

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 12 条（安全施設）に係る説明書  
（その 3：第 12 条第 3～6 項）

2019 年 11 月 18 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所高速実験炉部

## 目 次

今回説明範囲

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
  - 2.1 安全設計の方針
  - 2.2 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 12 条第 3～6 項）への適合性説明

(別紙)

別紙 1 : 安全施設における環境条件の想定

別紙 2 : 安全施設における試験又は検査

別紙 3 : 安全施設に対する飛散物の考慮

別紙 4 : 安全施設の共用又は相互接続

## 安全施設における環境条件の想定

安全施設の設計においては、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度、中性子照射量等の環境条件を想定する。なお、炉心の変更に伴い、通常運転時の原子炉熱出力：100MW、原子炉出口冷却材温度：約 456℃、原子炉入口冷却材温度：約 350℃としていること、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における燃料最高温度、被覆管最高温度、冷却材最高温度は、既許可に包絡されることから、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリ等の設計温度や圧力等の変更を必要とするものはなく、安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができる。

### 【主要な環境条件の想定】

#### <温度>

- ・ 原子炉容器／主中間熱交換器／1次主冷却系ホットレグ配管：550℃
- ・ 1次主循環ポンプ／1次主冷却系コールドレグ配管：450℃
- ・ 主冷却器／2次主冷却系ホットレグ配管：520℃
- ・ 2次主循環ポンプ／2次主冷却系コールドレグ配管：400℃
- ・ 制御棒駆動系／後備炉停止制御棒駆動系：65℃（駆動部）  
130℃／550℃  
（上部案内管回転プラグ上面エリア／下面エリア）  
650℃（ラッチ機構）  
500℃／550℃／650℃（下部案内管下部／中部／上部）
- ・ 原子炉格納容器（鋼壁温度）：最高 150℃／最低-15℃
- ・ 燃料交換機／燃料出入機／トランスファーロータ：275℃／275℃／150℃

#### <圧力>

- ・ 原子炉容器：7.2kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.706MPa[gage]）
- ・ 主中間熱交換器：管側 5.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.49MPa[gage]）  
胴側 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.098MPa[gage]）
- ・ 1次主循環ポンプ：7.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.686MPa[gage]）
- ・ 主冷却器：3.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.294MPa[gage]）
- ・ 2次主循環ポンプ：5.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.49MPa[gage]）
- ・ 原子炉格納容器：内圧 1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.13MPa[gage]）  
外圧 0.05kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.0049MPa[gage]）
- ・ 燃料交換機：内圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.098MPa[gage]）  
外圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.098MPa[gage]）
- ・ 燃料出入機：内圧 0.5kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.049MPa[gage]）  
外圧 1.0kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.098MPa[gage]）
- ・ トランスファーロータ：内圧 1.35kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.13MPa[gage]）  
外圧 0.05kg/cm<sup>2</sup>[gage]（約 0.0049MPa[gage]）

<中性子照射量>

- ・ 原子炉容器： $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ ) ※ 設計寿命推定量： $8.0 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ )  
( $3.48 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$  ( $E > 0.1 \text{MeV}$ ) \*に相当)

\*： 「常陽」建設当時においては、高速中性子を「 $E > 1 \text{MeV}$ 」と定義。一方で、サーベイランス材を用いて、中性子照射による材料への影響を確認する際に使用する規格・基準においては、高速中性子を「 $E > 0.1 \text{MeV}$ 」と定義しており、「常陽」では、併用。

## 安全施設における試験又は検査

安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。ここでは、「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」を参考に、以下の安全施設を対象とした。これらの安全施設における試験又は検査の方法等を第1表に示す。

- ・ 原子炉冷却材バウンダリ機能（PS－1）
- ・ 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能（MS－1）
- ・ 1次冷却材漏えい量の低減機能（MS－1）
- ・ 原子炉停止後の除熱機能（MS－1）
- ・ 放射性物質の閉じ込め機能（MS－1）
- ・ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（MS－1）
- ・ 安全上特に重要な関連機能（MS－1）
- ・ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能のうち、使用済燃料貯蔵設備に関するもの（PS－2）
- ・ 燃料を安全に取り扱う機能（PS－2）
- ・ 燃料プール水の保持機能（MS－2）
- ・ 放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS－2）の一部

第 1 表 安全施設における試験又は検査 (1/3)

