

安全保護系検出器に係る溢水影響評価及び内部火災影響評価について

令和 2 年 11 月 18 日  
日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所

1. 経緯

令和 2 年 9 月 14 日の審査会合で JRR-3 の新規規制基準対応に係る設工認に関する技術的審査が終了したことを受け、最終補正提出前に改めて設工認申請漏れがないことの確認を行ったところ、設工認その 1 3 で申請した溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する申請書中に安全保護系検出器に係る評価が抜けていることが判明した。このため、以降に示す安全保護系検出器に係る溢水影響評価及び内部火災影響評価を、補正にて設工認その 1 3 の該当する編の申請書に追記する。

2. 安全保護系に関する溢水防護、火災防護の基本方針

JRR-3 においては、内部溢水発生時や内部火災発生時は事象確認後、当該事象が施設の安全性に影響を及ぼすおそれのある場合には原子炉を停止するとしている。また、安全保護回路はその信頼性を確保するため、フェールセーフの設計と 1 out of 2 のロジックにより構成されている。

上記の方針及び設計を踏まえ、JRR-3 では安全保護回路のうち原子炉の運転状態の異常を検知し、原子炉を停止させる回路を内部溢水及び内部火災の防護対象としている。防護対象となる安全保護回路の整理フローを図 1 に、整理結果を表 1 に示す。

