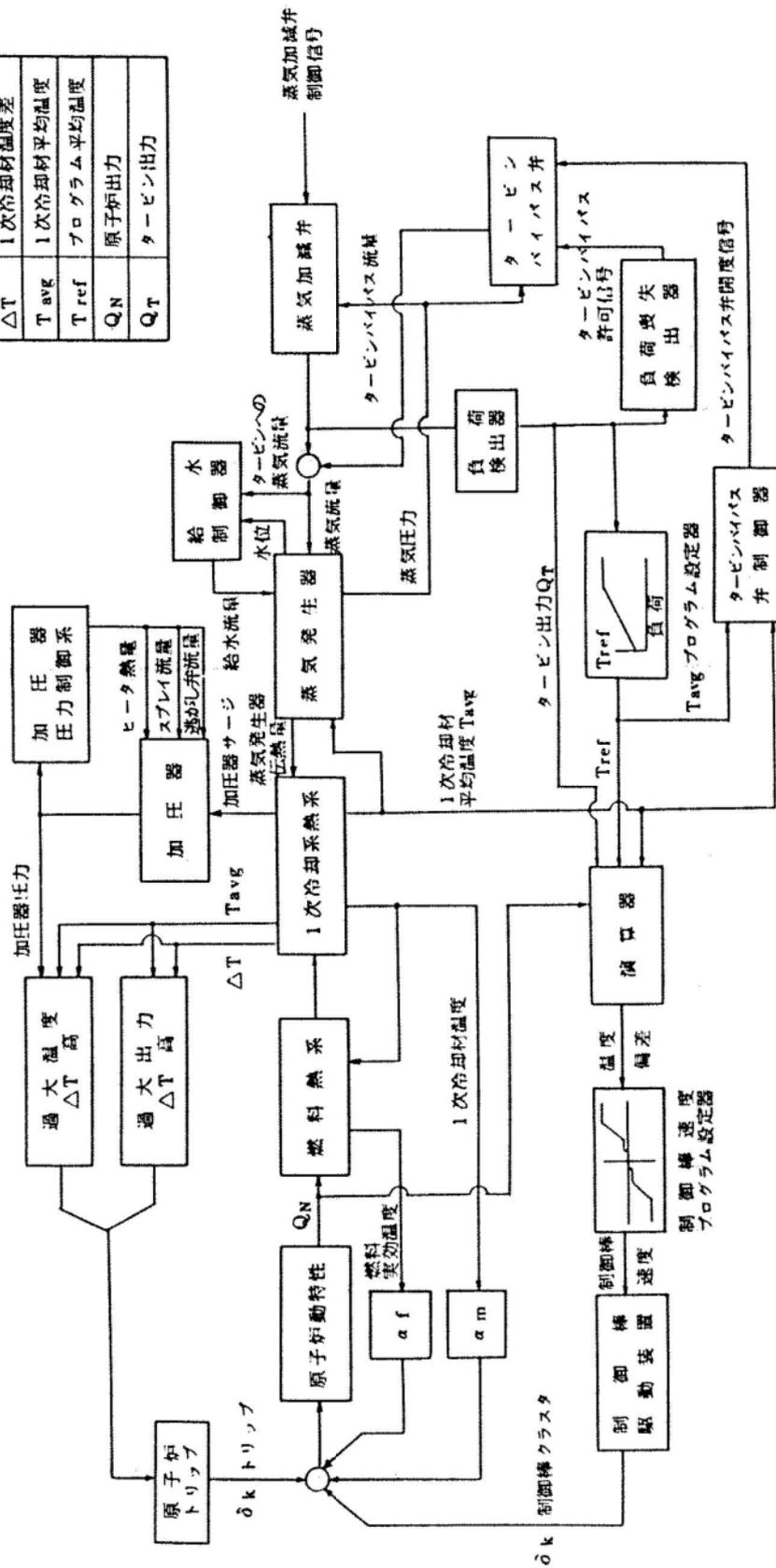
* : 3.2wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃燃料棒 24本を含む。