機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系	試験又は検査の方法等
原子炉冷却材バウンダリ機能 (P S - I)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	/	・ ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確認。 ・ 検査孔において、配管（内側）の外表面に損傷やナトリウム漏えいがないことを検査（供用期間中検査）。 ・ 供用期間中検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査（施設定期自主検査）に該当。 【別添1】
原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能 (M S - I)	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	・ 原子炉起動前にスクラム検査、作動検査、インターロック検査を実施。多重化した系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査が可能。 ・ 出力運転に先立ち、過剰反応度検査、反応度抑制効果検査、最大反応度付加率検査、原子炉停止余裕検査を実施。 ・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査（施設定期検査又は施設定期自主検査）に該当。
1次冷却材漏えい量の低減機能 (M S - I)	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管（外側）又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレーク弁 ⑤ 1次予熱要素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装（ナトリウム漏えい検出器）	・ 原子炉起動前に弁の作動検査を実施。 ・ 原子炉起動前に、ナトリウム漏えい検出器について、検出回路の動作や検出器の断線有無を確認。 【別添2】、【別添3】



第 1 表 安全施設における試験又は検査 (2/3)

機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系	試験又は検査
原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 1次主冷却系               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 1次主循環ポンプボイモータ</li> <li>2) 逆止弁</li> </ol> </li> <li>② 2次主冷却系               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 主冷却機 (主送風機を除く。)</li> </ol> </li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉容器               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 本体</li> </ol> </li> <li>② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)</li> </ol> </li> <li>③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)</li> </ol> </li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動前に1次主循環ポンプボイモータの作動検査及び性能検査を実施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・ 原子炉起動前に主冷却機インレットベーン・ダンパの作動検査を実施。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> <li>・ 原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリの健全性は、ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより確認。</li> </ul>
放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 格納容器</li> <li>② 格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 関連する核計装</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動前に格納容器隔離弁の作動検査を実施。</li> <li>・ 定期的に、格納容器全体の漏えい率検査を実施。</li> <li>・ 隔離弁や貫通部について、漏えい検査を実施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> </ul>
工学的安全施設及び原子炉停止への作動信号の発生機能 (MS-1)	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉保護系 (スクラム)</li> <li>② 原子炉保護系 (アイソレーション)</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 関連する核計装</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動前に設定値確認検査及び作動検査を実施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> <li>・ 信号バイパススイッチを設け、原子炉運転中にあっても、緊急遮断のための性能検査として、原子炉保護系の動作要素の設定値の確認を実施できるような措置 (1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ、外部電源喪失を除く。)</li> </ul>
安全上特に重要な関連機能 (MS-1)	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 中央制御室</li> <li>② 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの)</li> <li>③ 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)</li> <li>④ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>① 関連する補機冷却設備</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉起動前にディーゼル発電機の作動検査、蓄電池の作動検査及び外観検査を実施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> </ul>

第 1 表 安全施設における試験又は検査 (3/3)

機能	構築物、系統又は機器	特記すべき 関連系	試験又は検査
<p>原子炉冷却材 バウンダリに 直接接続されていない ものであって、 放射性物質を 貯蔵する機能のうち、 使用済燃料貯蔵設備に関するもの (P S-2)</p>	<p>構築物、系統又は機器</p> <p>① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池</p>	<p>特記すべき 関連系</p>	<p>試験又は検査</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水冷却池及び貯蔵ラックの外観検査を実施。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> </ul>
<p>燃料を安全に 取り扱う機能 (P S-2)</p>	<p>① 核燃料物質取扱設備</p>	<p>特記すべき 関連系</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取扱用キャスクカー及び燃料洗浄設備における冷却能力確認検査、回転プラグや燃料交換機、燃料出入機等の作動検査を実施。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> </ul>
<p>燃料プール水 の保持機能 (M S-2)</p>	<p>① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁 ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁</p>	<p>特記すべき 関連系</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水冷却池の外観検査を実施。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> <li>・ サイフォンブレイク弁の作動検査を実施。</li> </ul>
<p>放射線の遮蔽 及び放出低減機能 (M S-2) の一部</p>	<p>① アニュウラス部排気系 1) アニュウラス部排気系 (アニュウラス部常用排気フ ィルタを除く。 ② 非常用ガス処理装置</p>	<p>特記すべき 関連系</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ アニュウラス部排気系の圧力確認検査を実施。</li> <li>・ 非常用ガス処理装置の作動検査及び捕集効率検査を実施。</li> <li>・ 上記検査は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験又は検査 (施設定期検査又は施設定期自主検査) に該当。</li> </ul>