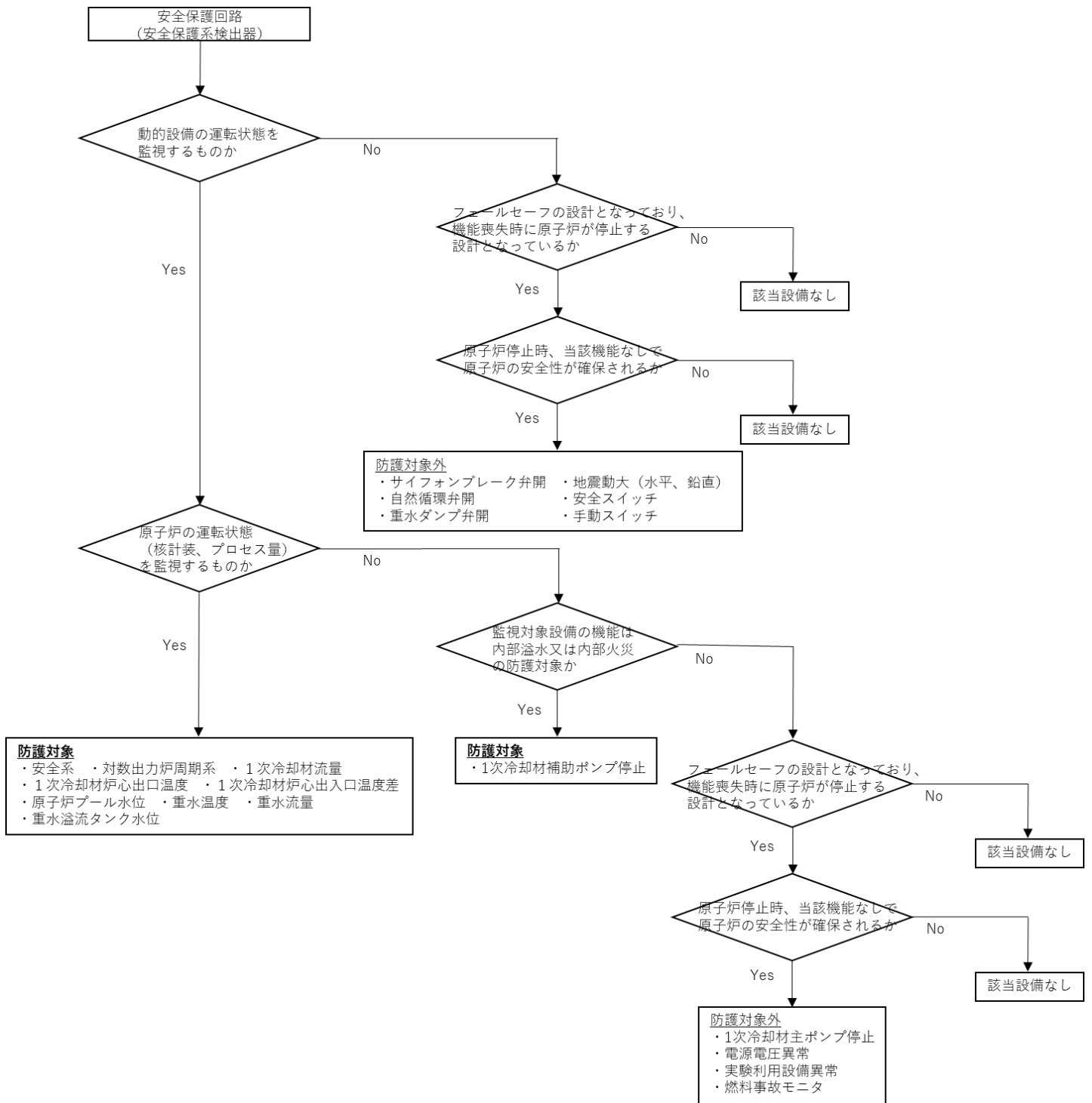


図1 安全保護系検出器の溢水、火災防護対象選定フロー

注) 原子炉プール水位については、内部溢水時と内部火災時で防護の必要性が異なるため、  
詳細を表1に示す。

表1 防護対象となる安全保護回路の整理結果

対象回路	設備概要と防護の必要性について	防護の要否
安全系	原子炉の出力や臨界状態を監視する設備のため、原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。 1次冷却系のプロセス量を監視するための設備のため、防護する必要がある。 なお、1次冷却材流量及び1次冷却材炉心出口温度は原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。	○
対数出力炉周期系		○
1次冷却材流量		○
1次冷却材炉心出口温度		○
1次冷却材炉心出入口温度差(1次冷却材炉心入口温度)		○
原子炉プール水位	炉心の冠水状態を監視し、原子炉プール水位低下時にはサイフォンブレイク弁を開とするための設備であるため、内部溢水発生時には防護する必要がある。 なお、内部火災発生時には原子炉プール水位が低下する事象は起こらないため、防護対象外となる。	(溢水) ○ (火災) ×
サイフォンブレイク弁開	当該回路はサイフォンブレイク弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
1次冷却材主ポンプ停止	1次冷却材主ポンプの運転状態を監視し、1次冷却材主ポンプ停止時に原子炉をスクラムさせる回路であるが、1次冷却材主ポンプの動的な機能は内部溢水及び内部火災の防護対象にはされていないため、当該回路についても防護する必要はない。 なお、当該回路が信号喪失した場合には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
1次冷却材補助ポンプ停止	1次冷却材補助ポンプの運転状態を監視する設備のため、原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。	○
重水温度	重水冷却系のプロセス量を監視するための設備のため、原子炉停止まで防護する必要がある。	○
重水流量		○
重水溢流タンク水位		○
自然循環弁開	当該回路は自然循環弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×

対象回路	設備概要と防護の必要性について	防護の 要否
重水ダンプ弁開	当該回路は重水ダンプ弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
電源電圧異常	当該回路は JRR-3 原子炉施設の商用電源喪失時に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
地震動大（水平、鉛直）	当該回路は設定値（水平 80gal、鉛直 40gal）以上の地震による加速度を感知した場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
実験利用設備異常	当該スクラム信号は実験利用設備の運転状態を監視するものであるが、スクラムの目的は実験利用設備の設備保護（資産保護）のためであり、当該機能を喪失したとしても原子炉の安全性を損なうことはない。	×
安全スイッチ	当該スイッチは原子炉建家内から原子炉を停止させるためのスイッチであり、当該機能を喪失したとしても施設の安全性を損なうことはない。	×
手動スクラム	当該スイッチは中央制御室に設置されたものであるが、中央制御室には溢水源がなく、他の区画から原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる。 同様に中央制御室内で火災が発生した場合でも、中央制御室外原子炉停止盤等により原子炉を停止することができる。	×
燃料事故モニタ	当該回路は炉心の燃料が損傷し、環境中へ放射性物質が放出されるおそれのある場合に原子炉を停止させ、更に設計基準で想定した放射性物質が放出されるおそれのある事故が発生した場合に非常用排気設備を起動させるものである。 内部火災又は内部溢水発生時には炉心の燃料が損傷することがないため、非常用排気設備は防護対象設備とされていないことから当該回路についても防護対象外である。	×

### 3. 安全保護系検出器に係る溢水影響評価

内部溢水影響評価に当たっては、地震により発生する溢水と単一の機器破損により発生する溢水の2通りを想定することになっているが、安全保護系検出器については耐震Bクラスで設計されているため、単一の機器破損による溢水のみを想定する。

防護対象となる安全保護系検出器の溢水影響評価は、表2のとおりであり、単一の機器破損による内部溢水に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。