注) M-1、Mは新燃料

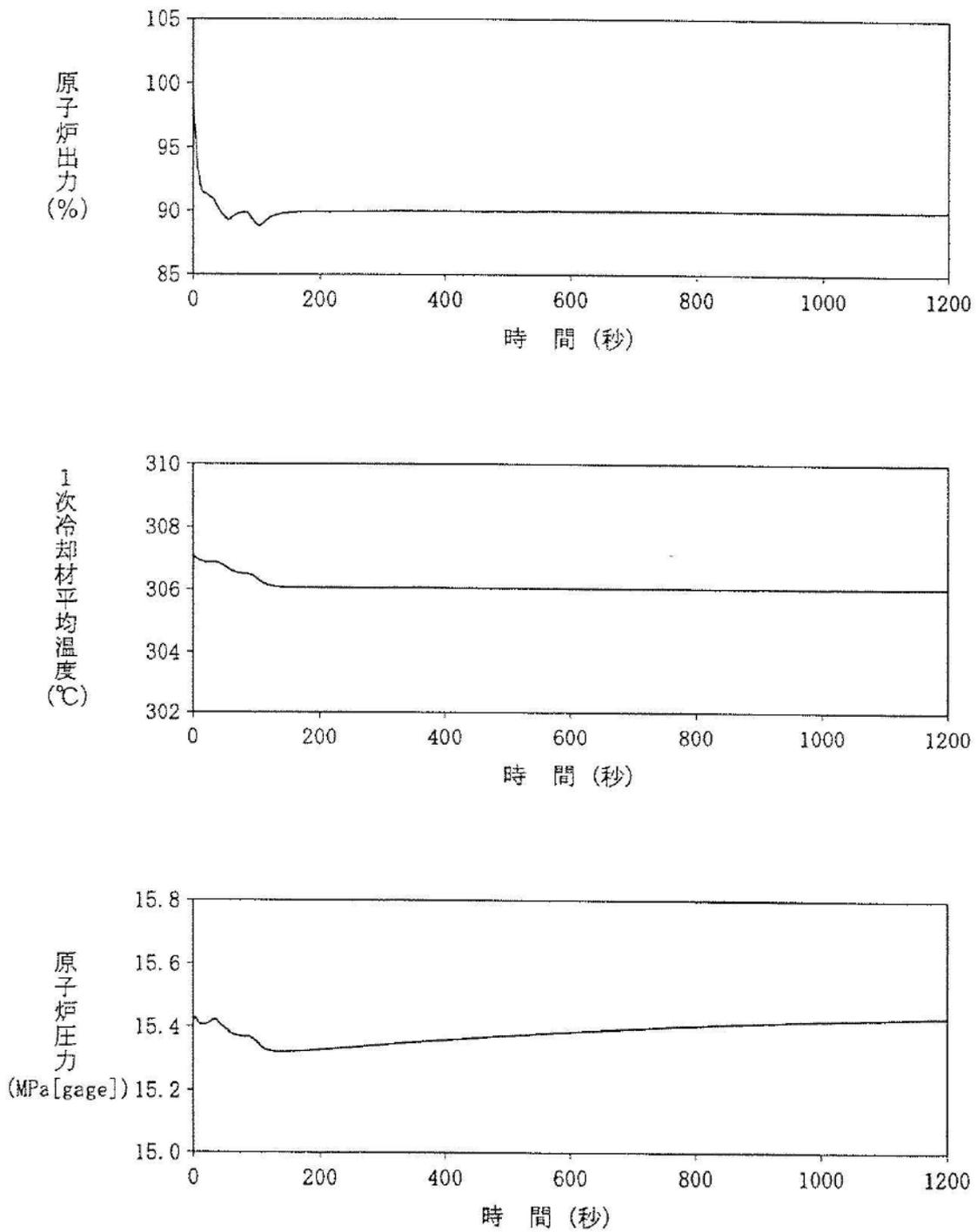
第3.3.4図 燃料集合体配置図
(第N+1サイクル炉心(予定外取出炉心))[1/4炉心]