参考：「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」において、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならぬ安全施設と要求事項

構築物、系統及び機器	要求事項	該当する「常陽」の安全施設
反応度制御系及び原子炉停止系	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験のできる設計であること</li> </ul>	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 (MS-1)
原子炉冷却材圧力バウンダリ	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること</li> </ul>	原子炉冷却材バウンダリ機能 (PS-1) 1次冷却材漏えい量の低減機能 (MS-1)
残留熱を除去する系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験のできる設計であること</li> </ul>	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)
非常用炉心冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること</li> </ul>	— (該当なし)
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験のできる設計であること</li> </ul>	原子炉停止後の除熱機能 (MS-1)
原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> <li>定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること</li> <li>電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること</li> </ul>	放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)
隔離弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること</li> </ul>	放射性物質の閉じ込め機能 (MS-1)
原子炉格納容器熱除去系	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験のできる設計であること</li> </ul>	— (該当なし)
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験のできる設計であること</li> </ul>	放射線の遮蔽及び放出低減機能 (MS-2) の一部
安全保護系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原則として原子炉の運転中に、定期的な試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャネルが独立に試験できる設計であること</li> </ul>	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 (MS-1)
電気系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能であること</li> </ul>	安全上特に重要な関連機能 (MS-1)
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること</li> </ul>	原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであつて、放射性物質を貯蔵する機能のうち、使用済燃料貯蔵設備に関するもの (PS-2) 燃料を安全に取り扱う機能 (PS-2) 燃料プールの水の保持機能 (MS-2)

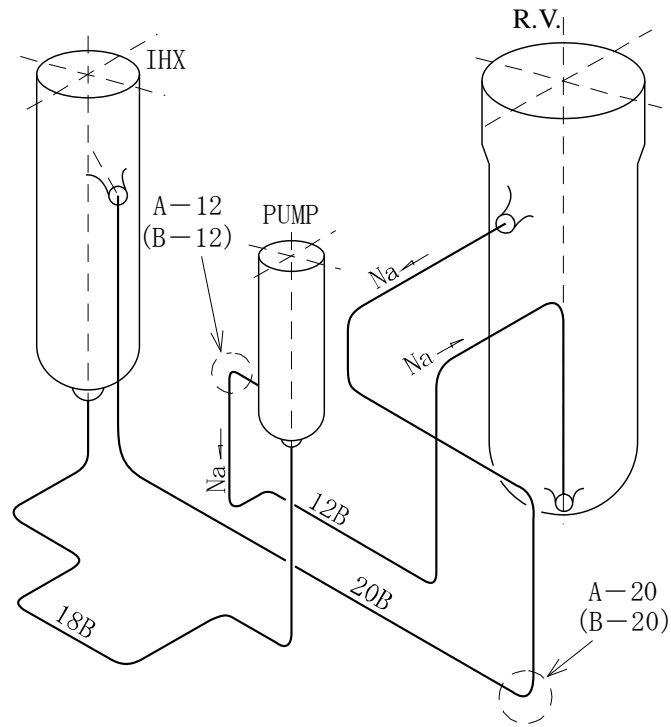
## 配管エルボ部の試験検査

原子炉冷却材バウンダリにおける試験又は検査に関し、ナトリウム漏えい検出器による常時監視を基本としている。原子炉冷却材バウンダリを構成する配管には、以下に示す対策を講じており、設計条件において、配管の破断が生じることはない。また、配管エルボに代表される応力集中部における熱膨張応力や熱応力等による疲労（クリープ疲労）破損が、相対的に、最も注意すべき破損様式となるが、設計にあつては、当該破損様式も考慮しており、設計条件の下で配管の破損が生じることはなく、当該監視は、原子炉冷却材バウンダリの機能確保に十分な試験検査性を有する。