表2 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価

対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価	
			機能喪失の有無	安全性への影響等
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、溢水の影響を受けることはない。
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	
1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、溢水の影響を受けることはない。
1次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階(カナル下)	無	<u>別紙-1に評価の詳細を示す。</u>
1次冷却材炉心出入口温度差(1次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	カナルプール内に設置されているため、溢水の影響を受けることはない。
原子炉プール水位	差圧伝送器	原子炉建家1階	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、溢水の影響を受けることはない。
1次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階(8区画)	無	1次冷却材補助ポンプ電源盤に設置されているため、1次冷却材補助ポンプ電源盤被水対策設備(設工認その7)により防護される。
重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階(重水区画)	無	<u>別紙-1に評価の詳細を示す。</u>
重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、溢水の影響を受けることはない。
重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造(JIS C 0920、NEMA4相当)のため、溢水の影響を受けることはない。

#### 4. 安全保護系検出器に係る火災影響評価

防護対象となる安全保護系検出器については、設置場所がプール内、原子炉建家地階であり（図 2 及び図 3 に設置場所を示す。）、運転員以外の人々の立入が出来ない又は制限されている区画である。また、周囲の状況から発火源となりうる物も近接して設けられていないため、当該機器に接続する信号ケーブルの火災を想定する。なお、安全保護系検出器に接続されているケーブルは全て難燃性のものを設置当初より使用している。

防護対象となる安全保護系検出器の火災影響評価は、表 3 のとおりであり、当該機器を発火源とする火災に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。

表 3 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部火災影響評価

対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	火災影響評価	
			機能喪失の有無	安全性への影響等
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	2 系統独立に設置されているため、当該機器を発火源とする火災により 1 系統が損傷したとしてももう一方の系統により機能は確保される。
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	
1 次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
1 次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (カナル下)	無	
1 次冷却材炉心出入口温度差(1 次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	
1 次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階 (8 区画)	無	
重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	