凡例

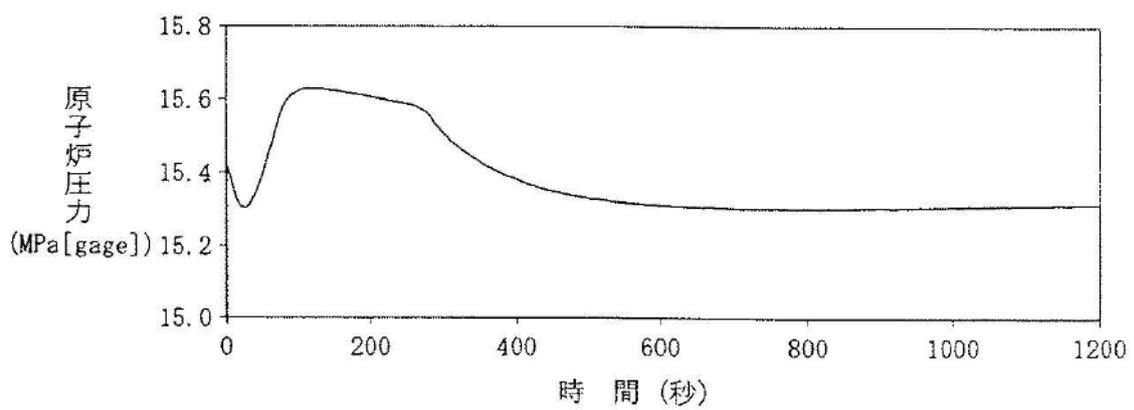
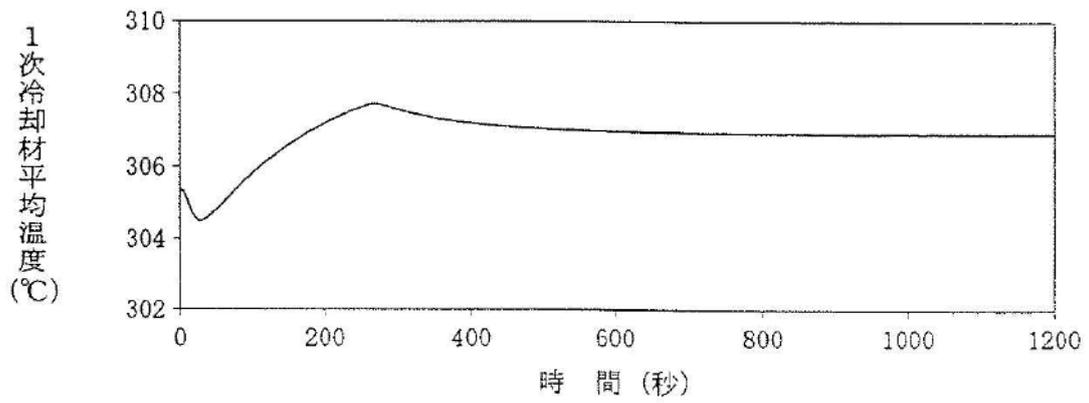
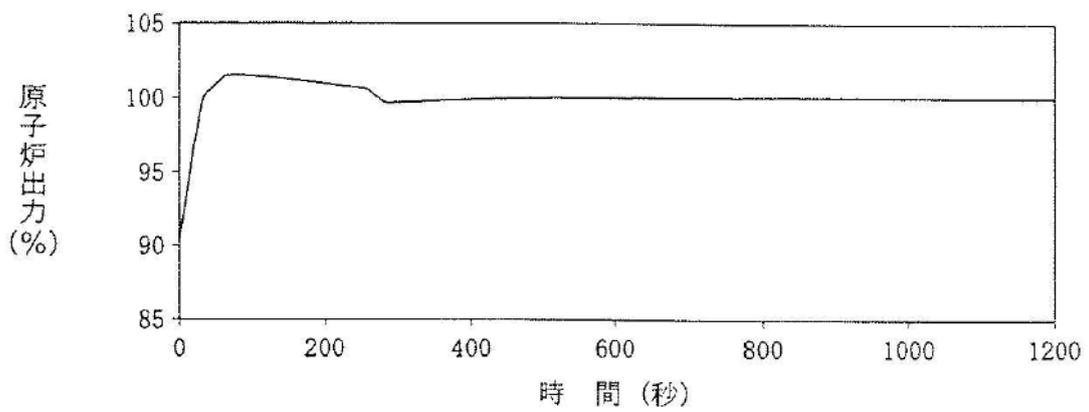
δk	反応度
αf	ドップラ係数
αm	減速材温度係数
ΔT	1次冷却材温度差
T_{avg}	1次冷却材平均温度
T_{ref}	プログラム平均温度
Q_N	原子炉出力
Q_T	タービン出力



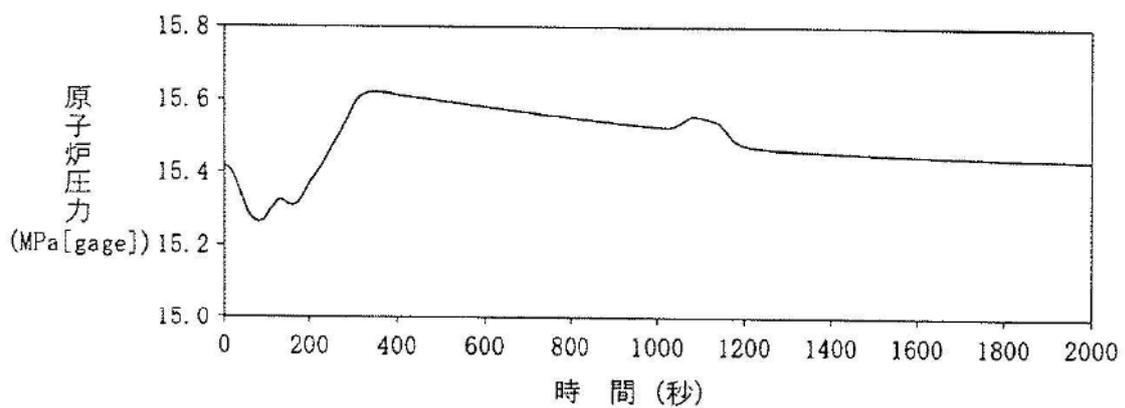
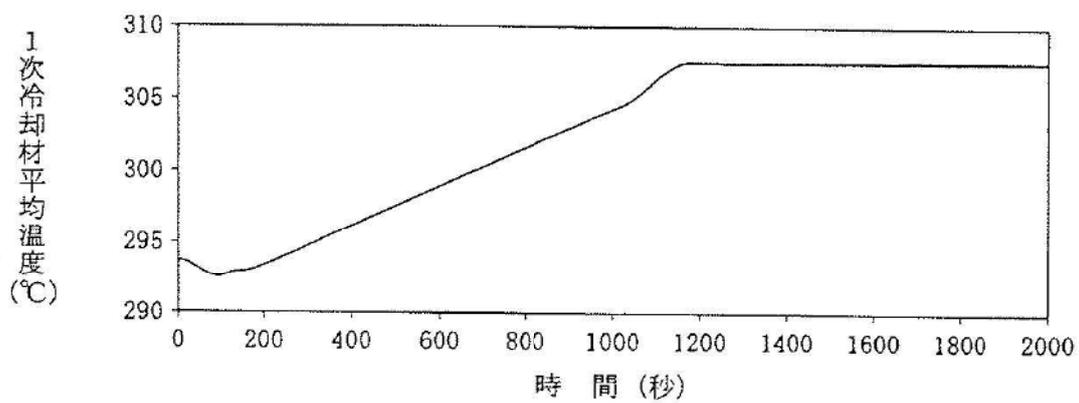
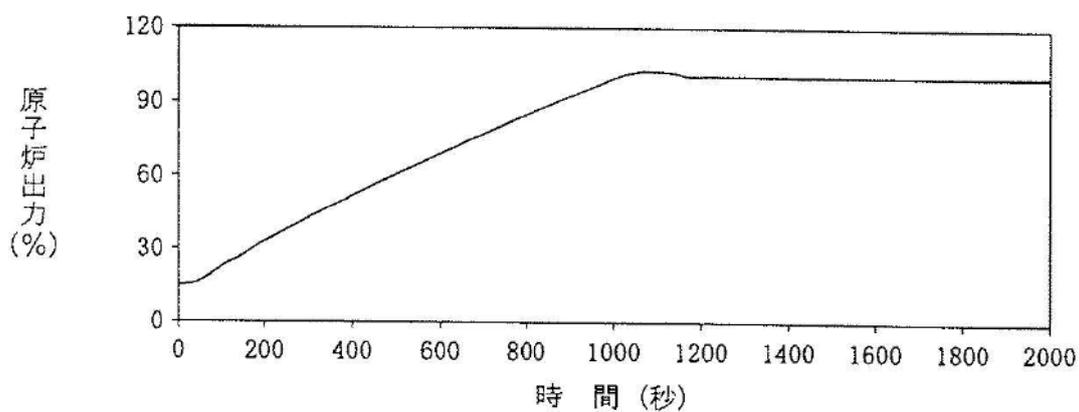
第 3.5.1 図 動特性シミュレーションモデル