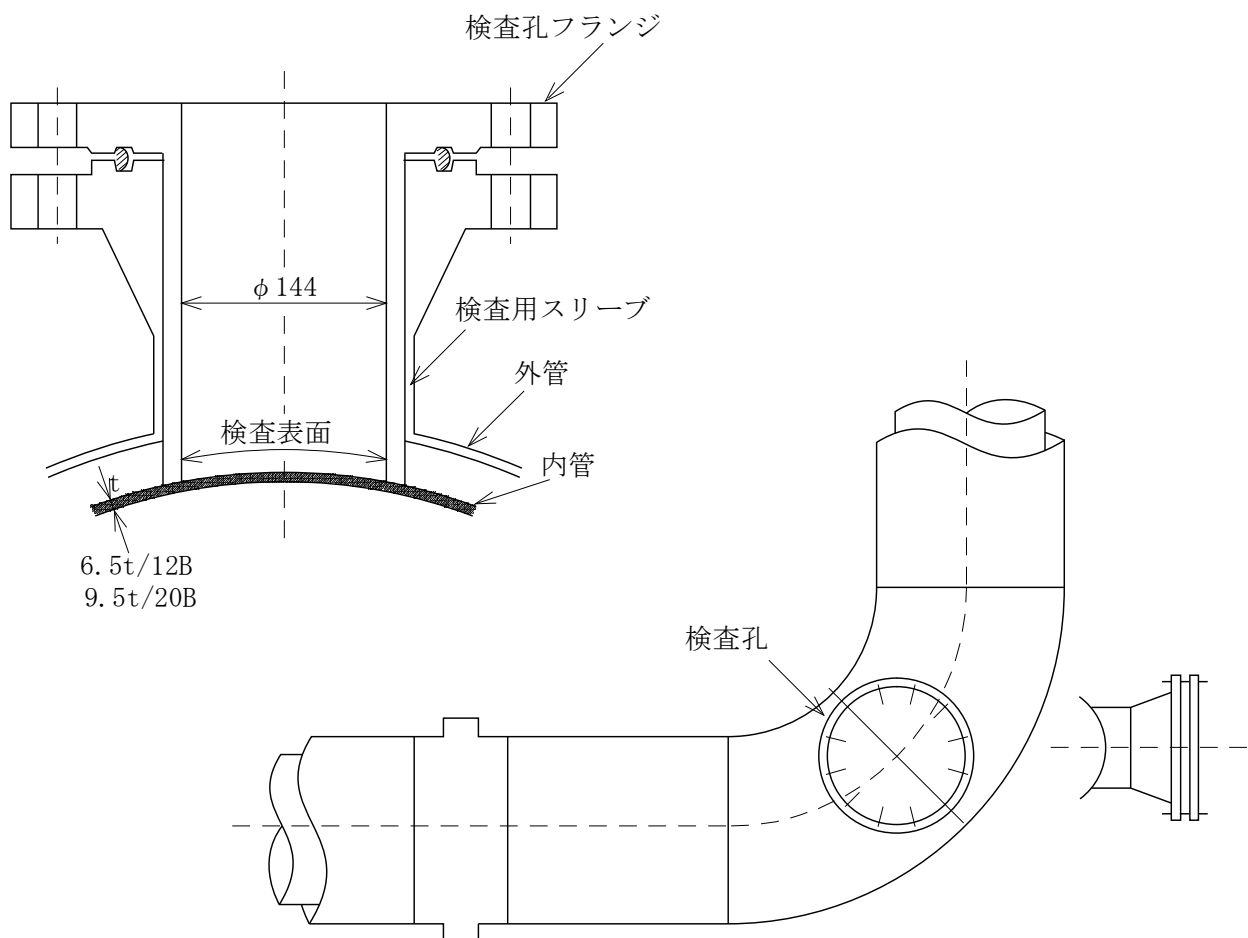
- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。

ただし、相対的に、最も注意すべき疲労破損の発生を想定した場合、当該破損は、疲労き裂が進展し、配管肉厚を貫通した形態となる。「常陽」の供用期間中検査にあつては、当該疲労破損に着目し、配管エルボの側面を代表点（ホットレグ：1点×2ループ、コールドレグ：1点×2ループ）とし、外観目視検査を実施している（第2回～第13回施設定期検査では施設定期検査項目として実施／第14回施設定期検査では施設定期自主検査項目として実施）。

配管検査孔の構造を第1図に示す。当該検査孔を用いて、配管表面にき裂、腐食、変形及びナトリウム漏れがないことを目視にて確認している（配管検査孔外観：第2図参照、配管表面写真：第3図参照）。



( ) 内Bループ



第1図 1次主冷却系配管検査孔の構造 (検査用スリーブを取り付けた状態)