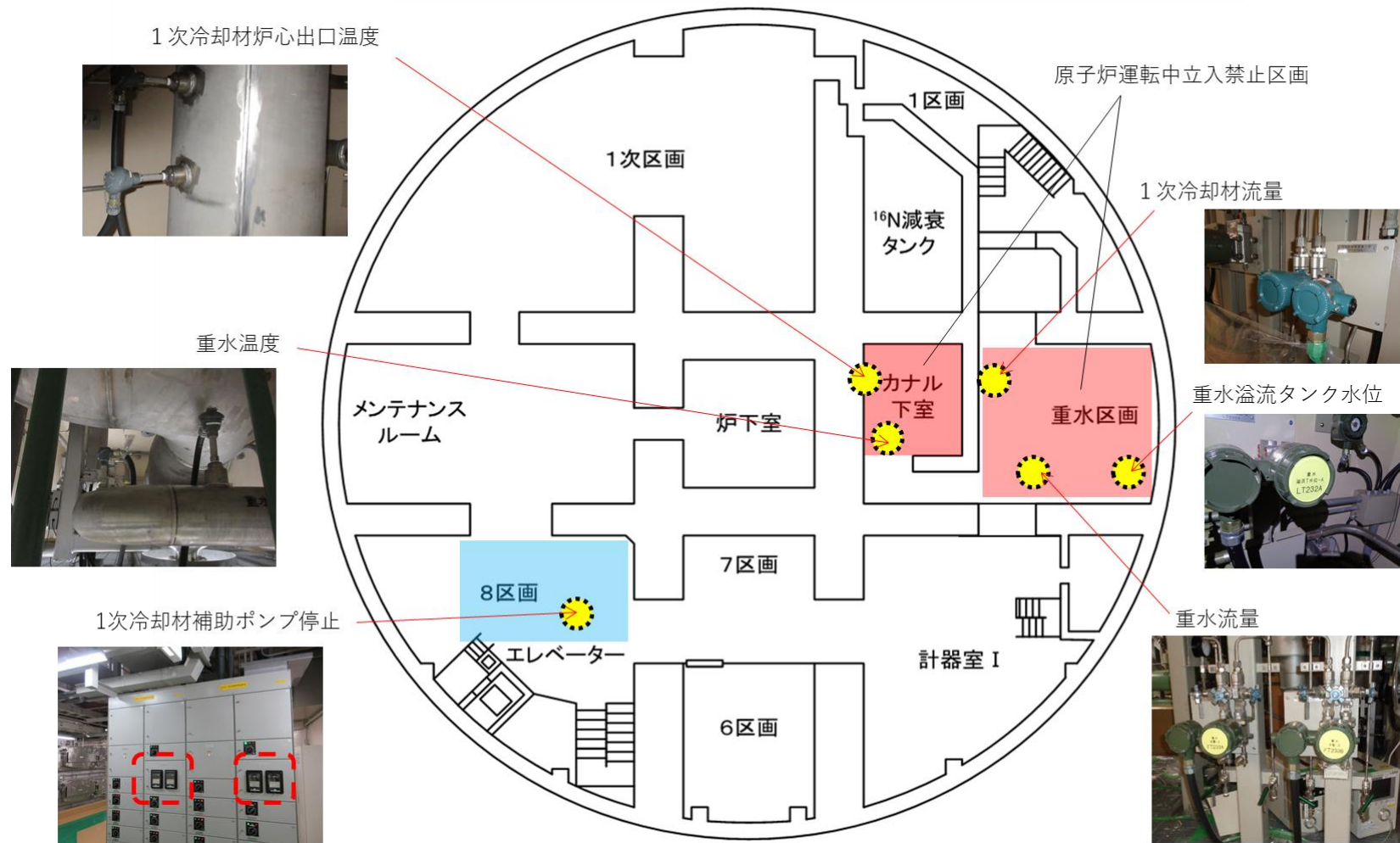


図2 安全保護系検出器設置場所（原子炉建家地階）

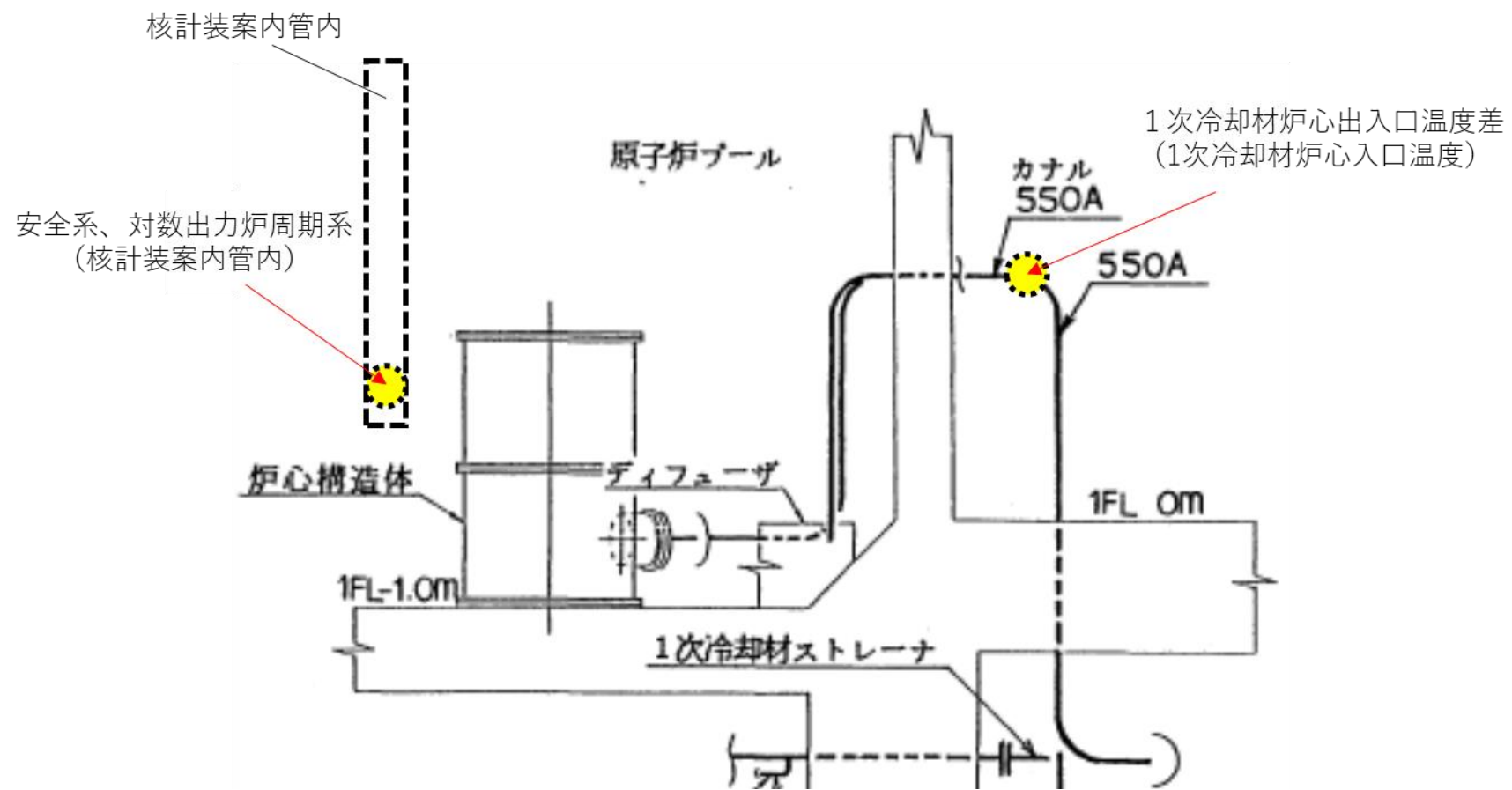


図3 安全保護系検出器設置場所（原子炉プール及びカナールプール内）



安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に係る  
内部溢水影響評価について

1. 概要

内部溢水に対して防護する必要のある安全保護系検出器のうち、測温抵抗体を使用している1次冷却材炉心出口温度及び重水温度について、内部溢水によって必要な機能を喪失しないことを確認した。

2. 溢水想定

内部溢水影響評価に当たっては地震を起因とする溢水と単一の機器破損により生じる溢水の2通りを想定しているが、安全保護系検出器は耐震 B クラスで設計されているため、単一の機器破損による溢水のみを想定する。

1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器が設置されているのは原子炉建家地階のカナル下室であり、カナル下室と空間的に接続している重水区画を含め、当該区画には一般系の配管は設置されていないため、溢水源となりうるのは1次冷却系又は重水冷却系である。

2. 1 1次冷却系からの溢水量

設工認その7添付計算書 1-2 で示したように、原子炉建家地階の1次冷却系配管(550A)でDt/4破断による漏えいが発生することを想定すると、その流出流量Qは以下の式より算出できる。

$$Q = A \times C \times \sqrt{2P/\rho} \times 3600 \quad \dots \dots \dots (2.1)$$

ここで、

Q : 漏えい流量 (m<sup>3</sup>/h)

A : 破断口面積 (m<sup>2</sup>)

C : 損失係数 (0.82)