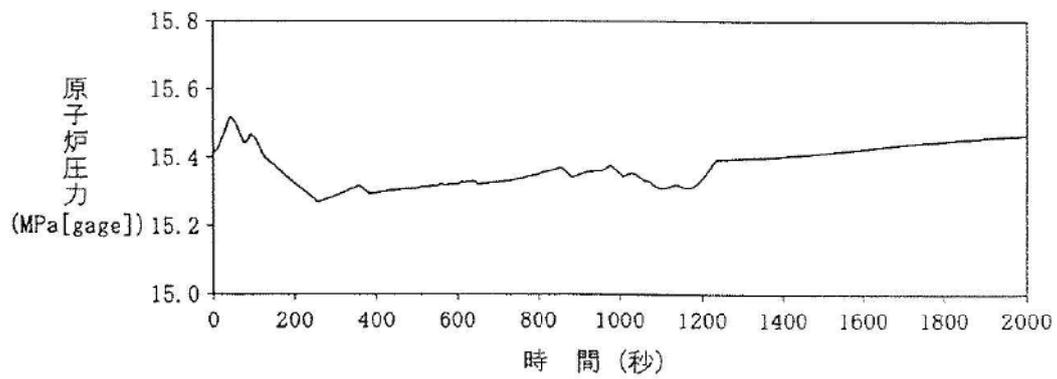
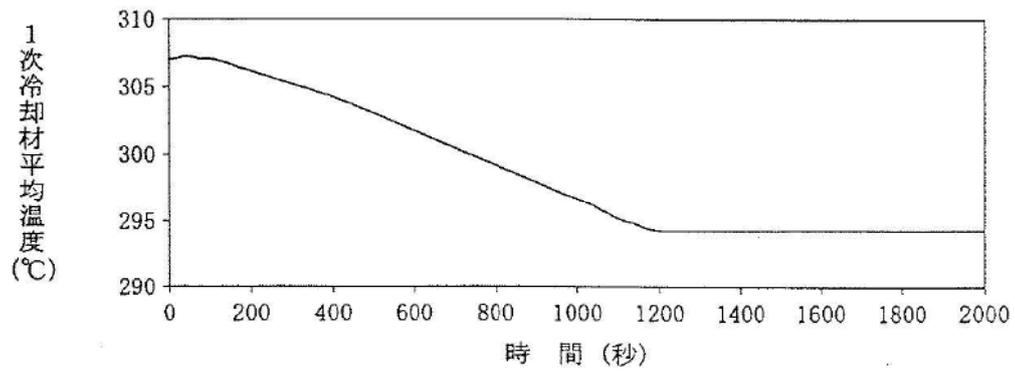
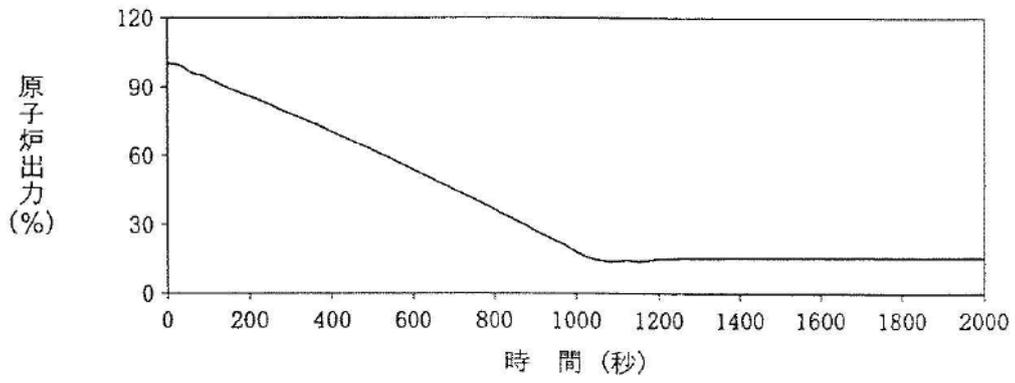
第 3.5.2 図 10%ステップ状負荷減少の場合 (100%→90%)