通常時

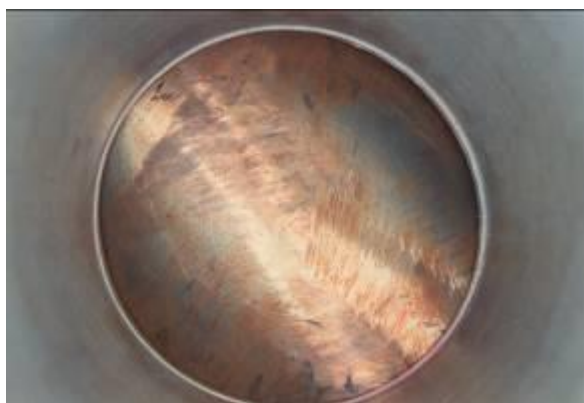


検査時

第2図 配管検査孔外観（一例）

ホットレグ（例：Aループ）

コールドレグ（例：Aループ）



昭和 55 年 12 月 1 日（第 2 回施設定期検査）



平成 17 年 7 月 21 日（第 14 回施設定期検査）

第3図 配管表面写真（一例）

## リークジャケットの健全性確保の考え方

リークジャケットは、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、1次冷却材の漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持する構造を有する。また、当該二重構造の間にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出可能としている。さらに、当該二重構造の間に、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器の予熱にも使用される。リークジャケットは原子炉冷却材バウンダリとは独立に設置し、耐震重要度分類SクラスかつMS-1の安全施設として設計する。また、その構造、使用環境（窒素ガス雰囲気、低压）から、破損が生じる可能性は低い。リークジャケットの健全性確保の考え方を以下に示す。

- ・ 原子炉停止時において、メンテナンスのため、1次冷却材を1次冷却材ダンプタンクにドレンする場合がある。1次冷却材ドレン時にあつては、予熱窒素ガス系隔離弁を「開」とし、加熱された窒素ガス（約200℃）を通気する。1次冷却材充填後にあつては、予熱窒素ガス系隔離弁を「閉」とするため、リークジャケットの内圧は、リークジャケット圧力制御系により、約3.43～約13.24kPaの一定の範囲\*1に制御される。リークジャケットの健全性が損なわれた場合、リークジャケットの内圧の低下や供給弁の作動頻度の増大等により、その異常を検知できる。

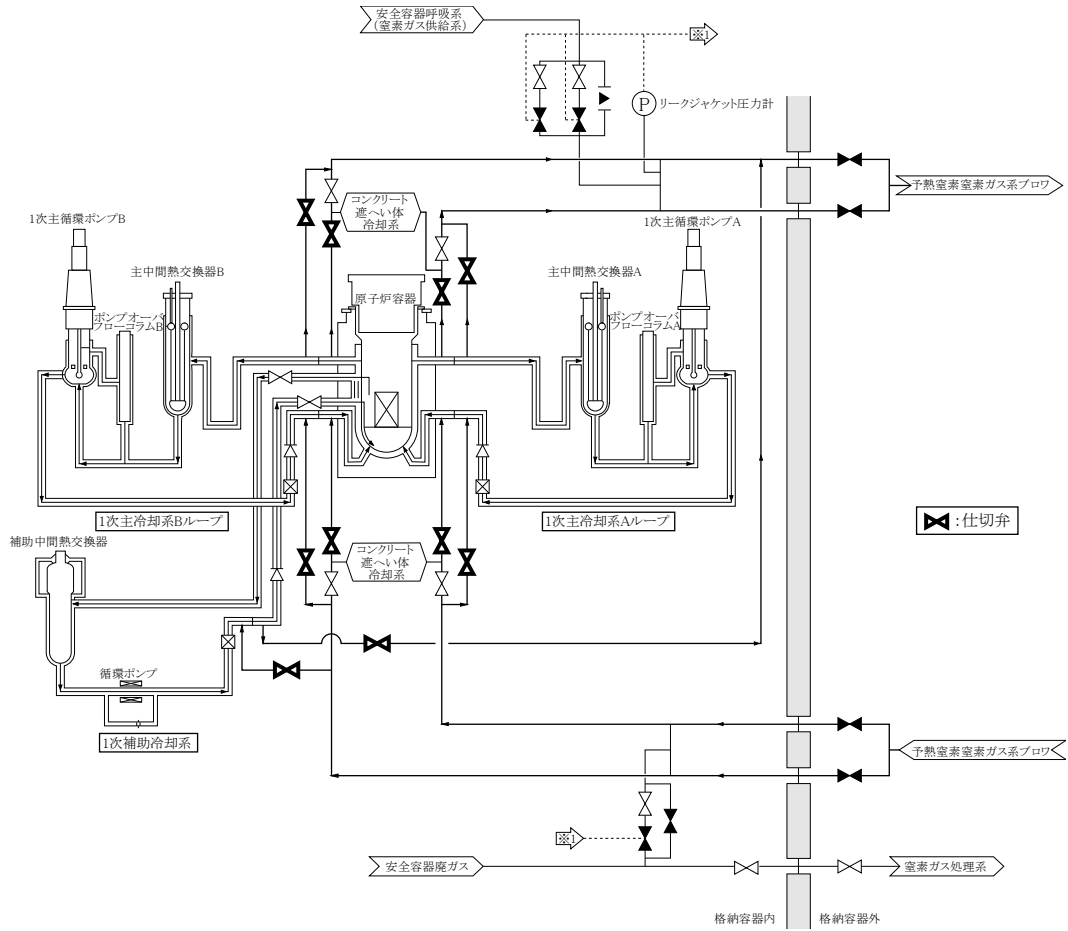
\*1： 当該内圧は、その外側に位置する安全容器の内圧（約0.686～約2.94kPa）を上回るものとし、リークジャケットへの外圧の付加を防止。