P : 配管内圧力 (Pa)

ρ : 水の密度 (=998.2 kg/m<sup>3</sup>)

である。

この式に配管の使用条件、破断口の面積を適用すると、計算の条件及び計算結果は表1のとおりとなる。

表 1 1次冷却系からの漏えい評価結果

配管口径	内部圧力 (MPa)	破断口面積 (cm <sup>2</sup> )	漏えい流量 (m <sup>3</sup> /h)
550A	0.45	12.8	114

上記条件で漏えいが発生すると、安全保護系（1次冷却材流量低）が作動し原子炉は自動停止する。1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器の機能を防護すべき時間は崩壊熱除去のための原子炉停止後 30 秒間である。この間に、上記の流量での漏えいがあった場合、その量は約 0.9 m<sup>3</sup>である（評価に当たっては保守的に 1m<sup>3</sup>を用いる。）。

## 2. 2 重水冷却系からの溢水量

重水冷却系配管に破断が生じた場合は安全保護系（1次冷却材流量低）が作動し原子炉は自動停止する。この場合も 2. 1 の場合と同様、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器の機能を防護すべき時間は崩壊熱除去のための原子炉停止後 30 秒間であるが、保守的に重水冷却系が保有する重水量の約 7m<sup>3</sup>が流出することを考える（評価に当たっては保守的に 8m<sup>3</sup>を用いる。）。

## 3. 溢水影響評価結果

溢水が滞留する区画はカナル下室及び重水区画（併せて床面積約 58m<sup>2</sup>）であるが、重水区画には床面に設備機器等が多数設置されていることを考慮し、安全側で評価を行うため、カナル下室（床面積約 12m<sup>2</sup>）で評価を実施する（原子炉建家地階平面図を別図 1 に示す。）。