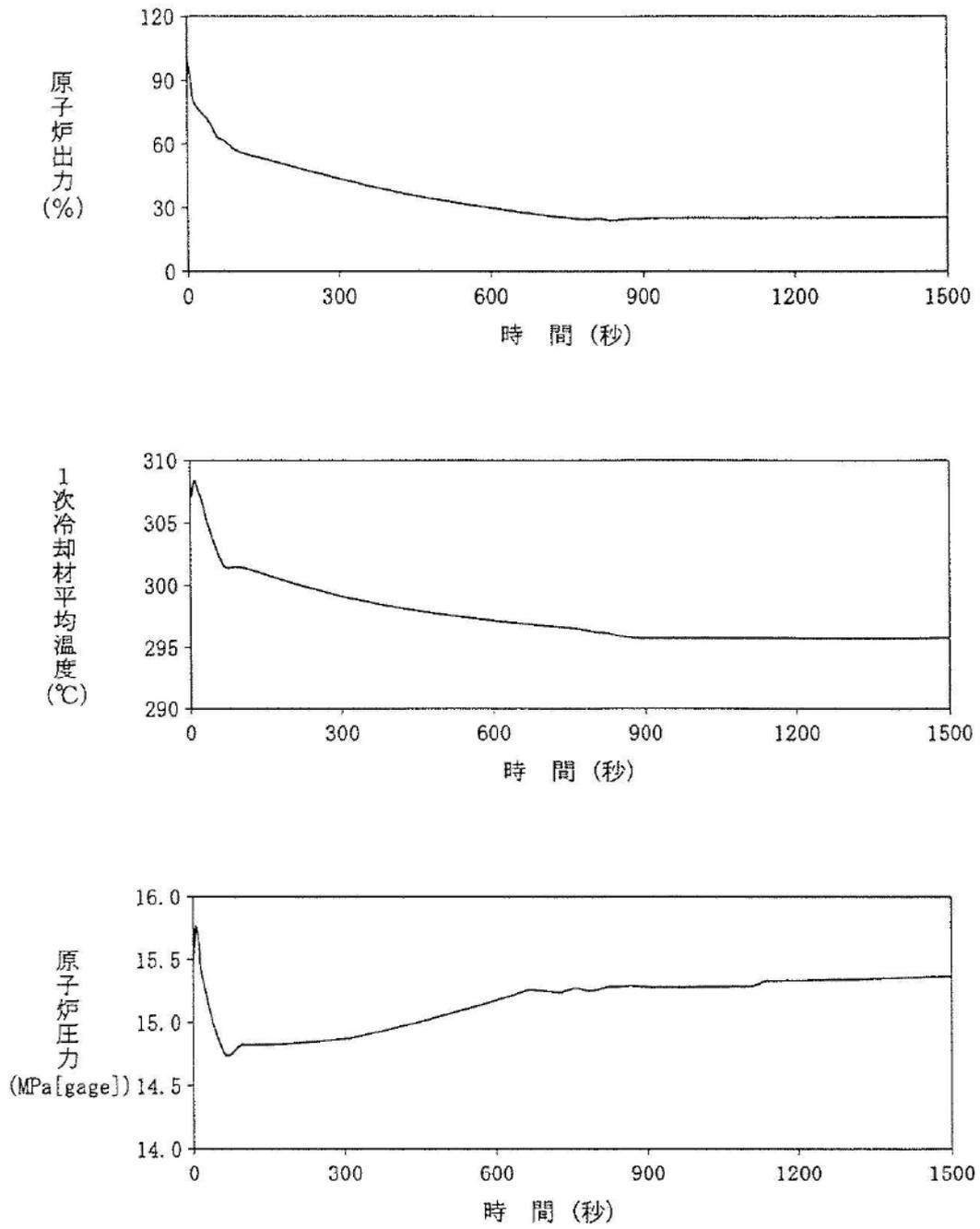
第 3.5.3 図 10%ステップ状負荷増加の場合 (90%→100%)



第 3.5.4 図 5%/min ランプ状負荷増加の場合 (15%→100%)



第 3.5.5 図 5%/min ランプ状負荷減少の場合 (100%→15%)



第 3.5.6 図 75%ステップ状負荷減少の場合 (100%→25%)