※ リークジャケット系統図：第1図参照

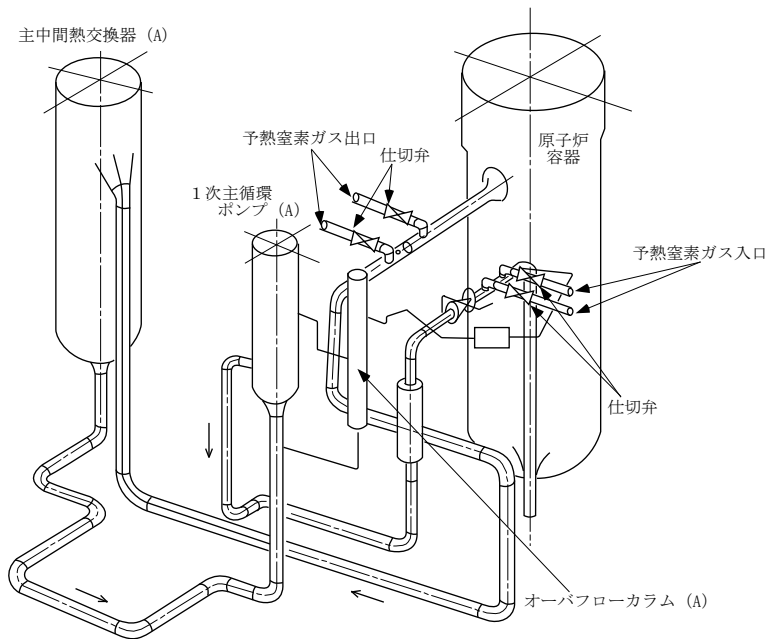
- ・ リークジャケット～仕切弁の範囲にあつては、原子炉容器と同様、オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）を使用している。中性子照射による材料への影響は、原子炉容器構造材のサーベイランス材を用いた試験で代表（原子炉容器の設計寿命（設計定格出力運転時間：131,500時間）における中性子照射量（ $E > 0.1\text{MeV}$ ）の推定値（ $3.48 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ ）を超える中性子照射にあつても、原子炉容器等の材料の機械的強度特性は許容値を満足）されており、十分な破壊じん性を有する。