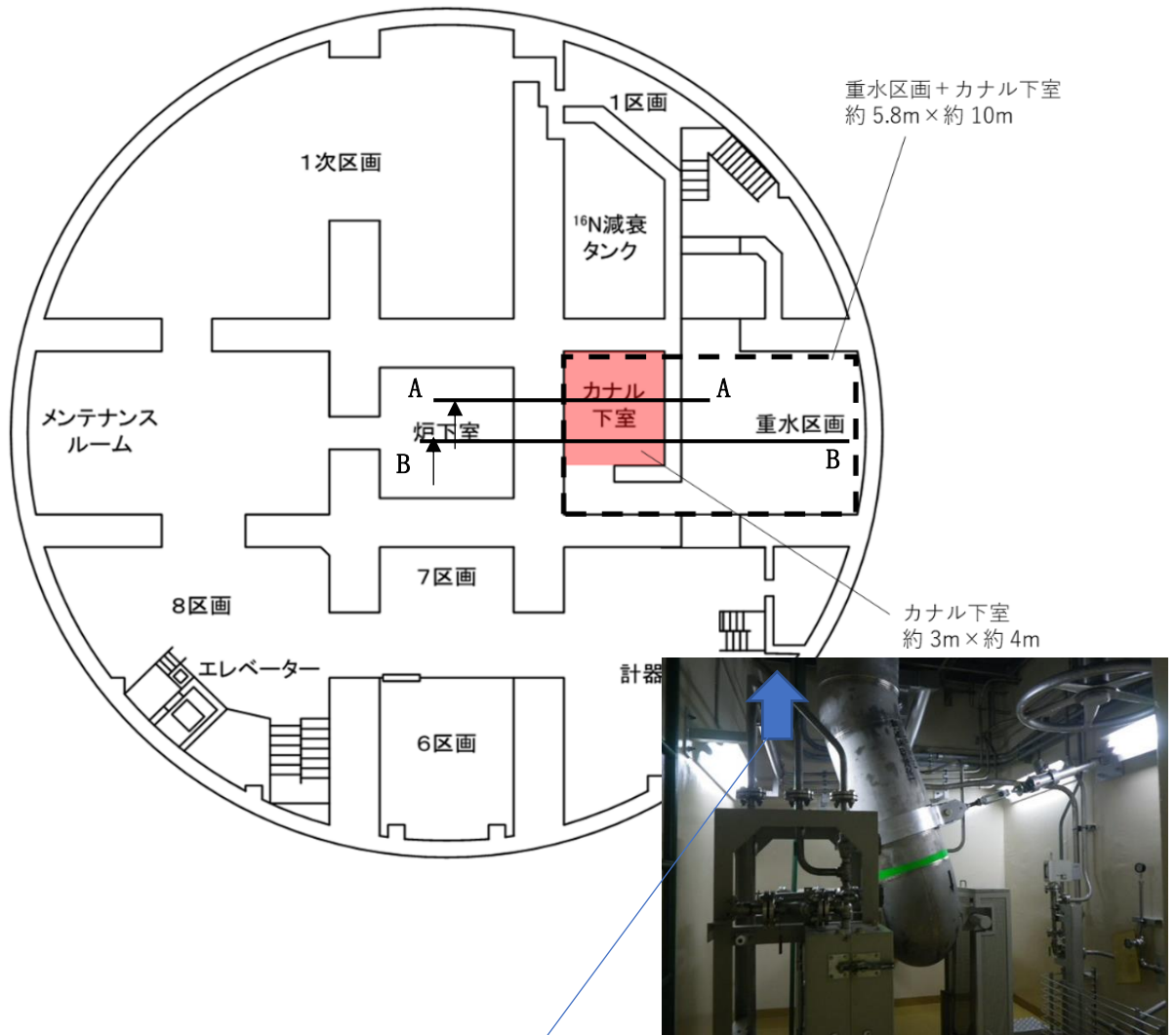
2. で評価した溢水量の水が全てカナル下室に滞留すると仮定すると、水位はそれぞれ以下のとおりとなる。