3.6 参考文献

- (1) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2燃料の機械設計」
MHI-NES-1021改3
三菱重工業、平成14年
- (2) 「原燃工製PWRステップ2燃料の改良因子について」
NFK-8116改3
原子燃料工業、平成14年
- (3) 「原燃工製PWRステップ2燃料の機械設計について（大飯1,2,3,4号）」
NFK-8119改1
原子燃料工業、平成15年
- (4) 「燃料被覆管のクリープコラプスについて」
MAPI-1030
三菱原子力工業、昭和49年
- (5) 「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」
NFK-8026改3
原子燃料工業、昭和56年
- (6) 「原燃工製PWRステップ2燃料集合体の開発」
NFK-8114改1
原子燃料工業、平成14年
- (7) 「燃料ペレットの焼きしまりにについて」
MAPI-1032
三菱原子力工業、昭和50年
- (8) 「燃料ペレット焼きしまりの評価」
NFK-8010改6
原子燃料工業、平成14年
- (9) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」
MHI-NES-1002改1
三菱重工業、平成14年
- (10) 「三菱PWRの燃料設計計算コードの概要」
MAPI-1019改1

- 三菱原子力工業、昭和63年
- (11) 「燃料棒性能解析コード (FPAC)」
NFK-8011改7
原子燃料工業、平成14年
- (12) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」
J.A.Christensen,R.J.Allio and A.Biancheria、WCAP-6065、
1965
- (13) 「改良統計的熱設計手法について」
MHI-NES-1009改1
三菱重工業、平成12年
- (14) 「三菱製バーナブルポイズン (BP) 集合体について」
MAPI-1073
三菱原子力工業、昭和60年
- (15) 「原燃工B型バーナブルポイズンの概要」
NFK-8079改4
原子燃料工業、昭和60年
- (16) 「改良統計的熱設計手法について」
NFK-8107改1
原子燃料工業、平成12年
- (17) 「PWR燃料の使用実績」
MHI-NES-1022
三菱重工業、平成14年
- (18) 「原燃工B型燃料の照射実績」
NFK-8049改10
原子燃料工業、平成14年
- (19) 「ガドリニア入り燃料の核設計」
MAPI-1066改4
三菱重工業、平成14年
- (20) 「三菱PWRの新核設計手法と信頼性」
MAPI-1087改5

- 三菱重工業、平成10年
- (21) 「三菱PWRのPHOENIX-P/ANCによる核設計の信頼性」
MHI-NES-1025
三菱重工業、平成14年
- (22) 「PWR核設計手法と信頼性（改良NULIFシステム）」
NFK-8102
原子燃料工業、平成7年
- (23) 「改良NULIFシステムにおけるPWR核設計手法の信頼性」
NFK-8113改1
原子燃料工業、平成14年
- (24) 「三菱PWRにおける出力分布制御について」
MHI-NES-1027
三菱重工業、平成14年
- (25) 「PWRのキセノン振動制御」
原子力学会誌、Vol.19 No.1（1977）
- (26) 「A型及びB型燃料集合体の共存する炉心特性（4ループ17×17型ステップ2燃料集合体）」
NFK-8122
原子燃料工業、平成14年
- (27) 「THINC-IVコードの概要」
MAPI-1044
三菱原子力工業、昭和51年
- (28) 「PWR熱水力設計手法」
NFK-8024改6
原子燃料工業、平成14年
- (29) 「三菱新DNB相関式（MIRC-1）について」
MAPI-1075改3
三菱重工業、平成12年
- (30) 「DNB相関式について」
MAPI-1029改2

三菱重工業、平成12年

(31) 「原燃工新DNB相関式（NFI-1）について」

NFK-8087改1

原子燃料工業、平成12年

(32) 「三菱PWRの過渡解析と実測の比較」

MAPI-1046改1

三菱重工業、平成14年

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概要

(3号炉)

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、燃料体等を発電所内に搬入してから発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取替えは、平衡時には年に約 1 回行い、この時に取り出す燃料集合体は約 60 体を予定している。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1.1 図及び第 4.1.1.2 図に示す。

発電所に搬入した新燃料は、補助建屋クレーン等を使用して、受取検査後、原子炉周辺建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替チャンネル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮蔽及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常 12 箇月間以上冷却し、冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

さらに、燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち、原子炉周辺建屋内の燃料取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備は 1 号炉、2 号炉及び 3 号炉共用とする。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

(4号炉)

3号炉の3号を4号に読み替える他は、3号炉に同じ。

(3号炉及び4号炉)

4.1.1.2 設計方針

燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、燃料体等の搬入から搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

- (1) 燃料の取扱設備及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (2) 燃料貯蔵設備は、適切な格納性と補助建屋給気系統及び補助建屋排気系統を有する区画として設計する。
- (3) 新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数（全炉心燃料の約30%相当）に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料の取出し及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数（全炉心燃料の約130%相当）に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため2重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。
- (5) 使用済燃料の取扱設備及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。
- (6) 使用済燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。
- (7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、基準地震動に対して機能を維持する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

使用済燃料ピット水位は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。

使用済燃料ピット温度は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の線量当量率を測定する使用済燃料ピット区域エリアモニタは、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。

さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水ピットからほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水を注水できる設計とする。

(8) 使用済燃料の貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料の貯蔵設備は、ほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

新燃料の貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

(10) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等

にて確認することにより、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー（39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、使用済燃料ピットからの隔離を確保するとともに、基準地震動による地震力に対しても床面や壁面へ固定する等により、地震時にも落下を防止できる設計とする。

a. 原子炉周辺建屋

原子炉周辺建屋の天井を支持する鉄骨梁及び柱は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。天井は、鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。壁は、梁や柱の外側に取り付け、使用済燃料ピット内に落下しない構造とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震力に対し、クレーン本体、転倒防止金具等及びレール基礎ボルトにおける評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

- (a) クレーン本体に発生する地震力に対して、評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、各部発生応力が許容応力以下であること。
- (b) クレーンの転倒防止金具等に発生する地震力に対して、評価が保守的となるよう吊荷の条件を考慮し、各部発生応力が許容応力以下であること。
- (c) 地震によって発生する各方向の力に対し、レール基礎ボルトの発生応力が許容応力以下であること。

c. 補助建屋クレーン

補助建屋クレーンは、使用済燃料ピットの上部に走行レールが無く、仮に脱落したとしても建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替キ

チャナルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。また、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止するとともに、使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずる。

補助建屋クレーンの走行限界位置を第 4.1.1.3 図に示す。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第 4.1.1.1 表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(3号炉)

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、原子炉補助建屋内の独立した区画に設け、キャン型のラックに新燃料を 1 体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が 0.95 以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満となるよう設計する。

貯蔵容量は全炉心燃料の約 75%相当分とする。

貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（1号、2号及び3号炉共用）は、原子炉周辺建屋内に設け鉄筋コンクリート造で、耐震設計 S クラスとする。壁は遮蔽を考慮して十分厚くする。使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、

また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

サイフォンブレーカの配置を第 4.1.1.4 図に示す。

使用済燃料ピットのスチレンス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置し、燃料取替用水ピットからほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水を注水できる設計とする。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約 1,100%相当分とする。

使用済燃料ピット内には、原子炉から取り出した使用済燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラック（1号、2号及び3号炉共用）を配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Sクラスとする。使用済燃料ラックは、材料としてステンレス鋼または中性子吸収材であるボロンを添加したステンレス鋼を使用し、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下になるように決定する。

使用済燃料ピットには、新燃料を初装荷時に気中で、また、燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒等を貯蔵する。

また、使用済燃料輸送容器を置くためにキャスクピットを設ける。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器の除染を行う。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと原子炉補助建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して原子炉補助建屋内チャンネル（1号、2号及び3号炉共用、既設）と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネルの側壁の高さ及び内張り材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内チャンネルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンである。

移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体はマストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブの下部にあるグリッパは、空気作動式とし、燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

架台及び移送台車の駆動並びにグリッパチューブの昇降を安全かつ確実にを行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動は架台上のホイスト、取扱工

具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、フックは 2 重ワイヤとし、取扱工具は、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、走行部はレールを抱え込む構造とする。

(7) 補助建屋クレーン

補助建屋クレーン（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器及び新燃料の移動を安全かつ確実に行う天井走行クレーンである。

補助建屋クレーンは、フックを 2 重ワイヤとし新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器及び新燃料の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないような設計とし、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように限定する。

(8) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1 体の燃料集合体を載せることのできる箱型エレベータで、補助建屋クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイルセーフ設計とするとともに 2 重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(9) 燃料移送装置

燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

(10) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(11) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、使用済燃料ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(12) 使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット区域エリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室において監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発信する。

(4号炉)

3号炉の3号を4号に読み替える他は、3号炉に同じ。

4.1.1.5 評価

- (1) 燃料取扱設備は、2重ワイヤ、インターロック等により燃料体等の落下を防止する。
- (2) 使用済燃料ピットは、耐震設計Sクラスとするとともに、ピット底部には排水口を設けないので冷却水が著しく減少することはない。
また、使用済燃料ピットは、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれることはない。
- (3) 新燃料貯蔵庫は、必要なラック中心間隔をとっていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。
さらに、新燃料は気中で貯蔵されていること、また浸水することのない構造としている。
- (4) 使用済燃料ピットは、必要なラック中心間隔をとっていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。

さらに、使用済燃料ピットは、ほう素濃度 2,800ppm 以上のほう酸水で満たし、また底部には排水口を設けない構造としている。

4.1.1.6 試験検査

燃料取扱及び貯蔵設備は、機器の使用に先立って機能試験、検査を実施する。また使用済燃料ピットのほう素濃度は定期的に分析する。

4.1.1.7 手順等

(1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

- a. 使用済燃料ピット周辺の設備やクレーンで取り扱う吊荷については、4.1.1.2 設計方針(10)の考え方にに基づき使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性を評価し、落下防止措置を実施する。
- b. 使用済燃料ピット上の燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より 4.9m とすることを手順等で整備し、的確に操作を実施する。
- c. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、燃料取扱設備の吊荷に対する落下防止対策として、ワイヤ2重化や可動範囲制限等を施した設備を使用することとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
- d. 補助建屋クレーンにより、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、燃料ピットゲートを閉止する。また、使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度の制限に関する運用上の措置を講ずることとし、それらを手順等に整備し、的確に実施する。
- e. クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。
- f. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