※ リークジャケットと仕切弁の配置図（Aループ）：第2図参照

- ・ 上記より、リークジャケットについて、供用中の試験検査をしなくとも、その機能は高い信頼性で確保できるものと判断できる。



第1図 リークジャケット系統図



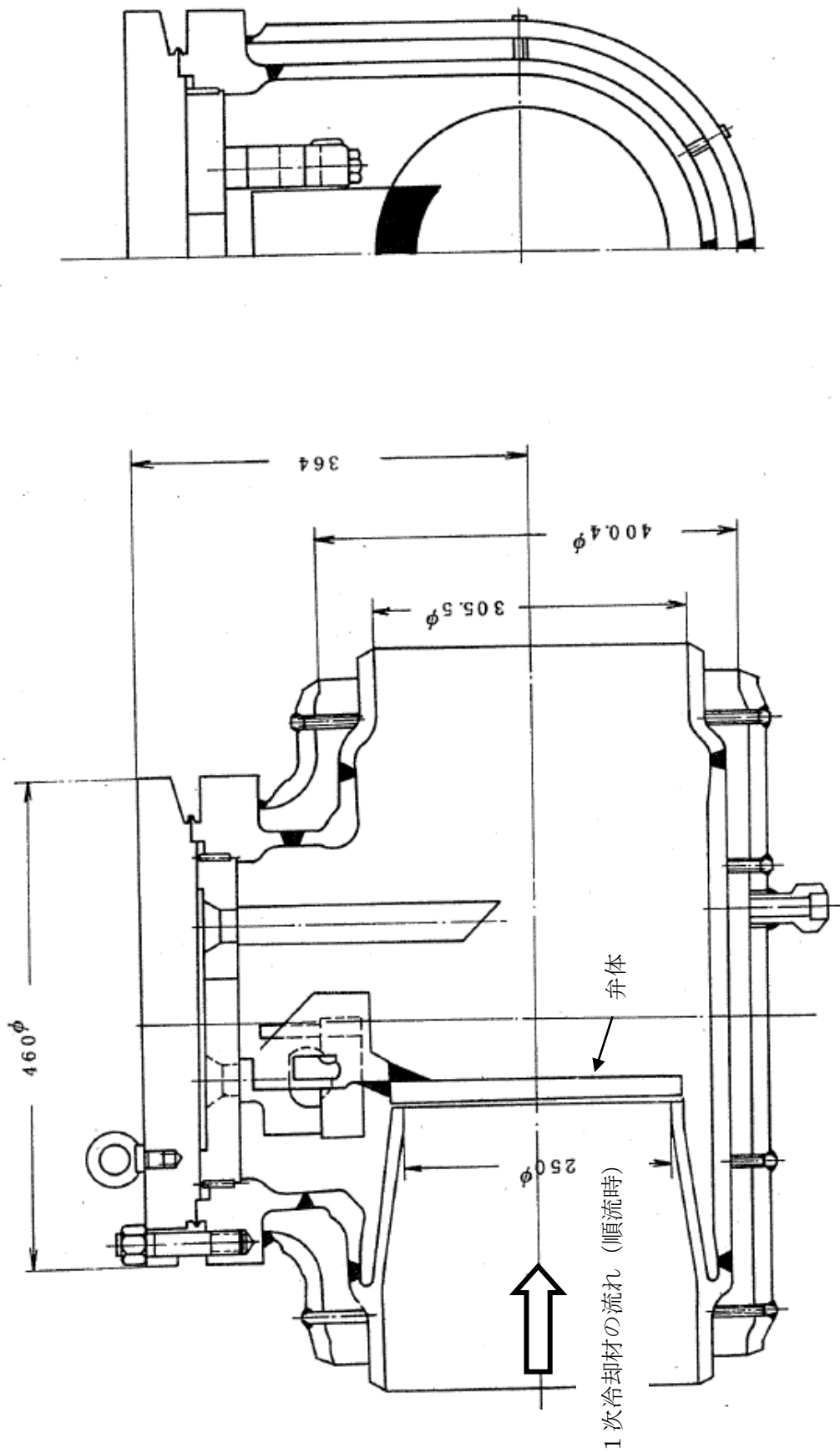
第2図 リークジャケットと仕切弁の配置図 (Aループ)



1 次主冷却系逆止弁の健全性確保の考え方
----------------------

1 次主冷却系逆止弁は、1 ループの 1 次主循環ポンプで冷却材を循環させる事象が生じた場合にあって、1 次主循環ポンプが停止しているループに、冷却材が逆流し、炉心流量が大きく低下することを防止することを主な目的としている。

1 次主冷却系逆止弁の構造を第 1 図に示す。当該逆止弁は、スイング式に該当し、1 次主循環ポンプ運転時には、流動している冷却材の圧力で弁体が押し開かれる一方で、1 ループのポンプ停止時には、配管内の逆流により弁が閉じる構造を有する。構造が簡単であり、駆動源を必要としないことも相まって、供用中の試験検査をしなくとも、その機能は高い信頼性で確保できるものと判断できる。なお、設計基準事故である「1 次主循環ポンプ軸固着事故」では、「事故ループの逆止弁の開固着」を単一故障として想定している。当該機能を喪失した場合にあっては、必要な炉心流量を確保できるため、原子炉停止後の除熱機能に過度な影響を及ぼすことはない。



第1図 1次主冷却系逆止弁の構造