表 2 カナル下室の溢水による水位上昇評価結果

想定溢水源	溢水量 (m <sup>3</sup> )	水位 (cm)
1次冷却系	1.0	8.4
重水冷却系	8.0	66.7

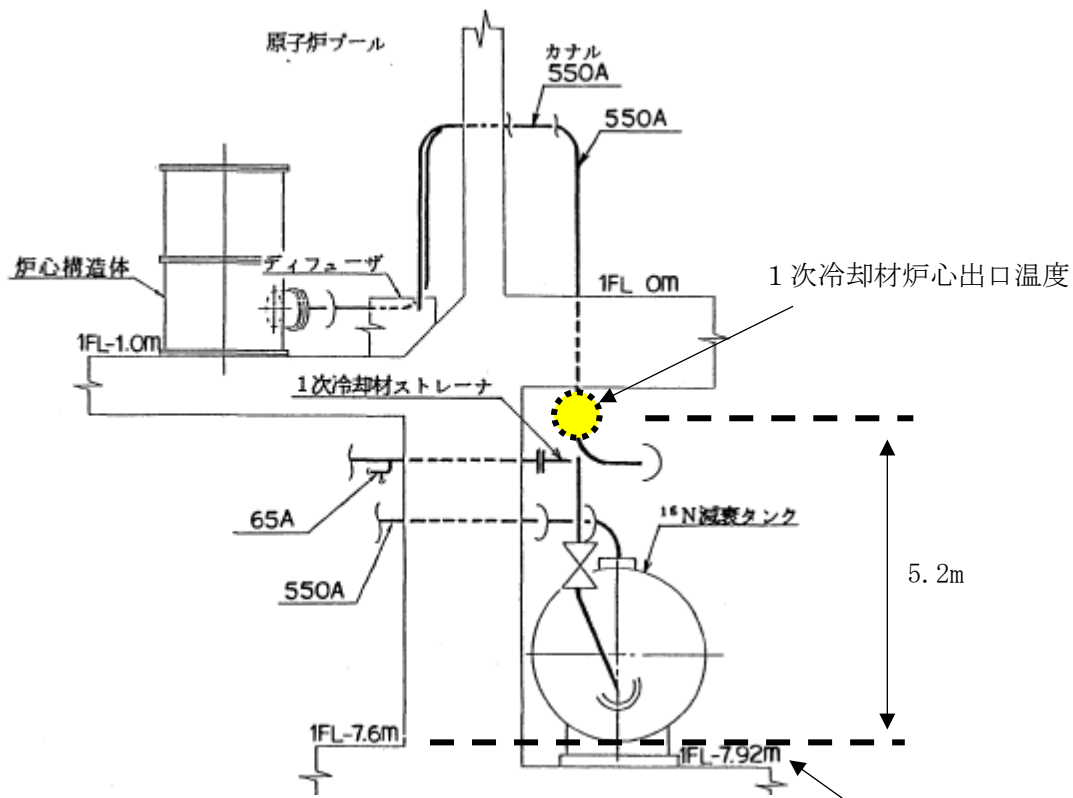
1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器はそれぞれ床面から 5.2m、4.3m の箇所に設置（各検出器の設置高さを別図 2 に示す。）されているため、溢水によって没水することはない。