- g. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守管理に関する教育を行う。
- (2) 使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピット区域エリアモニタに要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。
- (3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守管理に関する教育を行う。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概要

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

4.1.2.2 設計方針

4.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットは、通常時の系統構成を変えずに重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における原子炉周辺建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

4.1.2.3 主要設備及び仕様

燃料の取扱設備及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 4.1.2.1 表に示す。

4.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

(3号炉)

4.2.1 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び3号炉共用）は、第4.2.1図に示すように、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成し、次の機能を持つ。

- (1) 使用済燃料ピット内に貯蔵した使用済燃料から発生する崩壊熱を除去する。
- (2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

4.2.2 設計方針

- (1) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却し、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。
- (2) 使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、浄化するためにフィルタ及び脱塩塔を設ける。
- (3) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。
- (4) 使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出せず、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

4.2.3 主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

4.2.4 主要設備

(1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済

燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、1台故障の場合でも必要量を確保できるよう2台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

(2) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（1号、2号及び3号炉共用、一部既設）は、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は3基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料と1号炉及び2号炉使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替で原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平均温度が52℃を超えないように設計する。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも使用済燃料ピット水平均温度を65℃以下に保つ。

使用済燃料ピット冷却器の胴側に原子炉補機冷却水を通し、管側には使用済燃料ピット水を通す。

(3) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水ピット水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

(4) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（1号、2号及び3号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水ピット水中の固形状不純物を除去するためにも使用する。

4.2.5 評価

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号、2号及び3号炉共用、一部既設）は使用済燃料ピット水の浄化ができ、使用済燃料ピットに全貯蔵容量の使用済燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力があり、使用済燃料ピット水平均温度を、52℃以下に、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも65℃以下に保つことができる。

4.2.6 試験検査

使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を定期的に分析する。

また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、中央制御室に警報を発する。

（4号炉）

3号炉の3号を4号に読み替えるほかは3号炉に同じ。

4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

4.3.1 概要

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の概略系統図を第4.3.1図及び第4.3.2図に示す。

4.3.2 設計方針

(1) 使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮蔽及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ及び燃料

取替用水ピットの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、送水車及び軽油ドラム缶を使用する。

海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とし、送水車の燃料は、軽油ドラム缶を用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・軽油ドラム缶（3号及び4号炉共用）（10.7 補機駆動用燃料設備）

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。軽油ドラム缶については、「10.7 補機駆動用燃料設備」にて記載する。非常用取水設備の貯水堰及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(2) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）を設ける。

可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）として、送水車、スプレーヘッド及び軽油ドラム缶を使用する。

海を水源とする送水車は、可搬型ホースによりスプレーヘッドを介

して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。送水車の燃料は、軽油ドラム缶を用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・送水車
- ・スプレイヘッダ
- ・軽油ドラム缶（3号及び4号炉共用）（10.7 補機駆動用燃料設備）

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料の取扱設備及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。軽油ドラム缶については、「10.7 補機駆動用燃料設備」にて記載する。非常用取水設備の貯水堰及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下かつ水位低下が継続し、燃料損傷に至った場合には原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に大量の水を放水することによりできる限り燃料損傷の進行緩和及び環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水）として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大容量ポンプ（放水砲用）に接続することにより、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に大量の水を放水できる設計とし、建屋の損壊等により開口部がある状態においては、建屋内の使用済燃料ピット周辺に向けた放水ができる設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）の燃料は、燃料油貯蔵タン

ク又は重油タンクよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。
具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（放水砲用）（3号及び4号炉共用）
- ・放水砲（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、
「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の貯水堰及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(4) 使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な設備として以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を使用済燃料ピット監視カメラにより監視できる設計とする。

また、使用済燃料ピット監視カメラは、その環境影響を考慮して使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置にて冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット水位は、吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等を可搬型とすることにより、ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性

を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット水位（AM用）
- ・可搬式使用済燃料ピット水位
- ・使用済燃料ピット温度（AM用）
- ・可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ
- ・使用済燃料ピット監視カメラ
- ・使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
- ・重油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、使用済燃料ピット水位（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ並びに使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

送水車を使用した使用済燃料ピットへの代替注水は、ポンプ付のエンジンによる駆動方式を採用することにより、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能

に対して多様性を持った起動方式により駆動できる設計とする。また、海を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする燃料取替用水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

送水車は、原子炉周辺建屋内の燃料取替用水ピット、燃料取替用水ポンプ、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器と屋外の離れた位置に分散して保管及び配置することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット水位（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ並びに使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する送水車及びスプレイヘッドは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

送水車、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、車輪止め又はアウトリガーにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

スプレイヘッダは、固縛又はアウトリガーにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピット監視カメラは、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.3.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

送水車は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の注水設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る注水量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位の低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮蔽基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る注水量を有する設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出