また、溢水によって検出器が被水したとしても、検出器は密閉された構造（別図 3 に外形図を示す。）であるため、機能を喪失することはない。



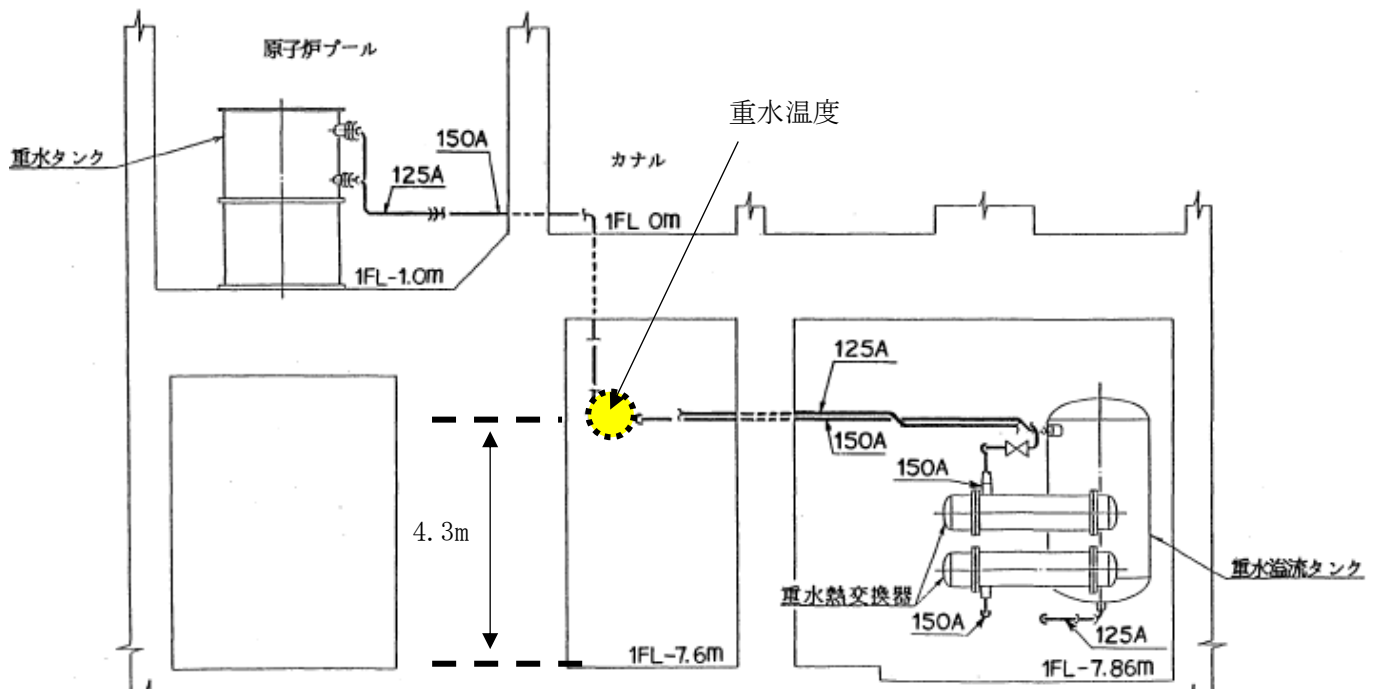
対象の検出器は床面より十分上方に設置されている

別図1 原子炉建家地階平面図



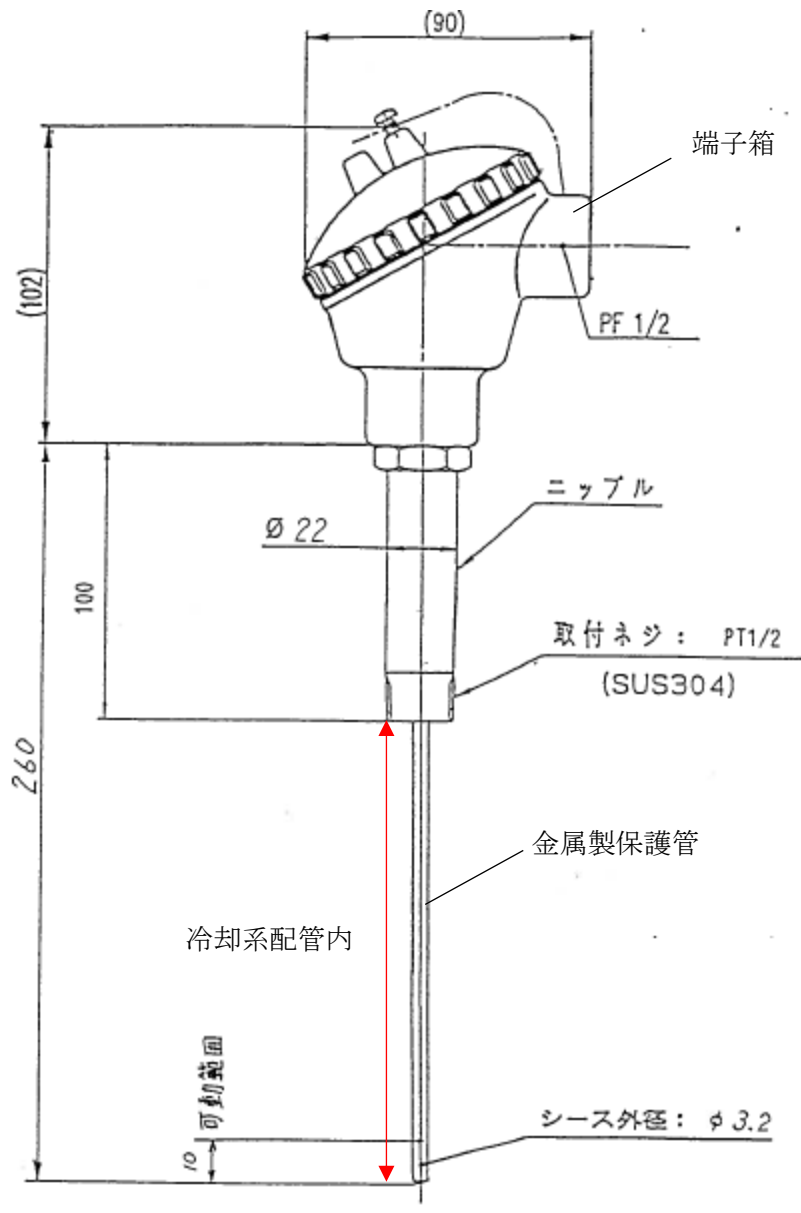
1次冷却系設備配置断面図  
(別図1のAA断面)

注) 1FL-7.92mは<sup>16</sup>N減衰タンク室の床面高さ、チャンネル下室の床面は1FL-7.6m



重水冷却系設備配置断面図  
(別図1のBB断面)

別図2 1次冷材炉心出口温度及び重水温度検出器設置場所



別図 3 測温抵抗体外形図